

福島第二原子力発電所 第3号機

平成16年度（第13回）定期事業者検査の実施状況について

平成17年 12月

東京電力株式会社

目 次

1. 定期事業者検査の概要	1
2. 定期事業者検査の工程	2
3. 定期事業者検査等の結果	4
4. 主要改造工事の概要	10
5. 定期事業者検査中に発生した主な不適合について	12
6. 他プラントで発生した不適合に対する対応について	16
7. その他	19
8. まとめ	20

1. 定期事業者検査の概要

(1) 定期事業者検査の実施状況

3号機（第13回）定期検査及び定期事業者検査は、平成16年12月2日から平成18年1月19日の間（並列は平成17年12月15日、解列から並列まで379日間）の予定で実施しています。

定期事業者検査（本書では以下の内容を総称して「定期事業者検査」）では、原子炉施設、タービン施設等の定期的な点検、法定定期事業者検査の実施、法定定期検査の受検、定期安全管理審査の受審を行うとともに、燃料の一部取替、改造・取替工事を実施し、設備及び機能の健全性・信頼性の維持向上に努めました。

3号機定期事業者検査の実施にあたっては「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2003）」及び「原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209-2003）」を適用規格として、社内で定めた品質マネジメントシステム文書である「原子力品質保証規程」、「保守管理基本マニュアル」、「検査及び試験基本マニュアル」等に基づき、検査毎に定期事業者検査要領書を作成して定期事業者検査を実施しています。また、合わせて原子力安全・保安院（以下、「保安院」）及び独立行政法人原子力安全基盤機構（以下、「機構」）による定期検査を受検しています。

これまでに定期事業者検査116件を実施するとともに、定期検査41件の受検を終了しており、技術基準へ適合していることを確認しています。また、定期安全管理審査11件の受審を終了しています。

今回の定期事業者検査の具体的な実施内容は以下の通りです。

- a. 原子炉施設の法定定期検査（第13回）
- b. タービン施設の法定定期検査（第12回）
- c. 原子炉施設、タービン施設等に関する定期的な点検及び法定定期事業者検査
- d. 主要改造工事
 - ・ 起動領域モニタ設置工事
 - ・ プロセスモニタリング設備取替工事
 - ・ 安全保護系復水器真空度低設定値変更工事
 - ・ 格納容器雰囲気モニタ取替工事
 - ・ 残留熱除去系蒸気凝縮配管改造工事
 - ・ プラントバイタルCVCF（B）取替工事
 - ・ エリアモニタリング設備取替工事
 - ・ 原子炉再循環系配管等修理工事
 - ・ 中操警報制御装置取替工事
 - ・ 制御棒駆動機構ハウジングスタブチューブ溶接部等修理工事
 - ・ 低電導度廃液系ろ過器廃止工事
 - ・ 主発電機回転子修理工事

(2) 定期事業者検査中に発生した主な不適合の処置状況について

定期事業者検査中に発生した不適合に対しては、その都度原因を究明し、再発防止対策を実施しています。

今回の定期事業者検査の実施期間中に発生した主なものは次の通りです。

- ・ 制御棒案内管等の移動作業にかかる不適合について
- ・ 原子炉冷却材浄化系における警報発生について
- ・ 圧力抑制室内の点検・清掃について
- ・ 原子炉再循環系配管のひびについて
- ・ 地震検出器点検時における警報発生について
- ・ 残留熱除去系吸込ストレーナ部の金網の破れについて
- ・ 原子炉再循環系配管取替え工事に伴う警報発生について
- ・ 「B系原子炉自動スクラム」警報の発生について

(3) 他プラントで発生した不適合に対する対応について

他プラントで発生した不適合に対しては、同様な事象発生を未然に防止するための対策を実施しています。

今回の定期事業者検査の実施期間中に実施したものは次の通りです。

- ・ 美浜発電所 3号機配管破損事故に係る対応について
- ・ 泊発電所 2号機再生熱交換器胴側出口配管の損傷を踏まえた点検について
- ・ 福島第一 2号機における湿分分離器ドレンタンク付近での滴下について
- ・ 福島第一 4号機における給水加熱器室主復水器 (A) 北側高所付近からの滴下について
- ・ 柏崎刈羽 1号機における主蒸気リード管ドレン配管のピンホールについて
- ・ 福島第二 1号機における制御棒駆動水圧系配管における減肉について
- ・ 福島第二 1号機における原子炉格納容器内雰囲気モニタの計測不良について
- ・ 福島第二 4号機におけるサンプリングノズルの折損について
- ・ 福島第二 4号機における主蒸気流量検出配管における詰まりについて

2. 定期事業者検査の工程

(1) 定期事業者検査の期間

(添付資料-1)

	計 画	実績及び予定	差
解 列 日	平成 16 年 12 月 2 日	平成 16 年 12 月 2 日	0 日
並 列 日	平成 17 年 6 月 28 日	平成 17 年 12 月 15 日*	170 日*
定期事業者検査終了日	平成 17 年 7 月 26 日	平成 18 年 1 月 19 日*	177 日*
解列から並列までの期間	209 日間	379 日間*	170 日*
定期事業者検査終了迄の期間	237 日間	414 日間*	177 日*

※：H17.12.5時点での予定を示す。

(2) 定期事業者検査期間の変更経緯

今回の定期事業者検査は、平成16年12月2日に開始し、上記予定で進めておりますが、定期事業者検査期間はこれまで当初計画から以下の通り変更申請をしています。

<当初計画；平成16年11月2日申請>

自 平成16年12月 2日

至 平成17年 7月26日（総合負荷性能検査）

並列日は平成17年 6月28日（解列から並列まで209日間）

<第1回変更；平成17年 4月28日変更申請>

自 平成16年12月 2日

至 平成17年 8月26日（総合負荷性能検査）

並列日は平成17年 7月31日（解列から並列まで242日間）

変更理由

制御棒駆動機構ハウジング等におけるひびらしきものの調査対応により工程を変更した。

<第2回変更；平成17年 7月29日変更申請>

自 平成16年12月 2日

至 未定（総合負荷性能検査）

変更理由

原子炉再循環系配管の点検において確認された継手のひび評価対応により検査希望日を変更した。なお、検査希望日が確定できないため未定とした。

<第3回変更；平成17年 9月12日変更申請>

自 平成16年12月 2日

至 平成18年 1月11日（総合負荷性能検査）

並列日は平成17年12月15日（解列から並列まで379日間）

変更理由

原子炉再循環系配管の点検で確認されたひびのあった継手を取替えることにより検査希望日が確定したことから工程を変更した。

<第4回変更；平成17年 12月1日変更申請>

自 平成16年12月 2日

至 平成18年 1月19日（総合負荷性能検査）

並列日は平成17年12月15日（解列から並列まで379日間）

変更理由

工程を詳細に検討した結果、総合負荷性能検査日を変更した。

3. 定期事業者検査等の結果

(1) 定期事業者検査の結果

(添付資料-2)

今回の定期事業者検査においては、電気事業法第55条に基づく定期事業者検査151件を実施するとともに、これら定期事業者検査のうち53件について同法第54条に基づく定期検査の受検を予定しています。また、11件について同法第55条に基づく定期安全管理審査を受審しました。

これまでの検査の結果では、全ての検査項目について経済産業省令に定められている技術基準に適合していることを確認しています。

なお、平成17年12月2日までの実績としては、起動前に実施する定期事業者検査として128件のうち116件が終了し、起動前に実施する定期検査として48件のうち41件が終了しています。

(平成17年12月2日現在)

項目	検査総数	終了した検査数
定期事業者検査	151	116
定期検査	53*	41*
定期安全管理審査	—	11*

※：定期事業者検査のうち保安院又は機構が定期検査を実施した検査数及び機構が定期安全管理審査を実施した検査数を示す。

今回の定期事業者検査は、政省令改正に伴う新検査制度に基づくものであり、当所では1号機に続いて2プラント目の定期事業者検査となりますが、適切な検査を実施するため、次のような取り組みを実施してきました。

a. 検査実施グループへの支援

新検査制度は、民間規程である「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2003)」及び「原子力発電所の保守管理規定(JEAC4209-2003)」を適用規格として実施されることから、新検査制度に基づく定期事業者検査や安全管理審査にも適切に対応できるよう、本店主管グループ、発電所品質・安全部門による検査実施グループ等への支援を行っています。

具体的には、本店の定期事業者検査プロジェクトグループが保安院や機構との検査等に係わる調整や各発電所への指導・助言を行っています。

また、発電所の品質管理グループは定期事業者検査要領書の審査、保安院・機構が行う検査や審査への立会や対応等を行い、各検査実施グループへの支援、検査情報の収集と共有を行っています。

b. 定期事業者検査開始準備及び実施における対応

3号機(第13回)定期事業者検査の準備対応として、平成16年9月6日に品質管理グループより検査実施グループに対して、定期安全管理審査の対応及び定期事業者検査要領書作成に当たって先行号機で取られた改善策の周知を行いました。また、それらの改善策が確実に反映されていることを要領書のレビューにより確認し、定期事業者検査が円滑に進められるようにしました。

c. 定期事業者検査工程の作成, 調整

定期検査の工程作成にあたっては、燃料交換、点検周期に基づいた定期的な機器等の点検、修理改造工事、定期検査及び定期事業者検査に必要な日数を確保するとともに、これらの作業が効率よく実施できるよう作業の順序を決めています。

定期検査工程の検討については、定期検査開始前より工程に対して支配的な作業の制約条件（作業日数、作業エリア等）について事前工程調整会議（平成16年10月28日より開催）を開催し協力企業間及び協力企業と当社関係部門において調整を行った上で、主要な作業の工程を決定しました。また、それ以外の作業についても主要な作業工程の検討と同様に工程調整会議において、各作業の内容、作業に必要な期間、作業条件、検査日程等の詳細な事項について協力企業間及び協力企業と当社関係部門において調整を行いました。

定期検査中の工程管理については、日々の工事管理の中で協力企業と当社関係部門が調整・確認を行うとともに、各作業を実施する協力企業とそれを主管する当社グループとの間で週1回開催されるプレ工程調整会議（平成16年11月24日より開催）や、協力企業と当社関係部門が一同に介して週1回開催される本工程調整会議（平成16年11月25日より開催）により、作業の進捗と週間予定を確認し、計画との差異が生じた場合には必要に応じて工程の調整・変更を実施しております。

なお、今定検においては原子炉再循環系配管のひびの確認、対策に必要な期間を工程に追加したことから解列から並列までの期間を当初の209日から379日に延長しています。

(2) 原子炉格納容器漏えい率検査について

原子炉格納容器漏えい率検査は、本店原子力運営管理部文書「福島第一原子力発電所1号機 原子炉格納容器漏えい率検査における不正を踏まえた17プラントの厳格な検査の結果並びに今後の取り組みについて」に則り、「原子炉格納容器の漏えい試験」(JEAC4203-1994)の要求事項を十分理解した上で、検査に係る実施箇所が責任を持って計画・実行し、この実施に係る過程の中で必要な品質を作り込み、自ら検査することによって漏えい率検査の目的を果たすことを基本としております。

原子炉格納容器漏えい率検査については、検査事前準備として平成17年10月19日から計器調整、11月2日～4日にかけて基準容器漏えい試験を行いました。

また、11月27日より4日間でバウンダリ構成を実施しました。この事前準備作業を経て12月1日より原子炉格納容器内を規定圧力まで昇圧し、12月2日に予備データ、本データの採取を行いました。

主要工程	計器調整, 基準 容器漏えい 試験	バウンダリ 構成	加圧, 漏えい確認 (予備データ採取)	漏えい率測定 (本データ採取)	復旧
日 程	10/19～11/4	11/27～11/30	12/1～12/2	12/2	12/2～12/3

原子炉格納容器漏えい率検査結果については、判定基準である1日当たり0.45%以下を次の通り満足することを確認しました。

	実施日時 (予定)	測定値	判定値
予備データ (6時間)	12月2日 1:00 ～12月2日 7:00	0.0446%/日以下 ^{※1}	0.45%/日以下
本データ (6時間)	12月2日 9:00 ～12月2日 15:00	0.0446%/日以下 ^{※2}	

※1：計器精度以下であることを記載（95%信頼限界0.0247%/日）

※2：計器精度以下であることを記載（95%信頼限界0.0214%/日）

柏崎刈羽原子力発電所3号機の原子炉格納容器漏えい率検査にてプログラムの一部に不具合が発見されましたが、本検査において使用するデータ処理計算機プログラムは不具合を修正したものを使用しています。

また、本検査において、平成16年5月に実施した2号機の検査にて測定値がマイナス値になった件に鑑み、以下の対策を実施しました。

- ・室温データを採取し、検査記録として保存する。

なお、室温の変動による漏えい量（漏えい率）の影響評価を実施することとしていましたが、測定値がマイナス値にならなかったため実施していません。

(3) 主要な機器等の点検状況

a. 原子炉関係

(a) 原子炉再循環系配管等の応力腐食割れ対策及び点検状況

原子炉再循環系配管等については、周方向継手84箇所のうち21箇所について応力腐食割れ対策を施していますが、63箇所については応力腐食割れ対策が実施されていませんでした。そのため、この63箇所のうち62箇所について応力腐食割れ対策である高周波誘導加熱応力改善法（以下、「IHSI」）を実施するとともに、IHSI実施の前後に超音波探傷試験を実施し、61箇所についてはひび等の異常がないことを確認しています。

また、1箇所についてはひびが確認されたことから配管を取替え、原子力安全基盤機構による使用前検査を受検するとともに、取替え後のIHSIを実施しています。

なお、1箇所（除染座キャップ）については応力腐食割れ対策である内面肉盛り工法（CRC）^{※1}を施すために交換を行っており、溶接事業者検査（浸透探傷試験、放射線透過試験、耐圧試験）や超音波探傷試験を実施し異常のないことを確認しています。

(添付資料-3)

※1：内面肉盛り工法；再循環系配管に応力腐食割れが発生する場合には、溶接部の脇（熱影響部）の母材から発生するため、熱影響部となる部分にあらかじめ低炭素ステンレス鋼の溶接金属を肉盛りしておく応力腐食割れ対策工法。

※：経済産業省平成15年4月17日付け平成15・04・09原院第4号「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」、経済産業省平成16年9月22日付け平成16・09・08原院第1号「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」

(b) 炉心シュラウドの点検状況

炉心シュラウドについては、前回（12回）定検においてひびの除去を実施しています。また、ひび除去後の運転中には4つのパラメータ（炉心流量、炉心下部格子板差圧、発電機出力、原子炉熱出力）の変動状況を監視することでシュラウドに異常がないことを確認しました。今定検では、1サイクル運転後の確認として、ひび除去部について0.025mm幅のワイヤが識別できる精度を有する水中TVカメラによる遠隔目視点検を実施し、ひびのないことを定期事業者検査の一環として確認しました。なお、運転中は引き続き4つのパラメータの変動状況を監視します。

（添付資料－4）

※：経済産業省平成15年4月17日付け平成15・04・09原院第4号「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」

(c) 制御棒駆動機構ハウジングスタブチューブの応力腐食割れ対策及び点検状況

制御棒駆動機構ハウジングスタブチューブと原子炉压力容器の溶接部については、経済産業省の指示文書※に基づき、定期事業者検査として外周側108体の点検を行いました。スタブチューブとハウジングの溶接部についても、指示文書の対象ではありませんが同じ108体の点検を行いました。

これに併せ当該108体について、スタブチューブと原子炉压力容器の溶接部及びスタブチューブとハウジングの溶接部の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、溶接残留応力の改善を図っています。

また、中性子計測ハウジング22体についても、ハウジング溶接部の点検及びウォータージェットピーニングを実施しています。

なお、制御棒駆動機構ハウジングや中性子計測ハウジングにひびらしきものや線状の模様が確認されましたが、その後ひびでないことが判明しており、点検部位全てについて問題はありませんでした。

（添付資料－5）

※：経済産業省平成14年5月13日付け平成14・05・09原院第7号「沸騰水型原子炉施設における制御棒駆動機構ハウジングスタブチューブ下部溶接部の点検について」

(d) 制御棒駆動水圧系配管の点検状況

平成14年8月22日に発生した福島第一3号機制御棒駆動水圧系配管の不適合対策については、前回（第12回）定検において全数の点検及び清掃を行っており異常のないことを確認しております。今後は、当社で制定した点検方針に基づき100% / 10定検で点検を実施する計画としており、3号機については、次回（第14回）定検より8定検で点検を行うこととしています。

その他のステンレス配管については、定検毎に10定検でサンプリング点数100%を実施する計画としており、今回はサンプリング総数149箇所の内、原子炉建屋4階フロア10箇所と第12回の点検で付着塩分量が基準値(70mgCl/m²)を超えた7箇所(原子炉建屋5箇所、タービン建屋2箇所)の計17箇所について、平成17年3月7日から6月1日にかけて点検を実施しました。

その結果、基準値を上回る箇所はなく、付着塩分量測定に合わせて実施した目視検査においても異常のないことを確認しています。

(e) 主蒸気逃がし安全弁

主蒸気逃がし安全弁全数について分解点検を実施し、弁体、弁座、弁棒、バネ等にき裂、変形その他の欠陥がないことを目視により確認しました。また、漏えい検査及び機能検査を実施し健全性を確認しました。

(f) 主蒸気隔離弁

原子炉格納容器内側の主蒸気隔離弁2台について分解点検を実施し、弁座、弁棒等にき裂、変形その他の欠陥がないことを目視及び浸透探傷検査により確認しましたが、1台の弁体については、シート面に指示模様が確認されたため予備弁体に交換しました。組み立て後は、全数について漏えい率検査を行い、漏えい率が許容値以内であることを確認しました。

また、全数について機能検査を実施し健全性を確認しました。

(g) 制御棒駆動機構

制御棒駆動機構185本の内27本について分解点検を実施し、ピストンチューブ及びインデックスチューブ等に欠陥がないことを目視により確認しました。また、全数について機能検査を実施し健全性を確認しました。

(h) 原子炉再循環ポンプ

原子炉再循環ポンプ2台についてメカニカルシールを分解点検しました。また、点検後、試運転を実施し健全性を確認しました。

(i) 非常用予備発電装置

非常用予備発電装置について機関内部点検(18気筒の内2気筒)及び点検計画に基づく付属機器の点検を実施した結果、点検結果は良好でした。起動前に自動起動検査を実施します。

(j) 廃棄物処理設備

高電導度廃液系濃縮装置、固体廃棄物処理系焼却炉、ポンプ、弁類、タンク及び電気・計装品について点検を実施し、健全性を確認します。

(k) 計測制御設備

原子炉保護系及び非常用炉心冷却系統等の重要な計器類の点検調整を実施するとともに論理回路及びインターロックが正常に作動することを確認します。

また、核計装設備の点検調整を実施し問題のないことを確認します。

(1) 放射線管理設備

プロセス放射線モニタ及びエリア放射線モニタの点検調整を実施し、健全性を確認しました。

b. タービン関係

(a) タービン本体

タービン本体は、今回が第12回目の法定定期検査であり、各部の開放点検手入れを実施した結果、低圧タービン内外部車室等の一部に浸食が認められたことから、溶接修理等を実施するとともに目視検査・表面検査（浸透探傷検査）を行い異常のないことを確認しました。

(b) 復水器

復水器は、水室側（海水側）、排気室側（蒸気側）とも内部点検清掃を実施した結果、異常は認められず良好でした。

また、水室側については、冷却管の渦流探傷検査の結果を踏まえ、22本/44、100本（6水室全本数）について閉止栓を実施しました。

なお、これまでの全閉止栓本数は479本で、許容閉止栓本数2,205本に対し十分な余裕があります。

(c) 復水ポンプ

起動前に復水浄化ポンプ及び復水ポンプの試運転を実施し異常のないことを確認しました。

(d) 給水ポンプ

電動機駆動原子炉給水ポンプ1台、タービン駆動原子炉給水ポンプ1台の分解点検を実施し、主軸、羽根車等にき裂、変形、その他の欠陥のないことを目視により確認しました。

また、起動前に電動機駆動原子炉給水ポンプの試運転を実施し異常のないことを確認しました。

なお、タービン駆動原子炉給水ポンプについては、プラントの起動時に試運転を実施し、性能を確認します。

c. 発電機関係

発電機及び付属装置の本格点検を実施した結果、点検結果は良好でした。

プラント起動時に、運転確認検査を実施し、性能を確認します。

d. 総合負荷性能検査

起動後一定期間プラントを運転した後に諸データを採取し、プラントの諸機能が正常に作動しており、安定した状態で連続運転ができることを確認します。

e. その他

(a) 非常用炉心冷却システムストレーナの点検について

非常用炉心冷却システムストレーナの点検を実施した結果、残留熱除去系のストレーナの金網が破れている箇所が確認されたため、修理を行いました。また、プラント起動前に、ストレーナ・メッシュ部の異物除去機能に影響を及ぼす恐れのある詰まり及び変形がないことを確認しました。

(添付資料－6)

また、非常用炉心冷却システム等のストレーナ閉塞事象の対応として、原子炉格納容器内で使用している全ての繊維質保温材について、ケイ酸カルシウム保温材、金属保温材等への取替えを実施しました。

なお、非常用炉心冷却システムストレーナの評価を行い、目詰まりが発生しないことを経済産業省へ報告しました。

※：経済産業省平成16年6月25日付け平成16・06・24原院第7号「非常用炉心冷却システムストレーナ閉塞事象に関する報告徴収について」

(b) 中央制御室及びケーブル処理室につながる電線管等貫通部のシール施工状況点検について

平成16年8月9日に発生した関西電力(株)美浜発電所3号機の二次系配管破断事故発生時に中央制御室制御盤内に蒸気の浸入が報告されたことに鑑み、中央制御室及びケーブル処理室につながる電線管及びケーブルトレイの壁・床貫通部シール施工状況について、今回の定期事業者検査中に調査を実施し、シール施工が不十分などところの補修を実施しました。

(添付資料－7)

※：経済産業省平成17年4月4日付け平成17・03・31原院第3号「中央制御室への蒸気浸入に係る対応について」

4. 主要改造工事の概要

(1) 起動領域モニタ設置工事

従来の駆動方式の中性子源領域計装と中間領域計装を中性子源領域及び中間領域を計測可能な炉内固定型の検出器に取替えるとともに、制御盤一式を取替えました。

また、これに伴い原子炉保護系の原子炉スクラム信号の一部を変更しました。

(添付資料－8)

(2) プロセスモニタリング設備取替工事

プロセス放射線モニタのうち燃料取替エリア排気放射線モニタ及び原子炉建屋換気系排気放射線モニタ各4台をGM管検出器から半導体式検出器へ取替えました。

(添付資料－9)

(3) 安全保護系復水器真空度低設定値変更工事

復水器真空度計測を絶対圧計測に統一するため設定値を変更しました。

(添付資料－10)

(4) 格納容器雰囲気モニタ取替工事

格納容器雰囲気モニタのうち水素及び酸素検出器を取替えました。(添付資料－1 1)

(5) 残留熱除去系蒸気凝縮配管改造工事

残留熱除去系の機能の一つである蒸気凝縮モードで使用する配管については、中部電力(株)浜岡原子力発電所1号機で発生した配管破断の対策として、当該モードを使用しないこととして順次撤去を行っていますが、今回の定期事業者検査において残留熱除去系蒸気凝縮配管を撤去しました。(添付資料－1 2)

(6) プラントバイタルCVCF (B) 取替工事

プラントバイタルCVCF (B) 静止形定電圧定周波数電源装置について、サイリスタ制御方式の装置からトランジスタ (IGBT) 制御方式の装置へ取替えました。(添付資料－1 3)

(7) エリアモニタリング設備取替工事

エリア放射線モニタ42台をGM管検出器から半導体式検出器へ取替えました。(添付資料－1 4)

(8) 原子炉再循環系配管等修理工事

原子炉再循環系配管等のうち、応力腐食割れ対策を施していない62継手について、予防保全の観点から高周波誘導加熱応力改善法 (IHSI) を施工し、溶接残留応力の改善を図りました。

また、IHSI施工前の検査でひびの確認された溶接部の取替を行い、取替箇所にはIHSIを施工しました。(添付資料－3)

(9) 中操警報制御装置取替工事

中操警報制御装置をアナログ制御装置からデジタル制御装置へ取替えました。また、警報表示器をフィラメントタイプからLEDタイプに変更しました。(添付資料－1 5)

(10) 制御棒駆動機構ハウジングスタブチューブ溶接部等修理工事

制御棒駆動機構ハウジングスタブチューブと原子炉压力容器の溶接部及びスタブチューブとハウジングの溶接部について、応力腐食割れに対する予防保全の観点からウォータージェットピーニングを施工し、溶接残留応力の改善を図りました。(添付資料－5)

(11) 低電導度廃液系ろ過器廃止工事

低電導度廃液系ろ過器等を廃止し、低電導度廃液系補助ろ過装置の名称変更並びに配管経路の変更を実施しました。(添付資料－1 6)

(12) 主発電機回転子修理工事

主発電機回転子を工場にて精密点検し、SCC対策としてエンドリングの材料 (Mn18-Cr5 → Mn18-Cr18) を変更しました。

5. 定期事業者検査中に発生した主な不適合について

(1) 地震検出器点検時における警報発生について

平成17年2月3日、地震検出器等に電源を供給している充電器盤を取り替えるために仮設電源につなぐ作業を実施していたところ、「B系原子炉自動スクラム」、「地震加速度大トリップ」の警報が発生しました。当該作業を行う際にはスクラム信号などを発生させる回路が動作しない処置を施しますが、この処置の復旧が適切に行われていなかったために警報が発生したものと推定しました。

調査の結果、原因は以下のとおりです。

当該作業では、電源を仮設電源に切り替えるため、一時的に電源供給が停止することから、警報が発生しない処置を施しておりました。電源の切り替え作業が終了し、当該処置を取り外す際、地震検出器が信号発信状態にあるため、地震検出器本体をリセットして信号の発信状態を解除してから当該処置を取り外し復旧すべきところ、この操作を行わなかったため、警報が発生してしまったものです。

リセットが行われなかった原因は、作業チェックリストなどに当該処置の復旧条件（地震検出器本体のリセットが必要）が記載されていなかったことおよびリセットが必要なことを当直員が失念してしまったことによるものでした。

対策として、スクラム信号の処置に係わる作業チェックリストの様式に当該処置復旧時の条件および注意事項を記載するようマニュアルに反映し、関係者に周知しました。また、地震検出器からの警報発生を防止する処置を行う中央制御室制御盤内の当該箇所に「処置を復旧する前に現場の地震検出器をリセットする」旨の表示を実施しました。

(2) 制御棒案内管等の移動作業にかかる不適合について

平成17年2月10日、制御棒駆動機構ハウジングスタブチューブ下部溶接部の点検のため制御棒案内管等を原子炉内から使用済燃料プールに移動する作業を行っていたところ、原子炉建屋換気系排気放射線モニタおよび燃料取替エリア排気放射線モニタからの信号を発信させない処置を施したままであることに運転員が気づき、当該処置を解除しました。

当該2つのモニタ自体は稼働していたため、その記録により、建屋の放射線レベルに変動がないことを確認しており、外部への放射能の影響はありませんでしたが、本事象においては、保安規定第27条（計測及び制御設備）に定める「運転上の制限」を満足していることの確認がなされていませんでした。

調査の結果、原因は原子炉建屋原子炉棟内における照射された燃料に係る作業に関する安全管理上重要な確認ポイントが明確でなかったこと、および運転員が前の運転班から引継ぎを受けた際、当該信号を発信させない処置が施されていることの引継ぎがなされていなかったこと等によるものでした。

対策として、原子炉建屋原子炉棟内における照射された燃料に係る作業に関する安全管理上重要な確認ポイントを明確にし、確認ポイントにおいては、当直長の確認が得られるまで次の工程に進めないこととし、これをマニュアルに反映しました。また、このような処置が施されていることを明確にするため、当直班のミーティングにおいて運転員全員で情報の共有を図ることとし、これをマニュアルに反映しました。

