

せて、加圧器スプレイラインの一部に残留応力が比較的大きいと考えられる冷間曲げ管を使用している箇所が存在することから、予防保全の観点より熱間曲げ管への取替えを行った。また、強度上の応力緩和の観点より加圧器スプレイラインとの合流部のT継手の取替え及びレジェーサの追設を行った。

この結果、加圧器管台廻り配管の信頼性が向上することにより、1次冷却材漏えいの可能性の低減が図られた。

(c) 余熱除去ライン取替工事

第13回定期検査時に、ループB、C余熱除去ポンプ吸込みライン曲がり部における閉塞分岐管滞留部の熱成層化評価対象箇所について、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S 017-2003)に基づき問題ないことを確認しているが、止め弁の下流側が閉塞部で高温環境となっていることから、設備の信頼性維持・向上の観点から止め弁下流の温度低減を図るため配管ルートの変更を行った。あわせて、一部の配管に使用されているSUS304TPを、炭素含有量を制限($C \leq 0.05\%$)したSUS316TPに変更することにより耐応力腐食割れ性の向上を図った。

この結果、更なる設備の信頼性維持・向上が図られた。

(d) 保護継電器設定値変更工事(HEAF対応)

第14回施設定期検査時に、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の改正に伴い、高エネルギーアーク損傷放電による重要安全施設への電力供給に係る電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置を講じるよう追加要求されたことから、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備について必要な措置を講じた。また、予備変圧器保護装置については、主要構成部品であるアナログ式保護リレーが

生産中止となり、部品調達ができないことから、設備の信頼性維持を図るための更新と合わせて必要な措置を講じた。

この結果、高エネルギーアーク損傷火災の発生防止が図られた。

b. 作業性・保守技術に関する設備改善

調査期間において、作業性・保守技術に関する設備改善は特になかった。

c. その他の設備改善

調査期間において、その他の設備改善は特になかった。

(4) 保守管理に係る実績指標

a. 重要度の高い安全機能を有する設備・機器の性能変化の傾向

重要度の高い安全機能を有する設備・機器の性能変化を確認するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」の異常発生防止系(PS-1、2)及び異常影響緩和系(MS-1、2)の系統及び機器の中から、施設定期検査時における機能検査の結果より、設備・機器の圧力、流量、動作時間等、性能を判断するパラメータの推移について確認した結果を、第2.2.1.3-5図に示す。

確認対象の検査概要と確認結果は以下のとおりである。

(a) 非常用炉心冷却系機能検査

高圧及び低圧注入系を運転し、モード切替弁が手動により正常に作動することを確認している。また、運転性能を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

運転性能の測定データは許容範囲で推移しており、性能変化は認められなかった。

(b) 補助給水系機能検査

電動補助給水系及びタービン動補助給水系について、ロジック検査、運転性能検査により運転性能を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

運転性能の測定データは許容範囲で推移しており、性能変化は認められなかった。

(c) 主蒸気隔離弁機能検査

模擬入力信号により弁を作動させ、信号発信から全閉までの時間を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

測定データは許容範囲で推移しており、性能変化は認められなかった。

(d) 制御棒駆動系機能検査

制御棒クラスタを全引抜き位置から落下させ、全挿入した時間を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

測定データは許容範囲で推移しており、性能変化は認められなかった。

(e) アニュラス循環排気系機能検査

アニュラス空気浄化ファンを運転し、各弁の作動及びアニュラス空気浄化ファンの運転状態に異常のないことを確認している。また、アニュラス内の圧力を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

測定データは許容範囲で推移しており、性能変化は認められなかった。

(f) 気体廃棄物処理系機能検査

ガス圧縮機の自動起動及び運転状況並びにガスサージタンクの弁の自動切替、除湿装置・活性炭式希ガスホールドアップ装置の運転状態に異常がないことを確認している。

測定データは許容範囲で推移しており、性能変化は認められなかった。

(g) 原子炉格納容器全体漏えい率検査

原子炉格納容器全体を検査圧力まで加圧したのち、漏えい率を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

測定データは許容範囲で推移しており、性能変化は認められなかった。

(h) 原子炉格納容器全体漏えい率検査

原子炉格納容器全体を検査圧力まで加圧したのち、漏えい率を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

測定データは許容範囲で推移しており、性能変化は認められなかった。

(i) 原子炉格納容器局部漏えい率検査

原子炉格納容器の貫通部について個々又はグループごとに検査圧力まで加圧したのち、漏えい率を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

測定データは許容範囲で推移しており、性能変化は認められなかった。

(j) 原子炉格納容器安全系機能検査

原子炉格納容器スプレイ系を運転し、モード切替弁が模擬信号により正常に作動することを確認している。また、運転性能の測定を行い、その測定データが判定基準内であることを確認している。

運転性能の測定データは許容範囲で推移しており、性能変化は認められなかった。

(k) 非常用予備発電装置機能検査

所内母線低電圧信号、安全注入信号及び格納容器スプレイ信号を模倣的に発信させ、ディーゼル発電機が自動起動し、ディーゼル発電機に電源を求める機器が順次負荷されることの確認並びにディーゼル発電機が起動し、所定の時間内に電圧が確立することの確認及び母線電圧確立から

各機器の遮断器が投入されるまでの時間を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

測定データは許容範囲で推移しており、性能変化は認められなかった。

(l) 総合負荷性能検査

原子炉熱出力が制限値を超えない範囲でプラントの運転を行い、各種パラメータを測定し、その測定データ等により判定基準内であることを確認している。

測定データは許容範囲で推移しており、性能変化は認められなかった。

(m) 充てんポンプ冷却材補給系機能検査

充てんポンプを運転し、運転状態に異常がないことの確認及び容量を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

運転性能の測定データは許容範囲で推移しており、性能変化は認められなかった。

(n) 使用済燃料ピット関係設備機能検査

SFP冷却系の機能に必要な揚程、容量のもとでSFPポンプの運転性能を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

運転性能の測定データは許容範囲で推移しており、性能変化は認められなかった。

(o) インバータ機能検査

原子力発電所の保安を確保するために、特に重要な無停電電源装置について、入力電源喪失時の機能・性能を測定し、その測定データが判定基

準内であることを確認している。

測定データは許容範囲で推移しており、性能変化は認められなかった。

b. 設備の不適合発生件数

設備の不適合発生件数の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.3-6図に示す。

設備の不適合は、2010年度以降低く推移している。今回の調査期間が含まれる2015年度以降に発生しているものについて、いずれも適切な是正が行われており、再発・類似している事項はないことを確認した。

c. 1次冷却材、蒸気発生器器内水の水質

1次冷却材及び蒸気発生器器内水の電気伝導率、pH等の時間的な変化について確認した結果を、第2.2.1.3-7図及び第2.2.1.3-8図に示す。

今回の調査期間における1次冷却材の電気伝導率、pH、塩素イオン、溶存酸素及び溶存水素並びに蒸気発生器器内水のカチオン電気伝導率及びpHは、いずれも保安規定の基準値の範囲内であることを確認している。水質データは安定した推移をしていることを確認した。

d. 施設定期検査日数

施設定期検査日数の変化と改造工事等の実施内容について確認した結果を、第2.2.1.3-9図及び第2.2.1.3-3表に示す。

第13回定期検査は、2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震による津波に起因する福島第一原子力発電所事故に係る対応状況を踏まえた施設定期検査工程変更により2714日となった。信頼性向上を目的とした加圧器管台溶接部計画保全工事、加圧器廻り配管他取替工事、余熱除

去ライン取替工事及び格納容器再循環サンプスクリーン取替工事を計画どおりに行うとともに、重大事故等対処設備他設置工事を行っている。

第14回施設定期検査は100日であり、第12回定期検査以前の日数とほぼ同様となっている。

(5) 保守管理に係る有効性評価結果

保守管理に係る仕組み(組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)及び設備について、改善活動が定着し、保守管理の目的に沿って改善活動の見直しが継続的に行われていると判断でき、保安活動は適切で有効に機能していることを確認した。

また、保守管理に係る不適合については、「不適合管理基準」に基づき、適切に是正処置が実施されており、再発・類似している事項がないことを確認した。(第2.2.1.3-4表参照)

保守管理に係る実績指標について、時間的な推移が安定又は良好な状態で維持されていると判断でき、保守管理の目的を達成するための保安活動が継続的に行われ、適切で有効に機能していることを確認した。

これらのことから、保守管理の目的を達成するための保安活動の仕組みが適切で有効であると判断できる。

(6) 保守管理活動の結果抽出した今後の安全性向上のための自主的な取組み

保守管理に関して、今後の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する自主的な取組みとして、設計基準文書(DBD)の整備、原子炉安全保護計装盤等更新、原子炉容器上部ふた取替及び2次系シーケンス盤更新を抽出した。

抽出した自主的な取組みの実施に係る計画の概要については、「2.3 安全性向上計画」にて記載する。

第 2.2.1.3-1 表 定期点検の主な内容

施 設 名	定 期 点 検 内 容
原子炉本体	・ 原子炉容器開放点検 ・ 燃料集合体の点検 ・ 原子炉内挿入物の点検 ・ 燃料交換
原子炉冷却系統施設	・ 蒸気発生器、加圧器等の点検 ・ ポンプ、電動機等の点検
計測制御系統施設	・ 制御棒駆動装置等の点検 ・ ポンプ、電動機等の点検
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	・ 燃料取扱設備の点検 ・ 燃料貯蔵設備の点検 ・ 使用済燃料ピット浄化冷却設備の点検
放射線管理施設	・ 放射線モニタの点検 ・ ファン、電動機等の点検
放射性廃棄物の廃棄施設	・ ポンプ、電動機等の点検
原子炉格納施設	・ 原子炉格納容器の点検 ・ 原子炉格納容器隔離弁の点検 ・ ポンプ、電動機等の点検
非常用予備発電装置	・ ディーゼル発電機等の点検 ・ 蓄電池の点検 ・ ポンプ、電動機等の点検
蒸気タービン	・ 蒸気タービン開放点検 ・ ポンプ、電動機等の点検
発電設備	・ 発電機の分解点検 ・ 変圧器等の点検

第 2.2.1.3-2 表 主要機器の改造・取替実績

機器、系統名		第13回定期検査 (2010～2018年度)	通常運転 (2018～2019年度)	第14回施設定期検査 (2019年度)
原子炉本体	原子炉容器			
	蒸気発生器			
原子炉冷却系統施設	1次冷却材の循環設備	○加圧器管台溶接部補修保全工事 ○加圧器廻り配管他取替工事		
	化学体積制御設備			
	余熱除去設備	○余熱除去ライン取替工事		
	非常用炉心冷却設備			
	原子炉補機冷却設備			
	主蒸気・主給水設備			
	計測制御系統施設			
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設				
放射線管理施設				
放射性廃棄物の廃棄施設				
原子炉格納施設		○格納容器再循環サンプスクリーン取替		
蒸気タービン				
その他発電用原子炉の附属施設		○緊急時における安全対策の強化		○保護継電器設定値変更工事
その他		○火山活動モニタリング設備の追設 ○停止時リスクモニタの設置 ○中央制御室視認性向上対策 ○低レベル放射性廃棄物敷地外搬出設備の改良	○玄海4ループシミュレータ運転訓練支援装置取替 ○降下火砕物(火山灰)対策	○中央制御室指令台へのCRT増設

第2.2.1.3-3表 定期検査の実施結果の概要(1/2)

1 定期検査回数		第10回	第11回	第12回
2 定期検査期間	発電機解列	2006年12月17日	2008年 5月 2日	2009年 8月30日
	発電機並列	2007年 3月16日	2008年 7月 6日	2009年11月 9日
	定格熱出力到達	2007年 3月21日	2008年 7月11日	2009年11月14日
	総合負荷性能検査	2007年 4月11日	2008年 7月31日	2009年12月 2日
	定期検査日数	116日間	91日間	95日間
3 定期検査の実施状況		2006年12月17日(解列)から2007年 4月11日(総合負荷性能検査)(解列から総合負荷性能検査まで116日間)で実施した。	2008年 5月 2日(解列)から2008年7月31日(総合負荷性能検査)(解列から総合負荷性能検査まで91日間)で実施した。	2009年8月30日(解列)から2009年12月2日(総合負荷性能検査)(解列から総合負荷性能検査まで95日間)で実施した。
4 定期検査期間中の主要工事		特になし	(1) 充てんライン配管取替 (2) 余剰抽出ライン配管取替	(1) ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷 (2) 原子炉キャビティライニング予防保全 (3) 低圧第4給水加熱器取替
5 定期検査中に発見された異常の概要		本定期検査期間中においては、特に異常は認められなかった。	本定期検査期間中においては、特に異常は認められなかった。	本定期検査期間中においては、特に異常は認められなかった。
6 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された。	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された。	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された。

第2.2.1.3-3表 定期検査の実施結果の概要(2/2)

1 定期検査回数		第13回	第14回
2 定期検査期間	発電機解列	2010年12月11日	2019年 5月13日
	発電機並列	2018年 4月18日	2019年 7月22日
	定格熱出力到達	2018年 4月23日	2019年 7月27日
	総合負荷性能検査	2018年 5月16日	2019年 8月20日
	定期検査日数	2,714日間	100日間
3 定期検査の実施状況		2010年12月11日(解列)から2018年5月16日(総合負荷性能検査)(解列から総合負荷性能検査まで2,714日間)で実施した。	2019年5月13日(解列)から2019年8月20日(総合負荷性能検査)(解列から総合負荷性能検査まで100日間)で実施した。
4 定期検査期間中の主要工事		(1) 加圧器管台溶接部計画保全工事 (2) 加圧器廻り配管他取替工事 (3) 余熱除去ライン取替工事 (4) 格納容器再循環サンプスクリーン取替工事 (5) 重大事故等対処設備ほか設置工事	(1) 保護継電器設定値変更工事
5 定期検査中に発見された異常の概要		一次冷却材中のよう素濃度が上昇したことから燃料の健全性を早期に確認するため15日間前倒しし、施設定期検査を開始した。 2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震による津波に起因する福島第一原子力発電所事故に係る対応状況を踏まえて施設定期検査工程変更を実施した。 2018年3月30日に発生した調整運転中における脱気器空気抜き管からの微少な蒸気漏れに伴い一旦発電を停止し、配管の点検と取替えを実施した。 これらにより、解列日から並列日において2,583日間、また、解列日から総合負荷性能検査日において2,590日間の延長となった。	本施設定期検査期間中においては、特に異常は認められなかった。
6 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された。	本施設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された。

第 2.2.1.3-4 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（保守管理に係るもの）(1/11)

保安規定条文		不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.2.1	業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化	玄海3、4号機ディーゼル発電機室用二酸化炭素消火設備のCO₂ボンベが全数取り外され、当該設備が使用できない状況にあった。（注意文書「玄海原子力発電所3号機及び4号機ディーゼル発電機室用二酸化炭素 消火装置の不適切な撤去について（注意）」） （是正状況） ・注意文書で求められた改善要請事項に対して、「作業管理要領（3,4号）」の改正及び所員への教育を実施した。（消火設備の作業等を実施する場合は、以下の必要な対策を講じる。消火設備は、可能な限り消火機能を確保した状態を維持する。消火機能が維持できない場合は、防災課長へ消火設備が使用できないことを連絡し、消防法等で義務付けられている消火設備と同等な設備を設置する等、必要な代替措置を講じる。） ・注意文書による改善要請事項について周知し、安全文化に係る教育を実施した。	「業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化」に係る3件は、互いに類似性はなく、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。	無
		（玄海3号機安全確保上重要な行為等の保安検査 2017年度 第4四半期） SA等要員訓練時の保安検査 資機材搬出及び設置の実際の作業においては、当日の強風下の作業における困難さもみられ、機材及び運用面を含め更なる改善の余地が認められる。 （是正状況） 強風下の作業における機材の設置及び運用方法に対する改善を検討することとなっていることに対して、強風時の同縛方法を多様化することを手順書に記載するとともに、訓練前の説明会においてSA等対応要員へ周知した。		

第 2.2.1.3-4 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（保守管理に係るもの）（2/11）

保安規定条文		不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.2.1	業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化	（玄海3号機第5回定期安全管理審査） 玄海3号機は同社として保全の有効性評価システムの運用を開始した初期の段階であり、保全根拠整備データシートは、一般図書として管理されており、今後QMS文書として順次整備する計画であること、またデータの蓄積についても経年劣化事象の傾向監視として、一部データベース化を開始したばかりである。 このため、今後もこれらの更なる改善活動について、引き続き確認をしていくこととする。 （是正状況） ・「保全根拠整備データシート」を2011年5月にQMS文書として登録した。 ・経年劣化事象の傾向管理を玄海3号機第13回定期検査からデータベース化した。	前のページと同じ	無
7.5.1	業務の管理	（2009年度 不適合管理） 玄海4号機4A湿分分離器ドレンポンプ出口逆止弁支軸受部からの微少リーク 4A湿分分離器ドレンポンプ出口逆止弁の支軸受部2箇所のうち、上流側から見て右側の支軸受フランジ部より微少な蒸気漏れを発見したため、A系湿分分離器ドレンを常用（脱気器行き）から非常用（復水器行き）に切替え、当該出口逆止弁を隔離して分解点検を実施した。点検・調査結果から、今回の微少リークは偶発的な事象と考えられる。 （是正状況） ・4A湿分分離器ドレンポンプ出口逆止弁支軸受のフランジ部等のガスケットを新品に取り替え、出口逆止弁を復旧した。 ・系統復旧時にポンプ吸込ストレーナのボンネットから、もやが確認されたことから、念のため同じ系統を隔離し、ガスケット取替えを行った。 ・水平展開対象弁3台についてガスケット取替えを実施し、定格熱出力一定運転にて漏えいがないことの確認を行った。	「業務の管理」に係る9件の不適合は、互いに類似性はなく、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。	無

第 2.2.1.3-4 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（保守管理に係るもの）（3/11）

保安規定条文		不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1	業務の管理	(2013年度 不適合管理) 玄海4号機4Aディーゼル発電機 制御盤注意 警報発信 4Aディーゼル発電機制御盤注意の警報が発信したため、現場状況を確認した所、A1清水加熱器のコントロールセンタ(C/C)電源の配線用遮断器(NFB)がトリップしていた。当該加熱器内部を点検した結果、加熱器のケーブルを結線している端子台の内、S相に接続されたケーブル圧着端子が隣接するT相のケーブル圧着端子に近接した状態になっており、また、S相に若干の緩みが認められた。なお、ヒータ、ケーブル等に絶縁抵抗低下、その他異常は認められなかった。 清水加熱器端子台へのケーブル締付は、手順書に基づき適切に締付けているが、ケーブルの整線が十分考慮されていなかったこと及びS相(3相の真中)はケーブル締付け作業が他の相に比べて若干施工しづらいことから、締付が若干不足し、T相のケーブル圧着端子に近接したことによりNFBがトリップしたものと推定される。 (是正状況) ・当該清水加熱器のケーブル圧着端子が近接しないようにケーブルの整線及び圧着端子の確実な締付を実施した。また、玄海3、4号機非常用ディーゼル発電機の他の清水加熱器についてケーブル圧着端子取付状態の点検を行い、問題ない事を確認した。 ・清水加熱器について端子台の弛みのない事を確認し、整線を行った。 ・施工性を考慮した構造の端子台に改造を検討し、変更した。 ・標準作業手順書を整線及び確実な締付を行う様、内容を改定した。	前のページと同じ	無

第 2.2.1.3-4 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(保守管理に係るもの)(4/11)