(3) 原子炉再循環系配管のひびについて

応力腐食割れ対策を実施する予定の原子炉再循環系配管等の62個の継手について、平成17年3月9日より超音波探傷検査を実施したところ、1個の継手の1箇所には長さ約17mm、深さ約5.8mmのひびが確認されました。また、ひびが確認された当該配管における健全性評価制度に基づく評価結果を取りまとめ、経済産業省原子力安全・保安院へ報告しました。

ひびが確認された当該配管の健全性について詳細に評価した結果、このままの状態でも運転を継続した場合でも、配管の健全性は5年以上保たれることを確認しました。これは、測定したひびの形状をもとに、安全側により大きなひびを仮定し、運転中にかかる荷重を考慮して疲労や応力腐食割れによるひびの進展予測を行い、さらに、地震時の荷重などによる強度も考慮した配管健全性の確保について評価したものです。

平成16年9月から、低炭素ステンレス鋼の原子炉再循環系配管等にひび等が確認された場合でも、上記の健全性評価を行い、健全性が確認されれば継続使用できることになりましたが、この健全性評価制度に基づく当社の取り組みについて、地域の皆さまへ十分なお説明を行ったうえでこの制度を適用していくものと考え、ひびが確認された当該配管について取替えを実施しました。

(4) 圧力抑制室内の点検・清掃について

平成17年4月30日より圧力抑制室内の水中補修塗装の準備作業として圧力抑制室内の点検・清掃作業および水の浄化作業を実施しました。この作業において、針金1本（直径約0.2cm×長さ約15cm）、テープ片1個（約7.5cm×約5cm）、および平成17年4月25日に落下させた足場板1枚（長さ約100cm×幅約25cm）を回収しました。回収された針金、テープ片については、過去の点検において確認しづらい部位および壁面等の水面近傍に付着していたものが移動してきたものと推定しております。

当該足場板を落下させた原因は以下のとおりです。当該足場板を足場枠に固定する前に、当該足場板に取り付けた落下防止用ロープを外してしまっていました。さらに、今回の足場枠が鋼板で通常よりも曲がりやすいものでしたが、足場枠の広がりを防止する足場板を1枚しか設置していませんでした。このことにより、当該足場板を固定する作業のため作業員が足場枠に足を乗せたところ、一時的に足場枠が広がり当該足場板を落下させてしまったものと推定しました。

今後同様な作業を実施する際には、足場板を固定してから落下防止用ロープを取り外すことを施工要領書に明確に記載しました。さらに今回の事象を協力企業との連絡会の場で紹介するとともに、足場枠に鋼板を使用する場合、必要に応じて広がりを防止する足場板は2枚以上設置することを周知しました。

なお、圧力抑制室内の当該足場板を回収した付近について確認したところ、機器の損傷等はありませんでした。圧力抑制室についてはプラント起動前に最終点検を行い、糸状のもの1本を回収しました。

(添付資料-17)

(5) 残留熱除去系吸込ストレーナ部の金網の破れについて

圧力抑制室内の水中に設置されている残留熱除去系ストレーナの点検を実施していたところ、平成17年5月31日当該系統(A)のストレーナの吸い込み口であるパンチングメタル(鋼板に直径12mmの穴が配置されているもの)を覆っている金網の当該パンチングメタルの穴の位置に約8mm×約5mm(通常の間目:約1.5mm×約1.5mm)の破れが1箇所あることを確認しました。

また、これ以外にパンチングメタルの穴部以外のところでも金網が破れている箇所が13箇所(A系10箇所、B系1箇所、C系2箇所)確認されました。

当該ストレーナのコメ網が破れた原因は以下のとおりと考えています。

圧力抑制室内に水が張られた状態では、これまでの回収物のほとんどが軽量物であり、この落下時およびポンプ運転時のストレーナからの吸い込みにおいても金網が破れる可能性は低いと考えられます。第3回定期検査時(昭和64年1月～平成2年11月)に唯一圧力抑制室内の水を抜いて塗装修理工事を実施しておりますが、この際、当該ストレーナ近傍で資機材を使用した作業をしており、養生はされていたものの何らかの接触により金網が破れたものと推定しました。

当該金網の破れ部については、異物を吸い込む可能性を低減する観点から、当該金網の破れ部のうちパンチングメタル穴部(A系1箇所)および穴部に近い箇所(C系1箇所)を閉止板で塞ぐ補修を行いました。本補修を行っても、ストレーナの機能に影響を及ぼすものではありません。また、次回の定期検査時において、非常用炉心冷却系のストレーナについては、全て交換する予定です。なお、今後も異物管理および作業管理の徹底を図るとともに、プラント起動前の最終点検時にストレーナの点検を実施し、異物除去機能に影響を及ぼす恐れのある詰まり及び変形がないことを確認しました。

(添付資料-18)

(6) 原子炉冷却材浄化系における警報発生について

平成17年10月15日、「原子炉冷却材浄化系差流量高」の警報が発生しました。流量計の指示値を確認したところ、流量計(A)の指示値に異常はありませんでしたが、流量計(B)に差流量高を示す指示値の変動を確認しました。

当該系統は停止状態であり、本来、流量は検出されない状態であることから、現場にて流量計(B)の流量計測配管の圧力差をなくす操作を行ったところ、指示値が正常な値に戻るとともに警報も解除されました。

その後、警報発生の原因調査を行っていましたが、10月17日、原因調査のため警報発生防止の安全処置を行ったところ、当該安全処置が誤っていたことから同警報が再度発生しました。警報は、当該安全処置を復旧したことにより解除されました。

1回目の警報発生の原因は、閉止していた低圧側検出元弁にごく微量のシートリークがあったことにより、流量計の圧力に差が生じたことによるものと推定しました。

対策として、差圧の検出を行っている計器の検出元弁を閉める場合には、当該弁のシートリーク等による差圧発生の影響を回避できるよう、計器の均圧弁を開状態としておくことをマニュアルに反映するとともに、作業主管グループおよび当直に周知しました。

2回目の警報発生の原因は、作業主管グループが原因調査のための安全処置を検討した際に、電気回路の接点動作を誤解したために、安全処置の方法を誤ったものでした。また、安全処置を実施した当直においても、同様の誤解をしたこと、および作業主管グループが実施する不具合箇所の原因調査を進めたいとの意識が働き、安全処置について電気回路図を含め検討したものの、警報発生に関する電気回路図を確認せず、安全処置の誤りに気づきませんでした。

対策として、作業主管グループにおいて、差流量高の信号が発生した場合の電気回路の接点動作についての事例を周知しました。

また、速やかに処理する必要がある場合にあっては、作業主管グループは接点動作の誤解を排除するため、電気回路図の塗りつぶしによるチェックを実施し、当該電気回路図を作業許可書に添付することで当直のチェックが図られるようマニュアルに反映するとともに、当直は、作業主管グループと合同で関連する電気回路図の再確認をします。

なお、当直で行う全ての作業許可書の審査について、関連する全ての電気回路図の確認を実施しない限り作業の承認を行わないことを再徹底し、今回の事象について当社にて事例検討を実施することとしました。

(添付資料－ 19)

(7) 原子炉再循環系配管取替え工事に伴う警報発生について

平成17年10月21日「RHR（停止時冷却）系A配管破断」の警報が発生しました。当該警報が発生した原因は、原子炉再循環系配管の取替え工事に伴い、弁の作動試験のための電気回路の安全処置を行った際に、安全処置を行う箇所を誤ってしまったことにより、誤警報が発生したものです。

安全処置を行う箇所を誤った原因は、協力企業の作業担当者が、安全処置を行うべき端子台と安全処置実施箇所を照合した際、端子台と安全処置実施箇所を箇所毎に照合・処置の実施を行わなかったこと及び作業責任者が当該処置実施時に作業担当者と呼唱・復唱による照合を行っていなかったことから、端子台の位置を間違えて、安全処置を実施してしまったものでした。

今後、電気回路の安全処置の実施を行う際には、当社は協力企業が定める照合・呼唱・復唱手順を確認した上で作業が実施されるようにし、これをマニュアルに反映します。

また、今回の安全処置は、当直長の承認を受けて実施する作業でしたが、当社の作業主管グループの監理員は安全処置に関するマニュアルの理解が不足しており、弁の作動試験に関する承認は受けたものの、弁の作動試験のために行う当該安全処置については、当直長の承認を受けずに実施していたこともわかりました。

今後、安全処置に関するマニュアルについて、当該の作業主管グループの監理員の再教育を実施するとともに、今回の事象について当社にて事例検討を実施しました。

(8) 「B系原子炉自動スクラム」警報の発生について

平成17年11月19日、「B系原子炉自動スクラム」の警報が発生しました。

当該警報は、タービンバイパス弁他の機能検査時に不要な警報が発せられないようジャンパー線により安全処置がなされていたところ、その復旧を誤ったことにより、警報が発生したものです。その後、当該安全処置を再度実施して当該警報は解除されました。

調査の結果、当該ジャンパー線は別の作業により検査終了後もそのまま設置しておくべきところ、誤って復旧させてしまったことが分かりました。これは、別の作業で当該ジャンパー線が使用中であることを示す表示札は設置してありましたが、他のジャンパー線の表示札の下に重なっており確認しにくい状態にあったことから、当直員がこれに気付かなかったことによるものでした。

今後、安全処置を復旧する際には、他の作業による安全処置の表示札がないか、十分確認した上で実施すること、および、ジャンパー線に複数の表示札を設置する場合には、片側にまとめて取り付けることにより確認しやすい状態とすることとします。また、今回の事象について当社にて事例検討を実施することとしました。

(添付資料－ 20)

6. 他プラントで発生した不適合に対する対応について

(1) 美浜発電所3号機配管破損事故に係る対応について

関西電力(株)美浜発電所3号機2次系配管破損事故に鑑み、平成16年8月11日付にて、経済産業省の指示文書^{※1}から配管減肉事象に係る点検に関する指示を受けました。

この指示に基づき、当社原子力発電所における対象設備(復水系統、給水系統、主蒸気系統、抽気系統及びドレン系統に係る配管)の点検実施状況を調査した結果、対象箇所に抽出もれのないこと、当社の管理方法が加圧水型軽水炉における2次系配管肉厚の管理指針に照らして適切であること、ならびに配管の減肉管理が適切に実施されていることを確認し、当社としての報告書を取りまとめ、平成16年8月18日付で経済産業大臣に提出し、その後8月25日に点検箇所等を修正しました。

その後、配管減肉管理に関する保安検査の対応や地元自治体への説明を行うなかで、個別の管理方法等の一部が文書化されておらず、実態として運用されていてもルール化されていないことが確認されたこと及び福島第一5号機ヒーターベント系の配管において余寿命が0.8年との結果を得ながら次回定期事業者検査で取替の計画とした反省点に立ち、必要板厚を運転中も含めて割り込まないよう管理するため、平成16年11月に、今後各原子力発電所において円滑に配管減肉管理が実施できるよう、配管減肉管理について再度整理し、当社配管減肉管理指針を取りまとめ運用することとしました。なお、配管減肉管理指針については、平成17年2月18日付で発出された、経済産業省の指示文書^{※2}と他プラントの経験を踏まえ、平成17年4、5月および9月に当社配管減肉管理指針の改訂を行いました。

また、平成16年10月にタービン設備配管肉厚測定長期計画を策定し、平成17年8月に改訂しました。

今回の定期事業者検査では、276部位の点検(超音波探傷試験)を実施し異常のないことを確認しました。

(添付資料-21)

※1:経済産業省平成16年8月11日付け平成16・08・11原院第8号「配管減肉事象に係る点検に関する報告徴収について」

※2:経済産業省平成17年2月18日付け平成17・02・16原院第1号「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」

※3:経済産業省平成16年10月29日付け平成16・10・27原院第2号「女川原子力発電所1、2号機高圧給水加熱器ベント管の減肉事象について」

(2) 泊発電所2号機再生熱交換器胴側出口配管の損傷を踏まえた点検について

北海道電力(株)泊発電所2号機において発生した原子炉格納容器内の再生熱交換器出口配管の損傷事象を踏まえ、経済産業省の指示文書[※]が出されました。

これを受け、平成17年5月19日から通常運転時に高低温の内部流体が合流することにより温度ゆらぎが生じ、かつ応力の集中が生じることにより熱疲労割れが発生する可能性の高い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合流部について非破壊検査(第3種供用期間中特別検査)を実施し、異常のないことを確認しました。

(添付資料-22)

※:経済産業省平成15年12月12日付け平成15・12・11原院第1号「泊発電所2号機再生熱交換器胴側出口配管の損傷を踏まえた検査の実施について」

(3) 福島第一2号機における湿分分離器ドレンタンク付近での滴下について

平成16年12月8日、N○3湿分分離器からN○2湿分分離器排水タンクにつながる排水配管付近より水が滴下しているのを発見し、調査の結果、N○3湿分分離器からN○2湿分分離器排水タンクにつながる排水配管より分岐している復水器逃がし配管の配管取出座の溶接部からの漏えいであることを確認しました。

原因は、当該配管の第一配管支持固定部の緩みにより配管の拘束力が低下したため、振動抑制効果が低下したとともに、当該溶接部近傍に設置されている排水弁（ベローシール弁）の偏心重量*が発生応力を増大させて疲労限度となり、高サイクル疲労割れを発生したものと推定しました。

また、第一配管支持固定部の緩みについては、本来、配管支持固定部用ナットと固定部に廻り止め溶接が施工されるべきところ、その廻り止め溶接がナット側ではなく、ボルト頭部に溶接されていたため、ナットが緩んだものと推定しました。

3号機としては、類似箇所が無いことを確認しました。

※：偏心重量とは、弁の付根部から重心までの距離（偏心距離）により、付根にかかる力を考慮した重量をいい、偏心重量が大きいほど、振動が発生した場合に弁の付根にかかる力が大きくなる。

(4) 福島第一4号機における給水加熱器室主復水器（A）北側高所付近からの滴下について

平成16年12月8日、タービン建屋地下1階の給水加熱器室上部から水が滴下しているのを発見し、調査した結果、タービン駆動給水ポンプを駆動する蒸気系統の凝縮水を主復水器へ排水する配管（内径約15mm）の曲り部2箇所に通欠陥があることを確認しました。

当該欠陥は、当該配管上流部に設置されている水位調整弁シート面のシートパスにより、下流側の配管に常時連続的に凝縮水を含む湿り蒸気が流れ、曲り部のエロージョンが進行し、最終的に通欠陥に至ったものと推定しています。

3号機としては、類似配管8ラインの曲がり部133箇所について点検（超音波探傷試験及び放射線透過試験）し異常のないことを確認しました。

（添付資料－23）

※：経済産業省平成17年3月23日付け平成17・03・15原院第5号「福島第一原子力発電所、柏崎刈羽原子力発電所及び島根原子力発電所における配管の減肉事象について」

(5) 柏崎刈羽1号機における主蒸気リード管ドレン配管のピンホールについて

平成17年2月4日、タービン建屋地下2階復水器近くの小口径配管（外径約6cm）からモヤ状に蒸気が漏えいしていることを発見し、調査した結果、主蒸気リード管ドレン配管において直径1mm程度のピンホール（貫通孔）を2箇所確認しました。

原因は、当該配管に導かれた凝縮水を含む湿った蒸気が、オリフィスを通り真空状態の復水器へ向かう過程で急激に減圧され、凝縮水を含む高速の蒸気流となり、これにより当該配管の内面にエロージョンが発生し、徐々に配管の減肉が進展して蒸気の漏えいに至ったと推定しています。

3号機としては、類似配管31ラインの曲がり部104箇所について点検（放射線透過試験）し、異常のないことを確認しました。

（添付資料－24）

※：経済産業省平成17年3月23日付け平成17・03・15原院第5号「福島第一原子力発電所、柏崎刈羽原子力発電所及び島根原子力発電所における配管の減肉事象について」

(6) 福島第二1号機における制御棒駆動水圧系配管における減肉について

平成17年1月12日より定期事業者検査における配管肉厚測定を開始したところ、1月15日、復水系から制御棒駆動水圧系につながる制御棒駆動水圧配管の肉厚測定において、技術基準における必要な厚さ(3.4mm)を下回っている部位(最小で厚さ2.4mm)を確認しました。

当該事象は、当該部を流れる水の酸素濃度が比較的低いために、酸化による強固な保護皮膜が形成されにくい環境であったことに加え、オリフィス上流近傍に設置された弁の絞りによる影響で、オリフィス下流の当該配管内に生じた流れの乱れが大きくなったことにより、エロージョン・コロージョンが発生し、徐々に減肉が進んだものと推定しています。

3号機としては、類似の73部位について点検(超音波探傷試験)し異常のないことを確認しました。

(添付資料-25)

(7) 福島第二1号機における原子炉格納容器内雰囲気モニタの計測不良について

平成17年5月16日および17日に実施した原子炉格納容器内雰囲気モニタの定例点検において、当該モニタへの流量が確認出来なかったため、原子炉停止後、原子炉格納容器内雰囲気モニタ系統(A系、B系)について点検した結果、両系統とも当該モニタに原子炉格納容器内の空気を送り込む配管入口に閉止栓が取付けてあることを確認しました。当該系統については、閉止栓を取外し、当該モニタが正常に計測出来ることを確認しました。

3号機としては、原子炉起動前の総点検において、設備の変更を伴う作業は行わないことを、プラント起動前総点検要領書に記載しました。また、作業員が用途不明の設備を確認した際には、要望事項および推奨事項をその都度作成し、当社へ提出したうえで内容を協議して処置を実施します。

なお、念のため当該モニタへの流量が確保出来ることを起動前に確認します。

(添付資料-26)

(8) 福島第二4号機におけるサンプリングノズルの折損について

平成17年4月13日に復水浄化系の弁点検中に筒状の金属物を発見、回収し、その後の調査で復水浄化系配管内に設置してある水質測定用のサンプリングノズルが折損したものと分かりました。

このため、同様のサンプリングノズルが設置されている箇所について、取付け状況の確認調査を実施していたところ、4月22日に給水系の高圧給水加熱器出口に設置されているサンプリングノズル(長さ約37cm×直径約3cm)の折損を確認しました。

折損したノズルは系統内に流出しており、給水リングヘッダー部にて発見し、回収しました。

当該サンプリングノズルの折損部について調査した結果、損傷の原因は運転状態によっては共振域になる流速であったこと及び発生応力が疲労限を超えたことによるものと推定されました。そのため、当該ノズル及び評価結果により損傷の可能性のあるノズルについては、流体力の影響を受けにくい短い形状に交換またはノズルレス化し、損傷の可能性のあるノズルのうち使用していない箇所についてはノズルを撤去しました。

3号機においても、評価結果で損傷の可能性のあるサンプリングノズル（6箇所）、酸素注入ノズル（1箇所）、温度計ウエル（13箇所）の合計20箇所について、同様の対策を実施しました。

（添付資料－27）

（9）福島第二4号機における主蒸気流量検出配管における詰まりについて

平成16年10月22日、原子炉起動中のところ主蒸気流量の信号が正常に検出されていないと推定される事象が発生しました。

調査の結果、主蒸気流量を検出する配管の一つに布ウエスが詰まっていたことが確認されました。この布ウエスは、当該検出配管を交換した際に、溶接部の検査や手入れなどに使用していた布ウエスと推定しました。なお、当時の作業報告書を確認した結果、作業手順において定められている配管溶接前の最終的な異物の回収及び確認がなされていなかったため、当該布ウエスが残存していたものと推定しました。当該布ウエスについては回収し、当該検出器および重要な検出配管のうち同様な配管工事を実施した他の配管についても通水試験により詰まりがないことを確認しました。

再発防止対策として、作業時における異物の回収および確認を再徹底するとともに、原子炉の運転上、重要な検出配管の交換を実施した場合には、配管復旧後に通水試験を実施し、詰まりのないことを確認することとしました。

3号機としては、配管工事を実施した重要な検出配管について、通水試験により詰まりがないことを確認しました。

7. その他

（1）不適合管理について

不適合管理の基本ルールを「不適合管理マニュアル」として、平成15年2月に制定し、現在は、「不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」により不適合報告方法の改善等を含めた不適合処置のプロセスを明確にしています。不適合管理の事象別区分は不適合管理委員会にて決定しています。

3号機において、平成16年12月2日～平成17年12月2日までに発生した不適合事象は合計853件（発電所全体3,409件）で、公表基準区分Ⅲ以上のものは計24件（発電所全体64件）となっており、再発防止対策を含め処置を行っています。

（添付資料－28）

（2）不適合管理の予防処置等について

福島第二原子力発電所では個々の不適合処置について、不適合管理委員会の決定に基づき、各処置責任者は不適合の原因分析、是正処置（再発防止対策）及び予防処置を検討し、これらの処置を確実に実施しています。

その不適合事象を分類コード表（現象、原因、対策）に従って分類し、分析・評価して継続的改善につなげることとしており、繰り返し発生している不適合やプラント運転中、定期事業者検査中の不適合発生状況比較などの分析を行っています。

これらの不適合分析データをもとに、平成17年7月より、「不適合発生防止の改善活動」として、不適合発生防止ケーススタディ事例を作成し、当社並びに協力企業に対して周知活動（説明会開催、配布、活用等）を展開して、現場実務者の作業安全への意識高揚を図っています。

不適合事象の是正処置（再発防止対策）及び予防処置をより確実に実施するためには、協力企業との連携の強化、現場における作業環境の改善が重要な課題であることから、原子

カエネルギー安全月間の一環として、平成17年5月16日～6月30日の間、発電所を安全に運転することを目的とした「ヒューマンエラー防止強化活動」を協力企業と一体となって実施しています。

今後も継続的に不適合事象データの分析評価を行い、予防処置へのデータとして活用することとしています。

8. まとめ

3号機（第13回）定期事業者検査は、平成16年12月2日から平成18年1月19日迄の予定で実施しており、これまでの実施状況は、予定している定期事業者検査151件のうち116件が終了していますが、全て技術基準に適合していることを確認しています。

今回は、平成15年10月の政省令改正に伴う新検査制度に基づく定期事業者検査で、当所においては1号機に続き2番目のプラントとなり、先行号機での経験を生かし現在実施中です。今後とも検査員に対して検査経験を積ませ、検査対応の習熟度を向上させて行くとともに、さらに継続して改善を積み重ね、新検査制度の主旨に添った適切な対応ができるように努めてまいります。

今回の定期事業者検査中において発生した不具合に対しては、その都度原因を究明し、再発防止対策を実施してきました。特に、原子炉再循環系配管の継手部のひびについては、配管の取替えを実施しました。

これらを含めて、発電所運営の中で発生した不適合は、全て「不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき、不適合管理委員会にて不適合事象の区分を決定し、是正処置や水平展開の反映を推進しています。

また、発生した不適合は、全て福島第二原子力発電所のホームページで公表しています。今後とも、発生した不適合については適切に処置するとともに、ホームページ等を通じて、迅速に公表していきます。

以 上

福島第二原子力発電所3号機平成16年度定期事業者検査工程表

(1/3)

設備名 延日数	平成16年11月				12月				平成17年1月				2月				3月			
	1	10	20	30	1	10	20	31	1	10	20	31	1	10	20	28	1	10	20	31
主要工程	▲ 12/2解列																			
原子炉本体					原子炉圧力容器開放 燃料取出								炉内構造物検査他				中操警報制御盤据付・試験			
原子炉冷却系統設備													残留熱除去系蒸気凝縮配管改造工事							
計測制御系統設備					計測制御系統設備				起動領域モニタ設置工事				プロセス・エリアモニタリング設備取替工事				格納容器雰囲気モニタ取替工事			
燃料設備	燃料設備点検																			
放射線管理設備					放射線管理設備点検															
廃棄設備					廃棄設備点検															
原子炉格納施設	原子炉格納容器開放																			
非常用予備発電装置					非常用予備発電装置点検															
蒸気タービン	ターニング												蒸気タービン開放				蒸気タービン点検			
その他													プラントバイタルCVCF(B)取替工事							

1-1

添付資料-1

福島第二原子力発電所3号機平成16年度定期事業者検査工程表

月	平成17年4月			5月			6月			7月			8月			
	日	10	20	31	10	20	31	10	20	30	10	20	31	10	20	31
設備名	延日数	130	140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240	250	260	270
主要工程	100%															
	50%															
	0%															
原子炉本体				炉内構造物検査他												
		CVCF使用前検査														
		中操警報制御盤据付・試験														
原子炉冷却系統設備							制御棒駆動機構ベント									
		残留熱除去系蒸気凝縮配管改造工事						原子炉再循環系インジェクション評価対応								
計測制御系統設備		計測制御系統設備														
		起動領域モニタ設置工事														
		プロセス・エリアモニタリング設備取替工事														
		安全保護系復水器真空度低設定値変更工事														
		格納容器雰囲気モニタ取替工事														
燃料設備																燃料設備点検
放射線管理設備		放射線管理設備点検														
廃棄設備		廃棄設備点検														
																低電導度廃液ろ過器廃止工事
原子炉格納施設																
非常用予備発電装置		非常用予備発電装置点検														
蒸気タービン		蒸気タービン点検														
						蒸気タービン組立		オイルフラッシング								
その他		プラントバイタルCVCF(B)取替工事														

福島第二原子力発電所3号機平成16年度定期事業者検査工程表

設備名	平成17年9月				10月			11月				12月			平成18年1月					
	1	10	20	30	1	10	20	31	1	10	20	30	1	10	20	31	1	10	20	31
延日数	280	290	300		310	320	330		340	350	360		370	380	390		400	410		
主要工程100% 50% 0%																				
原子炉本体	原子炉压力容器・原子炉再循環系水抜き 原子炉仮開放 制御棒シャフリック 燃料取出し ウェル水抜き 原子炉仮閉鎖 原子炉压力容器・原子炉再循環系水張り 原子炉压力容器水張り, 原子炉仮開放, ウェル水張り, 使用済燃料「 UO_2 」デブリ「 UO_2 」デブリ取外し, 水位調整 炉心確認 燃料装荷 原子炉再循環系配管等修理工事, 原子炉復旧 原子炉压力容器耐圧漏えい検査 起動 調整運転 起動前試験/系統構成																			
原子炉冷却系統設備	原子炉再循環系配管等修理工事 原子炉再循環系配管修理 制御棒駆動機構ベント 原子炉再循環系配管等修理工事干渉物復旧 原子炉压力容器水張り延期																			
計測制御系統設備	計測制御系統設備																			
燃料設備																				
放射線管理設備	放射線管理設備点検																			
廃棄設備	廃棄設備点検 低電導度廃液ろ過器廃止工事																			
原子炉格納施設	原子炉格納容器復旧 原子炉格納容器漏えい率検査/復旧																			
非常用予備発電装置																				
蒸気タービン																				
その他																				

3号機の定期事業者検査の概要

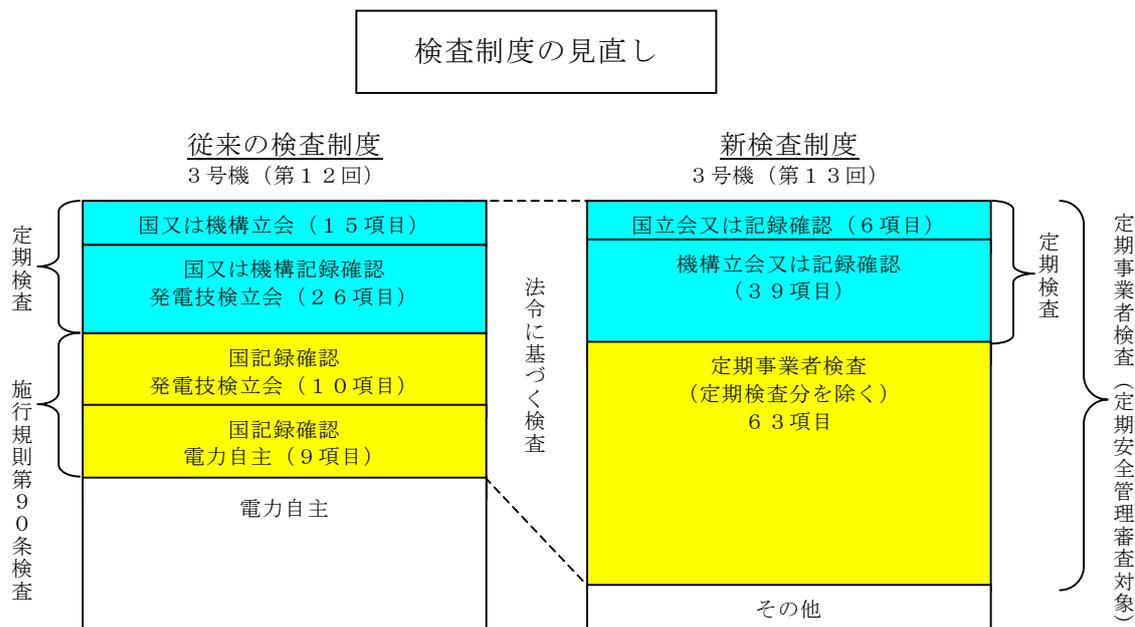
平成15年10月の電気事業法施行規則の施行に伴い、従来、事業者が自主点検として実施していた検査を「定期事業者検査」（電気事業法第55条）として法令で位置づけるとともに、定期的に技術基準への適合性を確認し、その検査の結果を記録・保存することが義務づけられました。

また、従来、国が主体的に実施していた定期検査については、原子力安全・保安院及び原子力安全基盤機構（法令に基づき新たに設置された検査組織、以下「機構」）が、事業者が実施する定期事業者検査について、実施プロセスの適切性及びその結果が技術基準に適合していることを「定期検査」（同法第54条）として立会又は記録確認により確認することとなりました。

さらに、機構は、定期事業者検査の実施に係わる体制について、「定期安全管理審査」（同法第55条）により審査を行うこととなりました。

以下に3号機を例にした従来の検査制度と新しい検査制度における、検査項目数の比較を示します。

新しい検査制度の検査項目数は、法令及び原子力発電所の保守管理規程（JEAC-4209）で要求されているものから3号機では該当する設備がないもの等を除いた検査項目を示してあります。



※：蒸気タービン性能検査（その1）を国立会、（その2）を機構立会としてカウント

また、次項の「福島第二原子力発電所3号機第13回定期事業者検査一覧表」に今回3号機で実施する定期事業者検査項目を示します。

なお、検査名は具体的に検査を実施するために作成している定期事業者検査要領書名で記載していますので、前述の検査項目数より多くなっています。

福島第二原子力発電所第3号機 第13回 定期事業者検査一覧表

要領書番号	定期事業者検査名	検査立会区分
2F3-13-1-2B/3B-R	第1種機器供用期間中検査	B
2F3-13-2-2B-燃	燃料集合体外観検査	B
2F3-13-3-1B-燃	燃料集合体内配置検査	B
2F3-13-4-1B-燃	原子炉停止余裕検査	B
2F3-13-5-2B/3B-R	第3種機器供用期間中検査	B
欠番	主蒸気安全弁機能検査<対象設備なし>	-
欠番	主蒸気安全弁分解検査<対象設備なし>	-
2F3-13-8-2B-R	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	B
2F3-13-9-2B/3B-M	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	B
2F3-13-10-3B-R	主蒸気逃がし安全弁分解検査	B
2F3-13-11-1B-運	主蒸気隔離弁機能検査	B
2F3-13-12-2B-R	主蒸気隔離弁漏えい率検査	B
2F3-13-13-1A-運	非常用ディーゼル発電機, 高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機, 高圧炉心スプレィ系, 低圧炉心スプレィ系, 低圧注水系, 原子炉補機冷却系機能検査	A
欠番	非常用復水器系機能検査<対象設備なし>	-
2F3-13-15-1B-運	原子炉隔離時冷却系機能検査	B
欠番	原子炉隔離時冷却系機能検査(ABWR)<対象設備なし>	-
欠番	原子炉隔離時冷却系ポンプ分解検査(ABWR)<対象設備なし>	-
欠番	原子炉隔離時冷却系主要弁分解検査(ABWR)<対象設備なし>	-
欠番	高圧注水系機能検査<対象設備なし>	-
欠番	高圧注水系ポンプ分解検査<対象設備なし>	-
欠番	高圧注水系主要弁分解検査<対象設備なし>	-
2F3-13-22-3B-R	残留熱除去系ポンプ分解検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-23-3B-R	残留熱除去系主要弁分解検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
欠番	高圧炉心注水系ポンプ分解検査(ABWR)<対象設備なし>	-
欠番	高圧炉心注水系主要弁分解検査(ABWR)<対象設備なし>	-
欠番	炉心スプレィ系ポンプ分解検査<対象設備なし>	-
欠番	炉心スプレィ系主要弁分解検査<対象設備なし>	-
2F3-13-28-3B-R	低圧炉心スプレィ系ポンプ分解検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-29-3B-R	低圧炉心スプレィ系主要弁分解検査	B
2F3-13-30-3B-R	高圧炉心スプレィ系ポンプ分解検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-31-3B-R	高圧炉心スプレィ系主要弁分解検査	B
2F3-13-32-1A-運	自動減圧系機能検査	A
2F3-13-33-1A-燃	制御棒駆動水圧系機能検査	A
2F3-13-34-3B-R	制御棒駆動機構分解検査	B
欠番	制御棒駆動機構分解検査(ABWR)<対象設備なし>	-
2F3-13-36-3B-R	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	B
2F3-13-37-1B-運	ほう酸水注入系機能検査	B
2F3-13-38-2B-M1	安全保護系設定値確認検査(その1)	B
2F3-13-38-2B-M2	安全保護系設定値確認検査(その2)	B
2F3-13-39-1B/2B-運1	原子炉保護系インターロック機能検査(その1)	B
2F3-13-39-2B-運2	原子炉保護系インターロック機能検査(その2)	B
2F3-13-39-2B-運3	原子炉保護系インターロック機能検査(その3)	B
2F3-13-39-2B-運4	原子炉保護系インターロック機能検査(その4)	B
2F3-13-39-2B-運5	原子炉保護系インターロック機能検査(その5)	B
2F3-13-39-2B-運6	原子炉保護系インターロック機能検査(その6)	B
欠番	原子炉保護系インターロック機能検査(その7)	-
2F3-13-39-2B-運8	原子炉保護系インターロック機能検査(その8)	B
2F3-13-40-2B-E	燃料取扱装置機能検査<プラント運転中に実施>	B
2F3-13-41-2B/3B-M	プロセスモニタ機能検査(その1)	B
2F3-13-41-2B-施	プロセスモニタ機能検査(その2)	B
2F3-13-42-1B-運	非常用ガス処理系機能検査	B
2F3-13-43-2B-管	非常用ガス処理系フィルタ性能検査	B
2F3-13-44-1B-運	中央制御室非常用循環系機能検査	B
2F3-13-45-2B-管	中央制御室非常用循環系フィルタ性能検査	B
2F3-13-46-1B-運	気体廃棄物処理系機能検査	B
2F3-13-47-1A-運	原子炉格納容器漏えい率検査	A
2F3-13-48-1B-運	原子炉格納容器隔離弁機能検査	B
2F3-13-49-3B-R	原子炉格納容器隔離弁分解検査	B

要領書番号	定期事業者検査名	検査立会区分
2F3-13-50-2B-R	原子炉格納容器真空破壊弁機能検査	B
2F3-13-51-1B-運	原子炉格納容器スプレイ系機能検査	B
欠番	原子炉格納容器スプレイ系ポンプ分解検査<対象設備なし>	-
欠番	原子炉格納容器スプレイ系主要弁分解検査<対象設備なし>	-
2F3-13-54-1B-運	可燃性ガス濃度制御系機能検査 (その1)	B
2F3-13-55-3B-R	可燃性ガス濃度制御系主要弁分解検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-56-1B-運	原子炉建屋気密性能検査	B
2F3-13-57-3B-R	非常用ディーゼル発電機分解検査	B
2F3-13-58-3B-R	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機分解検査	B
2F3-13-59-1B-運	非常用ディーゼル発電機定格容量確認検査	B
2F3-13-60-1B-運	直流電源系機能検査	B
2F3-13-61-1A-運	総合負荷性能検査	A
2F3-13-62-3C-R	原子炉冷却材再循環ポンプ分解検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
欠番	原子炉冷却材再循環ポンプ分解検査(ABWR)<対象設備なし>	-
2F3-13-64-3C-R	主蒸気隔離弁分解検査	C
2F3-13-65-1C-M	タービンバイパス弁機能検査	C
欠番	非常用復水器系主要弁分解検査<対象設備なし>	-
2F3-13-67-3C-T	原子炉隔離時冷却系ポンプ分解検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-68-3C-R	原子炉隔離時冷却系主要弁分解検査	C
2F3-13-69-3C-R	残留熱除去系熱交換器開放検査	C
2F3-13-70-1C-E	給水ポンプ機能検査	C
2F3-13-71-3C-T	給水ポンプ分解検査	C
2F3-13-72-1C-T	計装用圧縮空気系機能検査	C
欠番	野外モニタ機能検査<対象設備なし>	-
2F3-13-74-1C-施	液体廃棄物処理系機能検査	C
2F3-13-75-1C-M	液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能検査 (その1)	C
2F3-13-75-1C-施	液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能検査 (その2) <プラント運転中から実施>	C
2F3-13-76-1C-施	固体廃棄物処理系統却炉機能検査	C
欠番	固体廃棄物貯蔵庫管理状況検査<対象設備なし>	-
2F3-13-78-2C-M	流体状の放射性廃棄物の漏えいの検出装置及び警報装置機能検査 (その1)	C
2F3-13-78-2C-施	流体状の放射性廃棄物の漏えいの検出装置及び警報装置機能検査 (その2) <プラント運転中に実施>	C
2F3-13-79-3C-R	主蒸気隔離弁漏えい率検査 (停止後)	C
2F3-13-80-3C-T	給水加熱器開放検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-81-2C-M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査	C
2F3-13-82-1C-燃	制御棒駆動機構機能検査	C
2F3-13-83-2C/3C-M	主要制御系機能検査	C
2F3-13-84-2C-M1	監視機能健全性確認検査 (その1)	C
2F3-13-84-2C-M2	監視機能健全性確認検査 (その2)	C
2F3-13-84-2C-M3	監視機能健全性確認検査 (その3)	C
2F3-13-84-2C-M4	監視機能健全性確認検査 (その4)	C
2F3-13-84-2C-M5	監視機能健全性確認検査 (その5)	C
2F3-13-84-2C-M6	監視機能健全性確認検査 (その6)	C
2F3-13-84-2C-M7	監視機能健全性確認検査 (その7)	C
2F3-13-84-2C-M8	監視機能健全性確認検査 (その8)	C
2F3-13-84-2C-M9	監視機能健全性確認検査 (その9)	C
2F3-13-84-2C-E	監視機能健全性確認検査 (その10)	C
2F3-13-84-2C-施	監視機能健全性確認検査 (その11) <プラント運転中から実施>	C
2F3-13-85-1C-R	原子炉建屋天井クレーン機能検査<プラント運転中から実施>	C
2F3-13-86-2C-T	換気空調系機能検査 (その1)	C
2F3-13-86-2C-R	換気空調系機能検査 (その2)	C
2F3-13-87-2C-R	第2種容器供用期間中検査	C
2F3-13-88-2C-P	炉内構造物検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-89-2C-R	原子炉圧力容器検査	C
2F3-13-90-3C-R	原子炉冷却材再循環ポンプ検査	C
2F3-13-91-2C-R	原子炉冷却材再循環系設備検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-92-3C-R	原子炉冷却材浄化系ポンプ検査	C
2F3-13-93-3C-R	原子炉冷却材浄化系容器検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-94-2C-R	原子炉冷却材浄化系設備検査	C
2F3-13-95-3C-T	原子炉補機冷却系ポンプ検査 (その1)	C
2F3-13-95-3C-R	原子炉補機冷却系ポンプ検査 (その2)	C
2F3-13-96-3C-R	原子炉補機冷却系容器検査	C
2F3-13-97-2C-T	原子炉補機冷却系設備検査 (その1)	C
2F3-13-97-2C-R1	原子炉補機冷却系設備検査 (その2) <プラント運転中に実施>	C

要領書番号	定期事業者検査名	検査立会区分
2F3-13-97-2C-R2	原子炉補機冷却系設備検査 (その3)	C
欠番	非常用復水器系容器検査<対象設備なし>	-
欠番	非常用復水器系設備検査<対象設備なし>	-
2F3-13-100-2C/3C-T	原子炉隔離時冷却系設備検査 (その1)	C
2F3-13-100-2C/3C-R	原子炉隔離時冷却系設備検査 (その2)	C
2F3-13-100-2C-M	原子炉隔離時冷却系設備検査 (その3)	C
欠番	原子炉隔離時冷却系設備検査(ABWR)<対象設備なし>	-
欠番	高圧注水系設備検査<対象設備なし>	-
2F3-13-103-2C/3C-R	残留熱除去系設備検査	C
欠番	高圧炉心注水系設備検査(ABWR)<対象設備なし>	-
欠番	炉心スプレイ系設備検査<対象設備なし>	-
2F3-13-106-2C/3C-R	低圧炉心スプレイ系設備検査	C
2F3-13-107-2C/3C-R	高圧炉心スプレイ系設備検査	C
2F3-13-108-2C/3C-T	タービンバイパス弁検査	C
2F3-13-109-3C-T	給・復水系ポンプ検査	C
2F3-13-110-3C-T	給・復水系容器検査	C
2F3-13-111-2C/3C-T	給・復水系設備検査 (その1)	C
2F3-13-111-2C-M	給・復水系設備検査 (その2)	C
2F3-13-111-2C-R	給・復水系設備検査 (その3) <今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-112-2C-T	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	C
2F3-13-112-2C-R	原子炉冷却系統設備検査 (その2)	C
2F3-13-113-3C-R	制御棒駆動水圧系ポンプ検査	C
2F3-13-114-3C-R	制御棒駆動水圧系容器検査	C
2F3-13-115-2C/3C-R	制御棒駆動水圧系設備検査	C
2F3-13-116-3C-R	ほう酸水注入系ポンプ検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-117-2C-R	ほう酸水注入系設備検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-118-2C-M	核計測装置機能検査	C
2F3-13-119-2C-E	遠隔停止系機能検査	C
2F3-13-120-2C-M	選択制御棒挿入機能検査	C
2F3-13-121-2C-R	原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置検査 (その1) <今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-121-2C-E	原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置検査 (その2) <今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-122-2C-E	燃料取扱装置検査<プラント運転中に実施>	C
2F3-13-123-3C-R	燃料プール冷却浄化系ポンプ検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-124-2C-R	燃料プール冷却浄化系設備検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-125-3C-R	非常用ガス処理系ファン検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-126-2C-R	非常用ガス処理系設備検査 (その1)	C
2F3-13-126-2C-E	非常用ガス処理系設備検査 (その2)	C
2F3-13-127-3C-R	中央制御室非常用循環系ファン検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-128-2C-R	中央制御室非常用循環系設備検査	C
2F3-13-129-3C-R	気体廃棄物処理系ポンプ検査	C
2F3-13-130-3C-T	気体廃棄物処理系容器検査 (その1)	C
2F3-13-130-3C-R	気体廃棄物処理系容器検査 (その2) <今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-131-2C-T	気体廃棄物処理系設備検査 (その1)	C
2F3-13-131-2C-R	気体廃棄物処理系設備検査 (その2)	C
2F3-13-132-3C-T	液体廃棄物処理系ポンプ検査 (その1)	C
2F3-13-132-3C-R	液体廃棄物処理系ポンプ検査 (その2)	C
2F3-13-132-3C-施	液体廃棄物処理系ポンプ検査 (その3)	C
2F3-13-133-3C-R	液体廃棄物処理系容器検査 (その1) <今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-133-3C-施	液体廃棄物処理系容器検査 (その2)	C
2F3-13-134-2C-T	液体廃棄物処理系設備検査 (その1)	C
2F3-13-134-2C-R	液体廃棄物処理系設備検査 (その2)	C
2F3-13-134-2C-施	液体廃棄物処理系設備検査 (その3)	C
2F3-13-135-3C-施	固体廃棄物処理系ポンプ検査	C
2F3-13-136-2C-施	固体廃棄物処理系設備検査<プラント運転中から実施>	C
欠番	原子炉格納容器スプレイ系容器検査<対象設備なし>	-
欠番	原子炉格納容器スプレイ系設備検査<対象設備なし>	-
2F3-13-139-3C-R	可燃性ガス濃度制御系プロワ検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-140-2C-R	可燃性ガス濃度制御系設備検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-141-3C-R	原子炉格納容器真空破壊弁検査	C
2F3-13-142-2C-R	非常用予備電源装置検査 (その1)	C
2F3-13-142-2C-E	非常用予備電源装置検査 (その2)	C
2F3-13-142-2C-M	非常用予備電源装置検査 (その3)	C

要領書番号	定期事業者検査名	検査立会区分
2F3-13-143-2C-E	無停電電源装置設備検査	C
2F3-13-144-3B-T	蒸気タービン開放検査	B
2F3-13-145-1A-運	蒸気タービン性能検査(その1)	A
2F3-13-145-2B/3B-T	蒸気タービン性能検査(その2)	B
2F3-13-146-2C/3C-T	蒸気タービン設備検査(その1)	C
2F3-13-146-2C-M	蒸気タービン設備検査(その2)	C
2F3-13-146-2C-E	蒸気タービン設備検査(その3)	C
欠番	補助ボイラー開放検査<対象設備なし>	-
欠番	補助ボイラー負荷検査<対象設備なし>	-
欠番	補助ボイラー設備検査<対象設備なし>	-
2F3-13-150-2C/3C-T	安全弁検査(その1)	C
2F3-13-150-2C/3C-R	安全弁検査(その2)	C
2F3-13-151-2C/3C-T	逆止弁検査(その1)<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-151-2C/3C-R	逆止弁検査(その2)<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-151-2C/3C-施	逆止弁検査(その3)<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-152-2C/3C-T	主要弁検査(その1)	C
2F3-13-152-2C/3C-R1	主要弁検査(その2)<プラント運転中から実施>	C
2F3-13-152-2C/3C-R2	主要弁検査(その3)	C
2F3-13-152-2C/3C-施	主要弁検査(その4)<プラント運転中から実施>	C
2F3-13-153-2C/3C-R	第4種機器供用期間中検査	C
2F3-13-154-2C-E1	電動機検査(その1)	C
2F3-13-154-2C-E2	電動機検査(その2)<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-154-2C-E3	電動機検査(その3)<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-154-2C-施	電動機検査(その4)<プラント運転中から実施>	C
2F3-13-155-2C-T	耐震健全性検査(その1)<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-155-2C-R	耐震健全性検査(その2)<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-155-2C-E	耐震健全性検査(その3)<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-155-2C-M	耐震健全性検査(その4)<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-155-2C-施	耐震健全性検査(その5)<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-156-2C-R	レストレイント検査<今回の定期事業者検査では実施しない>	-
2F3-13-5-3B-R1	第3種機器供用期間中特別検査	B
2F3-13-88-2C-P1	炉内構造物検査の内制御棒駆動機構ハウジングスタブチューブ個別検査	C
2F3-13-88-2C-P2	炉内構造物検査の内炉心シュラウド個別検査	C
2F3-13-159-2B/3C-P	応力改善に伴う原子炉再循環系配管等の非破壊検査	B, C

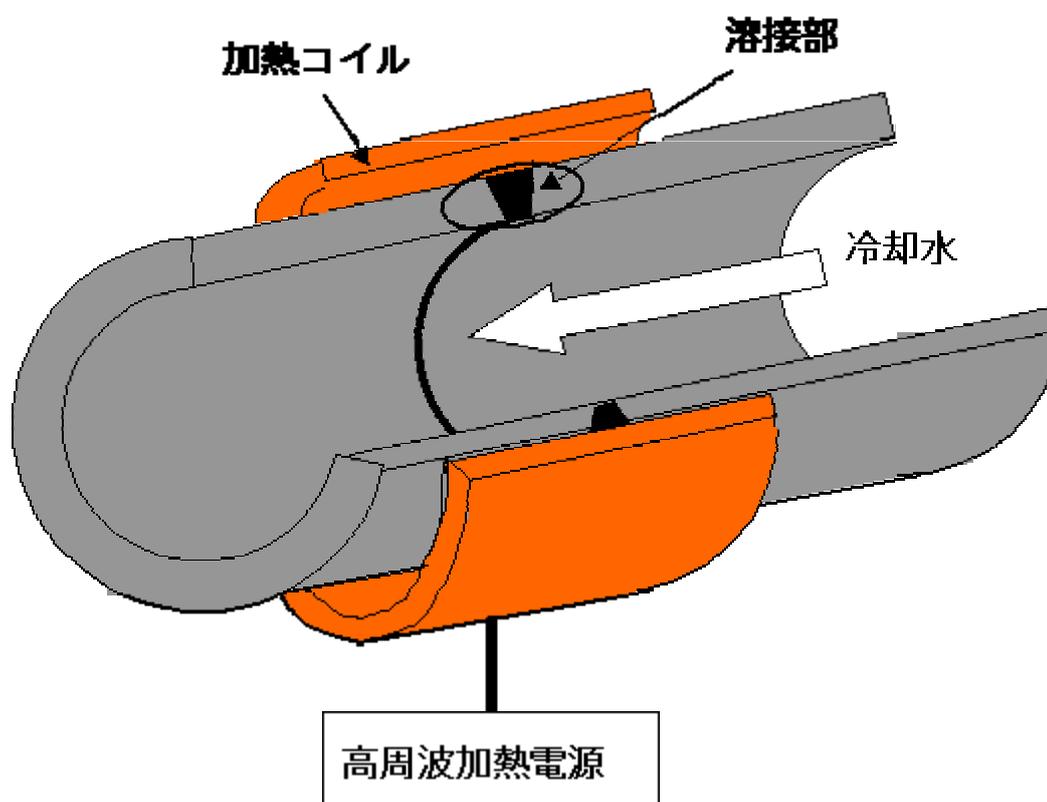
【検査立会区分】

- A : 定期事業者検査のうち、原子力安全・保安院立会又は記録確認検査項目
- B : 定期事業者検査のうち、原子力安全基盤機構立会又は記録確認検査項目
- C : 上記以外の定期事業者検査項目
- ☐ : 対象設備なし又は今回の定期事業者検査では実施しないもの
- 赤字 : 定期安全管理審査の審査対象検査
- : 起動後に実施するもの(一部実施するものも含む)
- : 起動前に実施するもので平成17年12月2日現在終了していない定期事業者検査

【検査件数(検査要領書件数)】

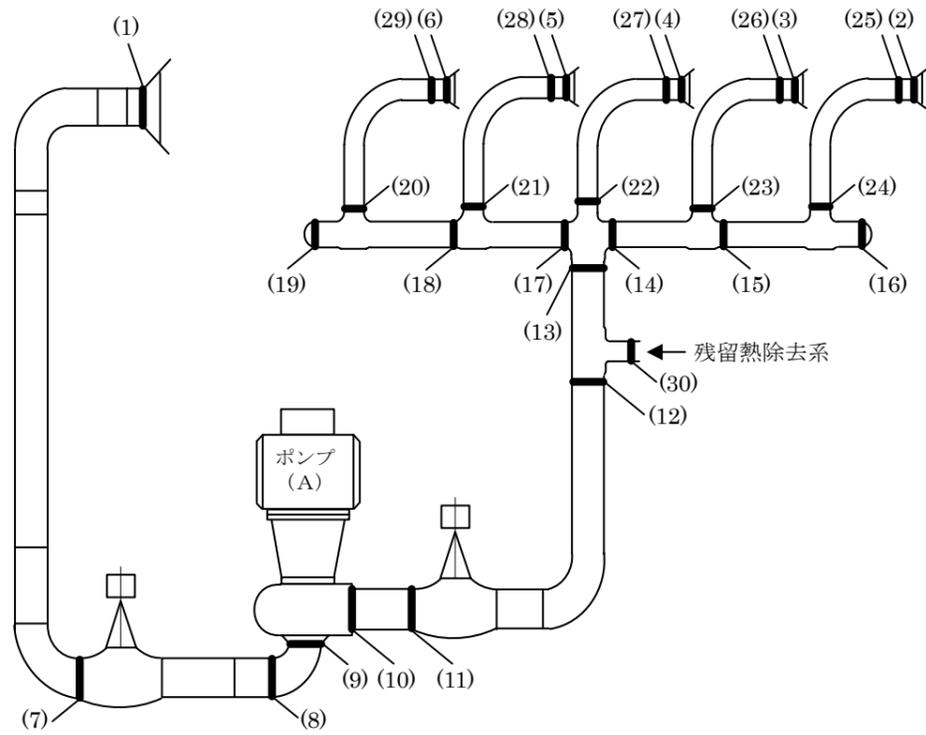
定期事業者検査のうち、原子力安全・保安院立会又は記録確認検査項目	6件
定期事業者検査のうち、原子力安全基盤機構立会又は記録確認検査項目	47件 ^{**}
上記以外の定期事業者検査項目	98件 ^{**}
合 計	151件 ^{**}

※: 2F3-13-159-2B/3C-Pについては重複してカウント

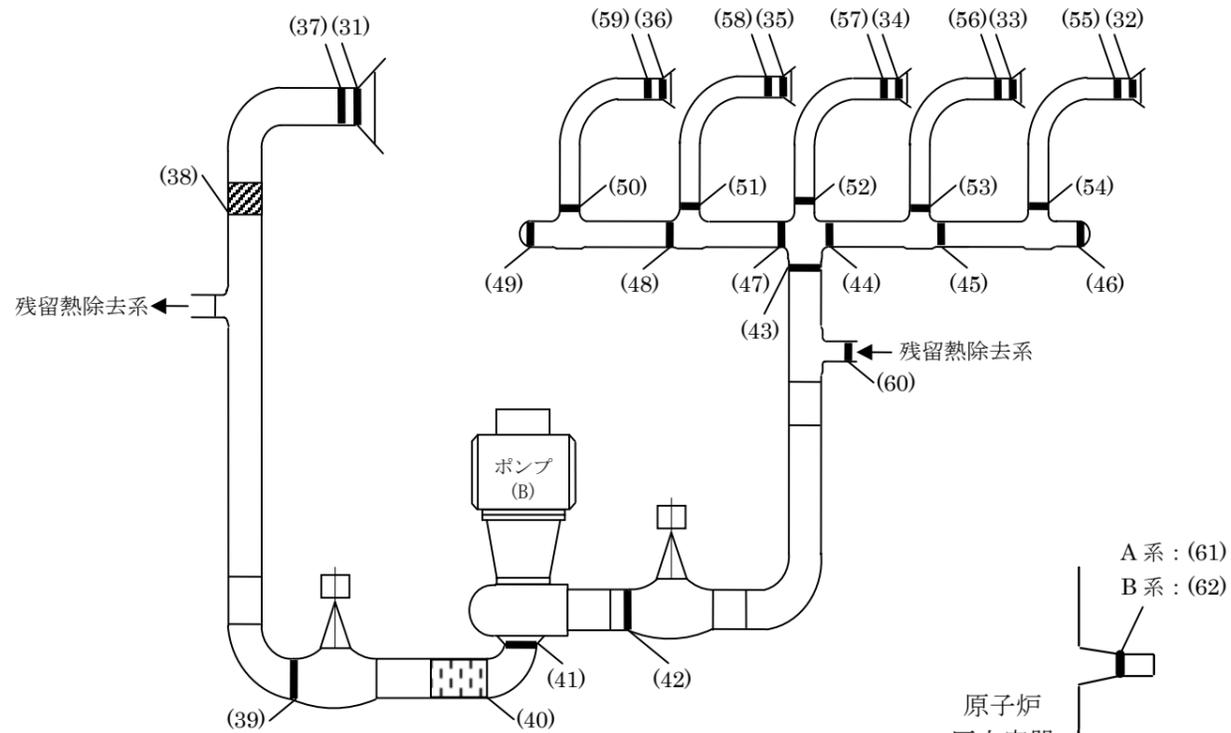


〔高周波誘導加熱応力改善法（IHSI）施工概念図〕

原子炉再循環系配管等修理工事



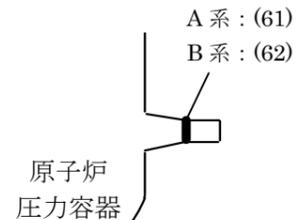
原子炉再循環系 (A)