保安規定条文		不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1	業務の管理	(2015年度 不適合管理) 玄海3号機所外データ伝送設備不良 ERSSの伝送データに異常があることを確認したため、システム状態を確認したところ、A系-SPDSが異常状態を示しており、全てのデータが正常に伝送出来ていない状況であった。SPDS追加のパラメータ入出力試験のためにA系-SPDSに接続した保守ツールが何らかの原因で動作が停止していることが確認された。 保守ツールに設計上考慮されていない文字数が誤って入力されたこと及び保守ツールのプログラムが誤入力と認識せずにそのまま処理し続けるものとなっていたため誤動作したことでA系-SPDSの動作が停止したことが原因である。 (是正状況) ・誤操作による誤入力を認識し処理を継続させないように保守ツールの改修を実施した。 ・他の保守ツールを使用するツール装置についても調査を行い、誤入力を認識せずにそのまま処理を続ける様な不具合を確認した装置については改修を実施した。 ・必修第一・二課制御係員を対象に本事象について教育を実施した。	前のページと同じ	無

第 2.2.1.3-4 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（保守管理に係るもの）（5/11）

保安規定条文		不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1	業務の管理	（2016年度 不適合管理） 玄海原子力発電所構内における建設機械の火災 発電所構内正門付近において、周辺設備工事のガードレールの基礎の掘削作業に使用した建設機械（ミニバックホー）を自走にて構内道路を移動中のところ、エンジン部から発煙していることを建設機械（ミニバックホー）の運転手が発見し、誘導していた協力会社社員が消火器による初期消火活動を行った。このため、公設消防（唐津市消防本部）に現場確認を依頼し、到着した消防署員により、鎮火が確認された。メーカーにおいてエンジンルーム内部を確認したところ、火災発生箇所は、エアクリーナーの一部及びマフラ入口周辺にあるエンジン油圧低下時の警告スイッチ配線付近と推定された。当該箇所の発煙の原因としては次の3箇所のいずれかからの排気漏れによって加熱されたことによるものと考えられる。 ・マフラ本体上面の穴 ・マフラ入口側排気パイプとマフラ本体接合部の亀裂 ・マフラ出口側排気パイプの亀裂 （是正状況） ・所内の社員及び協力会社社員に対して、本事象の発生原因を周知した。 ・所内の社員に対して事前点検の重要性及び初期消火の重要性を各課にて教育した。 ・所内の協力会社社員に対して、事前点検の重要性及び初期消火の重要性を教育した。 ・高温となる排気パイプやマフラなどについて、供給者にて火災発生の可能性がないかの観点を含めた事前点検を実施するよう「調達管理要領」を改正した。	前のページと同じ	無

第 2.2.1.3-4 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（保守管理に係るもの）（6/11）

保安規定条文		不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1	業務の管理	(2017年度 不適合管理) 玄海3号機適合性確認検査後の手直しに伴う再検査 玄海3号機支持構造物の適合性確認検査については既に適合性検査実施済であるが、当該検査対象であるベースプレートの締付けナット及びばね座金の締付状態に関し手直しが望ましい箇所が判明したため、当該部の適合性確認検査を再度実施する必要性が生じた。 なお、当該ナットの締め付けは、適合性確認検査の判定基準を満足しているが、他のボルトの締め付け状態と若干相違するため、手直しを行うよう推奨を受けたものである。 適合性確認検査での判定基準は「ゆるみのないこと」であり、当該部もばね座金から反力を得るところまで締め付けており、ゆるみがないことから判定基準を満足していた。しかしながら、締め込み方が他のナットと比べて若干相違していた。 これは、作業管理上、ばね座金の締付け度合いについて明確な指示がなく、締付完了の状態にばらつきが生じたためと推察される。このため、適合性確認検査実施後に手直し、再検査となった。 (是正状況) ・同様に手直しが望ましい箇所がないか、本検査対象箇所の全てを確認した結果、当該箇所を含め合計3箇所の手直しが必要となったため、手直しを実施した。また、手直しを実施した箇所について、適合性確認検査の再検査を行った。 ・ナット及びばね座金の締付け度合いについて明確化し、作業関係者、当社関係者へ周知した。 ・他の実施済適合性確認検査対象機器について、同様な状態がないことを確認した。	前のページと同じ	無

第 2.2.1.3-4 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（保守管理に係るもの）（7/11）

保安規定条文		不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1	業務の管理	(2017年度 不適合管理) 玄海3号機脱気器空気抜管近傍からの蒸気漏れ 玄海3号機発電機出力75%(885MW)に到達し調整運転中のところ、脱気器の空気抜管近傍の保温材から蒸気漏れを発見した。点検・調査の結果、当該管には外装板及び保温材が施工されており、外装板の隙間より雨水などが侵入し外面からの腐食が引き起こされ、更に長期間湿潤環境になったことにより、それが進展し貫通に至ったと考えられる。 (是正状況) ・漏えい箇所の特定のため、B脱気器第5空気抜き管の外装板及び保温材を外し点検したところ、配管水平部上面の一部に、腐食による明らかな凹みが確認され、その凹み部分の1箇所に貫通孔(長さ13mm×幅6mm程度)が確認された。必要な点検・補修のため、当該配管を新品に取り替えるとともに保温材・外装板も取り替えた。なお、取替えにあたっては、継ぎ目部のコーキング処置を十分に実施した。その後、当該配管に係る定期事業者検査「2次系配管検査」の再検査を実施し、判定基準を満足することを確認し、通常運転圧力・温度にて漏えいがないことを確認した。 ・当該管以外の対応として、玄海3号機の当該管以外の空気抜管15本の外装板及び保温材の取替えを実施するとともに、念のため空気抜管の取替えを実施した。また、玄海4号機の空気抜管16本について、外装板、保温材及び配管の取替えを実施した。 ・発電所員に対して、点検・巡視時における意識向上のための教育を実施した。また、今後も繰り返し教育を実施し意識継続するために、継続して教育を実施する仕組みを構築した。 ・屋内及び屋外に設置されている蒸気系統の配管に対し、外装板下面に著しい錆がないことを確認した。さらに、設備全体に対し、機器、配管、外装板及び保温材の変形、錆などの腐食、めくれ、ゆるみ等の異常の兆候を観点とした確認を行い、問題がないことを確認した。 ・屋外の外装板及び保温材について、使用環境を考慮した取替計画を策定した。また、外装板及び保温材が施工されている屋外配管については点検計画を策定し、順次実施することとした。 ・外装板及び保温材の取替施工時においては、継ぎ目部のコーキング処置を十分に行うことにより雨水浸入を防止することを、「調達管理要領」及び「作業管理要領(3,4号)」へ反映した。 ・設備全体に対し、経年的な変化から、異常の兆候を把握できるようにするため、「作業管理要領(3,4号)」を改正し、経過観察ができるチェックシートを用いて点検を行う仕組みを構築した。 ・点検・巡視時における意識向上のための教育の内容を明文化し繰り返し教育していくことで、異常を未然に防ぐ意識をもって点検・巡視などを行えるようにし、僅かな変化を気付き事項として認識できるようにした。また、そのようにして得た気付き事項を、発電所内に新たに設ける会議体において各課から収集・集約するとともに、過去の慣例にとらわれることなく様々な視点で確認しながら、必要な処置を判断する仕組みを構築した。	前のページと同じ	無

第 2.2.1.3-4 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(保守管理に係るもの)(8/11)

保安規定条文		不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1	業務の管理	(2018年度 不適合管理) 玄海4号機第11保全サイクル定期事業者検査「原子炉格納容器隔離弁機能検査」の検査中断 玄海4号機第11保全サイクル定期事業者検査「原子炉格納容器隔離弁機能検査」において、4D蓄圧タンクサンプルライン内隔離弁の全閉を確認する項目について、現場での全閉は確認できたものの、中央制御室CS表示灯及び中央制御室モニタライトの全閉への切替りが判定基準を満足していることを確認できなかったことから、検査を継続することができなくなった。 検査前の当該弁は閉表示であったこと、検査中断時の当該弁リミットスイッチの状態を確認した結果、閉(不導通)であるべき接点が開(導通)の状態であったこと、開閉ストロークが短く(5mm)、調整幅が非常に小さい弁であったこと及びリミットスイッチの開動作位置を調整した後、当該弁を開閉確認した結果、正常に作動したことから、リミットスイッチ本体、レバー(けりこ)、開動作のリミットの若干の位置ズレ等の条件が複合的に作用したことが原因と推定される。 (是正状況) ・4D蓄圧タンクサンプルライン内隔離弁のリミットスイッチの状態を保守第二課にて確認し、リミット調整を実施した。 ・上記処置後に、隔離弁動作検査(T信号)より再度実施し、問題なく完了した。 ・原子炉格納容器隔離弁のうち、弁ストロークが5mm以下の弁について「リミットスイッチの健全性が確認されていること」を玄海3、4号機原子炉格納容器隔離弁機能検査手順書の「2.主要確認事項」に記載した。	前のページと同じ	無

第 2.2.1.3-4 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（保守管理に係るもの）(9/11)

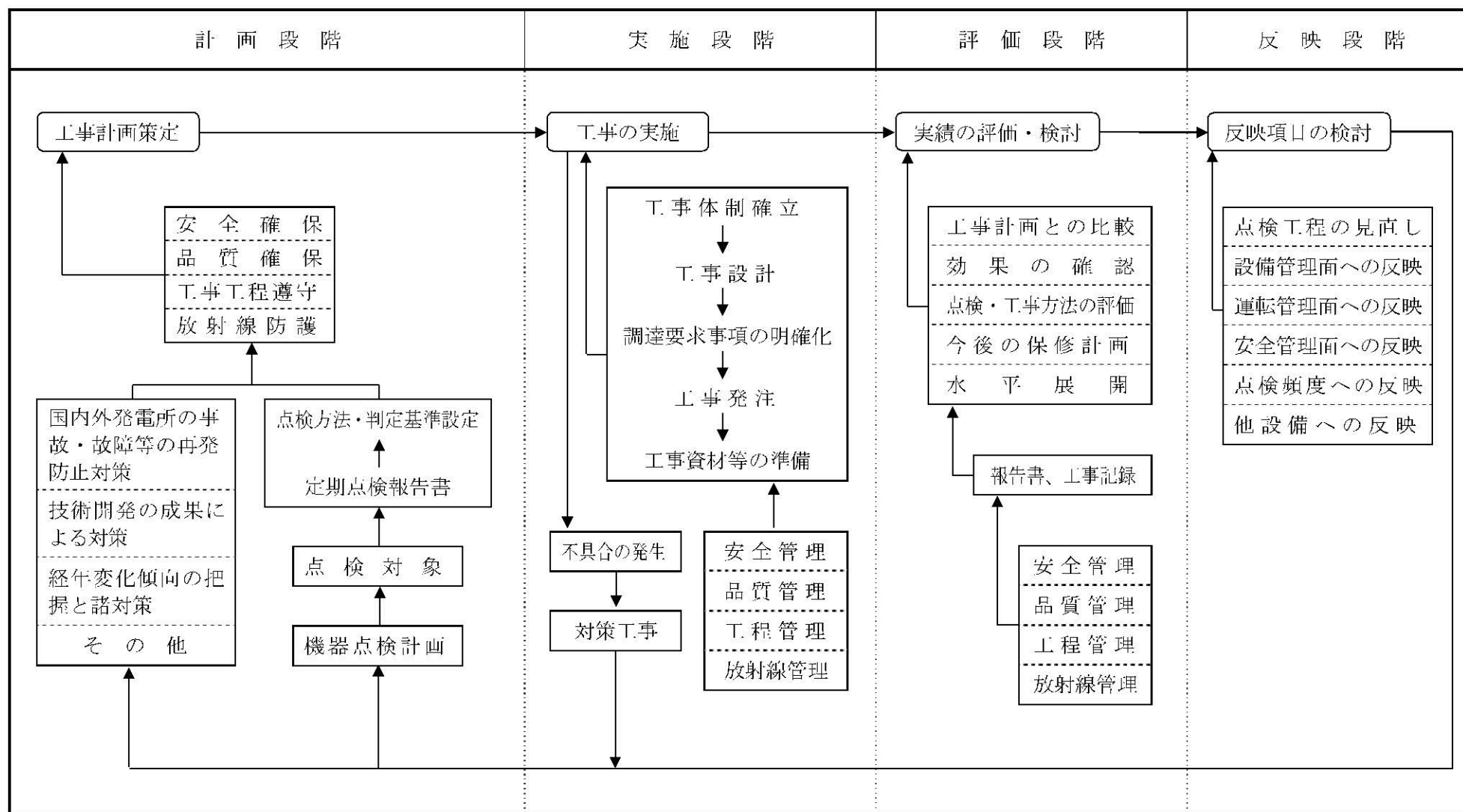
保安規定条文	不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1 業務の管理	(2019年度 不適合管理) 玄海3号機第14回施設定期検査中における内挿物入替作業の中断に伴う定期事業者検査「制御棒クラスタ検査」の中止 玄海3号機第14回施設定期検査中における内挿物入替作業において、シンプルプラグアセンブリ取扱工具によりプラグイングデバイスを燃料外観検査装置の検査架台へ移動し、アンラッチ位置まで巻き下げを行っていたところ、アンラッチ位置に至る前に巻き下げができない状態となった。これに伴い、玄海3号機第14回保全サイクル定期事業者検査「制御棒クラスタ検査」のうち内挿物ロッド検査が継続できなくなった。このため、検査実施責任者に連絡し検査を中止した。 プラグイングデバイスの巻き下げができなくなった原因は、プラグイングデバイスの巻き下げ中に、シンプルプラグ案内管挿入まで連続で巻き下げを実施していたため、シンプルプラグアセンブリ取扱工具が安定せずにプラグイングデバイスの芯ずれが発生し、シンプルプラグの1本が検査架台のシンプルプラグ案内管に挿入されなかったため変形した。 (是正状況) ・検査要領書を改訂し、検査対象範囲から当該プラグイングデバイスを削除した。 ・改訂した検査要領書で制御棒クラスタ検査を実施した。 ・プラグイングデバイスの巻き下げ時に、シンプルプラグ案内管入口の少し手前で一旦停止させ、シンプルプラグアセンブリ取扱工具を静定させること及び停止位置からシンプルプラグ案内管入口まで巻き下げる際は、シンプルプラグアセンブリ取扱工具を静定させた状態で荷重を監視しながら慎重に巻き下げることを作業要領書に反映した。 ・今回の作業要領書の改訂内容について、作業開始前に作業員に対して教育を実施し周知を徹底した。	前のページと同じ	無

第 2.2.1.3-4 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(保守管理に係るもの)(10/11)

保安規定条文	不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1 業務の管理	(2019年度不適合管理) 玄海3号機C海水ポンプへの異物混入 玄海3号機第14回施設定期検査中に、C海水ポンプ運転中における性能低下事象(流量、電流値の低下)の調査のため、保守第二課により点検を実施したところ、ポンプ内部より土木建築課で実施していた潜水作業に使用するホースの一部が見つかった。 海水ポンプ運転中に潜水作業を実施した原因は、定検工程表に土木建築課が行う除貝及び点検作業について記載がなく、潜水作業の実施について関係各課との情報共有がなされていなかったこと、海水ポンプの停止・隔離が必要な作業であったが、土木建築課は作業連絡メモを作成し発電第二課へ海水ポンプの停止・隔離を依頼していなかった上に当日の海水ポンプ等の運転状況の確認をしていなかったこと及び土木建築課の担当者が取水ピット内の隔離を要する設備について十分理解していなかったことである。 (是正状況) ・C海水ポンプ内部に混入した異物、取水路系の異物の確認及び当該異物の回収を実施した。 ・土木建築課が行う除貝及び点検作業をクリティカル工程に反映した。また、日間・週間工程会議に出席し、関係各課との情報共有を実施することとした。 ・玄海4号機第12回施設定期検査中に実施する作業について、発電第二課と工事内容の調整を行った結果、潜水作業について作業連絡メモを作成し対象機器の隔離を依頼した。当該作業要領書の作業手順に系統隔離の確認や作業着手許可の確認の項目を追加するとともに、回転体及び給排水設備の動作状況確認や潜水作業の作業開始・終了連絡の記録ができるよう既存の工事日報や危険予知活動記録表を見直した。上記処置を引き続き行うため、「土木建築業務要領」の改正を実施した。 ・取放水設備内の機器の停止や隔離を必要とする作業に関する課内教育を行い、潜水作業時の危険性(人身事故、機器故障)について理解浸透を図った。また、当該事象を踏まえ、系統隔離に関する教育を発電第二課に依頼し実施した。 ・関係各課へ該当事象を周知し類似事象の再発防止を図るため業務連絡票を発行した。	前のページと同じ	無

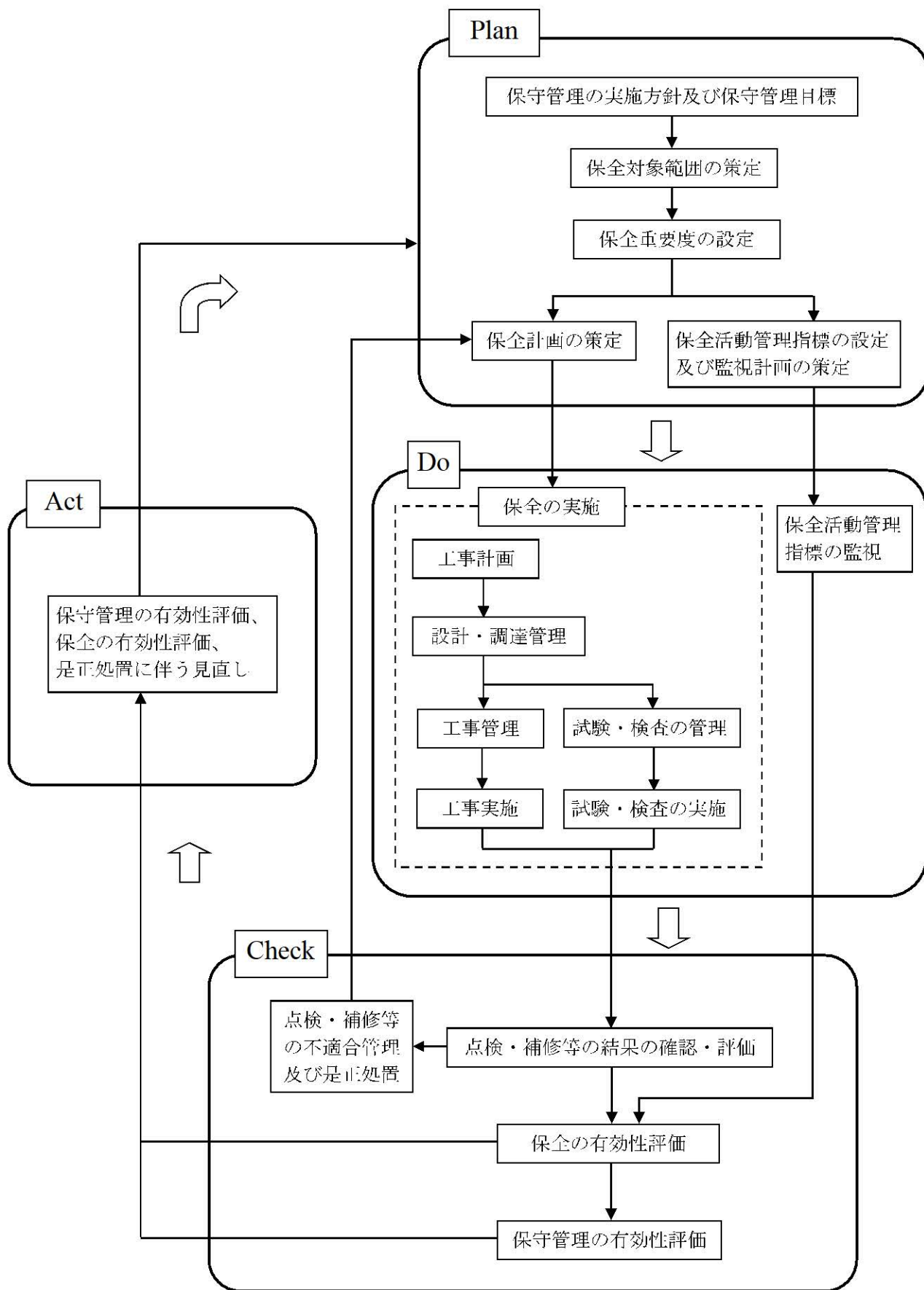
第 2.2.1.3-4 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(保守管理に係るもの)(11/11)