原子炉再循環系 (B)

- 応力改善(IHSI)対象
- ▨ ひび確認に伴い取り替える配管
- ▤ 施工上の理由から取り替える配管

ジェットポンプ計装管台溶接部



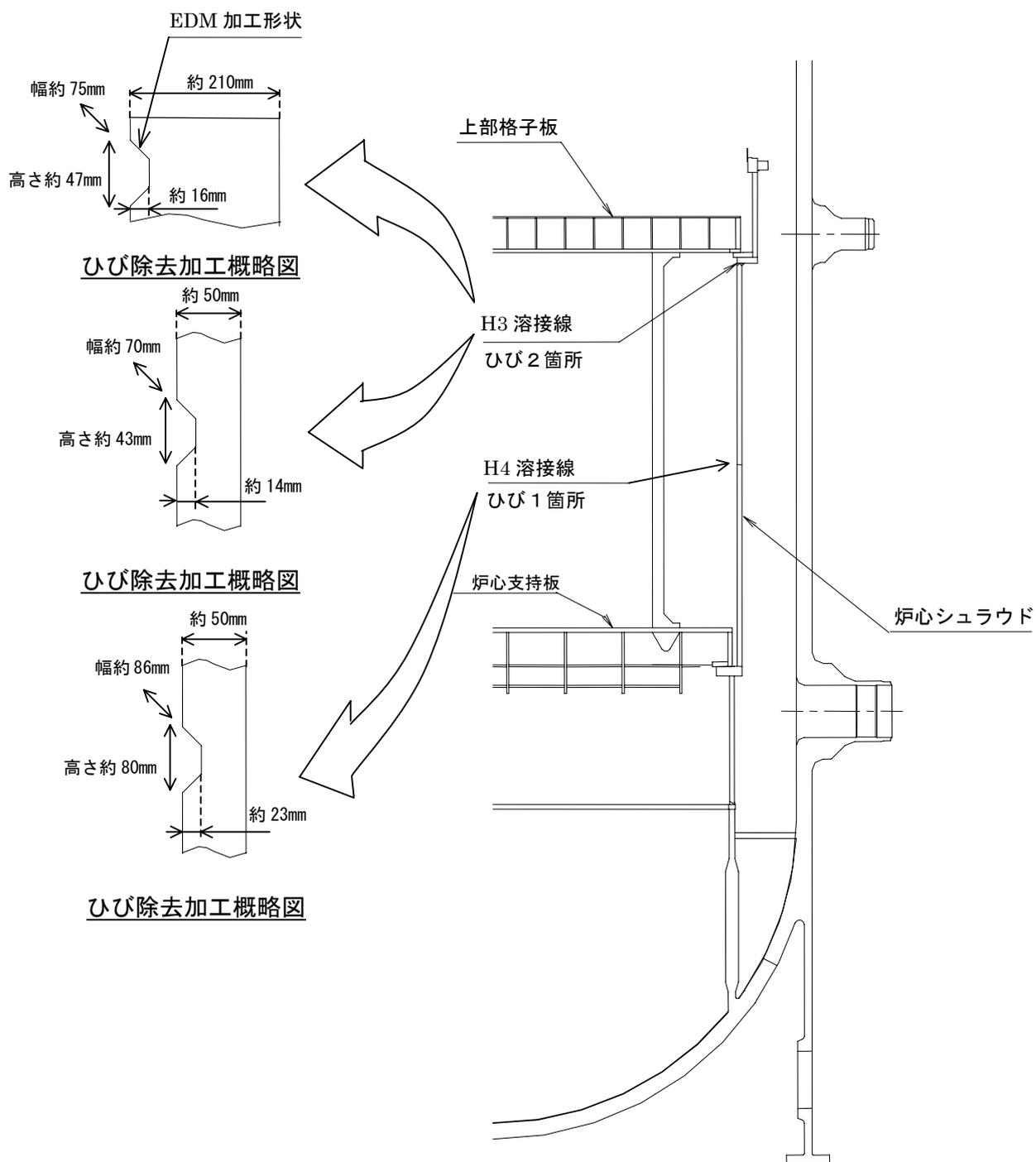
原子炉再循環系 (A)	
(1)	W-2310
(2)	W-2325
(3)	W-2326
(4)	W-2327
(5)	W-2328
(6)	W-2329
(7)	661-B02-S01
(8)	661-B02-S03
(9)	661-101-F02
(10)	661-101-F03
(11)	661-B03-S01
(12)	661-101-F04
(13)	611-001-F1
(14)	611-001-F3
(15)	661-C01-S02
(16)	661-C01-S03
(17)	611-001-F2
(18)	661-C01-S05
(19)	661-C01-S06
(20)	661-401-F94
(21)	661-401-F95
(22)	611-001-F4
(23)	661-401-F97
(24)	661-401-F98
(25)	661-401-F02
(26)	661-401-F03
(27)	611-001-F5
(28)	661-401-F05
(29)	661-401-F06
(30)	661-B04-S01

原子炉再循環系 (B)	
(31)	W-2311
(32)	W-2320
(33)	W-2321
(34)	W-2322
(35)	W-2323
(36)	W-2324
(37)	661-401-F07
(38)	661-401-F93
(39)	661-B06-S01
(40)	661-B06-S03
(41)	661-101-F06
(42)	661-B07-S01
(43)	611-001-F11
(44)	611-001-F13
(45)	661-C02-S02
(46)	661-C02-S03
(47)	611-001-F12
(48)	661-C02-S05
(49)	661-C02-S06
(50)	661-401-F88
(51)	661-401-F89
(52)	611-001-F14
(53)	661-401-F91
(54)	661-401-F92
(55)	661-401-F08
(56)	661-401-F09
(57)	611-001-F15
(58)	661-401-F11
(59)	661-401-F12
(60)	661-B08-S01

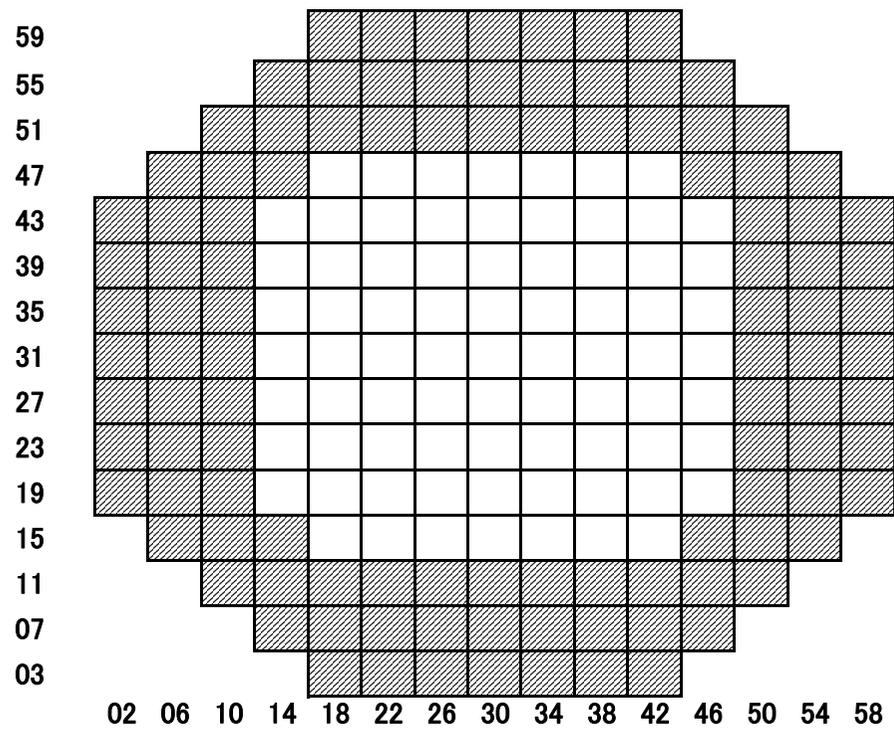
ジェットポンプ計装管台溶接部	
(61)	FW-JP-14-2
(62)	FW-JP-14-1

※(38), (40)の溶接部については取替を実施する。
(使用前検査対象)

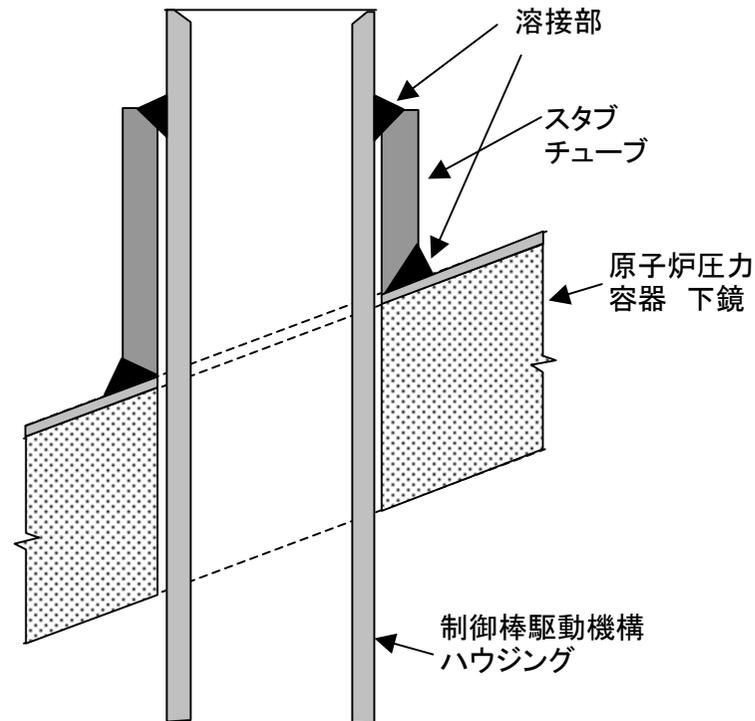
原子炉再循環系配管等修理工事



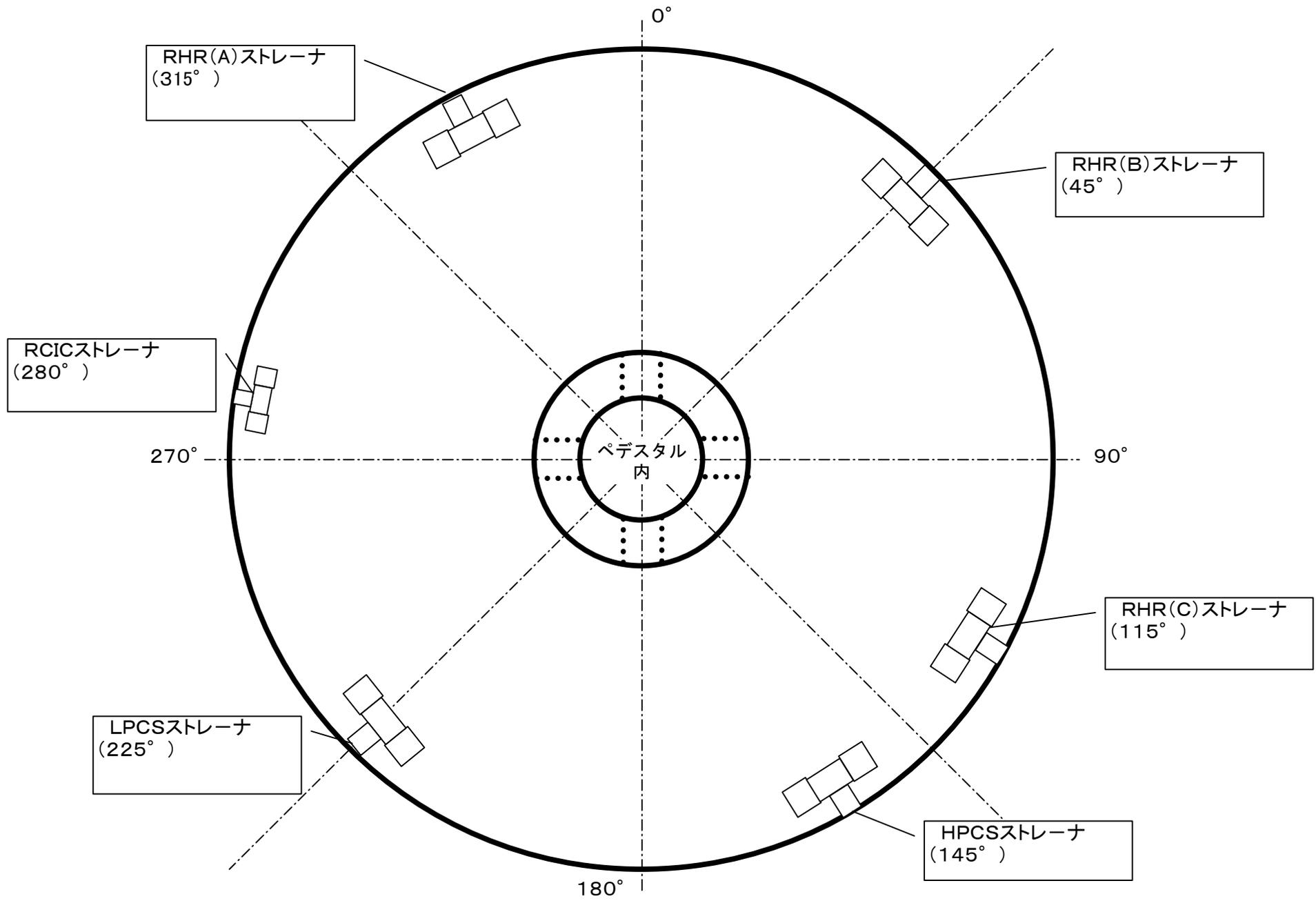
炉心シュラウドひび除去部



■ 応力改善(ウォータージェットピーニング)対象



制御棒駆動機構ハウジングスタブチューブ溶接部等修理工事



圧力抑制室内非常用炉心冷却システム ストレーナ配置図

福島第二3号機 中央制御室及びケーブル処理室位置関係図

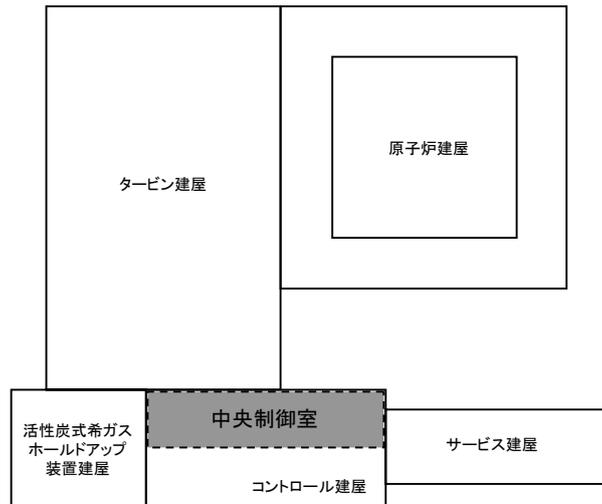


図1、コントロール建屋3階平面図

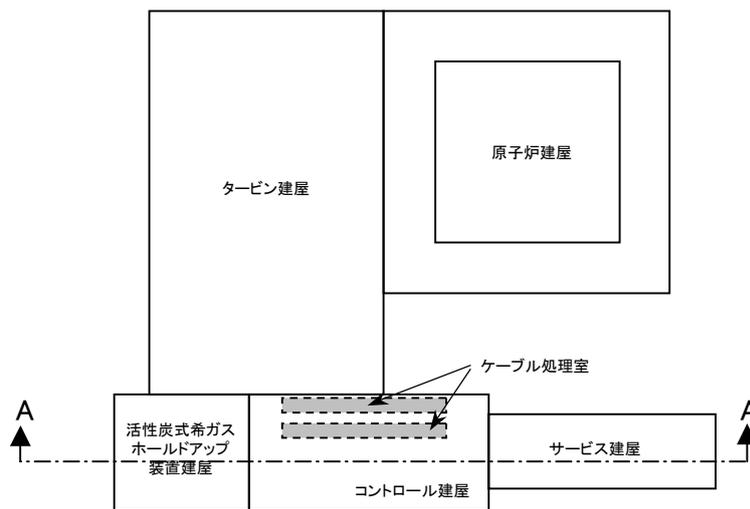


図2、コントロール建屋2階平面図

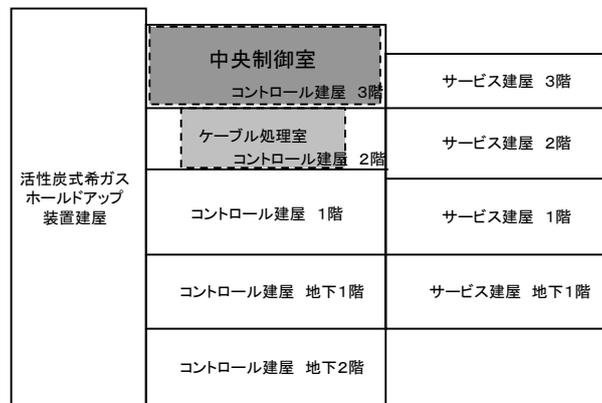
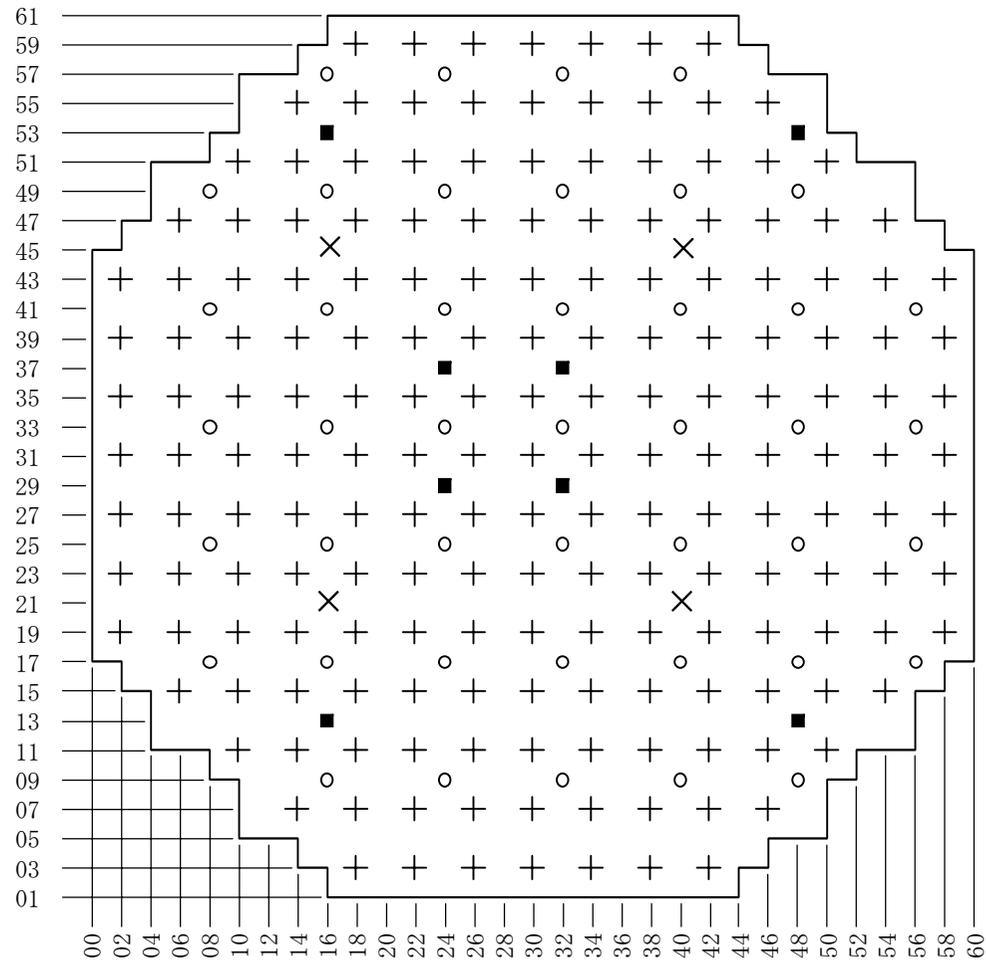
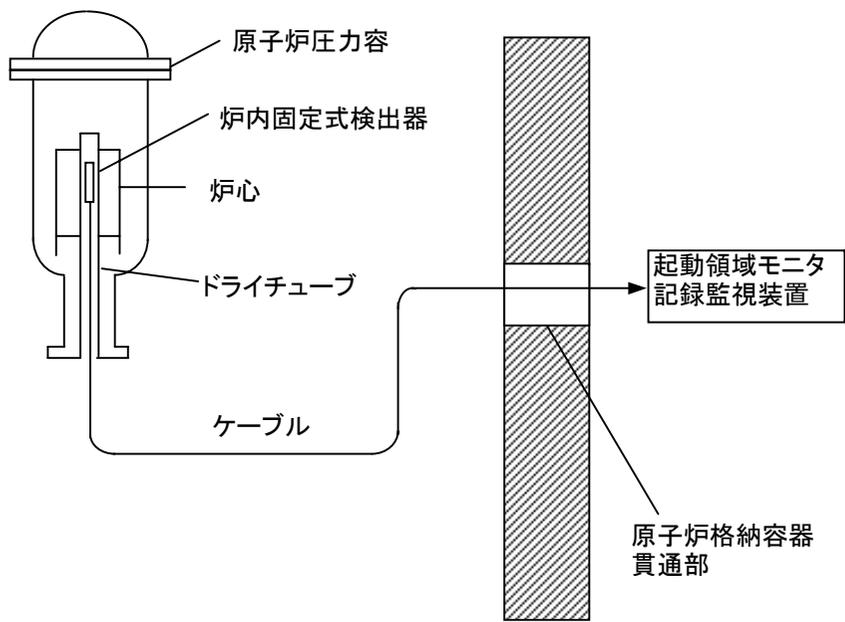


図3、建屋断面図(A-A矢視)



- 出力領域検出器集合体
- 起動領域検出器
- × ドライチューブ(予備)
- + 制御棒

起動領域モニタ(SRNM)設置工事

変 更 前						変 更 後						
名 称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	取 付 箇 所	備 考	名 称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	取 付 箇 所	備 考	個数*2
燃料取替エリア 排気放射線モニ タ	GM管	10 ⁻¹ ～ 10 ³ mR/h	計測範囲内で 可変	原子炉建屋原子炉 棟燃料取替エリア (4チャンネル)	非常用ガス処理系起動信 号用の検出器8チャン ネルのうちの4チャンネルと 共用	変更なし	半導体式	10 ⁻³ ～10mSv/h ^{*1}	変更なし	原子炉建屋原子炉棟燃 料取替エリア ^{*2} (4チャンネル) 〔監視・記録は中央〕 〔制御室にて行う。〕	変更 なし	4
原子炉建屋換気 系排気放射線モニ タ	GM管	10 ⁻² ～ 10 ² mR/h	計測範囲内で 可変	原子炉建屋原子炉 棟換気空調系排気 ダクト (4チャンネル)	非常用ガス処理系起動信 号用の検出器8チャン ネルのうちの4チャンネルと 共用	変更なし	半導体式	10 ⁻⁴ ～1mSv/h ^{*1}	変更なし	原子炉建屋原子炉棟換 気空調系排気ダクト ^{*2} (4チャンネル) 〔監視・記録は中央〕 〔制御室にて行う。〕	変更 なし	4

注記*1：単位を換算したものである。

* 2：記載を適正化したものである。

プロセスモニタリング設備取替工事

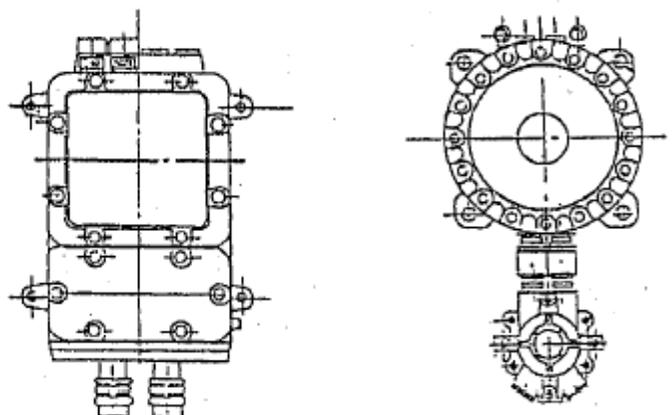
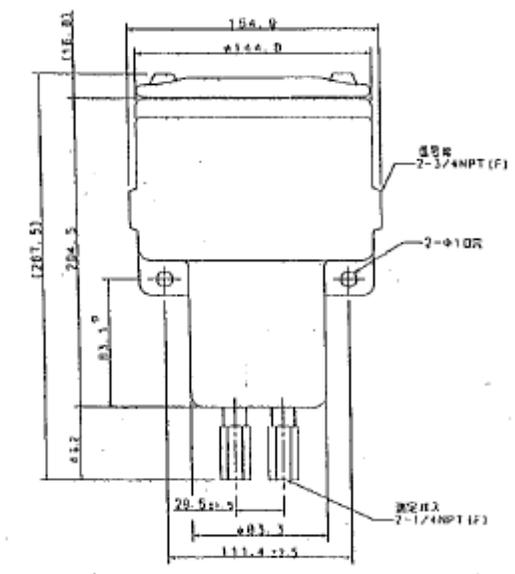
変 更 前							変 更 後								
工学的安全施設 起動信号の種類		検出器及び起動条件				工学的安全施設起 動信号を発信させ ない条件	備考	工学的安全施設 起動信号の種類		検出器及び起動条件				工学的安全施設起 動信号を発信させ ない条件	備考
		検出器の 種類	個数	工学的安全 施設起動に 要する信号 の個数	設定値					検出器の 種類	個数	工学的安全施 設起動に要す る信号の個数	設定値		
主蒸気 隔離弁	復水器 真空度 低	圧力検 出器	4	2	真空度 216mmHg	主蒸気止め弁 開度 90%以下, かつ原子炉圧 力 42.2kg/cm ² 以下, かつ復 水器真空度低 バイパススイ ッチ「バイパ ス」位置		主蒸気 隔離弁	復水器 真空度 低	圧力検 出器	4	2	72.5kPa [abs]	主蒸気止め弁 開度 90%以下, かつ原子炉圧 力 4.13 MPa * 以下, かつ復水 器真空度低バ イパススイッ チ「バイパス」 位置	

注記* : S I 単位に換算したものであるため変更なし。

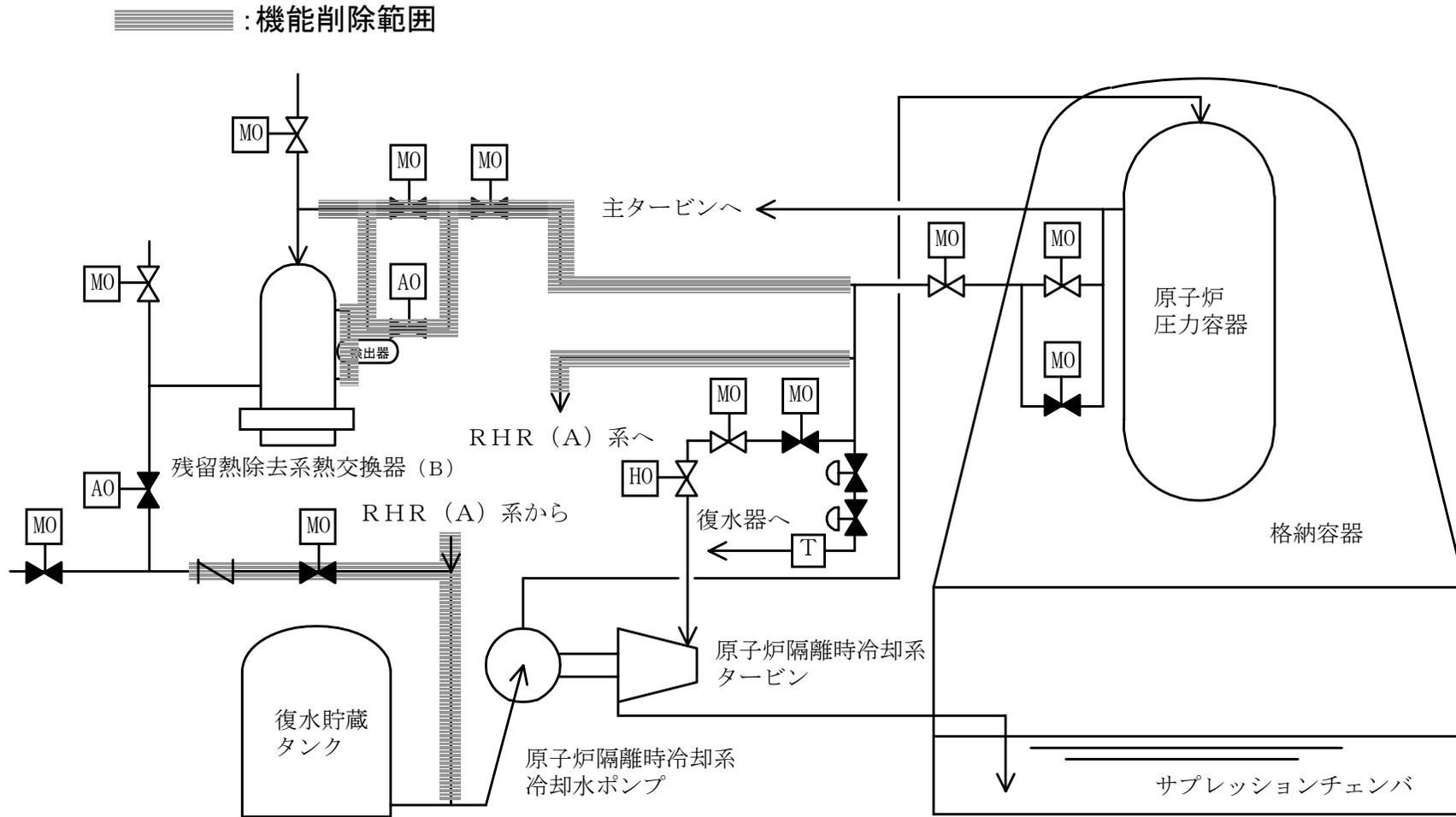
安全保護系復水器真空度低設定値変更工事

格納容器雰囲気モニタ取替工事
水素・酸素濃度検出器 比較表

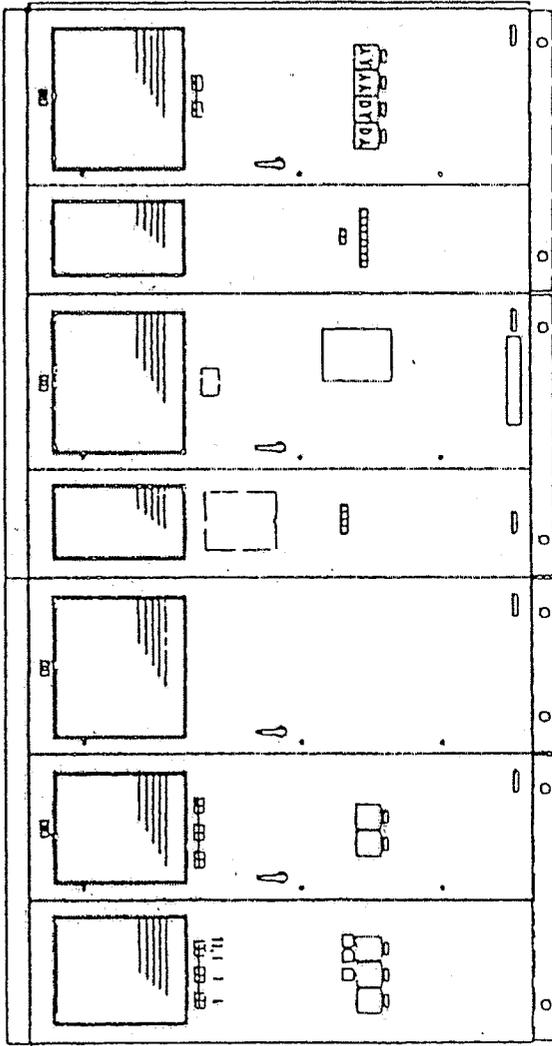
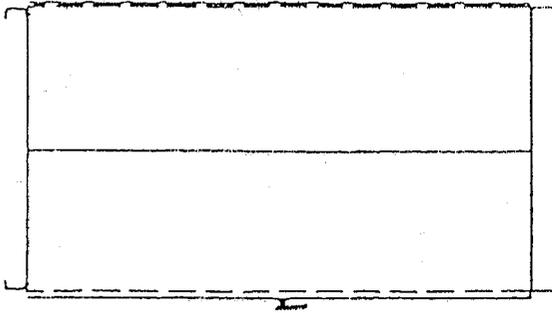
対象機器：水素・酸素濃度検出器 (D23-H₂T001A/B, O₂T003A/B)

	既 設	新 規
外 観	 <p>水素検出器 酸素検出器</p>	 <p>水素/酸素検出器</p>
仕様比較	<p>型式：MHV12MN-0-411/M802NX-0-4 (水素/酸素) 寸法：245W×372H×160D/391W×750H×330D (水素/酸素) 重量：約10kg/約70kg (水素/酸素) 精度：±2%FS 周囲温度：0～70℃ (センサー) メーカー：横河電機</p>	<p>型式：TMO2-TC/TMO2 (水素/酸素) 寸法：154W×306H×144D 重量：約4.3kg 精度：±2%FS 周囲温度：0～50℃ (センサー) メーカー：パナメトリクス</p>

格納容器雰囲気モニタ取替工事



残留熱除去系蒸気凝縮配管撤去工事概要
 (B系を例示:機能削除範囲はA系もB系と同様)



プラントバイタル CVCF 3B 装置外観図

プラントバイタル CVCF (B) 取替工事

変 更 前					変 更 後					
名 称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	取 付 箇 所	名 称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	取 付 箇 所	個数*2
原子炉建屋 放射線モニタ	GM管	10 ⁻² ~10 ² mR/h	計測範囲内で可変	原子炉建屋 6F 4チャンネル 5F 3チャンネル 4F 2チャンネル 3F 2チャンネル 2F 2チャンネル 1F 2チャンネル B1F 2チャンネル (合計 17 チャンネル)	変更なし	半導体式	10 ⁻⁴ ~1 mSv/h *1	変更なし	原子炉建屋 *2 6F 4チャンネル 5F 3チャンネル 4F 2チャンネル 3F 2チャンネル 2F 2チャンネル 1F 2チャンネル B1F 2チャンネル (合計 17 チャンネル) 〔監視・記録は中央〕 〔制御室にて行う。〕	17
		10 ⁻¹ ~10 ³ mR/h	計測範囲内で可変	原子炉建屋 5F 1チャンネル 4F 1チャンネル 3F 2チャンネル 2F 1チャンネル B2F 2チャンネル (合計 7 チャンネル)	10 ⁻³ ~10 mSv/h *1		変更なし	原子炉建屋 *2 5F 1チャンネル 4F 1チャンネル 3F 2チャンネル 2F 1チャンネル B2F 2チャンネル (合計 7 チャンネル) 〔監視・記録は中央〕 〔制御室にて行う。〕	7	
		1~10 ⁴ mR/h	計測範囲内で可変	原子炉建屋 2F 1チャンネル (合計 1 チャンネル)	10 ⁻² ~10 ² mSv/h *1		変更なし	原子炉建屋 *2 2F 1チャンネル (合計 1 チャンネル) 〔監視・記録は中央〕 〔制御室にて行う。〕	1	
		10 ² ~10 ⁶ mR/h	計測範囲内で可変	原子炉建屋 6F 3チャンネル (合計 3 チャンネル)	1~10 ⁴ mSv/h *1		変更なし	原子炉建屋 *2 6F 3チャンネル (合計 3 チャンネル) 〔監視・記録は中央〕 〔制御室にて行う。〕	3	

注記*1：単位を換算したものである。

*2：記載を適正化したものである。

エリアモニタリング設備取替工事

変 更 前					変 更 後					
名 称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	取 付 箇 所	名 称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	取 付 箇 所	個数*2
タービン建屋 放射線モニタ	GM管	$10^{-2} \sim 10^2$ mR/h	計測範囲内 で可変	タービン建屋 2F 2チャンネル 1F 3チャンネル B1F 2チャンネル (合計7チャンネル)	変更なし	半導体式	$10^{-4} \sim 1$ mSv/h *1	変更なし	タービン建屋 *2 2F 2チャンネル 1F 3チャンネル B1F 2チャンネル (合計7チャンネル) 〔監視・記録は中央 制御室にて行う。〕	7
		$10^{-1} \sim 10^3$ mR/h	計測範囲内 で可変	タービン建屋 2F 2チャンネル B2F 1チャンネル (合計3チャンネル)			$10^{-3} \sim 10$ mSv/h *1		タービン建屋 *2 2F 2チャンネル B2F 1チャンネル (合計3チャンネル) 〔監視・記録は中央 制御室にて行う。〕	3
活性炭式希ガス ホールドアップ 装置建屋放射線 モニタ	GM管	$10^{-2} \sim 10^2$ mR/h	計測範囲内 で可変	活性炭式希ガスホールドア ップ装置建屋 1F 1チャンネル B1F 1チャンネル B2F 1チャンネル (合計3チャンネル)	変更なし	半導体式	$10^{-4} \sim 1$ mSv/h *1	変更なし	活性炭式希ガスホール ドアップ装置建屋 *2 1F 1チャンネル B1F 1チャンネル B2F 1チャンネル (合計3チャンネル) 〔監視・記録は中央 制御室にて行う。〕	3
コントロール 建屋放射線モニ タ	GM管	$10^{-2} \sim 10^2$ mR/h	計測範囲内 で可変	コントロール建屋 3F 1チャンネル (合計1チャンネル)	変更なし	半導体式	$10^{-4} \sim 1$ mSv/h *1	変更なし	コントロール建屋 *2 3F 1チャンネル (合計1チャンネル) 〔監視・記録は中央 制御室にて行う。〕	1

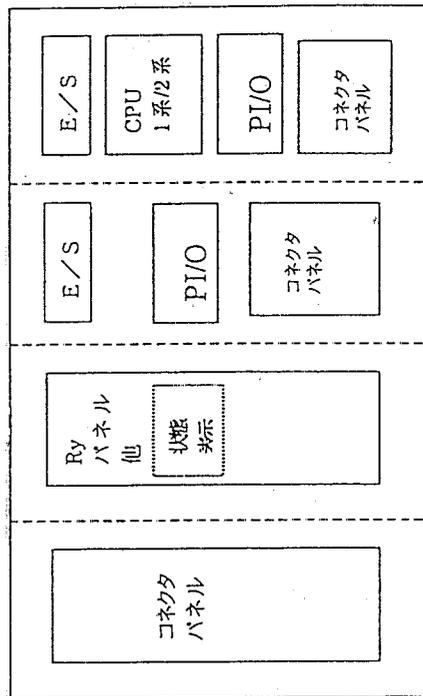
注記*1：単位を換算したものである。

*2：記載を適正化したものである。

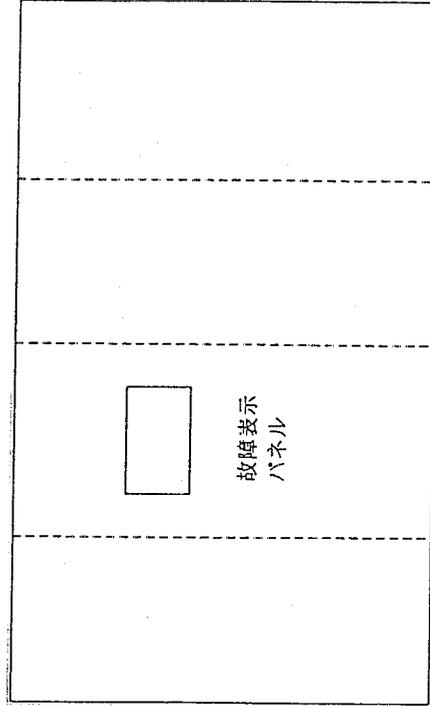
エリアモニタリング設備取替工事

アナンシエータ盤

盤幅：3500mm

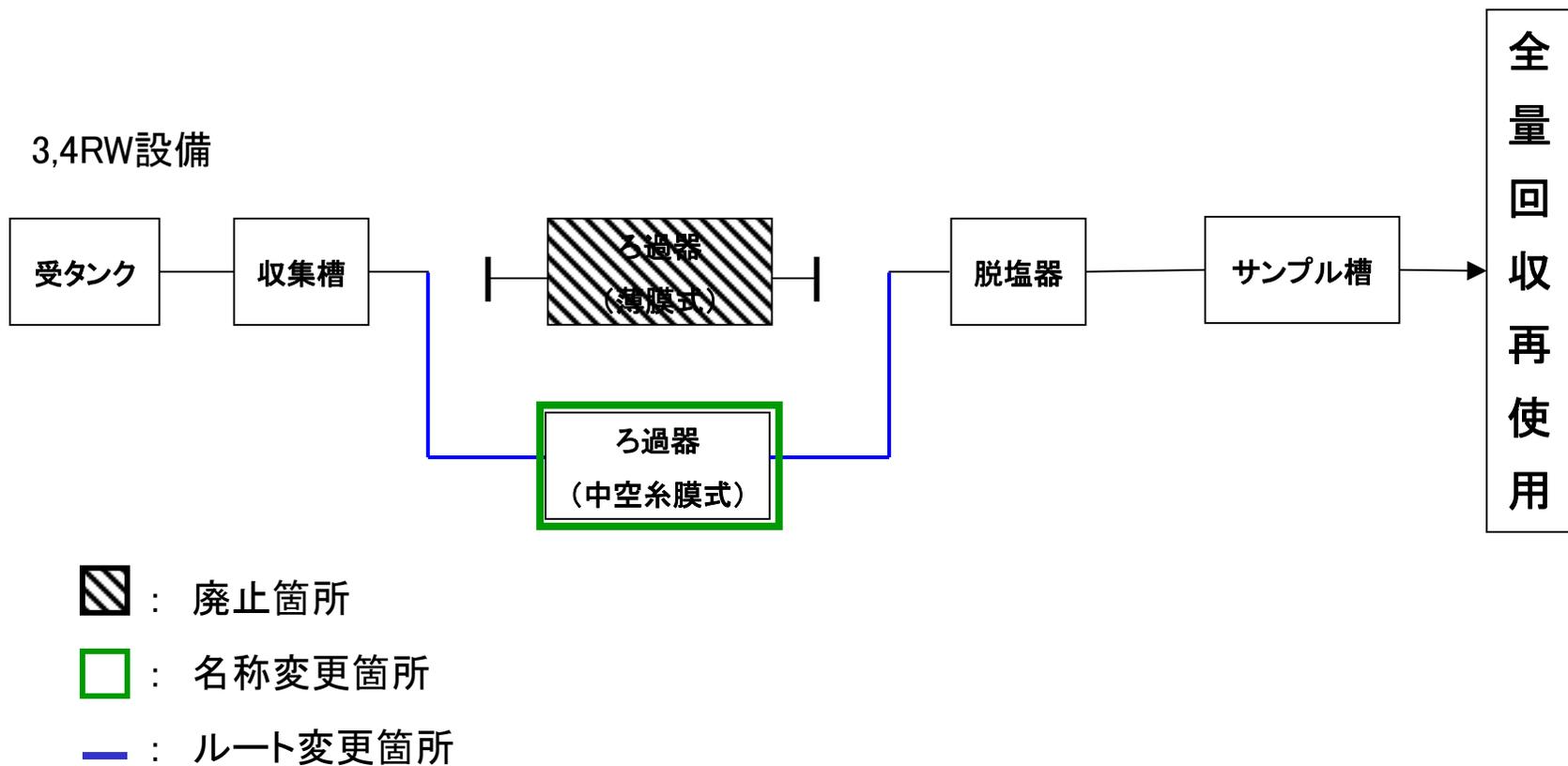


正面

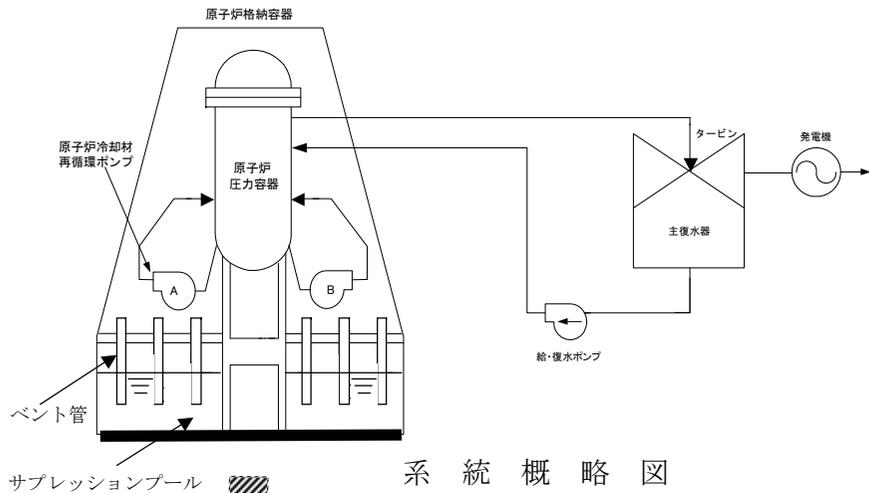


扉を開けた背面

中操警報制御装置取替工事



低電導度廃液系系統概略図

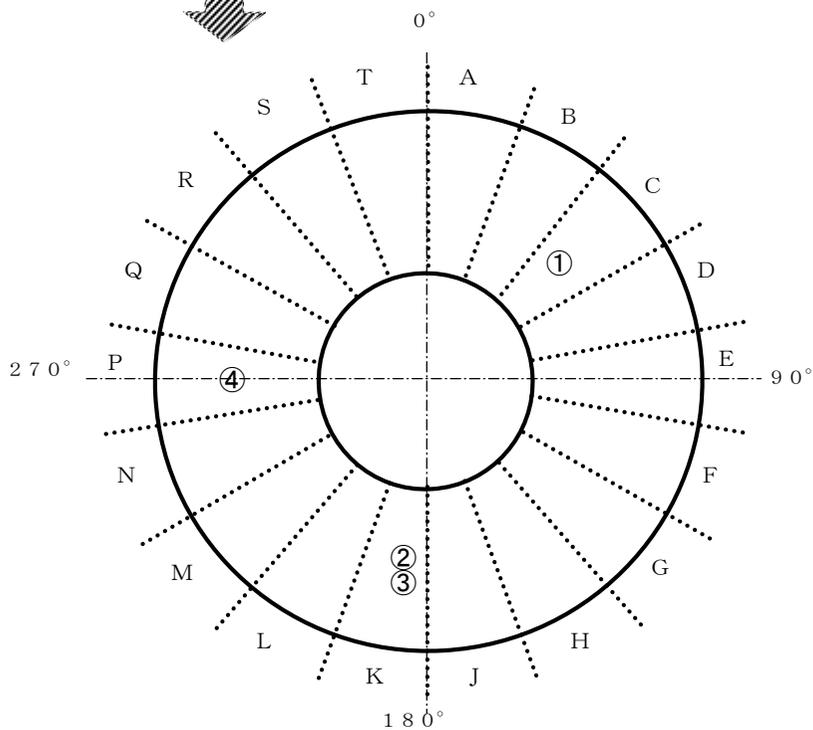


系統概略図

回収物一覧表

	エリア	品名	寸法 (mm)	重さ (g)	発見・回収日	備考 (発見位置)
①	C	足場板	幅約250 長さ約1000	—	H17. 4. 30	サブレーションプール内
②	K	針金	直径約2 長さ約150	7. 2	H17. 4. 30	サブレーションプール内
③	K	テープ片	幅約75 長さ約50	2. 3	H17. 4. 30	サブレーションプール内
④	P	糸状のもの	直径約1 長さ約300	0. 05	H17. 11. 28	サブレーションプール内