保安規定条文	不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.6 監視機器及び測定機器の管理	(2016年度 不適合管理) 玄海3号機第13保全サイクル定期事業者検査 気体廃棄物処理系機能検査のうち、「ガス圧縮機自動起動検査」及び「ガスサージタンク入口弁自動切替検査」に関わる検査用計器の選定不備 玄海3号機第13保全サイクル定期事業者検査 気体廃棄物処理系機能検査のうち、「ガス圧縮機自動起動検査」及び「ガスサージタンク入口弁自動切替検査」において、動作値の確認を測定誤差を考慮した場合に不適切な検査用計器で判定していることを確認した。(「ガス圧縮機自動起動検査」及び「ガスサージタンク入口弁自動切替検査」の動作値は、伝送器・変換器の誤差を含んだ値であるにも関わらず、1次系補助設備盤内でデジタル処理した自動起動(又は自動切替)用設定器が動作したときの値を検査用計器としてCRT(ディスプレイ表示)で確認していた。) 定期事業者検査が導入され定期事業者検査要領書を作成する際、ガス圧縮機自動起動検査の「判定基準」はI&Cチャンネルリスト(メーカ資料)から『$14.00 \pm 0.80 \text{ kPa}$』、ガスサージタンク入口弁自動切替検査の「判定基準」は使用前検査から『$0.730 \pm 0.020 \text{ MPa}$』とし、「検査用計器」は『CRT』とした。しかし、設定器と検査用計器(CRT)はデジタル回路であり理論上誤差はゼロであるにも関わらず、理解不足により検査用計器(CRT)には測定誤差が含まれていると考え、本設計器のCRTの値で判定すれば問題はないと思い込んだためである。この結果、「判定基準」と「検査用計器」が不整合となったことが原因である。 (是正状況) - 玄海3号機第13保全サイクルにおける、「ガス圧縮機自動起動検査」及び「ガスサージタンク入口弁自動切替検査」の検査結果の評価を行い、検査結果に影響がないことを確認した。 - 水平展開として、定期事業者検査開始以降(第8回～第13回保全サイクル)に実施した当該検査の検査結果を以下の方法で評価し、検査結果に影響がないことを確認した。 a. 判定基準に許容誤差を考慮しない場合の検査結果への影響を確認 b. 検査用計器の最大誤差(伝送器～CRT)を基に「測定値(計算値)」を確認し、検査結果への影響を確認 - 水平展開として、他課が行う定期事業者検査も含め、検査用計器に選定不備がないかを調査し、同様な検査用計器の選定不備がないことを確認した。 - 再発防止のため、本事象について、発電第二課員に対し教育を実施した。 - 再発防止のため、本事象について、定期事業者検査を実施する検査担当課へ業務連絡票を発行し周知した。 - 再発防止のため、気体廃棄物処理系機能検査のうち、「ガス圧縮機自動起動検査」及び「ガスサージタンク入口弁自動切替検査」の定期事業者検査要領書及び手順書を改訂した。	「監視機器及び測定機器の管理」に係る不適合は本作のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。	無



注：業務の主管は、保修第二課長及び土木建築課長。

第2.2.1.3-1図 保守管理の運用管理フロー



第2.2.1.3-2図 原子力発電所の保守管理の実施フロー

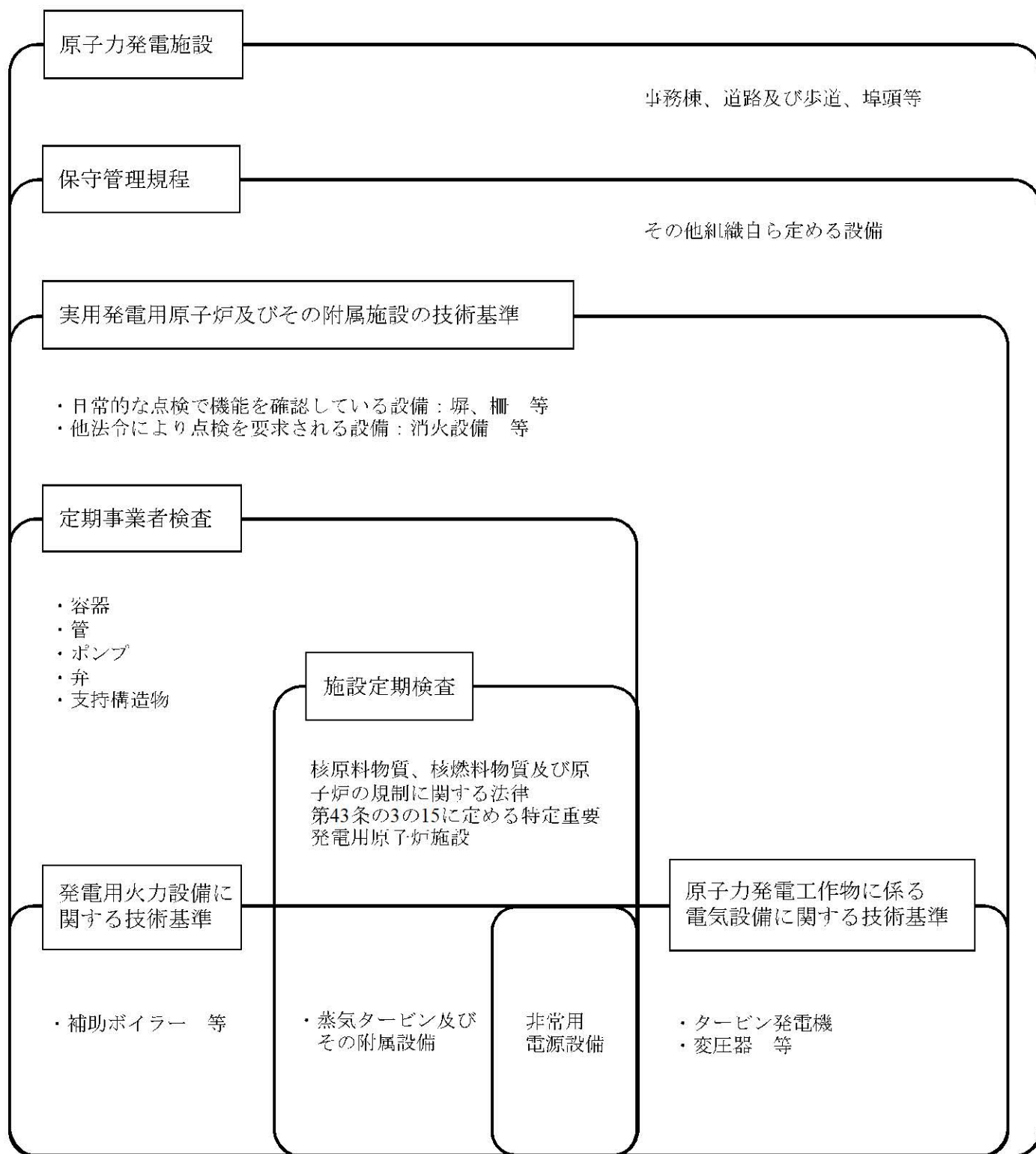
保守管理の実施方針

保守管理活動の実施に当たっては、現場を見て考え、さらに地域・社会のみなさまの視点に立って、原子力安全を最優先とした活動に取り組む。

- 1 保守管理の業務を計画し、実施し、評価し、継続的に改善するとともに、積極的な予防保全活動を行う。
- 2 安全対策の強化について、設備の設置、点検及び検査等を行う際には、他の設備への影響を考慮し、確実に実施する。更に、国内外の良好事例などの知見を活用し、自らが安全確保のために必要な措置を見出し、社内外の第三者の視点も取り入れながら、これを不断に実施していく。
- 3 発電所の安全・安定運転に万全を期すため、定期検査対応及び更なる安全性・信頼性向上に関する工事を確実に実施する。
- 4 現状の活動に満足せず、最新知見を取り入れ、安全上重要な設備のみならず、異常により発電停止に至る可能性がある設備を含めて、発電所全体の保全レベルの向上を図る。
- 5 協力会社を始め業務に携わる人々と、立場を越えて何でも言い合えるようにコミュニケーションを円滑に行い、マイプラント意識を高める。
- 6 保全の実施にあたり、基本動作を徹底し、安全意識を持って行動する。また、点検・巡視に当たっては、僅かな変化を気付く事項として認識する意識を持って行動する。
- 7 高経年化技術評価を実施したプラントについては、長期保守管理方針を保全計画に適切に反映し、保全活動を確実に実施する。
- 8 運転を終了したプラントにおいて、機能維持が必要な設備の保守管理を確実に実施する。

平成30年6月28日
九州電力株式会社
代表取締役社長執行役員
池辺 和弘

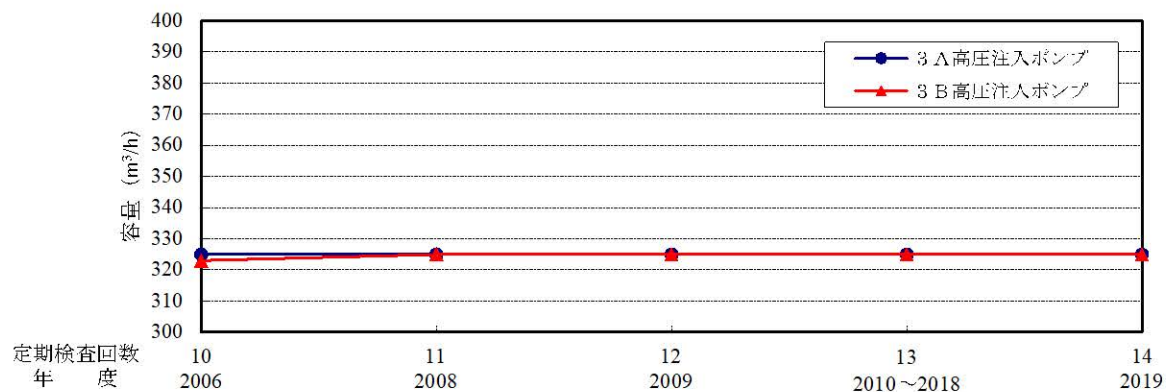
第2.2.1.3-3図 保守管理の実施方針



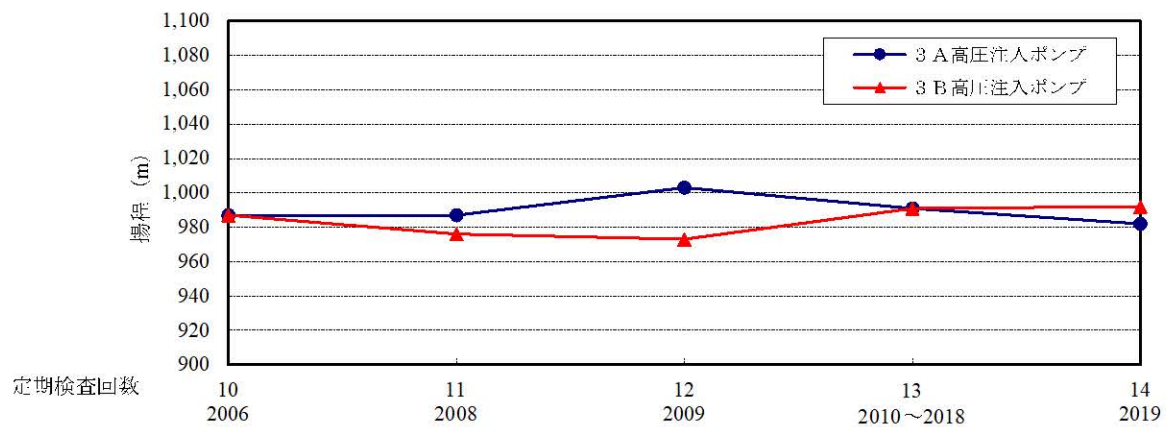
第2.2.1.3.4図 保全の対象範囲

検査名：非常用炉心冷却系機能検査（1/2）

【 高圧注入ポンプ 容量 】



【 高圧注入ポンプ 揚程 】



判定基準

容量 320m³/h以上

揚程 960m以上

<評価>

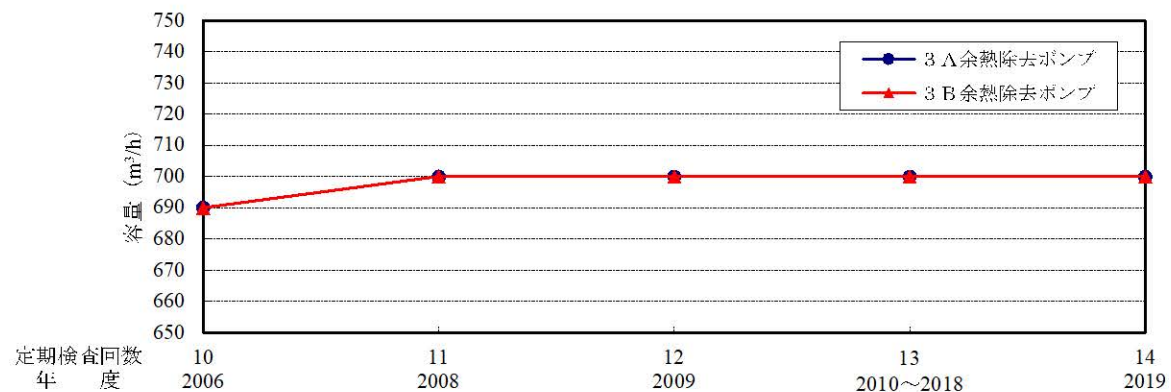
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

注：容量は、各定期検査において3A、3Bは同値となっている。

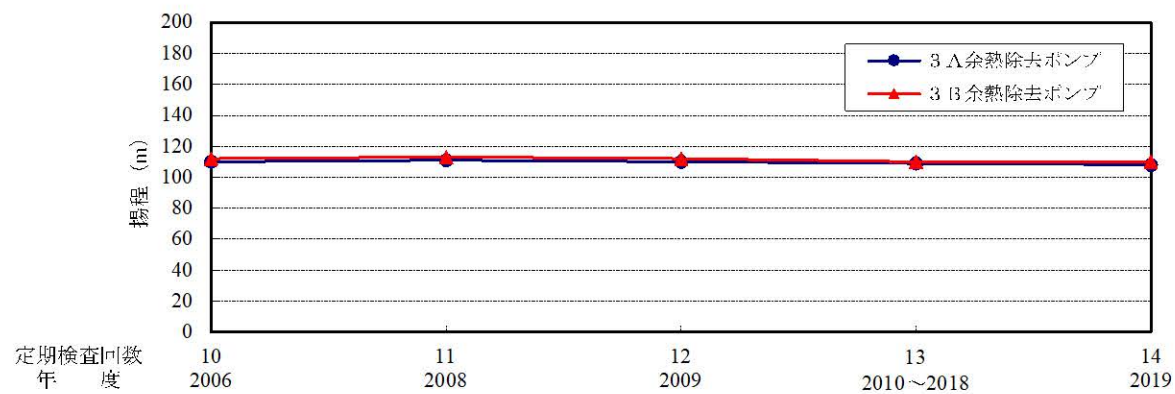
第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（1/26）

検査名：非常用炉心冷却系機能検査（2/2）

【 余熱除去ポンプ 容量 】



【 余熱除去ポンプ 揚程 】



判定基準

容量 681m³/h以上

揚程 107m以上

<評価>

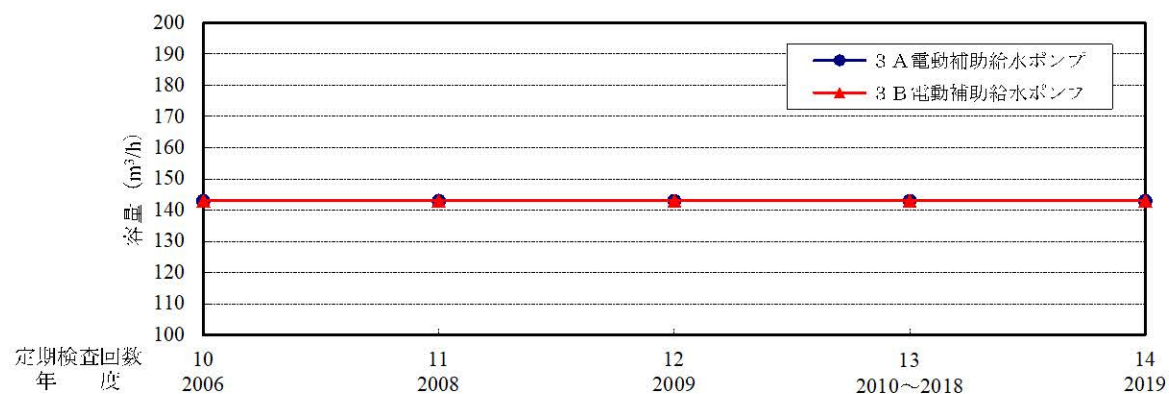
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

注：容量は、各定期検査において3A、3Bは同値となっている。

第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（2/26）

検査名：補助給水系機能検査（1/2）

【 電動補助給水ポンプ 容量 】



判定基準

容量 140m³/h以上

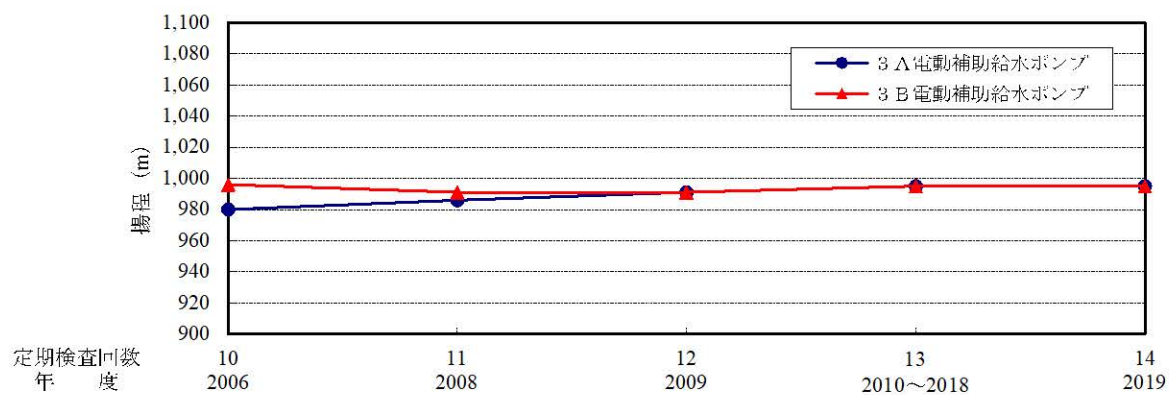
揚程 950m以上

<評価>

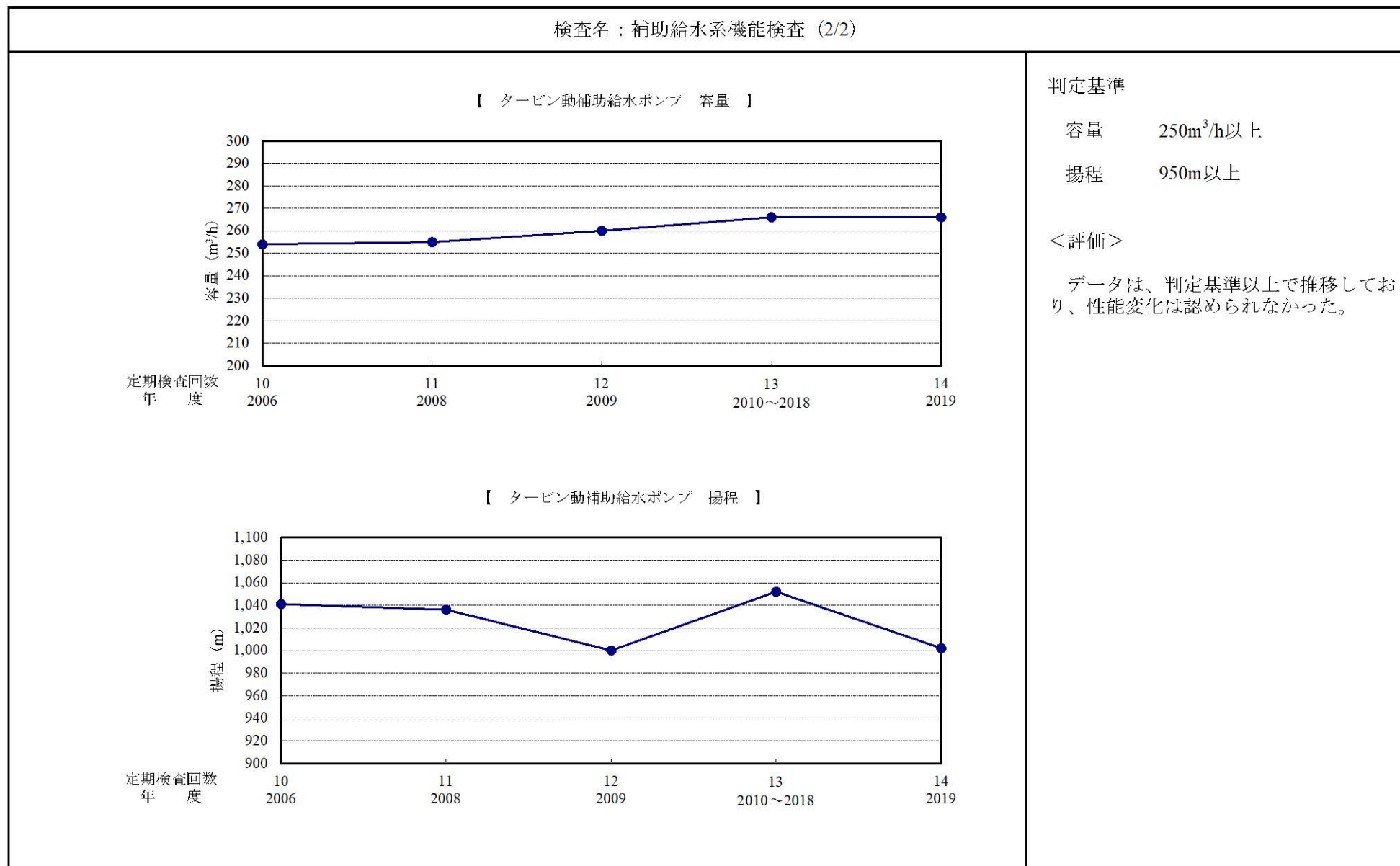
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

注：容量は、各定期検査において3A、3Bは同値となっている。

【 電動補助給水ポンプ 揚程 】



第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（3/26）



第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（4／26）

検査名：主蒸気隔離弁機能検査（1/1）

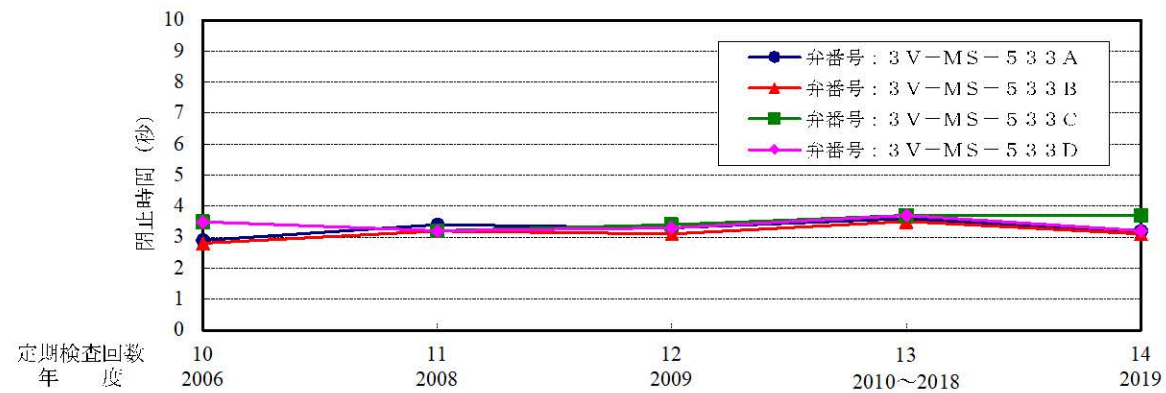
判定基準

閉止時間 5秒以内

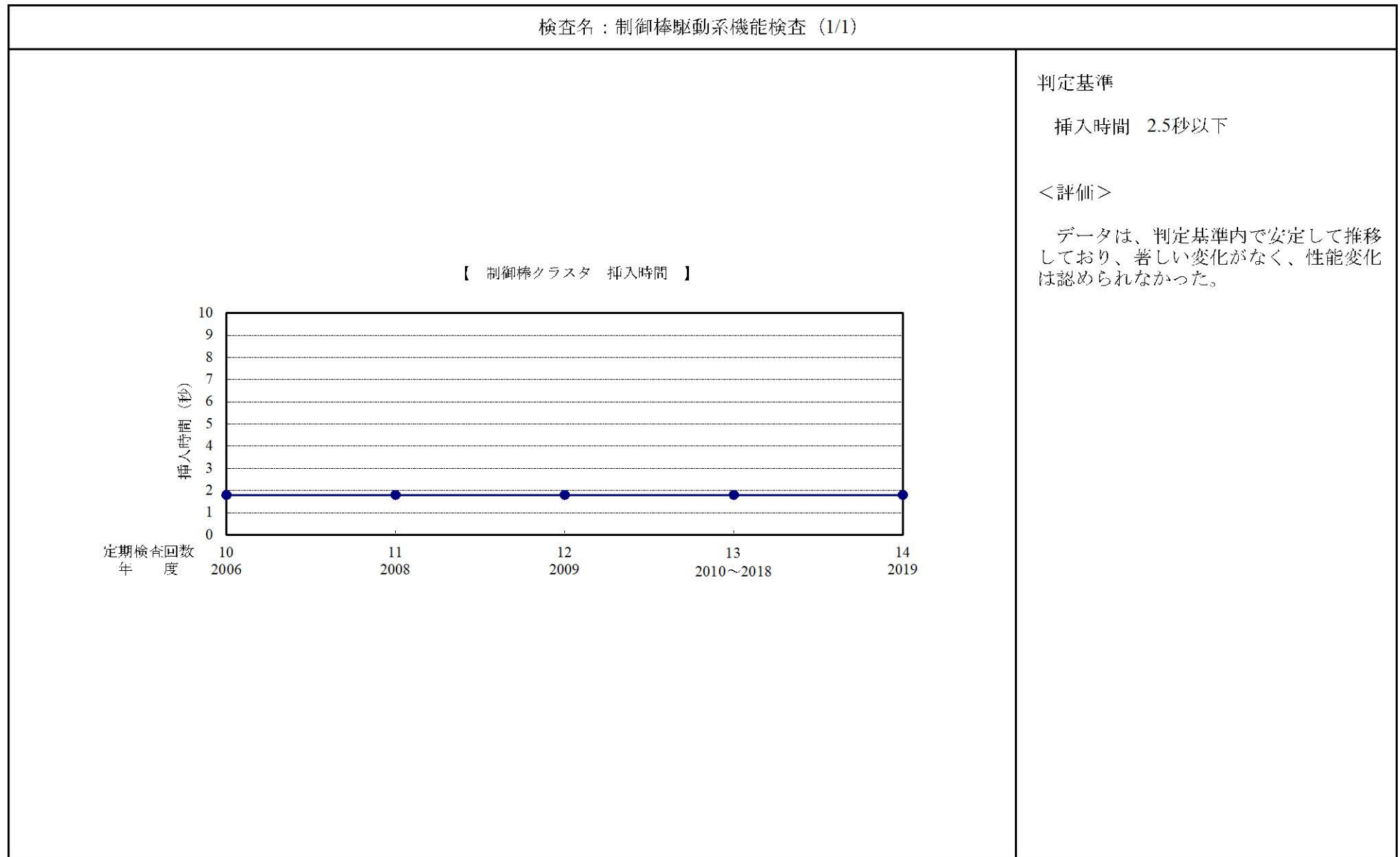
<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

【 主蒸気隔離弁 閉止時間 】



第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（5／26）



第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（6／26）

検査名：アニュラス循環排気系機能検査（1/1）

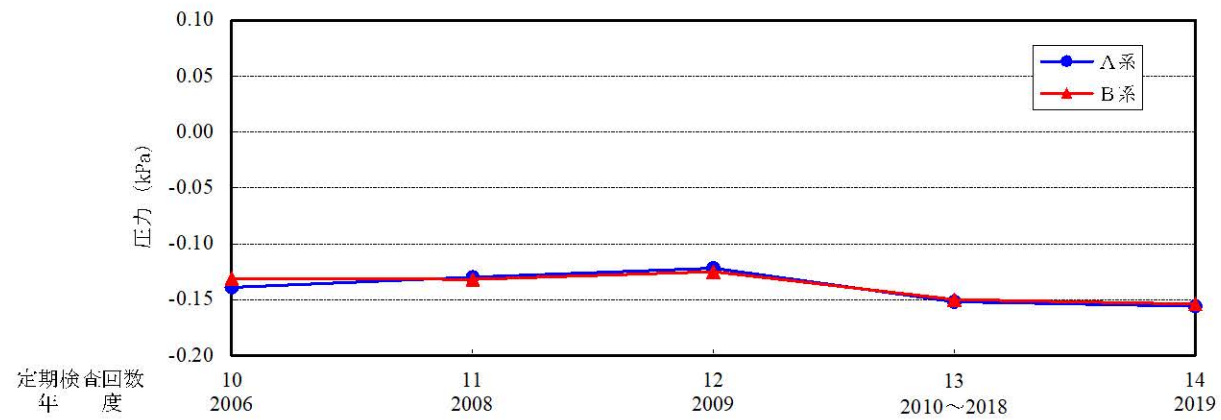
判定基準

アニュラス内圧力
0kPa未満

<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

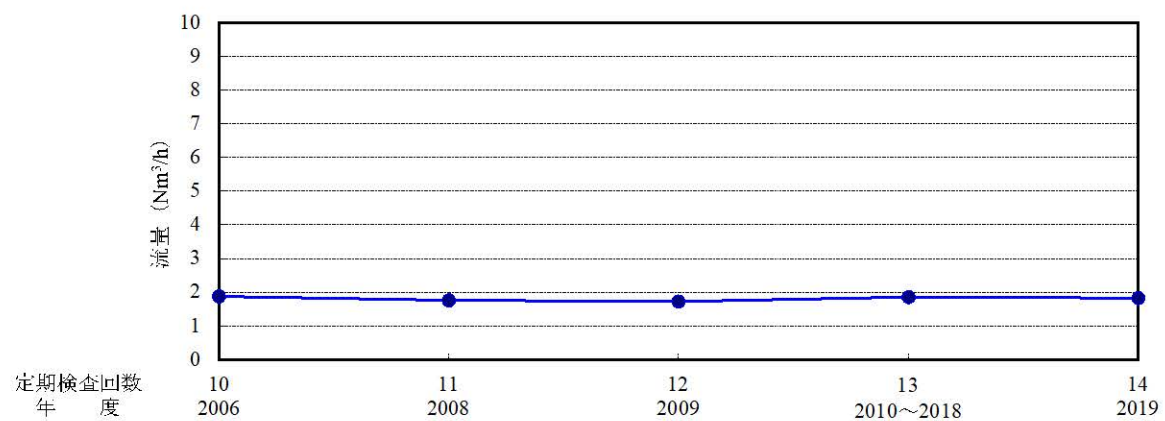
【 アニュラス内圧力 】



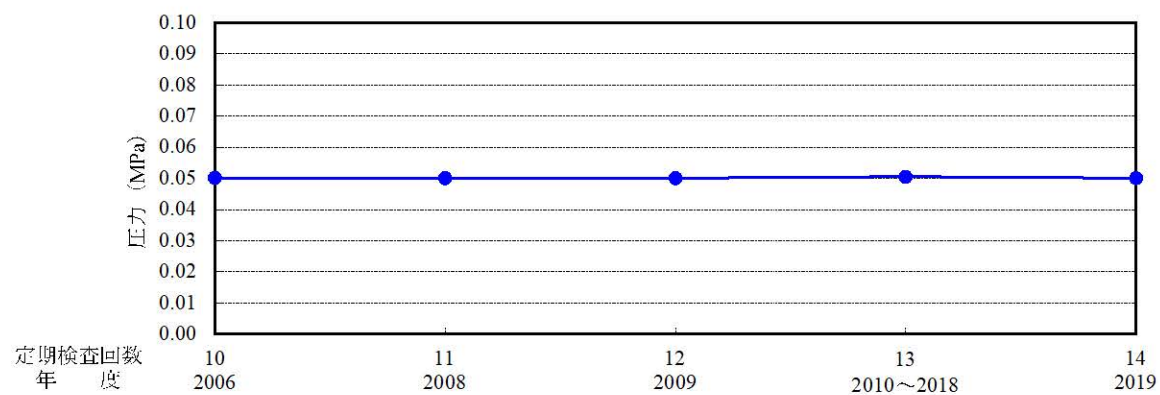
第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（7/26）

検査名：気体廃棄物処理系機能検査（1/3）

【 ガスサージタンク出口ヘッダ流量 】



【 ガスサージタンク出口ヘッダ圧力 】



判定基準

ガスサージタンク出口ヘッダ流量
2.0Nm³/h以下

ガスサージタンク出口ヘッダ圧力
0.0485～0.0515MPa

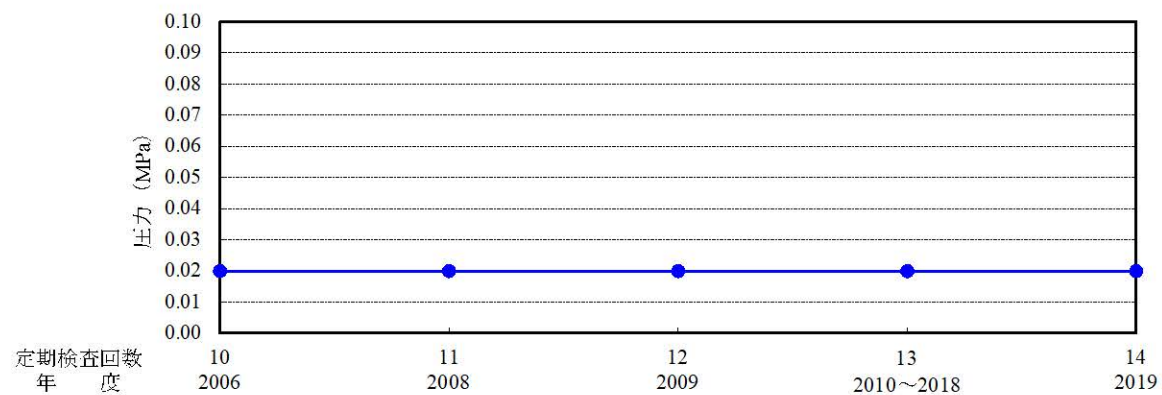
<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

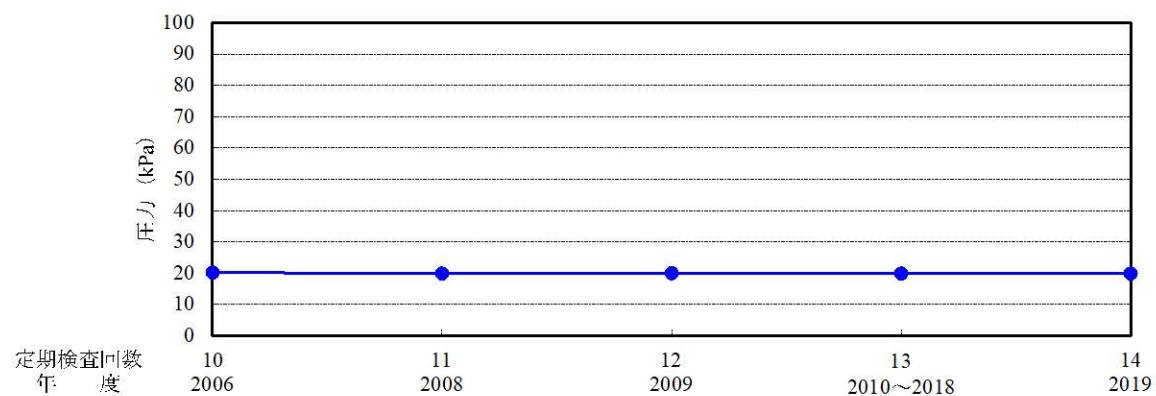
第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（8/26）

検査名：気体廃棄物処理系機能検査（2/3）

【 前置塔出口圧力 】



【 廃ガス放出圧力 】



判定基準

前置塔出口圧力
0.019～0.021MPa

廃ガス放出圧力
19.2～20.8kPa

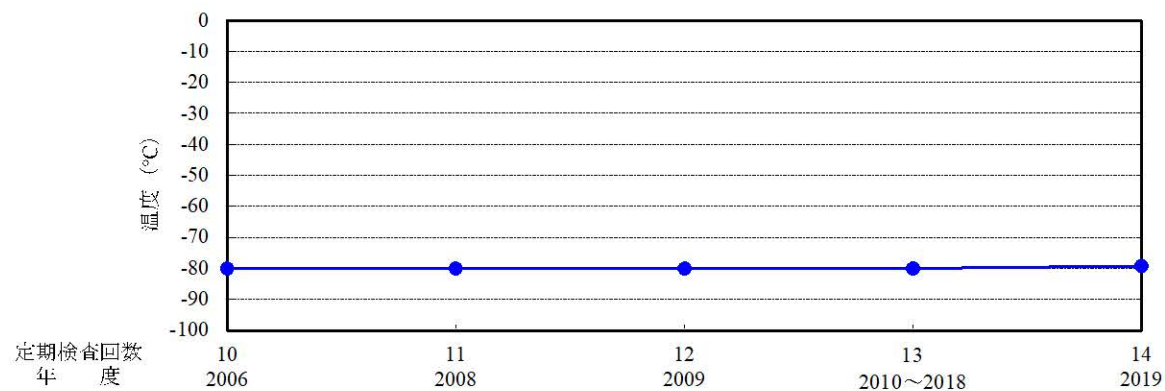
<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

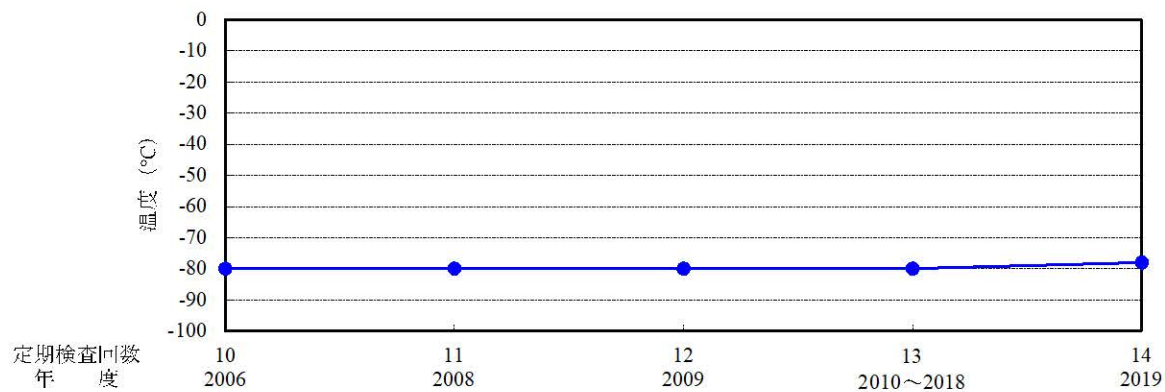
第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（9/26）