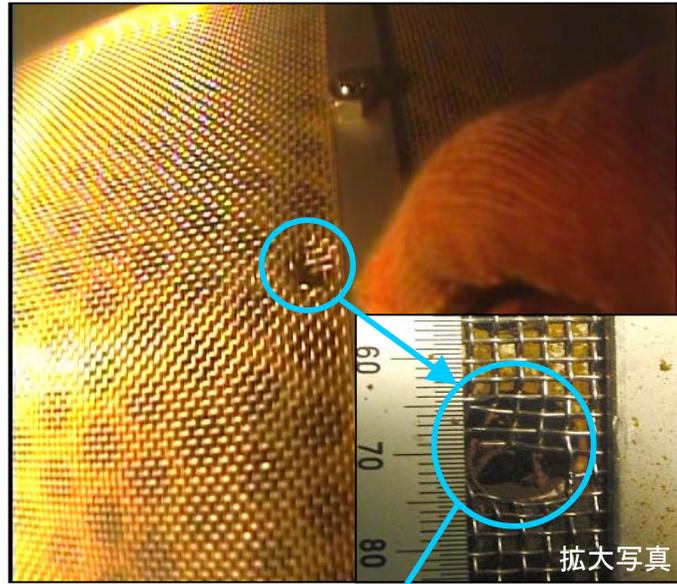
17-1



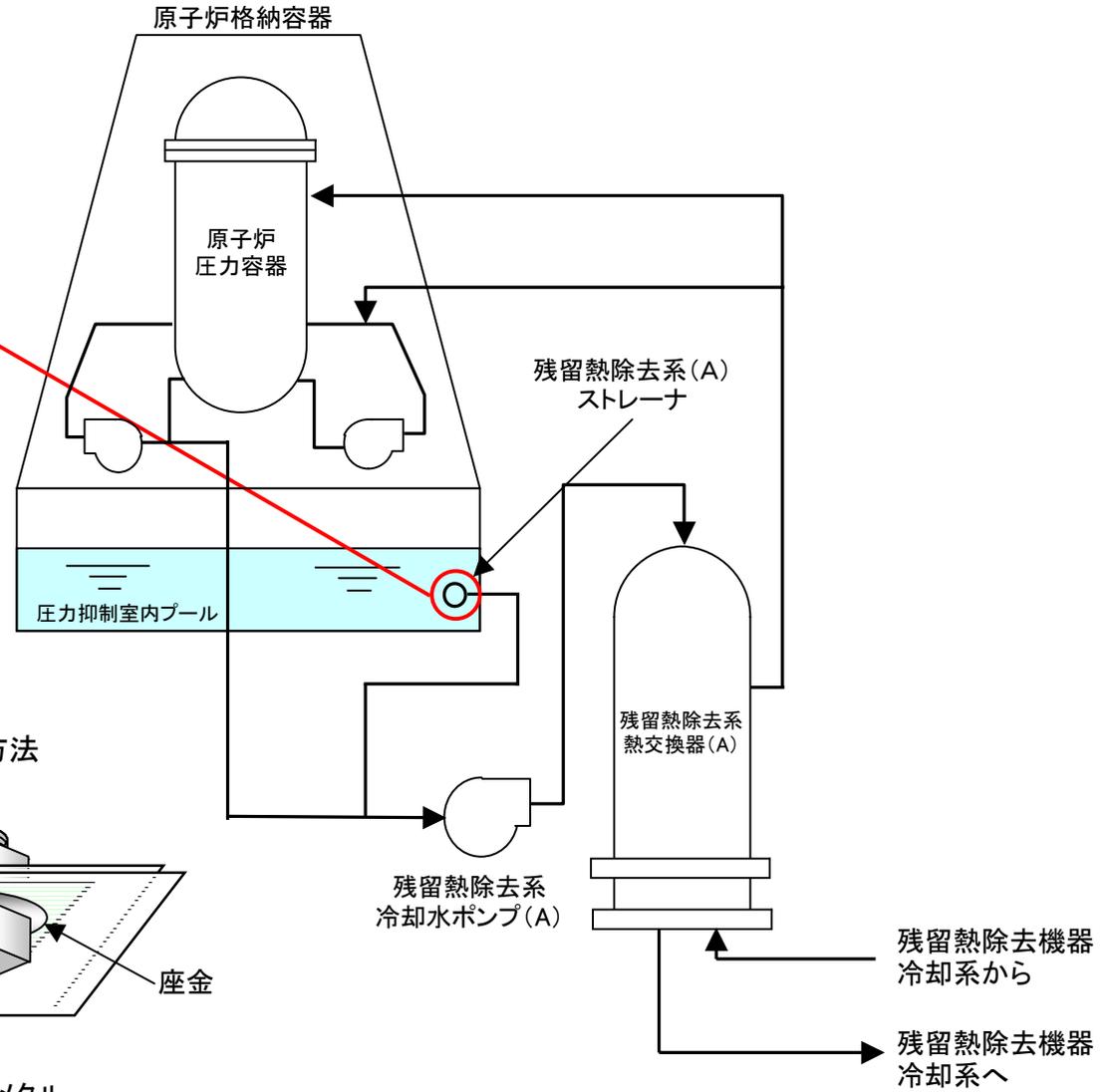
サブレーションプール平面図

圧力抑制室 (サブレーションプール) 内の点検・清掃結果

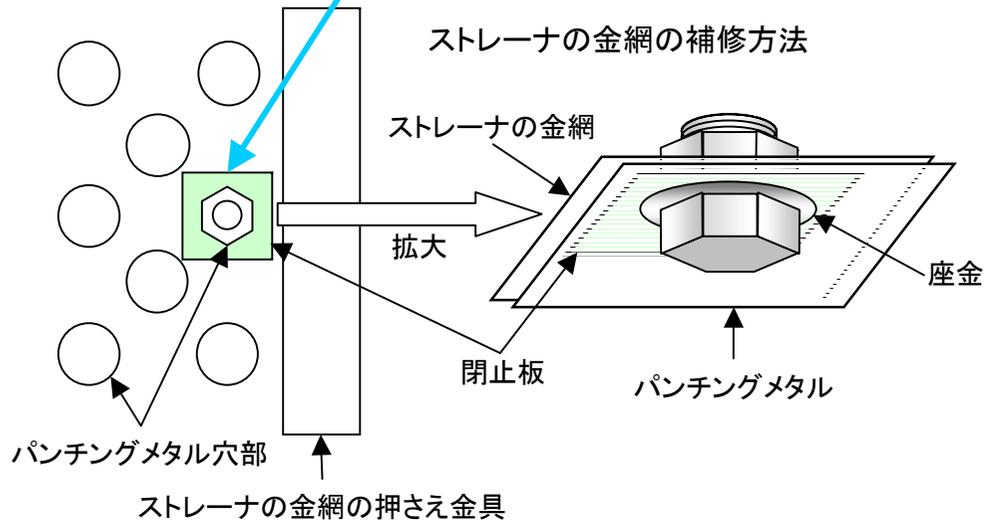
ストレーナの金網の破れ箇所



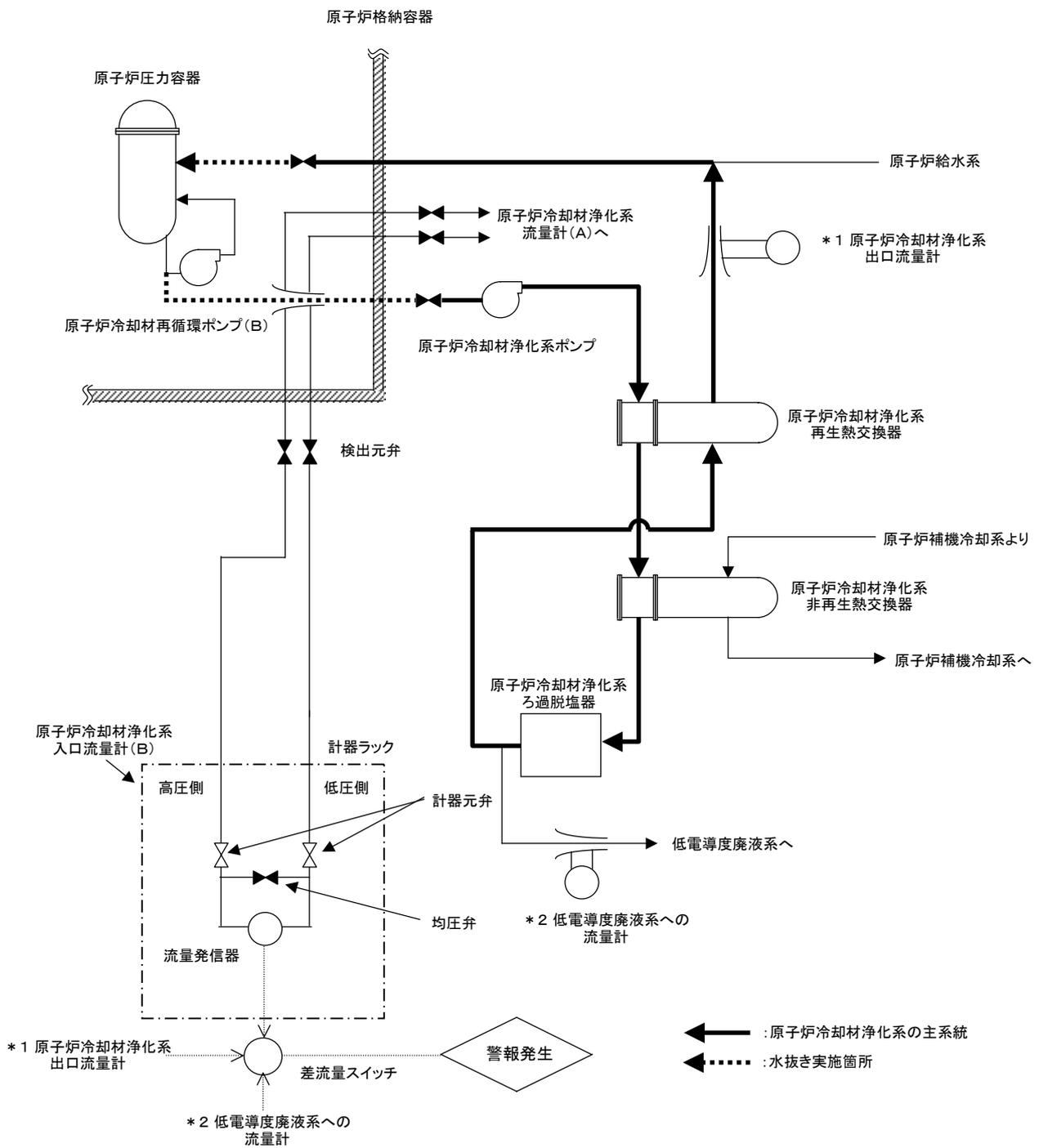
拡大写真



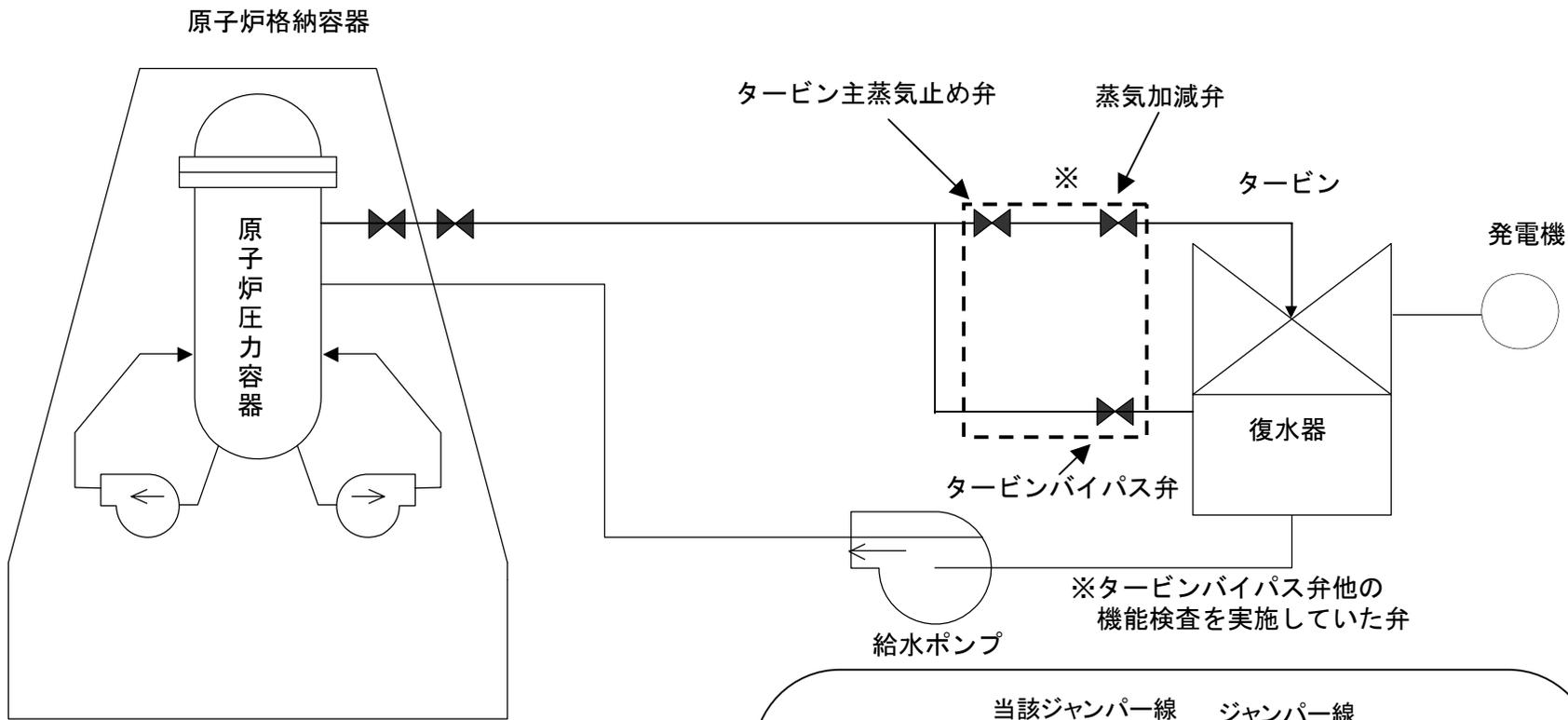
ストレーナの金網の補修方法



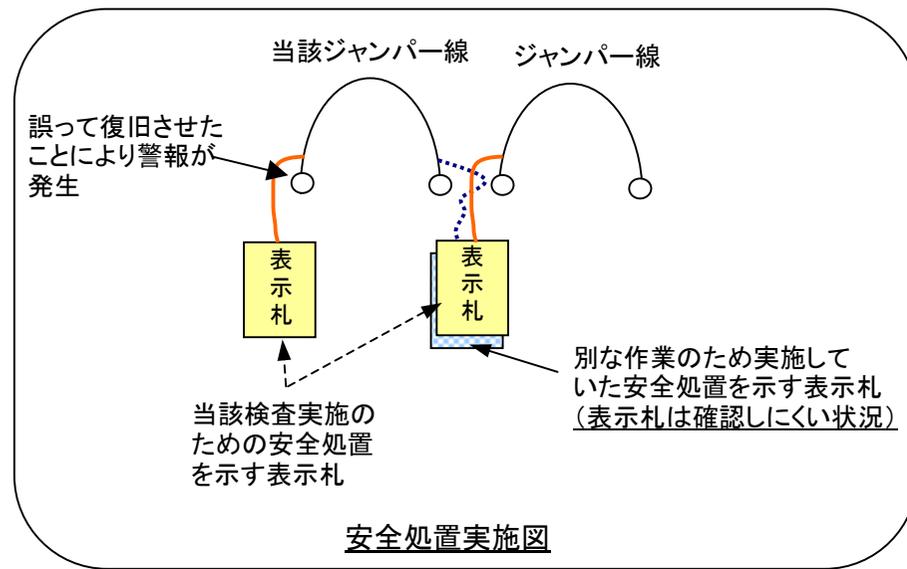
残留熱除去系概略図

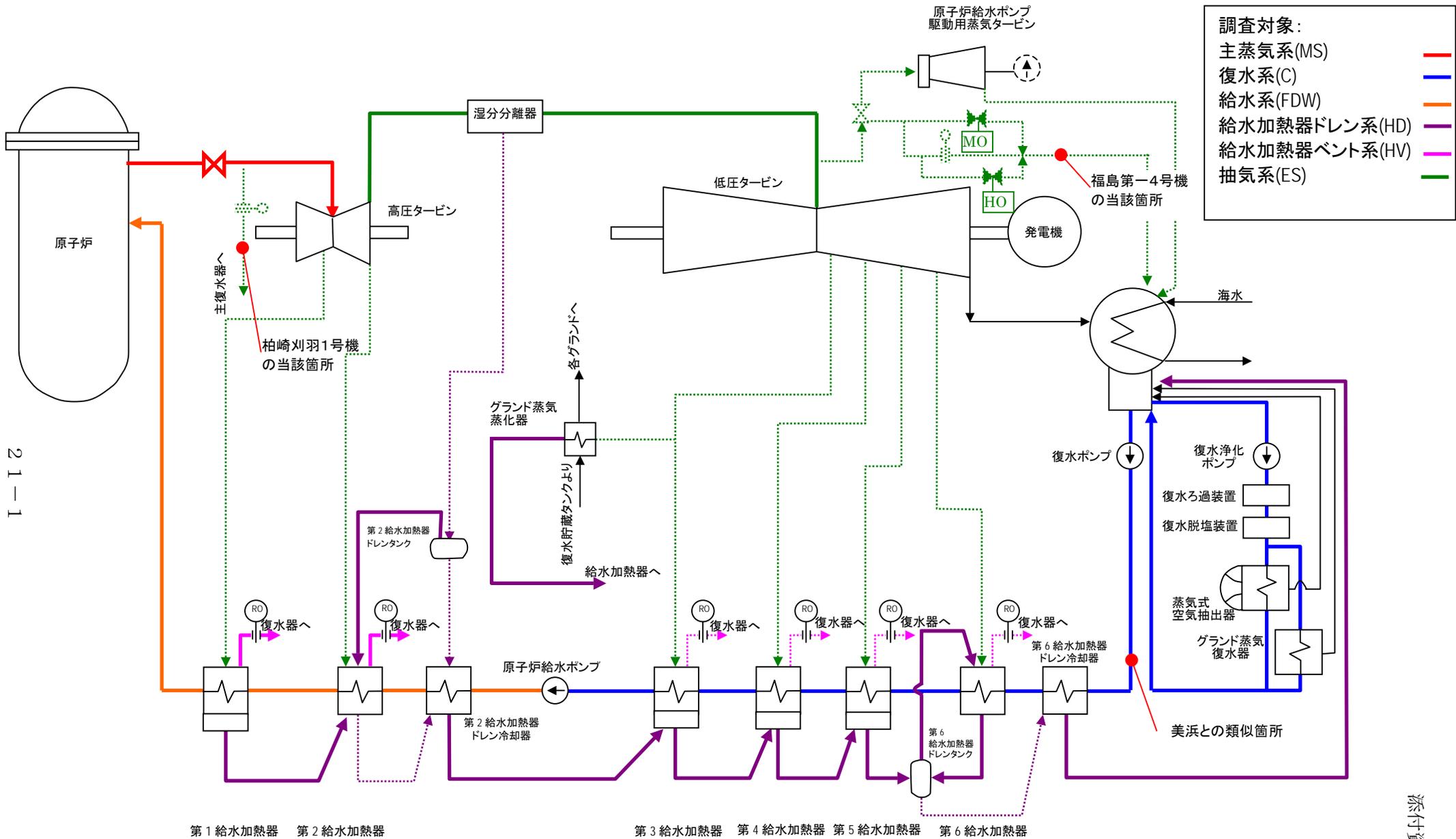


原子炉冷却材浄化系概略系統図



系統概略図





福島第二3号機 配管肉厚測定箇所概略系統図

項目	総部位数	系統	部位数	代表測定部位番号	測定箇所	公称肉厚 (mm)	必要最小 肉厚 (mm)	測定値 (mm)	減肉量 (mm)	減肉率 (mm/年)	余寿命 (年)
<点検計画箇所> 当初より計画して いた箇所	127	主蒸気系	18	MS-P319-3	バypass蒸気復水器 (A) 入口部	28.6	15.44	26.3	2.3	0.88	12.2
		抽気系	22	ES-119-1	蒸化器加熱抽気逆止め弁出口部	10.3	1.61	9.5	0.8	0.06	129.2
		タービンランド蒸気系	11	1 SLSV-P5-8	主蒸気止め弁ランド蒸気ドレ配管 曲げ (エルボ) 部	7.1	3.80	6.6	0.5	0.04	73.3
		ヒータドレン系	16	HD-P53-3	ランド蒸気蒸加器ドレタンク出口配管 曲げ (曲げ管) 部	5.5	3.00	4.8	0.7	0.05	33.6
		ヒータベント系	5	HV-SP4-100	第2給水加熱器 (A) ベントオリフィス部	7.1	3.80	6.6	0.2	0.05	51.8
		復水系	33	C-P216-1	復水器 (A) 入口オリフィス出口部	4.5	1.70	4.5	0.2	0.05	51.8
		給水系	11	FDW-SPX-39	タービン駆動原子炉給水ポンプ (A) ミニマムフロー調節弁出口部	25.4	19.89	22.7	2.7	0.21	13.6
		原子炉隔離時冷却系	11	35	蒸気ラインより主復水器へのドレライン ストレーナ配管	9.5	3.10	8.1	1.1	0.22	22.2
<追加点検箇所> 知見拡充	149	主蒸気系	37	MS-P343-1	タービンバypass弁 (B) ドレ配管曲げ (エルボ) 部	6.4	1.38	6.1	0.3	0.21	22.0
		補助蒸気系	10	AS-P20-1	蒸気式空気抽出機作動蒸気管暖機 弁出口部	6.4	0.06	6.0	0.4	0.57	10.4
		抽気系	1	ES-SP-10A	第4給水加熱器抽気逆止め弁出口 部	9.5	1.36	9.6	0.0	0.00	—
		タービンランド蒸気系	1	TGS-SP2SLBPVBF-1	タービンバイパス弁ドレ配管曲げ (エルボ) 部	6.0	3.40	5.7	0.2	0.02	116.1
		ヒータドレン系	3	HD-P100-3	湿分分離器 (A) 出口配管曲げ (曲げ管) 部	6.0	3.40	5.0	0.2	0.08	11.2
		ヒータベント系	10	HV-SP1-100	第1給水加熱器 (B) ベントオリフィス部	7.1	3.80	6.8	0.2	0.08	39.0
		復水系	7	C-P234-3	CRドレソフ復水供給流量計前弁上流 配管分岐 (ティーズ) 部	6.0	3.40	5.6	0.4	0.03	72.0
		給水系	29	FDW-SPX-49	タービン駆動原子炉給水ポンプ (B) ミニマムフロー調節弁出口部	25.4	19.89	23.1	2.3	0.18	18.2
		復水ろ過系統	30	CF-K-24	復水ろ過器ストレーナ (K) 復水出口流量 調節弁出口配管分岐 (ティーズ) 部	9.3	1.62	8.2	1.1	0.08	78.3
		復水脱塩系統	21	CD-D-7	復水脱塩塔 (D) 入口配管曲げ (エルボ) 部	11.1	3.80	10.0	1.1	0.08	73.8

福島第二3号機定期事業者検査における配管減肉測定結果

No.	配管番号	配管名称	曲り部	調節弁番号 排水器番号	点検結果
1	MS-335	タービンハイス弁入口ラインドレンライン	19	N11-A0-F304A N11-D004A	異常なし
2	MS-340	タービンハイス弁入口ラインドレンライン	13	N11-A0-F304B N11-D004B	異常なし
3	MS-345	タービンハイス弁入口ラインドレンライン	16	N11-A0-F304C N11-D004C	異常なし
4	MS-350	タービンハイス弁入口ラインドレンライン	21	N11-A0-F304D N11-D004D	異常なし
5	AS-18	空気抽出器作動蒸気ドレンライン	19	N11-A0-F011 N11-D006	異常なし
6	AS-44	RFPT入口補助蒸気ドレンライン	20	N11-A0-F026 N11-D014	異常なし
7	OG-306/307	OG排ガス復水器ドレンライン	19	N62-LCV-F110A, B	異常なし
8	RCIC-65	原子炉隔離時冷却系ドレンライン	6	E51-R0-D009E	異常なし

福島第二3号機における福島第一4号機水平展開点検結果

福島第二3号機における柏崎刈羽1号機水平展開点検結果

No.	配管番号	配管名称	曲り部	オリフィス番号	点検結果
1	AS-34A/29	エバポレータ補助蒸気調整弁前ドレンライン	2	N11-D007	異常なし
2	AS-207	RFP-T(A)高圧主蒸気止弁ドレンライン	8	N11-R0-D012A	異常なし
3	AS-307	RFP-T(B)高圧主蒸気止弁ドレンライン	10	N11-R0-D012B	異常なし
4	ES-207	RFP-T(A)低圧主蒸気止弁ドレン入口ライン	8	N36-R0-D007A	異常なし
5	ES-307	RFP-T(B)低圧主蒸気止弁ドレン入口ライン	22	N36-R0-D007B	異常なし
6	CD-202	RFP-T(A)第1段蒸気室ドレンライン	2	N36-D008A	異常なし
7	CD-204	RFP-T(A)第2段蒸気室ドレンライン	2	N36-D009A	異常なし
8	CD-206	RFP-T(A)第3段蒸気室ドレンライン	2	N36-D010A	異常なし
9	CD-208	RFP-T(A)第4段蒸気室ドレンライン	2	N36-D011A	異常なし
10	CD-210	RFP-T(A)第5段蒸気室ドレンライン	3	N36-D012A	異常なし
11	CD-302	RFP-T(B)第1段蒸気室ドレンライン	2	N36-D008B	異常なし
12	CD-304	RFP-T(B)第2段蒸気室ドレンライン	2	N36-D009B	異常なし
13	CD-306	RFP-T(B)第3段蒸気室ドレンライン	2	N36-D010B	異常なし

No.	配管番号	配管名称	曲り部	オリフィス番号	点検結果
14	CD-308	RFP-T(B)第4段蒸気室ドレンライン	2	N36-D011B	異常なし
15	CD-310	RFP-T(B)第5段蒸気室ドレンライン	3	N36-D012B	異常なし
16	SPL-204	RFP-T(A)SPLドレンライン	4	N36-D013A	異常なし
17	SPL-206	RFP-T(A)SPLドレンライン	4	N36-D013B	異常なし
18	SPL-304	RFP-T(B)SPLドレンライン	4	N36-D013C	異常なし
19	SPL-306	RFP-T(B)SPLドレンライン	4	N36-D013D	異常なし
20	SSH-48	所内ボイラエバポレータ調整弁前ドレンライン	1	N33-R0-D002	異常なし
21	SSH-46	バリアップ用所内蒸気調節弁後ドレンライン	3	N33-R0-D005	異常なし
22	SSH-47	エバポレータ発生蒸気ドレンライン	3	N33-R0-D001	異常なし
23	SSH-43	SSH母管ドレンライン	1	N33-R0-D007	異常なし
24	SSH-207	RFP-T(A)用SSH母管ドレンライン	1	N33-R0-D008A	異常なし
25	SSH-307	RFP-T(B)用SSH母管ドレンライン	1	N33-R0-D008B	異常なし
26	1SLBPV-G	タービンハイパス弁第1段リークオフライン	1	N33-R0-D003	異常なし
27	1SLHPCV-A	RFP-T高圧主蒸気止弁加減弁第1段リークオフライン	1	N33-R0-D009A	異常なし
28	1SLHPCV-B	RFPT-高圧主蒸気止弁加減弁第2段リークオフライン	1	N33-R0-D009B	異常なし

No.	配管番号	配管名称	曲り部	オリフィス番号	点検結果
29	SPL-18	高圧タービンクオフ管ドレンライン	1	N33-R0-D010A	異常なし
30	SPL-19	高圧タービンクオフ管ドレンライン	1	N33-R0-D010B	異常なし
31	SPL-20	高圧タービンクオフ管ドレンライン	1	N33-R0-D010C	異常なし

点検箇所	材質	口径 (mm)	公称肉厚 (mm)	必要最小肉厚 (mm)	今回測定最小値 (mm)	前回測定肉厚値 (mm)	減肉量 (mm)	減肉率 (mm/年)	余寿命 (年)
1	STPT38	318.5	10.3	3.80	10.1	—	0.2	0.02	412.6
2	SMA41A	457.2	12.7	5.89	11.7	—	1.0	0.08	76.1
3	SMA41A	711.2	12.7	3.80	12.8	—	—	—	—
4	SMA41A	457.2	9.5	3.80	9.3	—	0.2	0.02	360.2
5	SMA41A	457.2	9.5	3.80	9.6	—	—	—	—
6	SMA41A	457.2	9.5	3.80	10.3	10.3	0.0	0.00	—
7	SB46	457.2	12.7	8.43	12.7	—	0.0	0.00	—
8	STPT38	76.3	6.0	3.40	5.9	—	0.1	0.03	327.5
9	STPA23	34.0	4.5	0.06	4.4	4.5	0.1	0.01	160.5
10	SF50A	60.5	5.5	2.40	5.5	—	0.0	0.00	—
11	STPT38	48.6	5.1	2.20	5.1	—	0.0	0.00	—
12	STPT370	114.3	6.0	3.40	5.9	—	0.1	0.01	327.5
13	STPT370	114.3	6.0	3.40	5.6	—	0.4	0.03	72.0
14	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.4	4.5	0.1	0.01	374.7
15	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.5	4.5	0.0	0.00	—
16	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.4	4.5	0.1	0.01	374.7
17	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.5	4.5	0.0	0.00	—
18	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.5	4.5	0.0	0.00	—
19	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.5	4.5	0.0	0.00	—
20	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.5	4.5	0.0	0.00	—
21	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.4	4.5	0.1	0.01	374.7
22	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.4	4.5	0.1	0.01	374.7

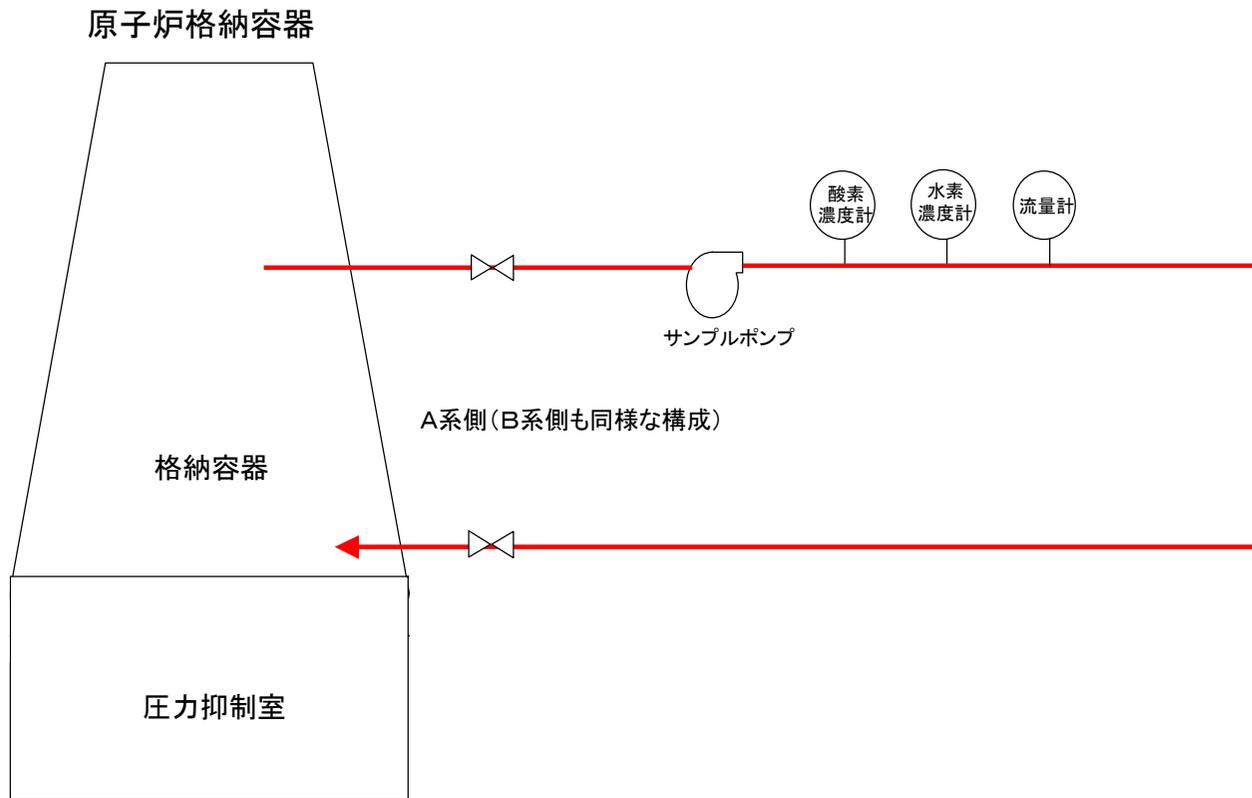
福島第二3号機 制御棒駆動水圧系水平展開追加肉厚測定点検部位

点検箇所	材質	口径 (mm)	公称肉厚 (mm)	必要最小肉厚 (mm)	今回測定最小値 (mm)	前回測定肉厚値 (mm)	減肉量 (mm)	減肉率 (mm/年)	余寿命 (年)
23	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.5	4.5	0.0	0.00	—
24	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.5	4.5	0.0	0.00	—
25	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.6	4.5	—	—	—
26	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.5	4.5	0.0	0.00	—
27	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.4	4.5	0.1	0.01	374.7
28	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.5	4.5	0.0	0.00	—
29	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.3	4.5	0.2	0.02	182.3
30	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.5	4.5	0.0	0.00	—
31	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.5	4.5	0.0	0.00	—
32	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.5	4.5	0.0	0.00	—
33	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.5	4.5	0.0	0.00	—
34	STPA23	34.0	4.5	0.69	4.2	4.5	0.3	0.03	118.1
35	STPT38	34.0	4.5	1.70	4.0	—	0.5	0.04	60.2
36	STPT38	267.4	9.3	3.61	8.9	—	0.4	0.03	173.2
37	SUS304	267.4	9.3	1.62	9.1	—	0.2	0.02	489.9
38	SUS304	267.4	9.3	1.62	8.7	—	0.6	0.05	154.5
39	STPT38	267.4	9.3	3.61	8.9	—	0.4	0.03	173.2
40	SUS304	267.4	9.3	1.62	9.3	—	0.0	0.00	—
41	SUS304	267.4	9.3	1.62	9.1	—	0.2	0.02	489.9
42	STPT38	267.4	9.3	3.61	9.1	—	0.2	0.02	359.5
43	SUS304	267.4	9.3	1.62	8.7	—	0.6	0.05	154.5
44	SUS304	267.4	9.3	1.62	9.1	—	0.2	0.02	489.9