検査名：気体廃棄物処理系機能検査（3/3）

【 前置塔入口露点（X1165A） 】



【 前置塔入口露点（X1165B） 】



判定基準

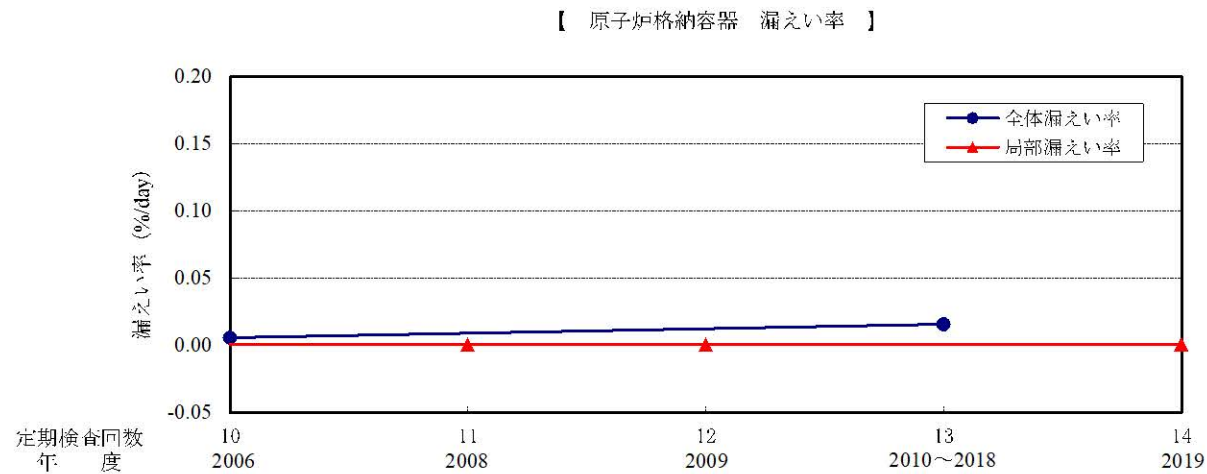
前置塔入口露点（X1165A）
-60℃未満前置塔入口露点（X1165B）
-60℃未満

<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（10/26）

検査名：原子炉格納容器全体及び局部漏えい率検査（1/1）



判定基準

漏えい率（全体）

0.045%/day以下（第10回）

0.08%/day以下（第13回）

漏えい率（局部）

0.045%/day以下（第11回）

0.04 %/day以下（第12回、第14回）

<評価>

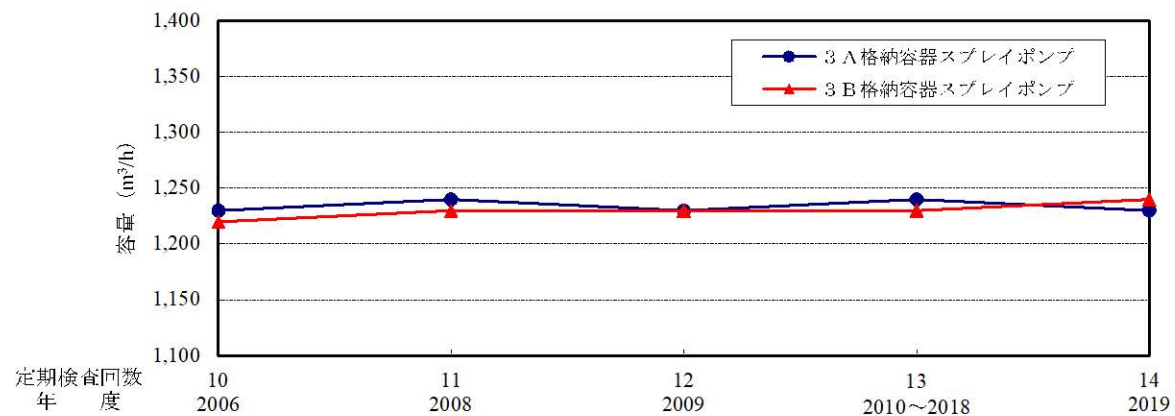
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

注：全体漏えい率検査は、3定期検査ごとに実施している。
局部漏えい率の第10回検査結果の値は、第9回の検査結果の値を考慮して作図している。

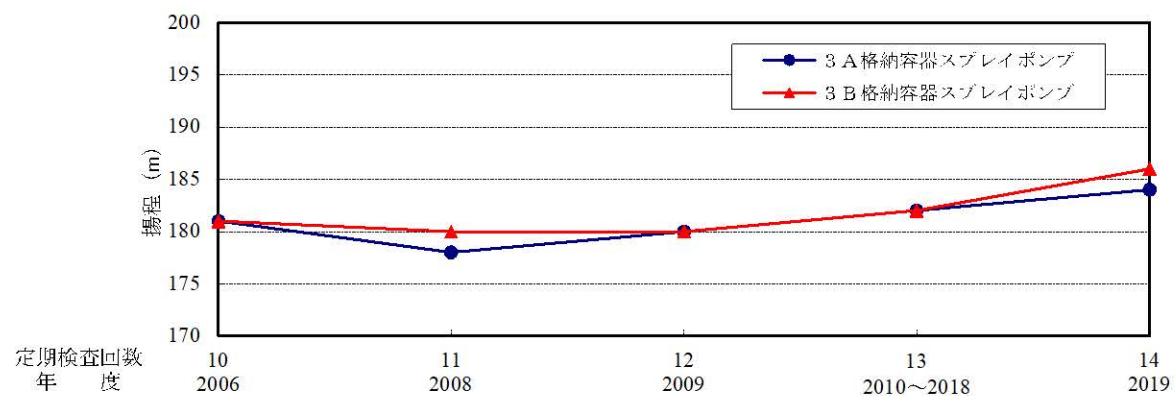
第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（11／26）

検査名：原子炉格納容器安全系機能検査（1/1）

【 格納容器スプレイポンプ 容量 】



【 格納容器スプレイポンプ 揚程 】



判定基準

容量 1,200m³/h以上

揚程 175m以上

<評価>

データは、判定基準以上で推移しており、性能変化は認められなかった。

第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（12/26）

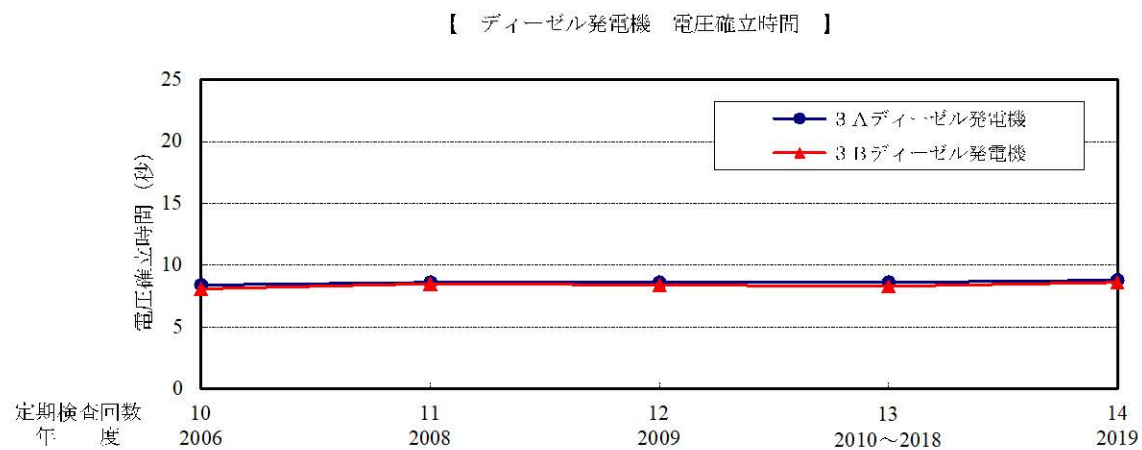
検査名：非常用予備発電装置機能検査（1/6）

判定基準

電圧確立時間
12.0秒以内

<評価>

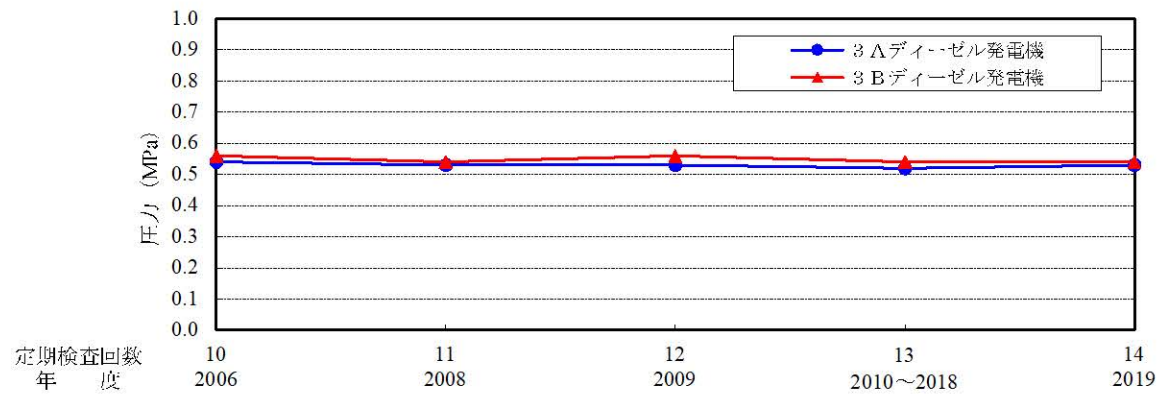
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。



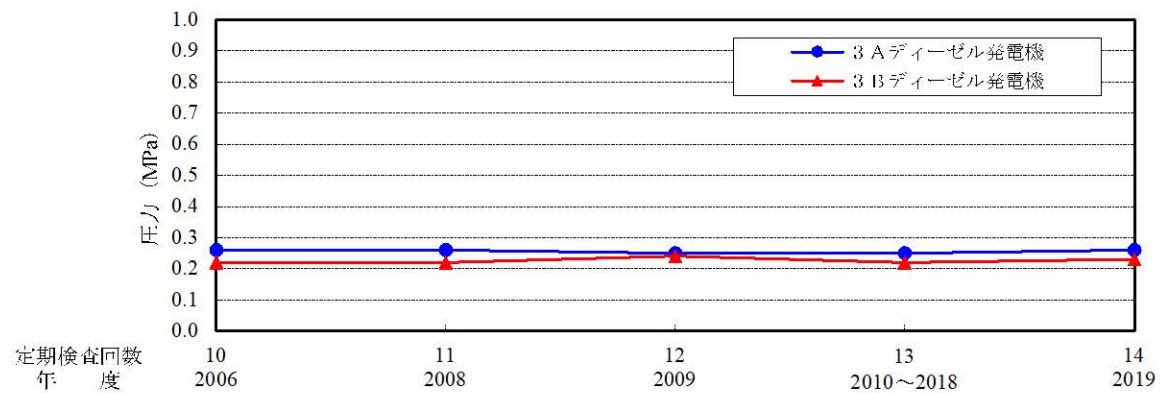
第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（13／26）

検査名：非常用予備発電装置機能検査（2/6）

【 機関入口潤滑油圧力 】



【 機関入口燃料油圧力 】



判定基準

機関入口潤滑油圧力
0.49～0.59MPa

機関入口燃料油圧力
0.15～0.29MPa

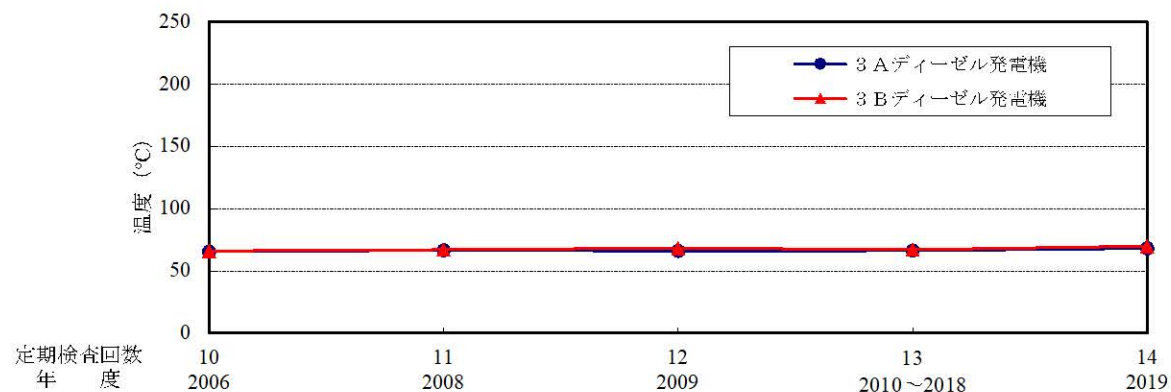
<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

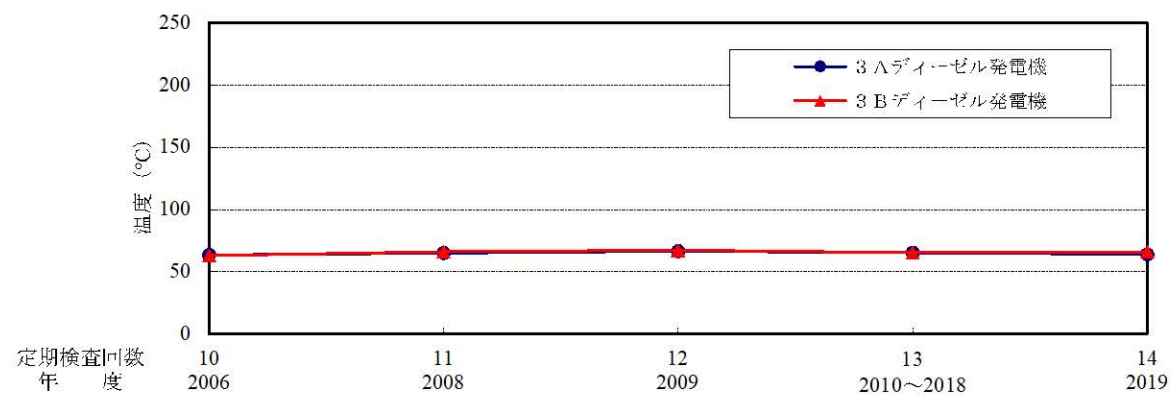
第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（14／26）

検査名：非常用予備発電装置機能検査（3/6）

【 シリンダ冷却水温度・高（機関出口） 】



【 潤滑油温度・高（機関出口） 】



判定基準

シリンダ冷却水温度・高（機関出口）
65.0～85.0°C

潤滑油温度・高（機関出口）
50.0～75.0°C

<評価>

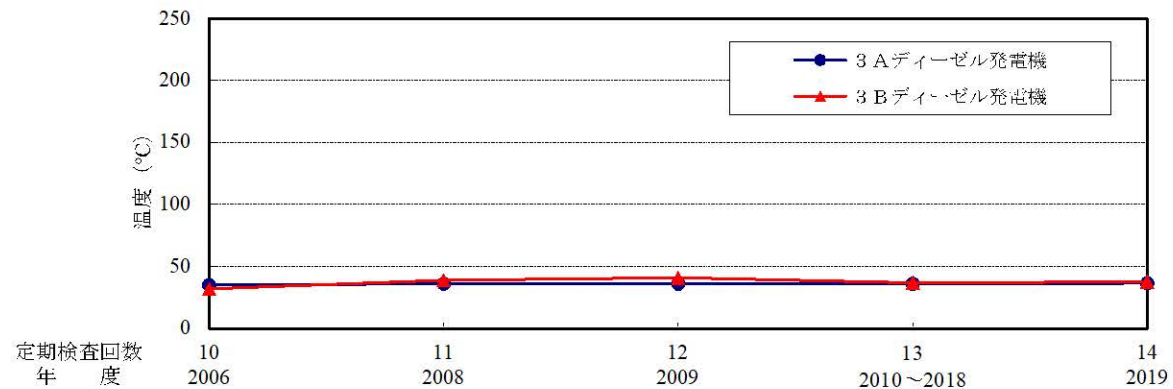
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

注：シリンダ冷却水温度及び潤滑油温度は、各定期検査において3A、3Bはほぼ同値となっている。

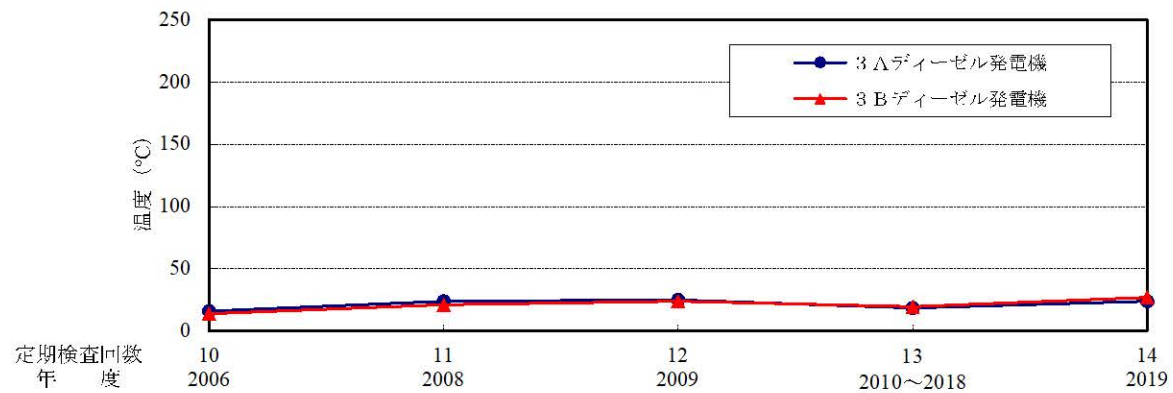
第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（15／26）

検査名：非常用予備発電装置機能検査（4/6）

【 燃料弁冷却水冷却器入口冷却水温度 】



【 燃料弁冷却水冷却器出口冷却水温度 】



判定基準

燃料弁冷却水冷却器入口冷却水温度
50.0°C以下

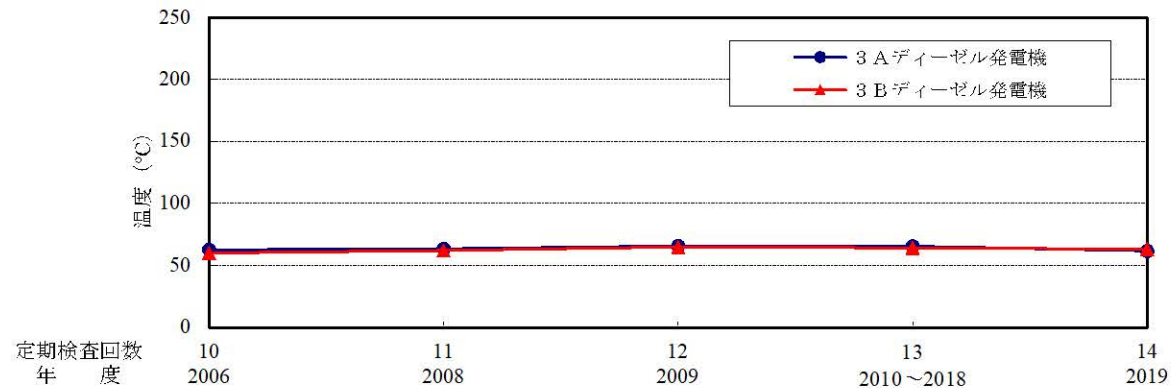
燃料弁冷却水冷却器出口冷却水温度
45.0°C以下

<評価>

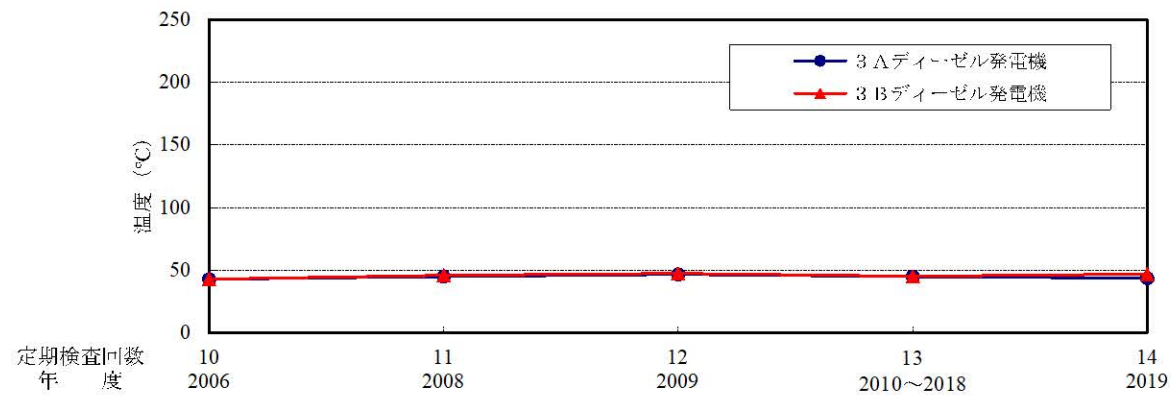
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

検査名：非常用予備発電装置機能検査（5/6）

【 潤滑油冷却器入口潤滑油温度 】



【 潤滑油冷却器出口潤滑油温度 】



判定基準

潤滑油冷却器入口潤滑油温度
50.0～75.0°C

潤滑油冷却器出口潤滑油温度
40.0～60.0°C

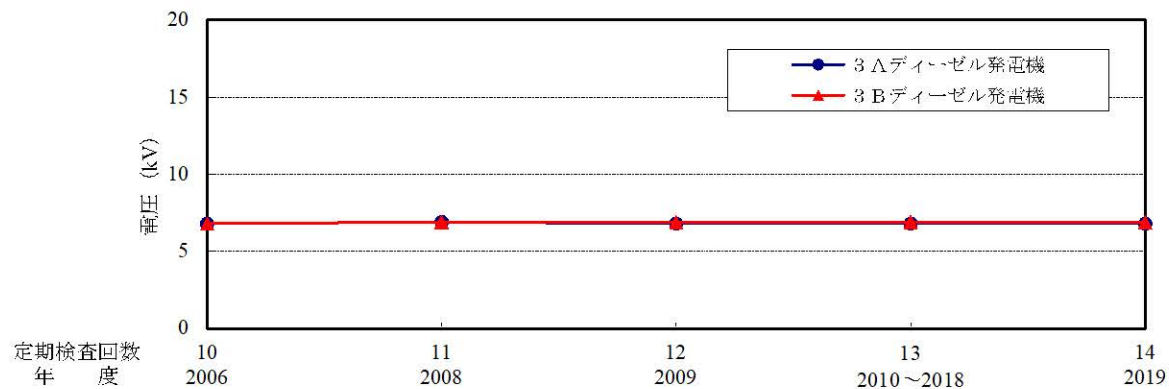
<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

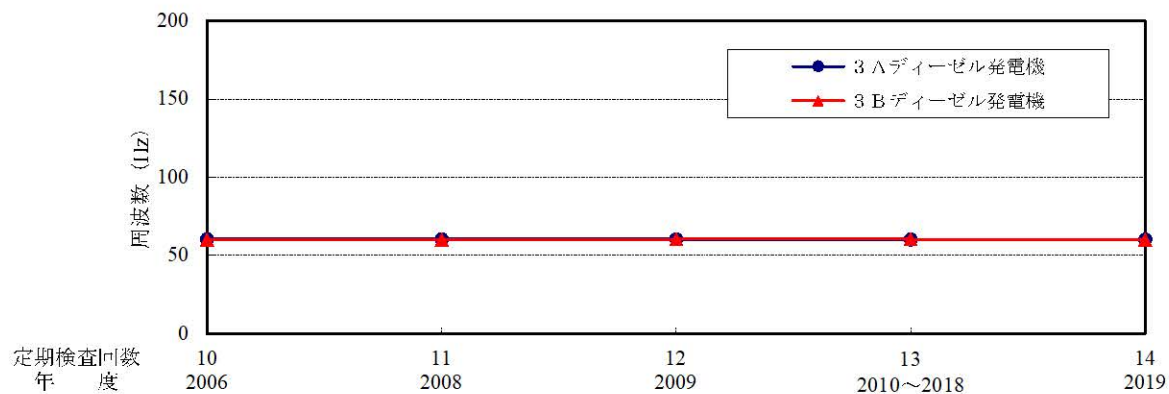
注：潤滑油冷却器出口潤滑油温度は、各定期検査において3A、3Bはほぼ同値となっている。

検査名：非常用予備発電装置機能検査（6/6）

【 発電機 電圧 】



【 発電機 周波数 】



判定基準

電圧 6.9±0.3kV

周波数 60.0±3.0Hz

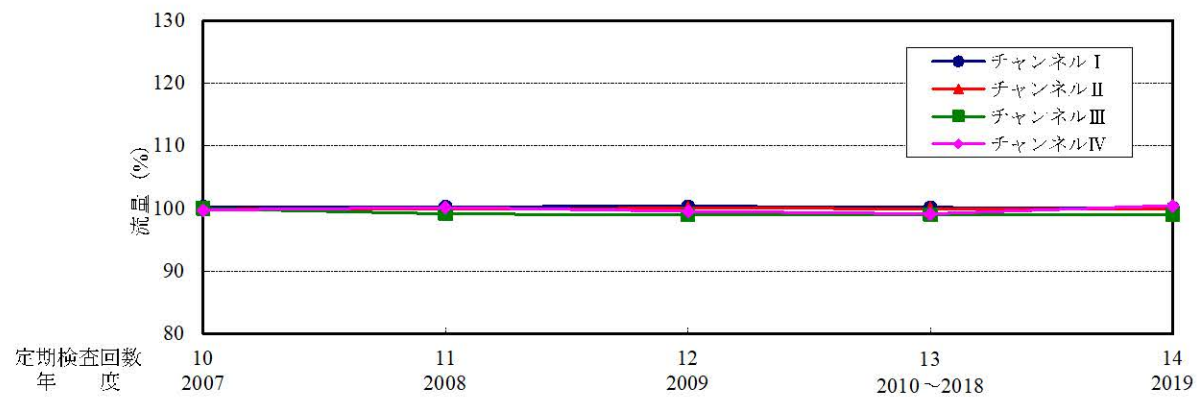
<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

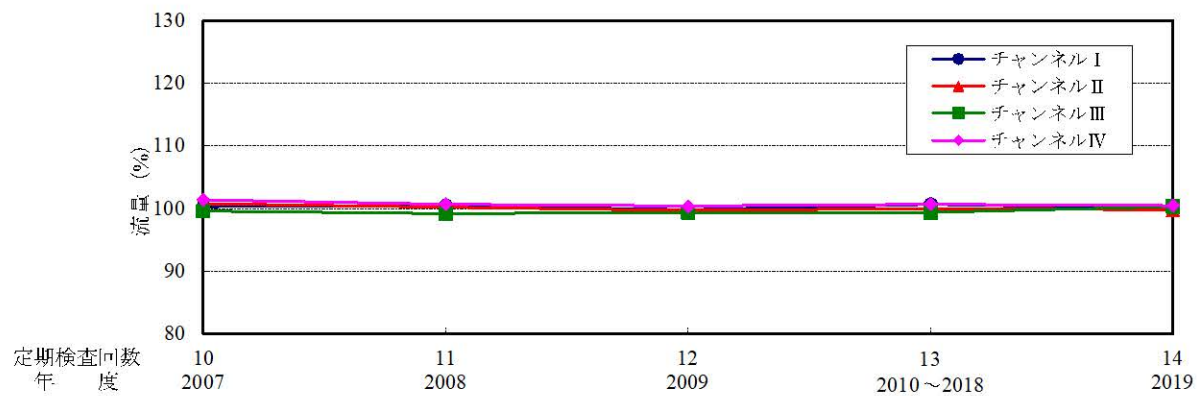
注：電圧及び周波数は、各定期検査において3A、3Bはほぼ同値となっている。

検査名：総合負荷性能検査（1/5）

【 冷却材流量（Aループ） 】



【 冷却材流量（Bループ） 】



判定基準

冷却材流量

87%以上
>90%

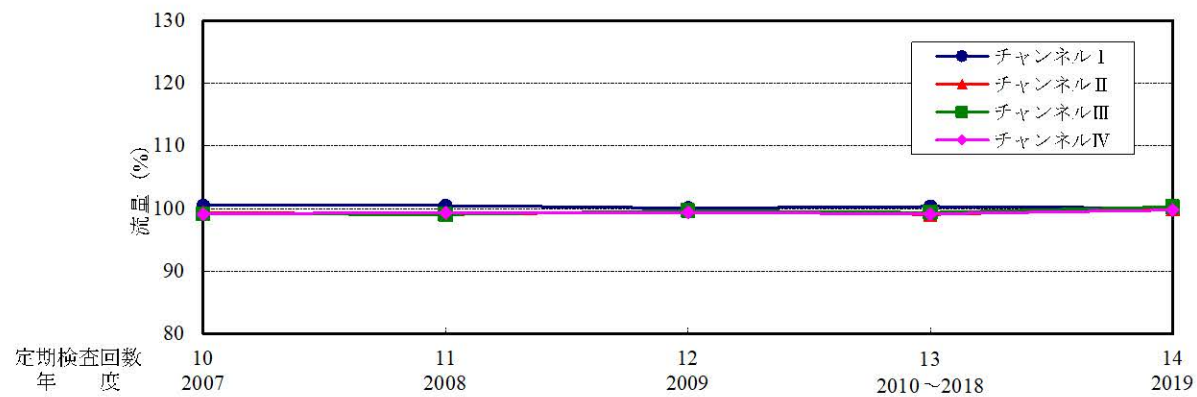
<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

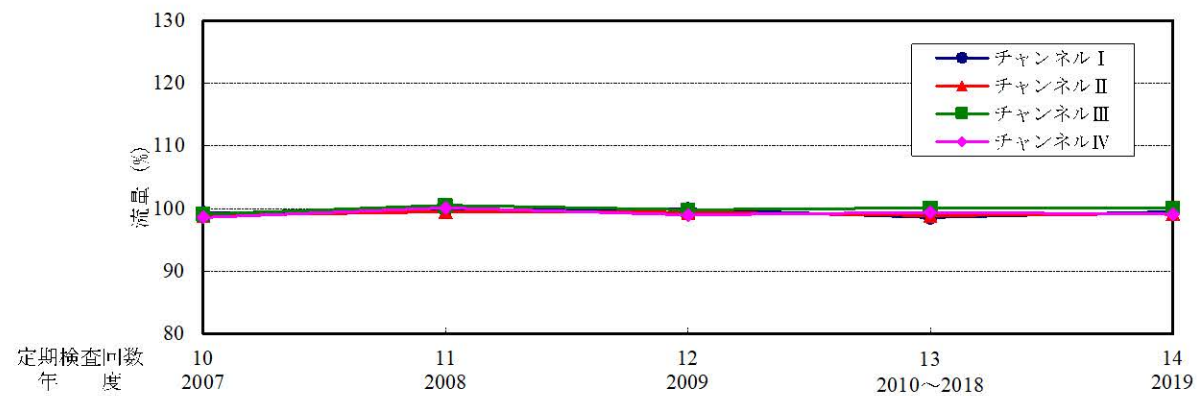
第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（19／26）

検査名：総合負荷性能検査（2/5）

【 冷却材流量（Cループ） 】



【 冷却材流量（Dループ） 】



判定基準

冷却材流量
87%以上

<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

注：冷却材流量（Dループ）は、各定期検査においてチャンネルⅠ、Ⅱ、Ⅲ、Ⅳはほぼ同値となっている。

第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（20／26）

検査名：総合負荷性能検査（3/5）

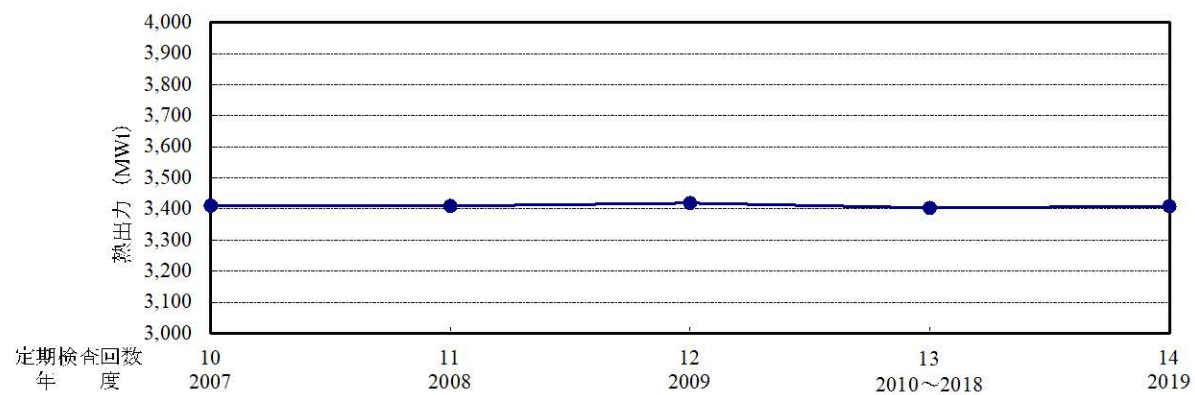
判定基準

蒸気発生器熱出力
3,423MWt以下

<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

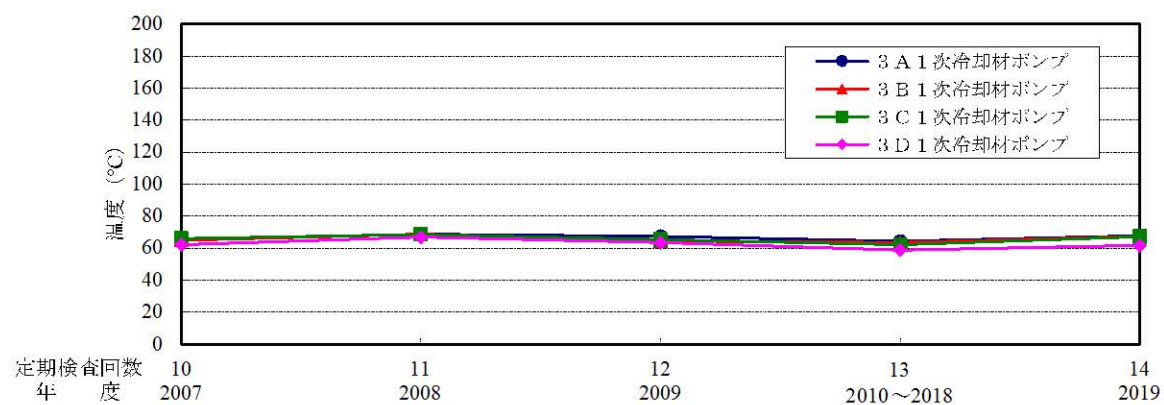
【 蒸気発生器熱出力 】



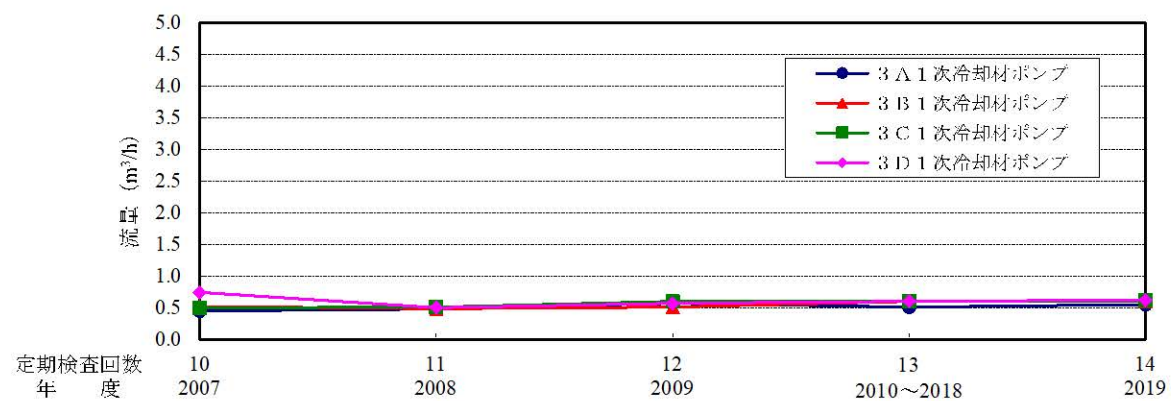
第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（21／26）

検査名：総合負荷性能検査 (4/5)

【 1次冷却材ポンプ封水出口温度 】



【 1次冷却材ポンプ封水戻り流量 】



判定基準

1次冷却材ポンプ封水出口温度
113℃未満

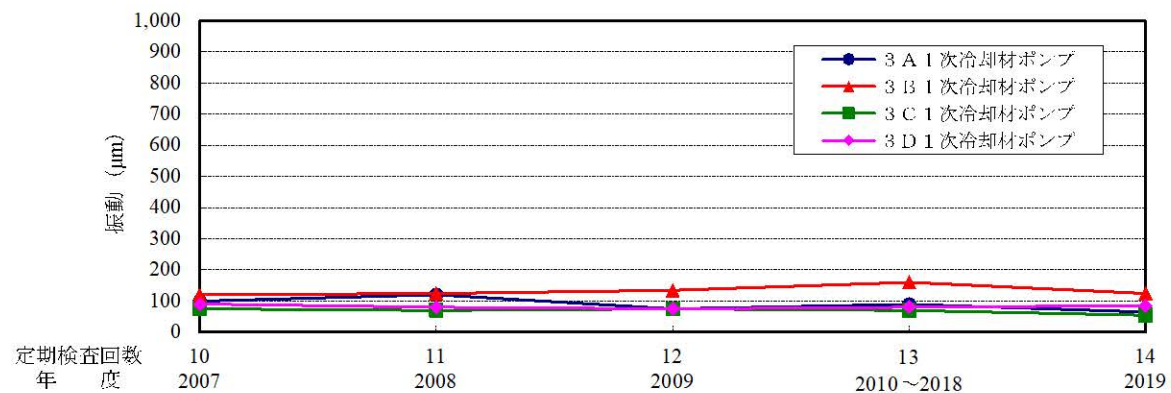
1次冷却材ポンプ封水戻り流量
0.2～4.0m³/h

<評価>

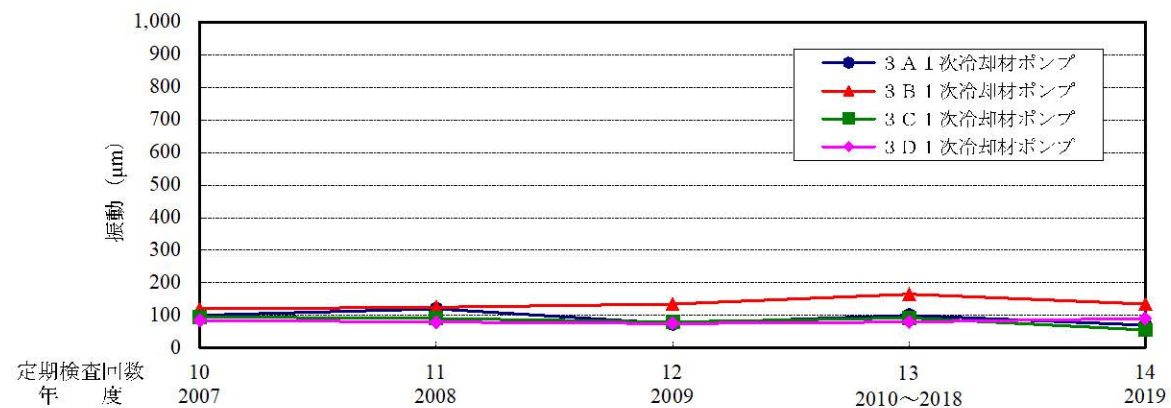
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