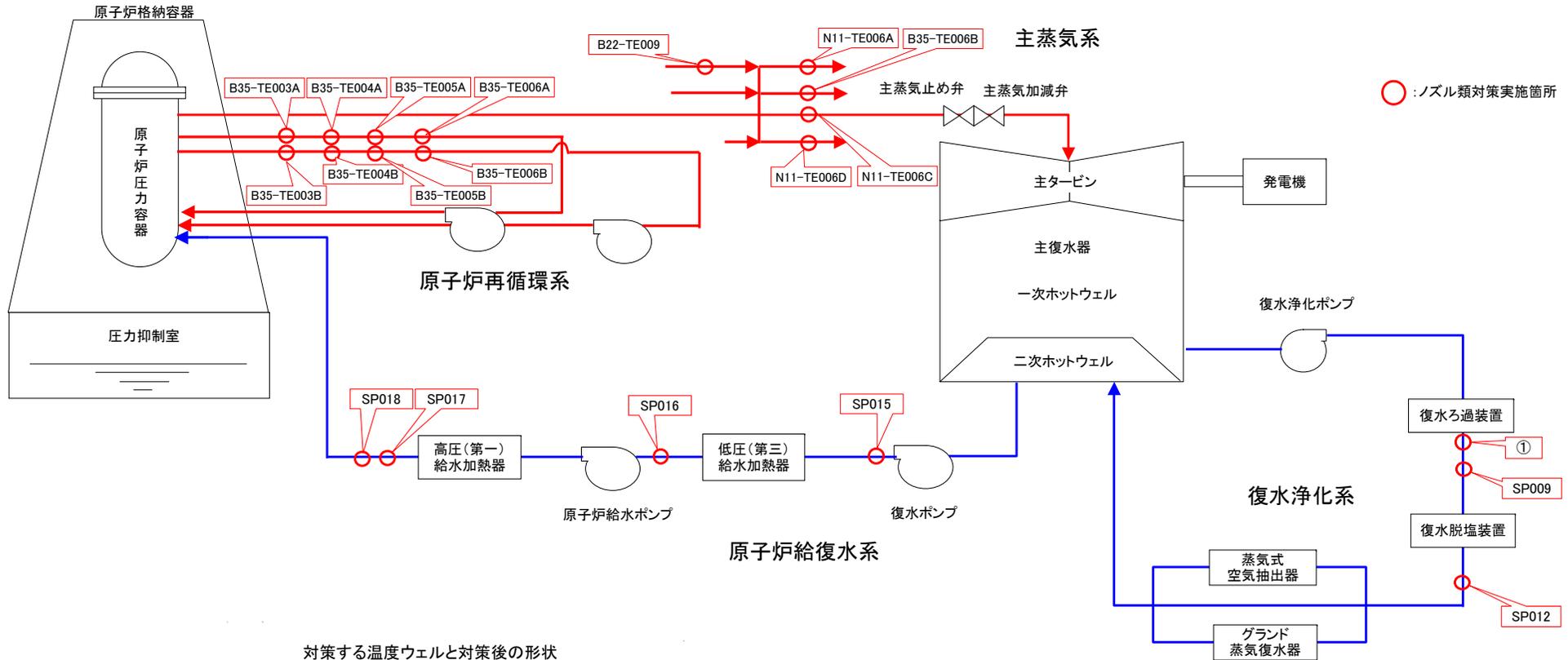
点検箇所	材質	口径 (mm)	公称肉厚 (mm)	必要最小肉厚 (mm)	今回測定最小値 (mm)	前回測定肉厚値 (mm)	減肉量 (mm)	減肉率 (mm/年)	余寿命 (年)
45	STPT38	267.4	9.3	3.61	9.0	—	0.3	0.02	235.3
46	SUS304	267.4	9.3	1.62	8.4	—	0.9	0.07	98.6
47	SUS304	267.4	9.3	1.62	9.0	—	0.3	0.02	322.2
48	STPT38	267.4	9.3	3.61	8.9	—	0.4	0.03	173.2
49	SUS304	267.4	9.3	1.62	9.1	—	0.2	0.02	489.9
50	SUS304	267.4	9.3	1.62	9.1	—	0.2	0.02	489.9
51	STPT38	267.4	9.3	3.61	9.4	—	—	—	—
52	SUS304	267.4	9.3	1.62	9.2	—	0.1	0.01	992.9
53	SUS304	267.4	9.3	1.62	8.8	—	0.5	0.04	188.1
54	STPT38	267.4	9.3	3.61	9.0	—	0.3	0.02	235.3
55	SUS304	267.4	9.3	1.62	8.8	—	0.5	0.04	188.1
56	SUS304	267.4	9.3	1.62	8.7	—	0.6	0.05	154.5
57	STPT38	267.4	9.3	3.61	9.2	—	0.1	0.01	732.2
58	SUS304	267.4	9.3	1.62	8.6	—	0.7	0.05	130.6
59	SUS304	267.4	9.3	1.62	8.9	—	0.4	0.03	238.4
60	STPT38	267.4	9.3	3.61	8.9	—	0.4	0.03	173.2
61	SUS304	267.4	9.3	1.62	8.3	—	1.0	0.08	87.5
62	STPT38	267.4	9.3	3.61	9.0	—	0.3	0.02	235.3
63	SUS304	267.4	9.3	1.62	8.4	—	0.9	0.07	98.6
64	STPT38	267.4	9.3	3.61	9.0	—	0.3	0.02	235.3
65	SUS304	267.4	9.3	1.62	8.2	—	1.1	0.08	78.3
66	STPT38	355.6	11.1	3.80	10.1	—	1.0	0.08	82.5

点検箇所	材質	口径 (mm)	公称肉厚 (mm)	必要最小肉厚 (mm)	今回測定最小値 (mm)	前回測定肉厚値 (mm)	減肉量 (mm)	減肉率 (mm/年)	余寿命 (年)
67	STPT38	355.6	11.1	3.80	10.6	—	0.5	0.04	178.1
68	STPT38	355.6	11.1	3.80	10.5	—	0.6	0.05	146.2
69	STPT38	355.6	11.1	3.80	10.6	—	0.5	0.04	178.1
70	STPT38	355.6	11.1	3.80	10.5	—	0.6	0.05	146.2
71	STPT38	355.6	11.1	3.80	10.6	—	0.5	0.04	178.1
72	STPT38	355.6	11.1	3.80	10.6	—	0.5	0.04	178.1
73	STPT38	355.6	11.1	3.80	10.9	—	0.2	0.02	465.0

福島第二3号機 制御棒駆動水压系水平展開追加肉厚測定点検部位



原子炉格納容器内雰囲気モニタ系統概略図



対策する温度ウェルと対策後の形状

温度ウェル番号	温度ウェル名称	対策後の形状
B35-TE003A	原子炉冷却材再循環ポンプ入口温度	短尺温度ウェル
B35-TE003B	原子炉冷却材再循環ポンプ入口温度	短尺温度ウェル
B35-TE004A	原子炉冷却材再循環ポンプ入口温度	短尺温度ウェル
B35-TE004B	原子炉冷却材再循環ポンプ入口温度	短尺温度ウェル
B35-TE005A	原子炉冷却材再循環ポンプ入口温度	短尺温度ウェル
B35-TE005B	原子炉冷却材再循環ポンプ入口温度	短尺温度ウェル
B35-TE006A	原子炉冷却材再循環ポンプ入口温度	閉止
B35-TE006B	原子炉冷却材再循環ポンプ入口温度	閉止
N11-TE006A	主蒸気止め弁入口温度	短尺温度ウェル
N11-TE006B	主蒸気止め弁入口温度	短尺温度ウェル
N11-TE006C	主蒸気止め弁入口温度	短尺温度ウェル
N11-TE006D	主蒸気止め弁入口温度	短尺温度ウェル
B22-TE009	外側主蒸気隔離弁出口温度	短尺温度ウェル

対策するノズルと対策後の形状

ノズル番号	ノズル名称	対策後の形状
SP009	復水ろ過装置出口ノズル	短尺ノズル
SP012	復水脱塩装置出口ノズル	短尺ノズル
SP015	復水ポンプ出口ノズル	短尺ノズル
SP016	低圧(第三)給水加熱器出口ノズル	短尺ノズル
SP017	高圧(第一)給水加熱器出口ノズル	短尺ノズル
SP018	高圧(第一)給水加熱器出口ノズル	短尺ノズル
①	復水脱塩装置入口酸素注入ノズル	閉止

福島第二3号機原子炉給復水・復水浄化系概略系統図及びノズル対策実施箇所

不適合管理について

平成16年12月2日～平成17年12月2日までに3号機で発生した不適合事象は合計853件（発電所全体3,409件）でグレード別及び公表区分別の内訳では、

グレード	3号機（発電所全体）	公表区分	3号機（発電所全体）
A s	11件（35件）	I	1件（3件）
A	13件（36件）	II	8件（23件）
B	1件（27件）	III	15件（38件）
C	42件（163件）	他	829件（3,345件）
D	754件（3,041件）		
対象外	32件（107件）		となっております。

このうち、グレードB以上のものは計25件（発電所全体98件）で内容及び処置については下表のとおりです。

A s の件名は、

No.	発生日	内容及び処置
1	H17.2.3	地震検出器等に電源を供給している充電器盤を取り替えるために仮設電源につなぐ作業を実施していたところ、「B系原子炉自動スクラム」、「地震加速度大トリップ」の警報が発生しました。対策として、スクラム信号の処置に係わる作業チェックリストの様式に当該処置復旧時の条件および注意事項を記載するようマニュアルに反映し、関係者に周知しました。また、地震検出器からの警報発生を防止する処置を行う中央制御室制御盤内の当該箇所「処置を復旧する前に現場の地震検出器をリセットする」旨の表示を実施しました。（II-1）
2	H17.2.10	制御棒駆動機構ハウジングスタブチューブ下部溶接部の点検のため制御棒案内管等を原子炉内から使用済燃料プールに移動する作業を行っていたところ、原子炉建屋換気系排気放射線モニタおよび燃料取替エリア排気放射線モニタからの信号を発信させない処置を施したままであることに運転員が気づき、当該処置を解除しました。対策として、原子炉建屋原子炉棟内における照射された燃料に係る作業に関する安全管理上重要な確認ポイントを明確にし、確認ポイントにおいては、当直長の確認が得られるまで次の工程に進めないこととし、これをマニュアルに反映いたします。又、このような処置が施されていることを明確にするため、当直班のミーティングにおいて運転員全員で情報の共有化を図ることとし、これをマニュアルに反映しました。（I-1）
3	H17.2.12	3・4号機コントロール建屋2階の計算機室（非管理区域）において、協力企業作業員が3号機プロセス計算機の取替え作業を行っていたところ、作業場床の開口部（深さ約60cm）へ転倒し、顔に切り傷および左足打撲を負ったため、業務車にて病院へ搬送しました。対策として、今後は、作業上床を開口する場合には、床タイルが滑り落ちないように配置するとともに、確認をすることにより、作業安全に努めます。（III-4）
4	H17.4.25	圧力抑制室内プール水温度検出器保護管の修理工事準備作業中、アルミ製足場板1個（長さ約100cm×幅約25cm）を圧力抑制室内プールに落下させてしまった。また、落下した足場板については、圧力抑制室の点検・清掃作業時に、確認・回収しました。対策として、今後同様な作業を実施する際には、足場板を固定してから落下防止用ロープを取り外すことを施工要領書に明確に記載いたします。さらに今回の事象を協力企業との連絡会の場で紹介するとともに、足場枠に鋼板を使用する場合、必要に応じて広がり防止する足場板は2枚以上設置することを周知します。（II-2）

5	H17. 4. 26	<p>原子炉建屋2階（管理区域）において、制御棒駆動機構を運搬台車へ積み込み作業中、台車のスライド式の「ふた」を閉めていた作業員が、右手小指を当該ふたに挟み負傷しました。応急処置後、救急車にて病院に搬送しました。対策として、今後、台車の遮へい用の「ふた」を閉める作業を行う際に、指を挟まないよう注意喚起の表示を台車に取り付けるとともに、今回の事象を協力企業との会議の場で事例として紹介し、再発防止に努めます。（Ⅲ―8）</p>
6	H17. 4. 25	<p>圧力抑制室内の点検・清掃作業および水の浄化作業が終了し、この作業において、針金1本（直径約0.2cm×長さ約15cm）、テープ片1個（約7.5cm×約5cm）、および平成17年4月25日に落下させた足場板1枚（長さ約100cm×幅約25cm）を回収しました。対策として、今後同様な作業を実施する際には、足場板を固定してから落下防止用ロープを取り外すことを施工要領書に明確に記載しました。さらに今回の事象を協力企業との連絡会の場で紹介するとともに、足場枠に鋼板を使用する場合、必要に応じて広がり防止する足場板は2枚以上設置することを周知しました。（Ⅱ―4）</p>
7	H17. 5. 17	<p>応力腐食割れ対策を実施予定の原子炉再循環系配管の62個の継手について、平成17年3月9日より超音波探傷検査を実施したところ、1個の継手の1箇所長さ約17mm、深さ約5.8mmのひびが確認されました。また、ひびが確認された当該配管における健全性評価制度に基づく評価結果を取りまとめ、経済産業省原子力安全・保安院へ報告しました。ひびが確認された当該配管の健全性について詳細に評価した結果、このままの状態を継続した場合でも、配管の健全性は5年以上保たれることを確認しました。これは、測定したひびの形状をもとに、安全側により大きなひびを仮定し、運転中にかかる荷重を考慮して疲労や応力腐食割れによるひびの進展予測を行い、さらに、地震時の荷重などによる強度も考慮した配管健全性の確保について評価しました。低炭素ステンレス鋼の原子炉再循環系配管等にひび等が確認された場合でも、上記の健全性評価を行い、健全性が確認されれば継続使用できることになりましたが、この健全性評価制度に基づく当社の取り組みについて、地域の皆さまへ十分なお説明を行ったうえでこの制度を適用していくものと考え、ひびが確認された当該配管について取替えを実施しました。（Ⅱ―3）</p>
8	H17. 10. 17	<p>平成17年10月15日、「原子炉冷却材浄化系差流量高」の警報が発生しました。流量計の指示値を確認したところ、流量計（A）の指示値に異常はありませんでしたが、流量計（B）に差流量高を示す指示値の変動を確認しました。当該系統は停止状態であり、本来、流量は検出されない状態であることから、現場にて流量計（B）の流量計測配管の圧力差をなくす操作を行ったところ、指示値が正常な値に戻るとともに警報も解除されました。</p> <p>その後、警報発生の原因調査を行っていましたが、10月17日、原因調査のため警報発生防止の安全処置を行ったところ、当該安全処置が誤っていたことから同警報が再度発生しました。警報は、当該安全処置を復旧したことにより解除されました。対策として、作業主管グループにおいて、差流量高の信号が発生した場合の電気回路の接点動作についての事例を周知しました。また、速やかに処理する必要がある場合であっても重要な作業については、作業主管グループは、接点動作の誤解を排除するため、電気回路図の塗りつぶしによるチェックを実施し、当該電気回路図を作業許可書に添付することで当直のチェックが図られるようマニュアルに反映するとともに、当直は、作業主管グループと合同で関連する電気回路図の再確認をします。（Ⅱ―5）</p>
9	H17. 10. 21	<p>平成17年10月21日、「RHR（停止時冷却）系A配管破断」の警報が発生しました。当該警報は、原子炉再循環系配管の取替え工事に伴い、弁の作動試験のための電気回路の安全処置を行った際に、安全処置を行う箇所を誤ってしまったことにより、誤警報が発生したもので、その後、電気回路の安全処置を復旧し、警報は解除しました。対策として、今後、電気回路の安全処置の実施を行う際には、当社は協力企業が定める 照合・呼唱・復唱手順を確認した上で作業が実施されるようにし、</p>

		これをマニュアルに反映します。また、安全処置に関するマニュアルについて、当該の作業主管グループの監理員の再教育を実施するとともに、今回の事象について当社にて事例検討を実施しました。(II-6)
10	H17.11.19	<p>定期検査中の当所3号機において、平成17年11月19日午後1時20分頃、「B系原子炉自動スクラム」の警報が発生しました。</p> <p>当該警報は、タービンバイパス弁他の機能検査時に不要な警報が発せられないようジャンパー線により安全処置がなされていたところ、その復旧を誤ったことにより、誤って警報が発生したものです。その後、当該安全処置を再度実施して当該警報は解除されました。</p> <p>なお、本事象は警報のみ発生したもので、全制御棒は全挿入の状態であり安全上の問題はなく、これによる外部への放射能の影響はありませんでした。</p> <p>調査の結果、当該ジャンパー線は、別の作業により検査終了後もそのまま設置しておくべきところ、誤って復旧させてしまったことが分かりました。これは、別の作業で当該ジャンパー線が使用中であることを示す表示札は設置してありましたが、他のジャンパー線の表示札の下に重なっており確認しにくい状態にあったことから、当直員がこれに気付かなかったことによるものでした。</p> <p>今後、安全処置を復旧する際には、他の作業による安全処置の表示札がないか、十分確認した上で実施すること、および、ジャンパー線に複数の表示札を設置する場合には、片側にまとめて取り付けることにより確認しやすい状態とすることとします。また、今回の事象について当社にて事例検討を実施することとしました。今後、安全処置の復旧を誤った原因について調査いたします。(II-7)</p>
11	H17.11.28	<p>平成17年11月28日、原子炉起動前の圧力抑制室内の最終点検を実施しました。点検の結果、糸状のもの1本(長さ約30cm×直径約0.1cm)を確認・回収しました。これは、前回の点検では確認しにくい部位にあったものが、圧力抑制室内の水の動きにより移動してきたものと推定しております。今後とも、引き続き異物混入防止対策を徹底してまいります。(II-8)</p>

Aの件名は、

No.	発生日	内容及び処置
1	H17.1.25	<p>主排気筒における放射性物質の定例分析で、粒子状の放射性物質(クロム51およびマンガン54)を測定した結果、検出限界値をわずかに超える濃度を確認しました。今回の事象における粒子状物質の放出量が極微量であり、かつ放出の継続性がなかったことにより、定期検査における作業状況、設備の不具合などについて調査・確認を行いました。原因の特定にはいたりませんでした。今後も、定例分析にて排気筒における放射性物質の放出の有無を確認するとともに、類似の事象が発生した際は速やかに調査を行い、放出源の特定に努めてまいります。(III-1)</p>
2	H17.2.7	<p>発電所の屋外(非管理区域)に設置してある主変圧器の点検において、絶縁油の抜き取り作業を実施中、協力企業作業員が変圧器基礎部上へ油が漏れていることを発見し、当社社員がこれを確認しました。その後、消防本部へ連絡しました。漏れいは、主変圧器油抜きの元弁を閉めたことにより停止しました。対策として、今後は、最終判断者の確実な確認を得ることおよびチェックリストを用いることにより確実な確認を実施します。(III-2)</p>
3	H17.2.11	<p>原子炉建屋6階の使用済燃料プール内で調査のために実施している制御棒案内管のクラッド採取作業において、クラッドを吸引した後の排水が原子炉ウエル水面付近の換気口から換気ダクト内へ流入していることを発見しました。換気ダクト内への流入は、ただちに作業用排水ポンプを止めたことにより停止しました。その後、当社運転員がパトロールしたところ、原子炉建屋5階において水が換気ダクトの継ぎ目から床へ漏れいしていることを確認しました。対策として、今後は、排水ホースは換気口からできるだけ遠ざけて設置するとともに、複数箇所確実に固定するなど、対策を施します。(III-3)</p>

4	H17. 3. 7	タービン建屋復水器付近の床への漏えいを示す警報が発生しました。当社当直員が、同建屋地下2階の循環水系（C）配管点検用マンホール仮設蓋から海水が溢れ、床に漏えいしていることを確認しました。漏えいは、当該配管上流に設置してある循環水ポンプ（C）の吐出弁を閉めたことにより止まりました。漏えいた海水（非放射性）は、約130キロリットルでした。対策として、今後は、一定の水位で自動起動する仮設ポンプを使用することとし、海水の循環水系配管内への流れ込みを防止いたします。また、当該構造物の塗装修理および当該鋼製板の水密ゴムの交換を行うとともに、今後、鋼製板を設置する際には、構造物の塗装状況および水密ゴムの確認を行います。（Ⅲ―5）
5	H17. 3. 31	空気圧縮機の冷却設備の点検を実施していたところ、冷却に使用した水を一時的に受けるタービン建屋内のタンク（「海水ストームサンプ」）の水位が高くなったことを示す警報が発生した。当直員がタービン建屋地下2階の現場を確認したところ、同タンクから溢れた水が海水ストームサンプピットへ流れ込み滞留していたことを確認しました。サンプピットに流入した水は約700リットルで、放射能による汚染は無く、回収処理しました。対策として、排水ポンプ起動用レベルスイッチの交換および排水ポンプ自動起動回路の改造を実施いたします。（Ⅲ―6）
6	H17. 4. 25	タービン建屋地下1階（管理区域）において、給水ポンプ入口圧力計測用配管の溶接作業のため、配管端部の切削をする機械（加工機という）の調整を行っていた作業員が、誤って加工機の刃で左手小指の付け根部から甲にかけて負傷しました。応急処置後、業務車にて病院に搬送しました。対策として、今後、同様の作業を行う際には、加工機の駆動用空気ホースを外してから行うように、加工機に注意喚起の表示を取り付けるとともに、今回の事象を協力企業との会議の場で事例として紹介し、再発防止に努めます。（Ⅲ―7）
7	H17. 5. 31	圧力抑制室内の水中に設置されている残留熱除去系配管入口ストレーナの点検を実施していたところ、当該系統（A）のストレーナの吸い込み口であるパンチングメタル（鋼板に直径12ミリの穴が配置されているもの）を覆っている金網の当該パンチングメタルの穴の位置に約8ミリ×約5ミリ（通常の網目：約1.5ミリ×約1.5ミリ）の破れが1箇所あることを当社社員が確認しました。また、これ以外にパンチングメタルの穴部以外のところでも金網が破れている箇所が13箇所（A系10箇所、B系1箇所、C系2箇所）確認しました。対策として、当該金網の破れ部については、異物を吸い込む可能性を低減する観点から、当該金網の破れ部のうちパンチングメタル穴部および穴部に近い箇所を閉止板で塞ぐ補修を行いました。今後も異物管理および作業管理の徹底を図り、圧力抑制室内の最終点検時にストレーナの点検を実施いたします。また、次回の定期検査時において、当該ストレーナを含む非常用炉心冷却系のストレーナについては、全て交換する予定です（Ⅲ―9）
8	H17. 7. 28	平成17年7月26日より燃料装荷作業を実施中のところ、燃料集合体1体が装荷途中で何かに接触したことにより装荷できない状況となったため、作業を中断しました。その後、当該燃料集合体を水中カメラにて調査したところ、28日に燃料集合体とそれを取り囲むチャンネルボックスとを固定する金具（チャンネルファスナー）の板状のスプリングが曲がって、制御棒の転倒防止用治具（ダブルブレードガイド）の吊り上げ用ハンドル部にかかっていることを確認しました。チャンネルファスナーの構造・形状から原因を推定したところ、過去の燃料装荷作業時に他の燃料集合体の下端部が当該燃料のチャンネルファスナーのスプリングに接触して外側にせり出すような若干の変形が生じその状態で燃料装荷を実施したことによりスプリングがめくりあがったものと判断しました。当面の対策として、装荷する燃料のうち、過去の定検で実施された燃料取替えの際に他の燃料集合体の下端等によりスプリングの肩部に荷重が加わった可能性のある燃料について、燃料のチャンネルファスナーを点検し異常のないことを確認し、炉内に装荷します。また、恒久対策としては設計構造の変更を検討します。（Ⅲ―10）
9	H17. 7. 30	上記事象の対応として、原因調査のため当該燃料集合体を使用済燃料プールへ移動させ、燃料集合体の移動に使用していた燃料取替機主マストの格納操作を行っていたところ、7月30日、完全に格納する前に異音を確認したことから格納操作を

		<p>中断しました。当該マストを目視点検したところ、主マストの先端に取り付けられている燃料掴み具の過剰な回転防止用に設置してある固定金具（ストップ）を固定している2本のボルトのうち1本が切れており、当該固定金具が外側にはみ出してマストに接触していたことを確認しました。原因は、チャンネルファスナースプリングの引っかかった燃料集合体を吊り上げる際、チャンネルファスナーとダブルブレードガイドのハンドル部の引っかかりを外すため、燃料掴み具が固定されている状態で主マストを手動で回転操作を行った結果、この回転操作により、アームがストップに当たって曲がり、ストップを固定しているボルト部に力がかかってボルトが切れたものと推定しました。対策として、今後、燃料掴み具が固定された状態では主マストを回転させないように、マスト操作場所近傍に注意事項を掲示し、周知徹底を図ります。（Ⅲ—11）</p>
10	H17. 9. 28	<p>原子炉再循環系配管の修理作業を実施していたところ、9月27日、当該作業に伴い原子炉ウェル内に設置したダストを監視している仮設ダストモニタの測定値が上昇しました。主排気筒放射線モニタの変動はありませんでしたが、9月28日、主排気筒に設置されているサンプリング用の集じんフィルタの試料を採取し分析したところ、粒子状の放射性物質（コバルト60）を検出・確認しました。その後、10月4日、主排気筒に設置されている、もう一つの系統のサンプリング用集じんフィルタの試料（9月27日から10月4日の間サンプリング）を採取し、週1回行っている定例測定を実施したところ、粒子状の放射性物質（コバルト60、マンガン54）が検出されました。今回の粒子状の放射性物質が検出された原因についても、9月27日の当該作業にともない発生した放射性物質を含むダストが原子炉ウェルに設置してある換気口を通じて主排気筒のサンプリング用集じんフィルタに捕捉されたものと推定しました。</p> <p>なお、マンガン54については、9月28日の測定では検出限界値未満で検出されませんでしたでしたが、今回の定例測定においては、バックグラウンド計数値の変動によりマンガン54の検出限界値が下がったことで、検出されたものと推定しました。</p> <p>主排気筒での測定データをもとに周辺監視区域外における濃度を評価したところ、コバルト60が$1.1 \times 10^{-12} \text{Bq/cm}^3$で、マンガン54が$6.5 \times 10^{-14} \text{Bq/cm}^3$でした。この値は告示濃度に比べ十分低い値です。</p> <p>対策として、今後は、原子炉圧力容器が原子炉建屋6階のオペレーションフロアに対して負圧であることを引き続き監視するとともに、原子炉ウェルに仮設の差圧計を新たに設置し、原子炉圧力容器が原子炉ウェルに対しても負圧となるよう監視します。（Ⅲ—12）</p>
11	H17. 10. 15	<p>平成17年10月15日、「原子炉冷却材浄化系差流量高」の警報が発生しました。流量計の指示値を確認したところ、流量計（A）の指示値に異常はありませんでしたが、流量計（B）に差流量高を示す指示値の変動を確認しました。原因は、閉止していた低圧側検出元弁にごく微量のシートリークがあったことにより、流量計の圧力に差が生じたことによるものと推定しました。対策として、差圧の検出を行っている計器の検出元弁を閉める場合には、当該弁のシートリーク等による差圧発生の影響を回避できるよう、計器の均圧弁を開状態としておくことをマニュアルに反映するとともに、作業主管グループおよび当直に周知しました。（Ⅲ—13）</p>
12	H17. 10. 25	<p>原子炉建屋6階に設置されている原子炉ウェルカバーの移動作業中、当該カバーの吊り上げ金具の収納部に水溜まりがあることを協力企業作業員および当社社員が発見しました。溜まっていた水の量は約112リットル、放射線量は約7.2×10^5ベクレルでした。対策として、吊り上げ金具収納部は水が入らないよう切り込み部の養生を行うこと、および原子炉建屋6階で使用済燃料プール等の清掃を行う際は、水が漏れてもすぐに発見できるよう監視員を配置することといたします。なお、本事象の事例検討を行い、注意喚起を図ることといたします。（Ⅲ—14）</p>

13	H17.11.24	<p>平成17年11月24日午後0時6分頃および同0時10分頃、原子炉建屋内換気系の排気中に含まれる放射エネルギーを測定しているモニタ（原子炉建屋換気系排気放射線モニタ）の指示値が増加したことを示す警報が発生しました。警報が発生した原因は、原子炉建屋4階に設置されている原子炉建屋換気系排気放射線モニタ（A, B, C, D）のうち、モニタ（D）の指示値の増加によるものですが、他のモニタ（A, B, C）については指示値に変動がなく、当該モニタが設置されている場所（原子炉建屋4階南東側）での作業等は実施していないことから、当該モニタ（D）の誤動作と推定しました。</p> <p>今後、当該モニタ（D）については、新品に交換するとともに誤動作した原因について調査します。（Ⅲ-15）</p>
----	-----------	--