検査名：総合負荷性能検査（5/5）

【 1次冷却材ポンプ軸振動（X方向） 】



【 1次冷却材ポンプ軸振動（Y方向） 】



判定基準

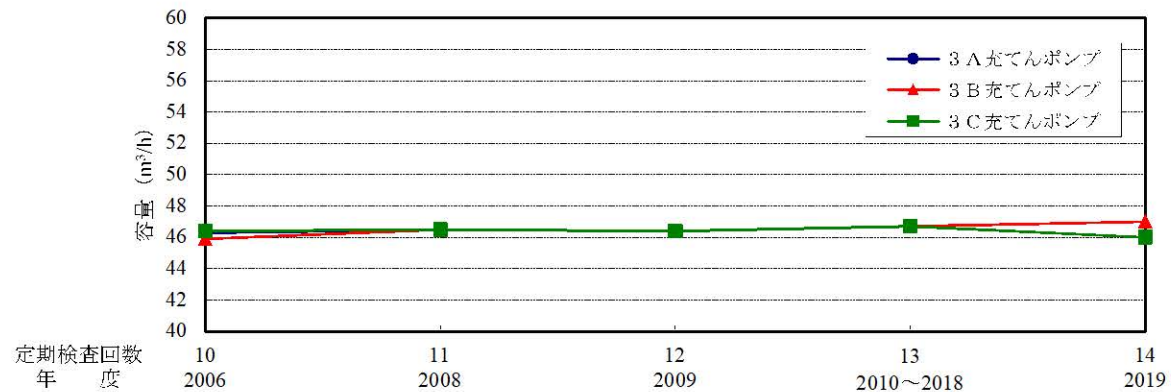
1 次冷却材軸振動
508μm以下

<評価>

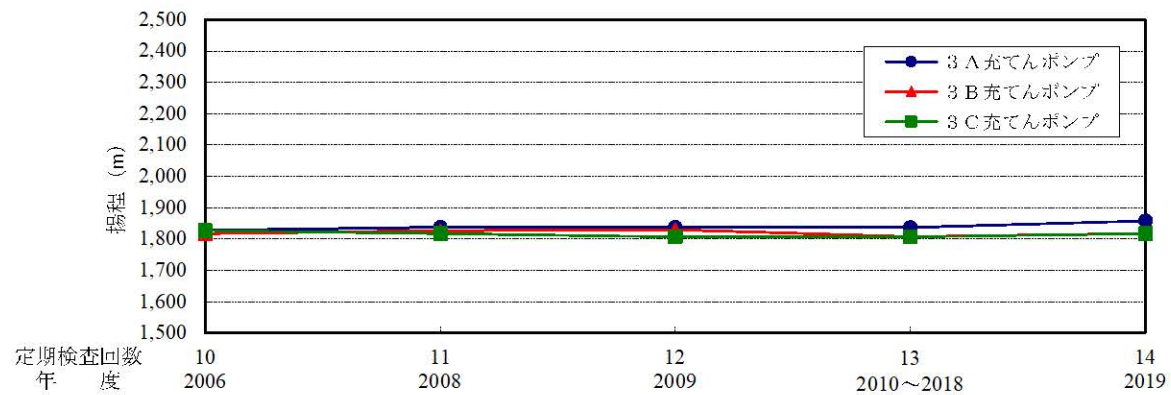
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

検査名：充てんポンプ冷却材補給系機能検査（1/1）

【 充てんポンプ 容量 】



【 充てんポンプ 揚程 】



判定基準

容量 45.4m³/h以上

揚程 1,770m以上

<評価>

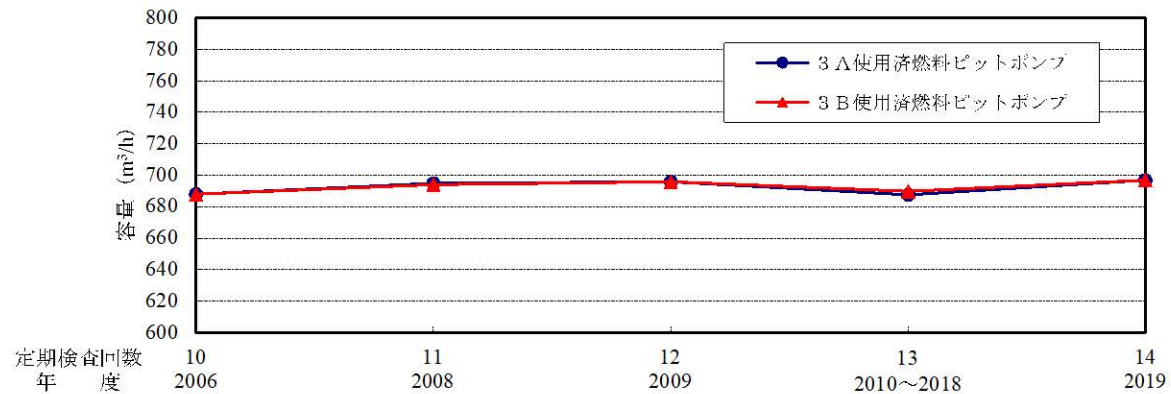
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

注：第11回から13回の容量は、各定期検査において3A、3B、3Cはほぼ同値となっている。

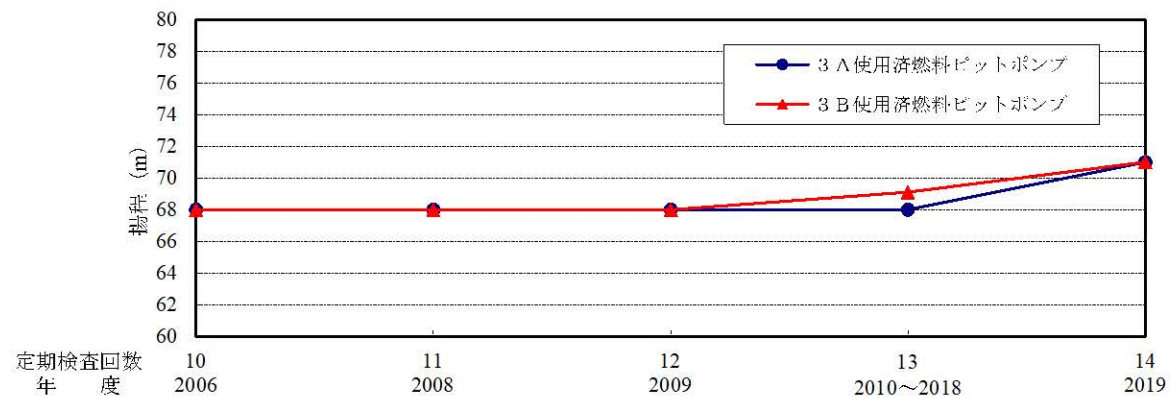
第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（24／26）

検査名：使用済燃料ビット関係設備機能検査（1/1）

【 使用済燃料ビットポンプ 容量 】



【 使用済燃料ビットポンプ 揚程 】



判定基準

容量 686m³/h以上

揚程 65m以上

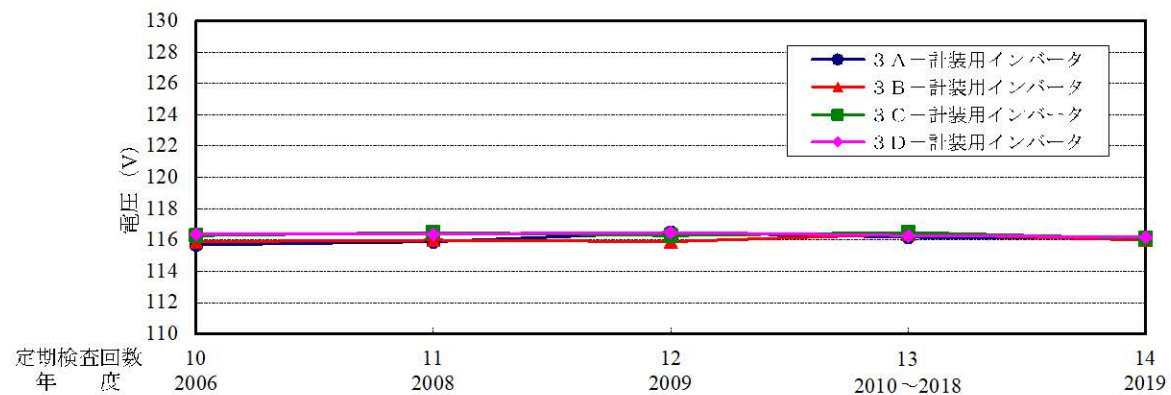
<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

注：容量は、各定期検査において3A、3Bはほぼ同値となっている。
揚程は、各定期検査において3A、3Bは同値となっている。

検査名：インバータ機能検査（1/1）

【 計装用インバータ 出力電圧 】



判定基準

出力電圧

 $115.0 \pm 2.3V$

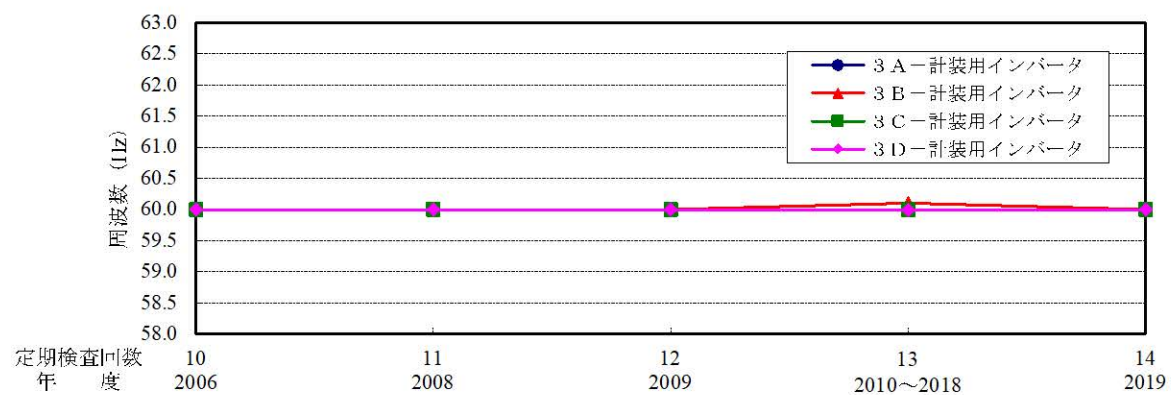
出力周波数

 $60.0 \pm 0.3Hz$

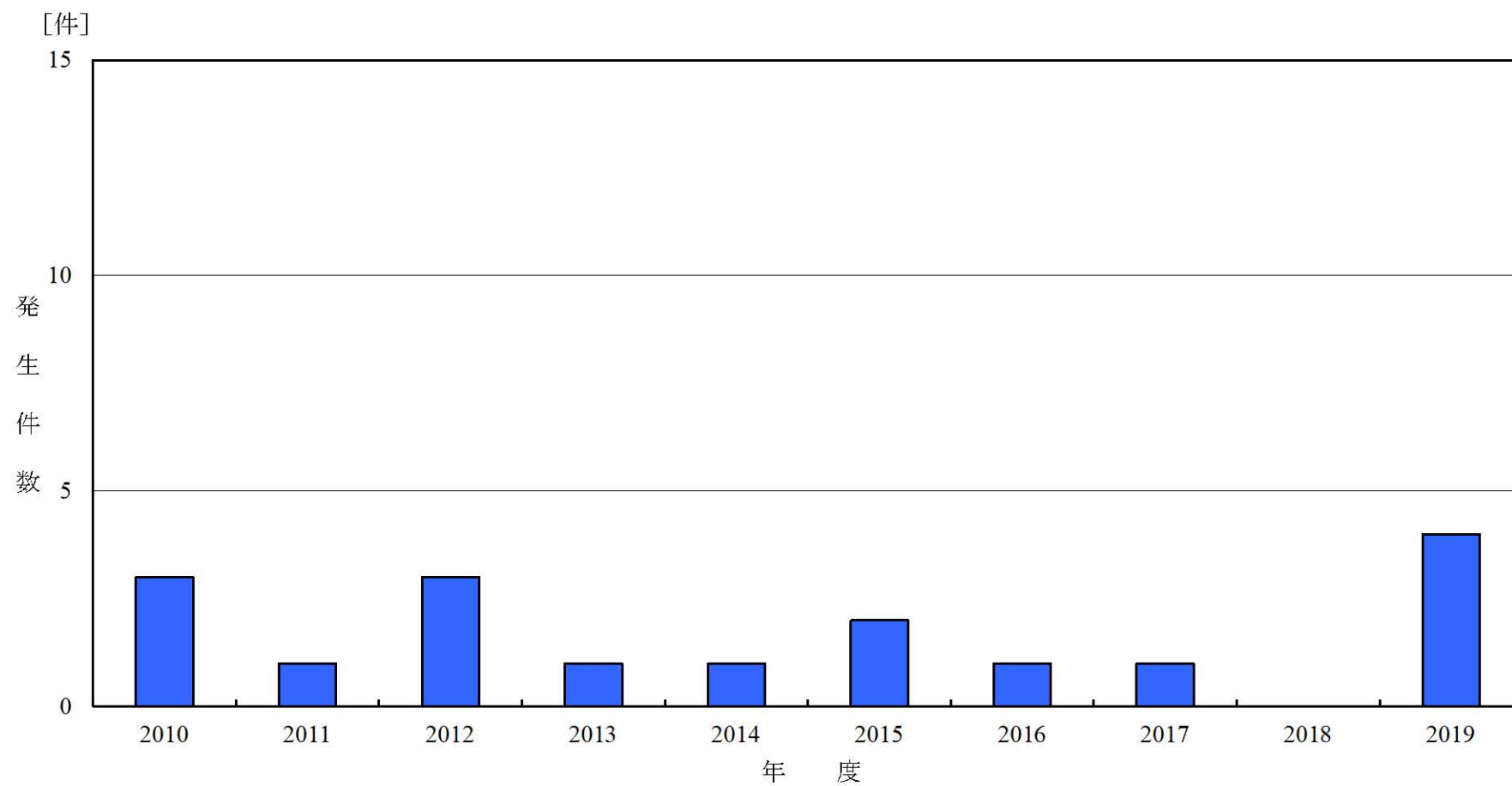
<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

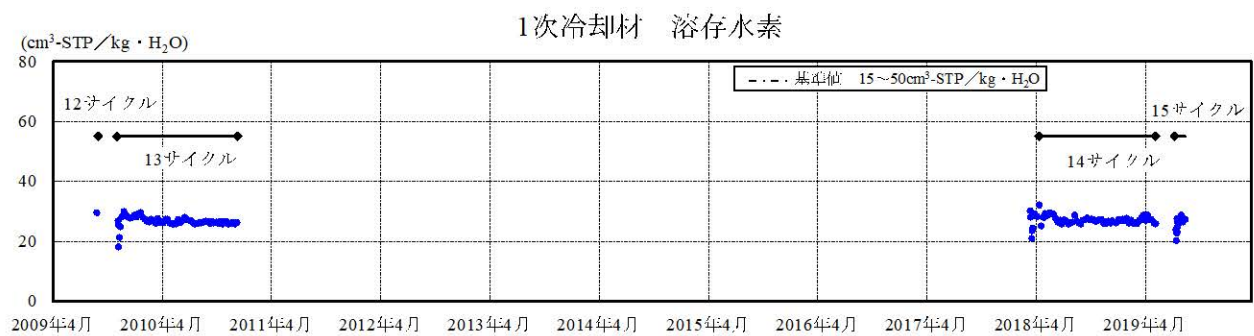
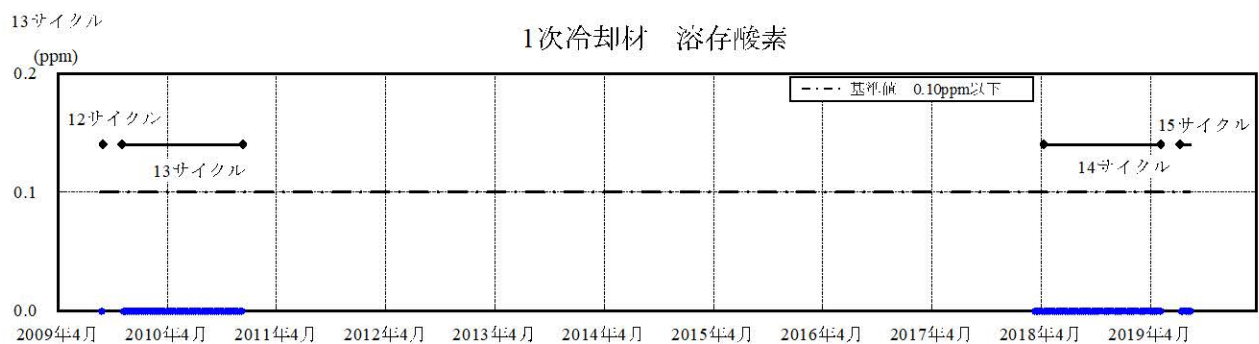
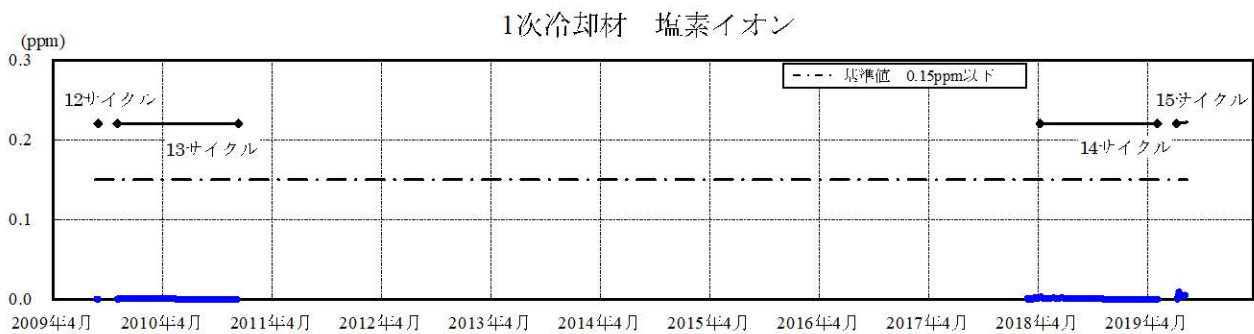
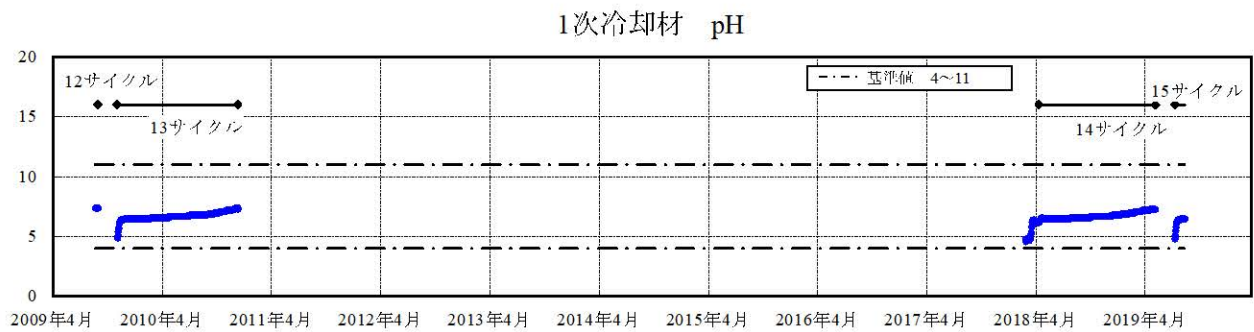
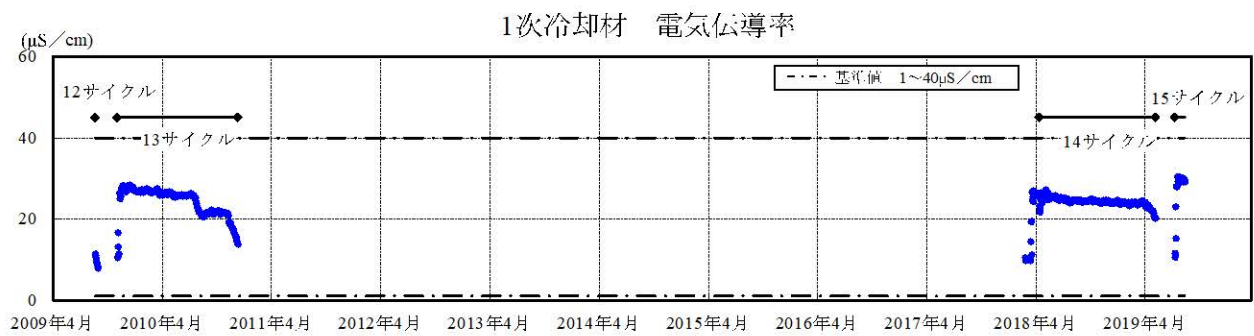
【 計装用インバータ 出力周波数 】