Bの件名は、

No.	発生日	内容及び処置
1	H17.11.16	原子炉隔離時冷却系設備検査（その3）において、原子炉隔離時冷却水ポンプ駆動タービン回転数他に判定基準逸脱が認められたため、調査及び対応検討をしております。

このうち、公表区分Ⅲ以上のものは計24件（発電所全体64件）で事象概要とその後の措置、対応については下表の通りです。

公表区分Ⅰ：1件

区分	事象概要とその後の措置	対応
Ⅰ -1	<p><u>件名：制御棒案内管等の移動作業に係る不適合について</u></p> <p>平成17年2月10日に制御棒駆動機構ハウジングスタブチューブ下部溶接部の点検のため制御棒案内管等を原子炉内から使用済燃料プールに移動する作業を行っていたところ、原子炉建屋換気系排気放射線モニタおよび燃料取替エリア排気放射線モニタからの信号を発信させない処置を施したままであることを運転員が気づき、当該処置を解除しました。</p> <p>「5.（2）制御棒案内管等の移動作業に係る不適合について」にて回答</p>	「5.（2）制御棒案内管等の移動作業に係る不適合について」にて回答

公表区分Ⅱ：8件

区分	事象概要とその後の措置	対応
Ⅱ -1	<p><u>件名：地震検出器点検時における警報発生について</u></p> <p>平成17年2月3日、地震検出器等に電源を供給している充電器盤を取り替えるために仮設電源につなぐ作業を実施していたところ、「B系原子炉自動スクラム」、「地震加速度大トリップ」の警報が発生しました。</p> <p>「5.（1）地震検出器点検時における警報発生について」にて回答</p>	「5.（1）地震検出器点検時における警報発生について」にて回答

<p>II - 2</p>	<p><u>件名：圧力抑制室内における足場板の落下について</u></p> <p>平成 17 年 4 月 25 日、圧力抑制室内プール水温度検出器保護管の修理工事準備作業中、アルミ製足場板 1 個（長さ約 100 cm×幅約 25 cm）を圧力抑制室内プールに落下させてしまった。</p> <p>落下した足場板については、圧力抑制室の点検に合わせ、確認・回収しました。</p> <p>「5.（4）圧力抑制室内の点検・清掃について」にて回答</p>	<p>「5.（4）圧力抑制室内の点検・清掃について」にて回答</p>
<p>II - 3</p>	<p><u>件名：原子炉再循環系配管のひびについて</u></p> <p>応力腐食割れ対策を実施予定の原子炉再循環系配管の62個の継手について、平成17年3月9日より超音波探傷検査を実施したところ、1個の継手の1箇所長さ約17mm、深さ約5.8mmのひびが確認されました。また、ひびが確認された当該配管における健全性評価制度に基づく評価結果を取りまとめ、経済産業省原子力安全・保安院へ報告しました。</p> <p>「5.（3）原子炉再循環系配管のひびについて」にて回答</p>	<p>「5.（3）原子炉再循環系配管のひびについて」にて回答</p>
<p>II - 4</p>	<p><u>件名：圧力抑制室内の点検・清掃について</u></p> <p>平成 17 年 4 月 30 日より圧力抑制室内の水中補修塗装の準備作業として圧力抑制室内の点検・清掃作業および水の浄化作業を実施しました。この作業において、針金 1 本（直径約 0.2 cm ×長さ約 15 cm）、テープ片 1 個（約 7.5 cm ×約 5 cm）、および平成 17 年 4 月 25 日に落下させた足場板 1 枚（長さ約 100 cm ×幅約 25 cm）を回収しました。</p> <p>「5.（4）圧力抑制室内の点検・清掃について」にて回答</p>	<p>「5.（4）圧力抑制室内の点検・清掃について」にて回答</p>
<p>II - 5</p>	<p><u>件名：原子炉冷却材浄化系における警報発生について</u></p> <p>平成 17 年 10 月 15 日、「原子炉冷却材浄化系差流量高」の警報が発生しました。流量計の指示値を確認したところ、流量計（A）の指示値に異常はありませんでしたが、流量計（B）に差流量高を示す指示値の変動を確認しました。</p> <p>当該系統は停止状態であり、本来、流量は検出されない状態であることから、現場にて流量計（B）の流量計測配管の圧力差をなくす操作を行ったところ、指示値が正常な値に戻るとともに警報も解除されました。</p> <p>その後、警報発生の原因調査を行っていましたが、10月17日、原因調査のため警報発生防止の安全処置を行ったところ、当該安全処置が誤っていたことから同警報が再度発生しました。警報は、当該安全処置を復旧したことにより解除されました。</p> <p>「5.（6）原子炉冷却材浄化系における警報発生について」にて回答</p>	<p>「5.（6）原子炉冷却材浄化系における警報発生について」にて回答</p>

II - 6	<p>件名：<u>原子炉再循環系配管取替え工事に伴う警報発生について</u></p> <p>平成17年10月21日「RHR（停止時冷却）系A配管破断」の警報が発生しました。当該警報が発生した原因は、原子炉再循環系配管の取替え工事に伴い、弁の作動試験のための電気回路の安全処置を行った際に、安全処置を行う箇所を誤ってしまったことにより、誤警報が発生したものです。</p> <p>「5.（7）原子炉再循環系配管取替え工事に伴う警報発生について」にて回答</p>	「5.（7）原子炉再循環系配管取替え工事に伴う警報発生について」にて回答
II - 7	<p>件名：<u>「B系原子炉自動スクラム」警報の発生について</u></p> <p>平成17年11月19日午後1時20分頃、「B系原子炉自動スクラム」の警報が発生いたしました。</p> <p>当該警報は、タービンバイパス弁他の機能検査終了後の安全処置の復旧を誤ったことにより、誤警報が発生したものです。その後、当該安全処置を再度実施したことにより警報は解除されました。</p> <p>「5.（8）「B系原子炉自動スクラム」警報の発生について」にて回答</p>	「5.（8）「B系原子炉自動スクラム」警報の発生について」にて回答
II - 8	<p>件名：<u>圧力抑制室内の最終点検結果について</u></p> <p>平成17年11月28日、原子炉起動前の圧力抑制室内の最終点検を実施しました。点検の結果、糸状のもの1本（長さ約30cm×直径約0.1cm）を確認・回収しました。</p> <p>「5.（4）圧力抑制室内の点検・清掃について」にて回答</p>	「5.（4）圧力抑制室内の点検・清掃について」にて回答

公表区分Ⅲ：15件

区分	事象概要とその後の措置	対応
III - 1	<p>件名：<u>主排気筒における放射性物質の検出について</u></p> <p>平成17年1月25日、3号機主排気筒における放射性物質の定例分析で、粒子状の放射性物質（クロム51およびマンガン54）を測定した結果、検出限界値をわずかに超える濃度を確認しました。</p> <p>主排気筒での測定データをもとに周辺監視区域外における濃度を評価したところ、クロム51が2.9×10^{-13}ベクレル/cm³、マンガン54が3.4×10^{-14}ベクレル/cm³であり、この値は告示濃度に比べいずれも十分低い値です。</p> <p>その後、約2週間は測定頻度を定例の週1回から1日1回に増やして監視を強化し、放出が継続していないことを確認しました。また、現在に至るまでの定例分析においても放出は確認されていません。</p> <p>なお、今回の事象の要因として、定期検査における作業状況、設備の不具合などについて調査・確認を行いました。原因の特定には至りませんでした。これは、今回の事象における粒子状物質の放出量が極微量であり、かつ放出の継続性がなかったことによるものと推定しております。</p>	<p>今後も、定例分析にて排気筒における放射性物質の放出の有無を確認するとともに、類似の事象が発生した際は速やかに調査を行い、放出源の特定に努めてまいります。</p>

<p>Ⅲ - 2</p>	<p><u>件名：主変圧器からの油漏れについて</u></p> <p>平成 17 年 2 月 7 日、発電所の屋外（非管理区域）に設置してある主変圧器の点検において、絶縁油の抜き取り作業を実施中、協力企業作業員が変圧器基礎部上へ油が漏れていることを発見し、当社社員がこれを確認しました。その後、消防本部へ連絡しました。漏えいは、主変圧器油抜き取りの元弁を閉めたことにより停止しました。</p> <p>現場を調査したところ、防油堤内の床に残留した油の量は約 2.5 リットルで、防油堤内の側溝より回収した油の量は約 5.6 リットルでした。</p> <p>なお、漏えいした油については清掃を実施しました。</p> <p>原因は、絶縁油の抜き取り作業前に当該油分析のために配管を外し、採油を行っていたが、当該配管を取り付ける前に、現場状況の十分な確認をしないまま絶縁油の抜き取り作業を開始したため、外れていた配管部分より漏えいしたものと判断しました。</p>	<p>今後は、最終判断者の確実な確認を得ることおよびチェックリストを用いることにより確実な確認を実施します。</p>
<p>Ⅲ - 3</p>	<p><u>件名：原子炉建屋内における水漏れについて</u></p> <p>平成 17 年 2 月 11 日、原子炉建屋 6 階の使用済燃料プール内で調査のために実施している制御棒案内管のクラッド採取作業において、クラッドを吸引した後の排水が原子炉ウェル水面付近の換気口から換気ダクト内へ流入していることを発見しました。換気ダクト内への流入は、ただちに作業用排水ポンプを止めたことにより停止しました。その後、当社運転員がパトロールしたところ、原子炉建屋 5 階において水が換気ダクトの継ぎ目から床へ漏れいしていることを確認しました。</p> <p>調査の結果、当該作業において、制御棒案内管のクラッドを吸引する際、吸引後の排水をホースで原子炉ウェルに戻していたところ、手すりに固縛してあったホースが固縛した部分を支点に動き、ホースの先端が当該換気口へ向いたため流入させてしまったことが判明しました。</p> <p>換気口へ流入した水のはほとんどは、当該ダクトに設置してある排水管により適切に処理しました。</p> <p>換気ダクトの継ぎ目から床に漏れいした水の量は約 2.6 リットル、全放射能量は約 1.9×10^3 ベクレル（ラジウム温泉の約 0.02 リットルに相当する量）で、清掃を実施しました。</p>	<p>今後は、水ホースは換気口からできるだけ遠ざけて設置するとともに、複数箇所確実に固定するなど、対策を実施します。</p>
<p>Ⅲ - 4</p>	<p><u>件名：協力企業作業員の負傷について</u></p> <p>平成 17 年 2 月 12 日、3・4 号機コントロール建屋 2 階の計算機室（非管理区域）において、協力企業作業員が 3 号機プロセス計算機の実替作業を行っていたところ、作業場床の開口部（深さ約 60cm）へ転倒し、顔に切り傷および左足打撲を負ったため、業務車にて病院へ搬送しました。</p> <p>病院にて治療を行った後、協力企業事務所に戻ったところ、痙攣のような症状が確認されたため、救急車を要請し、病院へ搬送しました。検査の結果、異常は確認されませんでした。同日、経過観察のため入院しました。その後、本日の再検査の結果、痙攣事象については異常なし、左足打撲の経過観察のため 2 日程度の入院が必要との所見が得られました。</p> <p>原因は、作業場床の開口部をまたいだ際に、足をかけた床タイルが滑り落ちたことにより転倒したものであることが判明しました。</p>	<p>今後は、作業上床を開口する場合には、床タイルが滑り落ちないように配置するとともに、確認をすることにより、作業安全に努めます。</p>

<p>III - 5</p>	<p>件名：タービン建屋内における海水の漏えいについて</p> <p>平成 17 年 3 月 7 日，タービン建屋復水器付近の床への漏えいを示す警報が発生しました。当社当直員が，現場にて，同建屋地下 2 階の循環水系（C）配管点検用マンホール仮設蓋から床に海水が溢れ，漏えいしていることを午前 4 時頃確認しました。漏えいは，当該配管上流に設置してある循環水ポンプ（C）の吐出弁を閉めたことにより止まりました。漏えいした海水（非放射性）は，約 130 キロリットルでした。</p> <p>調査の結果，当該ポンプの取水のために海水を流し込む循環水ポンプ室に大量の海水が流入しないよう堰止め用の鋼製板で堰止めをしておりますが，当該鋼製板と構造物の間から海水が当該ポンプ室へ流入し，当該室内から循環水系の配管へ流れ込んだことにより，配管点検用マンホール仮設蓋（密閉性なし）から海水が溢れ出たことが判明しました。</p> <p>当該ポンプ室に海水が流入した原因を調査した結果，当該鋼製板に変形等の異常は確認されませんでした。構造物については，漏えい箇所近傍に貝等の影響によるものと思われる塗装の剥離が確認しました。このことから，波などの影響で鋼製板が動いて構造物との間に貝等が入り込んだために，当該ポンプ室に大量の海水が流入したものと推定しました。また，当該ポンプ室には堰止め後もある程度の海水の流入があるため，仮設ポンプを設置し手動で起動して排水していましたが，これまでの海水の流入実績から作業休止中の排水処理は不要と判断し，漏えい発生時は仮設ポンプを停止状態にしていたため，排水されませんでした。</p>	<p>対策として，以下のことを実施いたします。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 今後は，一定の水位で自動起動する仮設ポンプを使用することとし，海水の循環水系配管内への流れ込みを防止いたします。 ・ 当該構造物の塗装修理および当該鋼製板の水密ゴムの交換を行うとともに，今後，鋼製板を設置する際には，構造物の塗装状況および水密ゴムの確認を行います。
<p>III - 6</p>	<p>件名：タービン建屋海水ストームサンプルットへの水の流入について</p> <p>平成 17 年 3 月 31 日，空気圧縮機の冷却設備の点検を実施していたところ，冷却に使用した水を一時的に受けるタービン建屋内のタンク（「海水ストームサンプル」）の水位が高くなったことを示す警報が発生しました。</p> <p>当直員がタービン建屋地下 2 階の現場を確認したところ，同タンクから溢れた水が海水ストームサンプルットへ流れ込み滞留していたことを確認しました。サンプルットに流入した水は約 700 リットルで，放射能による汚染は無く，回収処理しました。</p> <p>なお，同タンクの排水ポンプは現場確認中に自動起動し，タンク内の水位は下がりました。</p> <p>調査の結果，サンプルットに水が流れ込んだ原因は，同タンクの水位が排水ポンプを起動させるレベルに到達しても排水ポンプが起動せず，タンク内の水が満杯となりサンプルットに溢れ出たものと推定しました。また，排水ポンプが起動しなかった原因は，排水ポンプ自動起動用レベルスイッチの一時的な動作不良によるものと推定いたしました。</p>	<p>対策として以下のことを実施いたします。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 排水ポンプ起動用レベルスイッチの交換。 ・ 排水ポンプ自動起動回路の改造。

<p>Ⅲ - 7</p>	<p><u>件名：タービン建屋における協力企業作業員の負傷について</u></p> <p>平成 17 年 4 月 25 日、タービン建屋地下 1 階（管理区域）において、給水ポンプ入口圧力計測用配管の溶接作業のため、配管端部の切削をする機械（加工機という）の調整を行っていた作業員が、誤って加工機の刃で左手小指の付け根部から甲にかけて負傷しました。応急処置後、業務車にて病院に搬送しました。診察の結果、左手甲の切り傷と診断され、治療後、協力企業の事務所に戻りました。</p> <p>調査の結果、加工機駆動用空気ホースを外さないで調整を行なったところ、加工機本体にある作動スイッチが当該作業員の左膝と接触してスイッチが入り、加工機の刃が回転してその刃で負傷したことがわかりました。</p>	<p>今後、同様の作業を行う際には、加工機の駆動用空気ホースを外してから行うように、加工機に注意喚起の表示を取り付けるとともに、今回の事象を協力企業との会議の場で事例として紹介し、再発防止に努めます。</p>
<p>Ⅲ - 8</p>	<p><u>件名：原子炉建屋における協力企業作業員の負傷について</u></p> <p>平成 17 年 4 月 26 日、原子炉建屋 2 階（管理区域）において、制御棒駆動機構を運搬台車へ積み込み作業中、台車のスライド式の「ふた」を閉めていた作業員が、右手小指を当該ふたに挟み負傷した。応急処置後、救急車にて病院に搬送しました。診察の結果、右手小指の切り傷および骨折と診断され、治療後、協力企業の事務所に戻りました。</p> <p>調査の結果、作業員は、当該の「ふた」が遮へい用のため鉛製で重くスライドさせにくいことから体重をかけて閉めようとした際、誤って「ふた」で挟んでしまう位置に右手を置いてしまい、当該の「ふた」と別の「ふた」との間に右手小指を挟んでしまったことがわかりました。</p>	<p>今後、台車の遮へい用の「ふた」を閉める作業を行う際に、指を挟まないよう注意喚起の表示を台車に取り付けるとともに、今回の事象を協力企業との会議の場で事例として紹介し、再発防止に努めます。</p>
<p>Ⅲ - 9</p>	<p><u>件名：残留熱除去系吸込ストレーナ部の金網の破れについて</u></p> <p>圧力抑制室内の水中に設置されている残留熱除去系配管入口ストレーナの点検を実施していたところ、平成 17 年 5 月 31 日、当該系統（A）のストレーナの吸い込み口であるパンチングメタル（鋼板に直径 12 mm の穴が配置されているもの）を覆っている金網の当該パンチングメタルの穴の位置に約 8 mm × 約 5 mm（通常の網目：約 1.5 mm × 約 1.5 mm）の破れが 1 箇所あることを当社社員が確認しました。また、これ以外にパンチングメタルの穴部以外のところでも金網が破れている箇所が 13 箇所（A 系 10 箇所、B 系 1 箇所、C 系 2 箇所）確認しました。</p> <p>「5.（5）残留熱除去系吸込ストレーナ部の金網の破れについて」にて回答</p>	<p>「5.（5）残留熱除去系吸込ストレーナ部の金網の破れについて」にて回答</p>

<p>Ⅲ -10</p>	<p><u>件名：燃料装荷作業時の不具合について</u></p> <p>平成 17 年 11 月 26 日より燃料装荷作業を実施中のところ、燃料集合体 1 体が装荷途中で何かに接触したことにより装荷できない状況となったため、作業を中断しました。その後、当該燃料集合体を水中カメラにて調査したところ、28 日に燃料集合体とそれを取り囲むチャンネルボックスとを固定する金具(チャンネルファスナー)の板状のスプリングが曲がって、制御棒の転倒防止用治具(ダブルブレードガイド)の吊り上げ用ハンドル部にかかっていることを確認しました。チャンネルファスナーの構造・形状から原因を推定したところ、過去の燃料装荷作業時に他の燃料集合体の下端部が当該燃料のチャンネルファスナーのスプリングに接触して外側にせり出すような若干の変形が生じその状態で燃料装荷を実施したことによりスプリングがめくりあがったものと判断しました。</p>	<p>当面の対策として、装荷する燃料のうち、過去の定検で実施された燃料取替えの際に他の燃料集合体の下端等によりスプリングの肩部に荷重が加わった可能性のある燃料について、燃料のチャンネルファスナーを点検し異常のないことを確認し、炉内に装荷します。また、恒久対策としては設計構造の変更を検討します。</p>
<p>Ⅲ -11</p>	<p><u>件名：燃料取替機主マストの格納不良について</u></p> <p>上記事象の対応として、原因調査のため当該燃料集合体を使用済燃料プールへ移動させ、燃料集合体の移動に使用していた燃料取替機主マストの格納操作を行っていたところ、7 月 30 日、完全に格納する前に異音を確認したことから格納操作を中断しました。当該マストを目視点検したところ、主マストの先端に取り付けられている燃料掴み具の過剰な回転防止用に設置してある固定金具(ストッパ)を固定している 2 本のボルトのうち 1 本が切れており、当該固定金具が外側にはみ出してマストに接触していたことを確認しました。原因は、チャンネルファスナーのスプリングの引っかかった燃料集合体を吊り上げる際、チャンネルファスナーとダブルブレードガイドのハンドル部の引っかかりを外すため、燃料掴み具が固定されている状態で主マストを手動で回転操作を行った結果、この回転操作により、アームがストッパに当たって曲がり、ストッパを固定しているボルト部に力がかかってボルトが切れたものと推定しました。</p>	<p>今後、燃料掴み具が固定された状態では主マストを回転させないように、マスト操作場所近傍に注意事項を掲示し、周知徹底を図ります。</p>

<p>Ⅲ -12</p>	<p><u>件名：主排気筒における微量な放射性物質の検出について</u></p> <p>平成17年9月26日より原子炉再循環系配管の修理作業を実施していたところ、9月27日、当該作業に伴い原子炉ウェル内に設置したダストを監視している仮設ダストモニタの測定値が上昇しました。主排気筒放射線モニタの変動はありませんでしたが、9月28日、主排気筒に設置されているサンプリング用の集じんフィルタの試料を採取し分析したところ、粒子状の放射性物質(コバルト60)を検出・確認しました。その後、10月4日、主排気筒に設置されている、もう一つの系統のサンプリング用集じんフィルタの試料(9月27日から10月4日の間サンプリング)を採取し、週1回行っている定例測定を実施したところ、粒子状の放射性物質(コバルト60、マンガン54)が検出されました。今回の粒子状の放射性物質が検出された原因についても、9月27日の当該作業にともない発生した放射性物質を含むダストが原子炉ウェルに設置してある換気口を通じて主排気筒のサンプリング用集じんフィルタに捕捉されたものと推定しました。</p> <p>なお、マンガン54については、9月28日の測定では検出限界値未満で検出されませんでした。今回の定例測定においては、バックグラウンド計数値の変動によりマンガン54の検出限界値が下がったことで、検出されたものと推定しました。</p> <p>主排気筒での測定データをもとに周辺監視区域外における濃度を評価したところ、コバルト60が$1.1 \times 10^{-12} \text{Bq/cm}^3$で、マンガン54が$6.5 \times 10^{-14} \text{Bq/cm}^3$でした。この値は告示濃度に比べ十分低い値です。</p> <p>なお、仮設ダストモニタの測定値の上昇を確認したため当該作業を中断したことなどにより、モニタの測定値は通常値に戻りました。</p> <p>当該作業においては、放射性物質の拡散防止のため、集じんフィルタ機能をもつ局所排風機により作業場所を負圧に維持しておりましたが、原子炉建屋6階のオペレーションフロアとの差圧管理を行っていたものの原子炉ウェルとの差圧管理は行っておらず、作業場所から原子炉ウェルにダストが流れ、当該換気口より吸引されたものと考えます。</p>	<p>今後は、原子炉圧力容器が原子炉建屋6階のオペレーションフロアに対して負圧であることを引き続き監視するとともに、原子炉ウェルに仮設の差圧計を新たに設置し、原子炉圧力容器が原子炉ウェルに対しても負圧となるよう監視します。</p>
<p>Ⅲ -13</p>	<p><u>件名：原子炉冷却材浄化系における警報発生について</u></p> <p>平成17年10月15日、「原子炉冷却材浄化系差流量高」の警報が発生した。流量計の指示値を確認したところ、流量計(A)の指示値に異常はありませんでしたが、流量計(B)に差流量高を示す指示値の変動を確認しました。</p> <p>「5.(6)原子炉冷却材浄化系における警報発生について」にて回答</p>	<p>「5.(6)原子炉冷却材浄化系における警報発生について」にて回答</p>

<p>Ⅲ -14</p>	<p><u>件名：原子炉建屋における水溜まりの発見について</u></p> <p>原子炉建屋6階に設置されている原子炉ウェルカバーの移動作業中、平成17年10月25日、当該カバーの吊り上げ金具の収納部に水溜まりがあることを協力企業作業員および当社社員が発見しました。溜まっていた水の量は約112リットル、放射エネルギーは約7.2×10^5ベクレルでした。溜まっていた水は回収し、拭き取りにより清掃を実施しました。</p> <p>水溜まりがあった原因を調査したところ、10月13日に実施した使用済燃料プール内キャスクピットの清掃作業において、仮設ポンプ出口に繋がれているホースに長さ7mm程度の切れ目があり、そこから原子炉ウェルカバーの吊り上げ金具の収納部付近の養生シートに水がこぼれた事象がありました。養生シート上の水はわずかであったことから、拭き取りにより速やかに清掃しましたが、当該収納部の養生シートには吊り上げ作業の際に支障がないよう切り込みをしてあり、その切り込み部の養生をしていなかったため、こぼれた水の大部分はここから当該収納部へ流れ込んだものと推定しました。</p>	<p>対策として、吊り上げ金具収納部は水が入らなよう切り込み部の養生を行うこと、および原子炉建屋6階で使用済燃料プール等の清掃を行う際は、水が漏れてもすぐに発見できるよう監視員を配置することといたします。なお、本事象の事例検討を行い、注意喚起を図ることといたします。</p>
<p>Ⅲ -15</p>	<p><u>件名：定検中における警報の発生について</u></p> <p>平成17年11月24日午後0時6分頃および同0時10分頃、原子炉建屋内換気系の排気中に含まれる放射エネルギーを測定しているモニタ（原子炉建屋換気系排気放射線モニタ）の指示値が増加したことを示す警報が発生しました。警報が発生した原因は、原子炉建屋4階に設置されている原子炉建屋換気系排気放射線モニタ（A、B、C、D）のうち、モニタ（D）の指示値の増加によるものですが、他のモニタ（A、B、C）については指示値に変動がなく、当該モニタが設置されている場所（原子炉建屋4階南東側）での作業等は実施していないことから、当該モニタ（D）の誤動作と推定しました。</p>	<p>今後、当該モニタ（D）については、新品に交換するとともに誤動作した原因について調査します。</p>

(参考)

不適合管理*1については、不適合管理の基本ルールを「不適合管理マニュアル」として平成15年2月に制定し、不適合報告方法の改善等を含め不適合処理のプロセスを明確にしています。不適合管理の事象別区分は、以下のとおりとしており不適合管理委員会にて決定しています。

*1：不適合管理

不適合は、本来あるべき状態とは異なる状態、もしくは本来行うべき行為（判断）とは異なる行為（判断）を言います。法律等で報告が義務づけられているトラブルから、発電所の通常の点検で見つかる計器や照明の故障など、広い範囲の不具合事象が対象になります。

区分	事象の概要
As	法律，大臣通達，安全協定に基づく報告事象
A	保安規定に係わる不適合事象
	国，地方自治体へ情報提供した事象
B	国の検査に係わる不適合事象
	運転監視の強化が必要な事象
C	運転におけるヒューマンパフォーマンスに関わる事象
D	通常のメンテナンス範囲内の事象
対象外	消耗品の交換等の事象

また、公表基準については、平成14年9月以降、原子力発電所における不適切な取り扱いに対する再発防止対策の一環として、「情報公開ならびに透明性確保の徹底」について検討を重ね、平成15年11月10日に不適合事象の公表方法の見直しを発表し、11月17日より新しい以下の公表区分に応じた情報公開を行っています。

区分	事象の概要	主な具体例
区分Ⅰ	法律に基づく報告事象等の重要な事象	<ul style="list-style-type: none"> ・ 計画外の原子炉の停止 ・ 発電所外への放射性物質の漏えい ・ 非常用炉心冷却系の作動 ・ 火災の発生 など
区分Ⅱ	運転保守管理上、重要な事象	<ul style="list-style-type: none"> ・ 安全上重要な機器等の軽度な故障（技術基準に適合する場合） ・ 管理区域内の放射性物質の軽度な漏えい ・ 原子炉等への異物の混入 など
区分Ⅲ	運転保守管理情報の内、信頼性を確保する観点から速やかに詳細を公表する事象	<ul style="list-style-type: none"> ・ 計画外の原子炉または発電機出力の軽度な変化 ・ 原子炉の安全、運転に影響しない機器の故障 ・ 主要パラメータの緩やかな変化 ・ 人の負傷または病気の発生 など
その他	上記以外の不適合事象	<ul style="list-style-type: none"> ・ 日常小修理 など