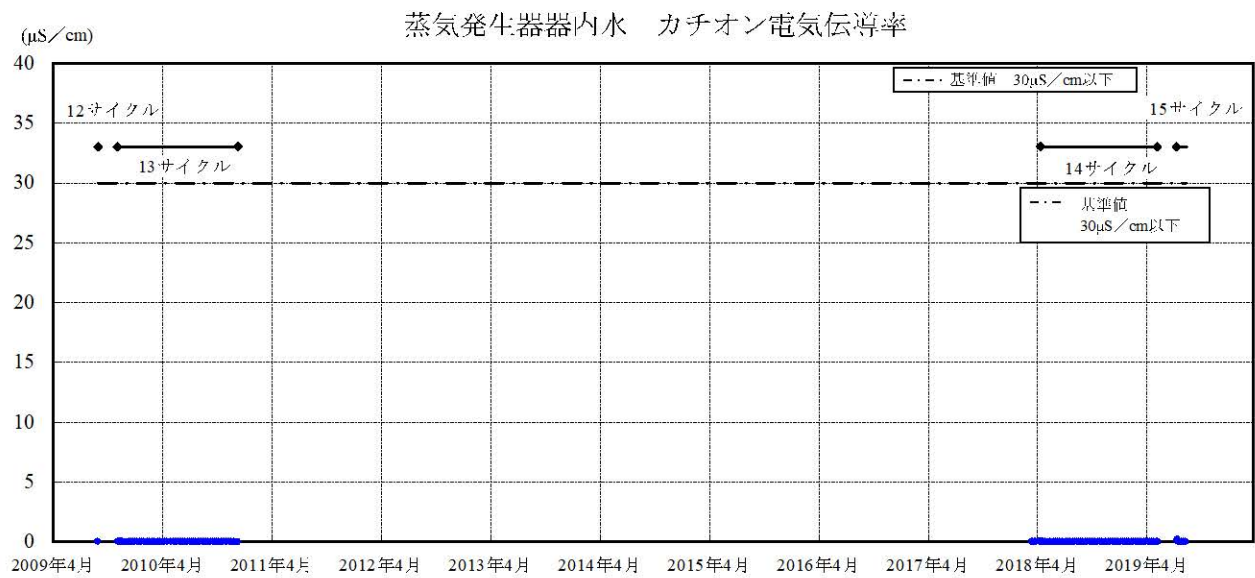
第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果（26／26）



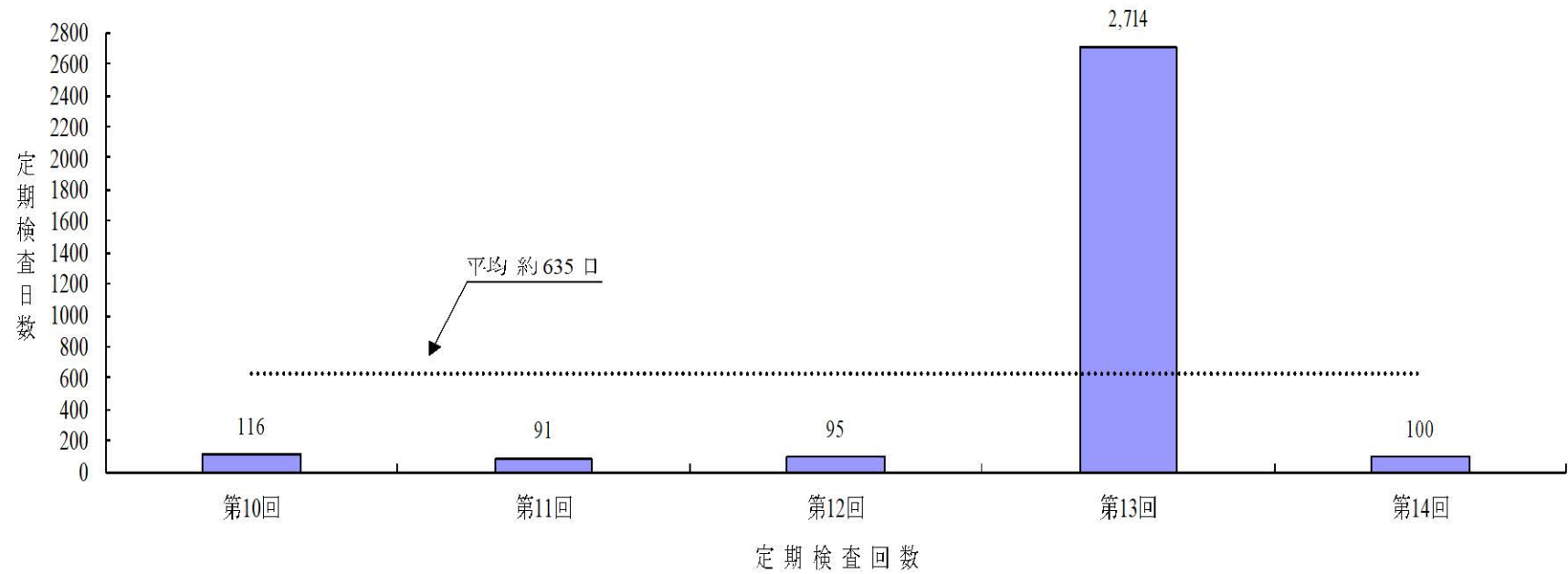
第2.2.1.3-6図 設備の不適合発生件数
(2019年度は、2019年4月1日から2019年8月20日までの発生件数を示す)



第2.2.1.3-7図 1次冷却材の水質



第2.2.1.3-8図 蒸気発生器器内水の水質



(調査期間における定期検査期間等)

定期検査回数	定期検査期間	定期検査口数	主 要 工 事
第 13 回	2010 年 12 月 11 日 ～ 2018 年 5 月 16 日 (2010 年 12 月 11 日 ～ 2018 年 4 月 18 日)	2,714	加圧器管台溶接部計画保全工事 加圧器廻り配管他取替工事 余熱除去ライン取替工事 格納容器再循環サンプスクリーン取替工事 重大事故等対処設備ほか設置工事
第 14 回	2019 年 5 月 13 日 ～ 2019 年 8 月 20 日 (2019 年 5 月 13 日 ～ 2019 年 7 月 22 日)	100	保護継電器設定値変更工事

注：定期検査期間及び定期検査口数は発電機解列～総合負荷性能検査、（ ）内は発電機解列～並列の期間を示す。

第 2.2.1.3-9 図 定期検査日数の推移

2.2.1.4 燃料管理

(1) 目的

原子力発電所の燃料管理においては、新燃料の受入れ・貯蔵、燃料の検査・装荷・取出し、使用済燃料の貯蔵・搬出、炉心管理、水質管理、予期せぬ臨界の防止、崩壊熱除去などを適切に行い、燃料の健全性を確保することを目的としている。

(2) 燃料管理に係る仕組み及び改善状況

a. 燃料管理に係る組織・体制

(a) 燃料管理に係る組織・体制の概要

燃料管理の組織・体制については、玄海3、4号機で共通しており、第2.2.1.1-2図に示す。技術第二課において燃料管理、炉心管理に関する事項、安全管理第二課において水質管理に関する事項、保修第二課において燃料取替に関する事項を実施している。

また、燃料管理に係る業務は、第2.2.1.4-1図に示すとおり、確実に保安活動を実施できるように、組織及び分掌事項を明確にしている。

燃料取替に当たって、原子燃料技術グループ長は運転計画に応じた装荷パターンを決定し、取替炉心の安全性評価を行い、燃料取替計画を策定する。技術第二課長は燃料取替計画等に基づき燃料取替実施計画を立案し、保修第二課長はこれに基づき燃料取替を実施している。

新燃料及び新内挿物のメーカーにおける立会検査は、原子燃料技術グループ長が新燃料の検査を、技術第二課長が新内挿物の検査を実施している。

また、発電所に受け入れた新燃料及び新内挿物は、技術第二課長が検査を実施している。

使用済燃料の輸送については、原子燃料計画グループ長が策定した使用済燃料輸送計画を基に技術第二課長が使用済燃料輸送実施計画を立案し、これに基づき保修第二課長が発電所敷地内での構内輸送を実施している。

発電所で貯蔵する使用済燃料は、未臨界性を確保できるように設計されたSFPの所定の位置に貯蔵され、技術第二課長が管理を行っている。

国内外の運転経験の反映等については、実績評価・検討を関係箇所

行うこととしており、検討結果は装荷パターンの決定、使用済燃料輸送計画及び燃料、内挿物の新設計の導入等に反映することとしている。

このように、燃料管理に係る組織及び分掌事項が明確にされ、保安活動を確実に実施できる体制としている。

(b) 燃料管理に係る組織・体制の改善状況

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、組織・体制に係る改善活動で評価対象となるものはなかった。

b. 燃料管理に係る社内マニュアル

(a) 燃料管理に係る社内マニュアルの概要

燃料管理に関する社内マニュアルは、玄海3、4号機で共通しており、燃料集合体の健全性を確保するため、燃料管理に係る要求事項や手順等について定め、以下に示す活動を実施している。(第2.2.1.4-1図参照)

イ 新燃料の受入れ及び貯蔵

発電所で使用する新燃料は、当社の要求どおり燃料が製造されているかを確認するために、メーカーにおいて加工工程ごとに立会検査を行っている。また、ウラン新燃料については国の検査に合格した後、発電所へ受け入れを行い、MOX新燃料については発電所へ受け入れ後、国の検査を受検している。

新燃料の構内輸送に当たっては、保安及び特定核燃料物質の防護及び災害を防止するため、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」(以下「事業所外運搬規則」という。)に定められ

た技術上の基準に適合した新燃料輸送容器に収納し、法令等に基づき適切な輸送管理を行っている。

新燃料のうちウラン新燃料は、未臨界性を確保できるように設計された新燃料貯蔵庫又はSFPの所定の位置に貯蔵している。また、新燃料のうちMOX新燃料については、崩壊熱除去のためSFPに貯蔵している。新燃料をSFPに貯蔵する場合、未臨界性を確保できる配置としている。

貯蔵に当たっては、定期的に巡視点検を行い、燃料が所定の使用済燃料ラックに貯蔵されていることなど、目視により燃料の貯蔵状態に異常がないことを確認している。

新燃料の受入れ及び貯蔵に係る取扱いにおいては、燃料取扱棟クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーン、MOX新燃料取扱装置、新燃料取扱工具並びに使用済燃料取扱工具のうち必要な燃料取扱設備及び工具を使用して適切に行っている。

ロ 燃料の検査及び装荷

燃料を原子炉へ装荷するに当たって、新燃料については目視により、原子炉に再装荷する燃料（照射燃料）については水中テレビカメラ装置により、外観検査を行い、異常のないことを確認している。

また、原子炉から取り出したすべての燃料についても外観検査を行っている。

なお、運転期間中における1次冷却材中のよう素131濃度及び原子炉停止時におけるよう素131増加量が所定の基準を満足しなかった場合は、燃料集合体 SHIPPING 検査（燃料集合体からの放射性物質の漏えいの有無を確認し、燃料集合体の健全性を確認する検査）を行っている。

原子炉への燃料装荷に際しては、事前にSFP内で内挿物の入替えを

行い、燃料と内挿物の組合せが正しいことを水中テレビカメラにより確認している。また、あらかじめ定めた燃料装荷手順に従って、燃料1体装荷するごとに炉心の中性子束の測定を行い、未臨界性が確保されていることを確認しながら装荷している。

全燃料装荷終了後には所定の燃料配置に装荷されていることを水中テレビカメラにより確認している。

燃料の検査及び装荷は、燃料取扱棟クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーン、燃料移送装置、燃料取替クレーン、新燃料取扱工具並びに使用済燃料取扱工具のうち必要な燃料取扱設備及び燃料を損傷させないように専用の取扱工具を使用して適切に行っている。

また、燃料の取扱い中は燃料損傷の要因となる異物混入の防止措置として、作業管理区域の設定、物品持込み制限を行っている。

なお、燃料取替計画の策定に当たっては、取替炉心の安全性評価を行うとともに、使用済燃料発生量を低減するため、燃料取替体数が少なくなるような配置の検討を行っている。

ハ 炉心管理

炉心管理においては熱的制限値及び核的制限値を定め、以下のとおり管理を行っている。

(イ) 最小限界熱流束比(最小DNBR)

燃料棒の健全性を維持するための熱的制限条件の1つは、核沸騰状態から膜沸騰状態への遷移(以下「DNB」という。)に対する制限である。

限界熱流束(以下「DNB熱流束」という。)は、沸騰熱伝達の過程に

において、核沸騰から膜沸騰への遷移により、燃料被覆管から1次冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆管温度が急上昇し始める熱流束によって定義される。

実際の熱流束がこのDNB熱流束より高くなると、沸騰は膜沸騰状態となり、燃料被覆管の焼損を起こす場合があるため、熱水力設計では熱流束をDNB熱流束以下に抑えることを設計基準としている。

DNB熱流束は、試験結果から経験的に求められたDNB相関式を用いて予測している。

限界熱流束比（以下「DNBR」という。）は、DNB熱流束と実際の熱流束との比（DNB熱流束／実際の熱流束）で定義される。

最小DNBRは、炉心内で最も熱的に厳しい燃料棒において、95%の信頼度でかつ95%の確率でDNBを起こさないことを設計基準として1.17以上（炉心圧力が9.81MPa[abs]未満に低下する運転時の異常な過渡変化事象の場合は1.30以上）と設定している。

最小DNBRの制限を満足することを確認するため、運転開始後においては、毎日運転パラメータを監視するとともに、1か月に1回、炉内出力分布測定を行い、最小DNBR及びDNBR評価に使用されている核的エンタルピー上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ が運転上の制限を満足していることを確認している。

（ロ） 最大線出力密度及び熱流束熱水路係数

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料中心温度をペレットの溶融点未満に抑え、ペレットの体積増加による被覆管への過大応力を防止することを設計基準としている。

また、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」の判断

基準のひとつである燃料被覆管最高温度を満足させるため、炉心高さに対する温度を考慮した設計を行っている。

このため、燃料棒の単位長さあたりの発生出力（線出力密度 [kW/m]）の炉内最大値である最大線出力密度及び熱流束熱水路係数 ($F_Q(Z)$: Z は炉心の高さを示す) により制限を設けている。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料の健全性を確保するため、定格出力運転中の最大線出力密度の制限値は 43.1kW/m 以下とし、 $F_Q(Z)$ の制限は $2.32/P \times K(Z)$ 以下 (P は原子炉熱出力の定格に対する割合、 $K(Z)$ は炉心の高さ Z に依存する F_Q 制限係数) としている。

このように定めている制限に対して、運転中においては、1か月に1回、炉内出力分布測定を行い、最大線出力密度及び熱流束熱水路係数 $F_Q(Z)$ が制限を超えていないことを確認しており、また、出力運転中を通じて炉内軸方向出力分布の偏りを一定範囲内に制御する運転方法であるCAOC*運転を実施することによっても遵守している。

さらに、水平方向出力分布についても偏りが一定範囲内であることを 1/4炉心出力偏差の監視及び炉内出力分布測定により確認している。

※CAOC; Constant Axial Offset Control: アキシアルオフセット一定制御

(ハ) 原子炉停止余裕

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、炉心を十分な未臨界状態に保つために、炉心の停止能力について十分な余裕を必要とし、最大反応度効果を有する制御棒クラス1本が全引抜き位置のまま挿入されない状態であっても、炉心を高温停止状態で臨界未満にできること(停止余裕を $1.6\% \Delta k/k$ 以上)としている。

なお、設計計算では、余裕を見込んで、全制御棒クラスタの反応度価値を10%差し引いた値を使用している。

各運転サイクル(あらかじめ計画された原子炉の起動から停止までの期間)の炉心設計においては、燃料装荷パターンの検討を行い、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引抜き位置のまま挿入されないときの高温状態での停止余裕が、サイクルを通じて $1.6\% \Delta k/k$ 以上であることを解析により確認している。

また、サイクル初期に実施する定期事業者検査において、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引抜き位置のまま挿入されない状態でも高温状態での停止余裕が $1.6\% \Delta k/k$ 以上であること確認している。

通常運転中には、制御棒挿入限界の遵守によって、原子炉停止余裕を確保している。

(二) 減速材温度係数

原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料の損傷を防止又は緩和するため、炉心は固有の出力抑制特性を有することとしている。これに対し、各運転サイクルの炉心設計において、高温出力運転状態で減速材温度係数が負であることを解析により確認している。

また、サイクル初期に実施する定期事業者検査において、減速材温度係数が負であることを確認している。

(ホ) 臨界ボロン濃度

炉心設計の妥当性を確認するため、サイクル初期に実施する定期事業者検査で臨界ボロン濃度の測定値と予測値との差を確認している。

通常運転中においては1か月に1回、臨界ボロン濃度の測定値が運転上の制限値内であることを確認している。

(へ) 燃料集合体最高燃焼度

炉心設計時には、サイクル末期における燃料集合体最高燃焼度が燃料設計最高燃焼度（ウラン燃料：48,000MWd/t、MOX燃料：45,000MWd/t）を超えないこととしている。

運転開始後においては1か月に1回、炉内出力分布測定を基に行う燃焼追跡により、燃料設計最高燃焼度を超えていないことを確認している。

ニ 燃料の取出し

燃料は、燃料取替クレーン、燃料移送装置及び使用済燃料ピットクレーン等を使用して、原子炉より取り出し、SFPへ移送している。また、燃料の取扱い中は燃料損傷の要因となる異物混入の防止措置として、作業管理区域の設定、物品持込みの制限を行っている。

ホ 使用済燃料の貯蔵及び輸送

使用済燃料（一時保管燃料を含む）は、原子炉から取り出した後、使用済燃料ピットクレーン等を使用し、未臨界性を確保できるように設計されたSFPの所定の位置に貯蔵している。また、貯蔵にあたっては、未臨界性を確保できる配置としている。

貯蔵に当たっては、定期的に巡視点検を行い、燃料が所定の使用済燃料ラックに貯蔵されていることなど、目視により燃料の貯蔵状態に異常がないことを確認している。

使用済燃料の構外輸送に当たっては、保安及び特定核燃料物質の防護及び災害を防止するため、「事業所外運搬規則」に定められた技術上の基準に適合した使用済燃料輸送容器に収納し、「危険物船舶運送及び貯蔵規則」等に基づき適切な輸送管理を行っている。

へ 1次冷却材の水質管理

燃料被覆管の健全性確保のため、1次冷却材の電気伝導率、pH、塩素イオン濃度等の水質を基準値内に維持する。燃料の健全性を確認するため、1次冷却材中のよう素131濃度等を監視している。

(b) 燃料管理に係る社内マニュアルの改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された社内マニュアルの改善状況を以下に示す。

イ 原子炉停止からSFPへの燃料取出し期間の管理に関する社内マニュアルの変更

2018年1月に、燃料取替実施計画に工事計画書の添付資料(SFP遮蔽能力及び冷却能力計算書の評価条件)を満足させることを追加した。

この結果、燃料取替時における確認項目の更なる明確化が図られた。

ロ 「取替炉心の安全性確認規程」(JEAC4211-2018)発刊に伴う社内マニュアルの変更

「取替炉心の安全性確認規程」(JEAC4211-2018)発刊に伴い、2019年5月に社内マニュアルを変更し、確認項目の追加(燃料棒最高燃焼度(MOX燃料装荷炉心の場合)及び出力運転時ほう素濃度)及び表記変

更(水平方向ピーキング係数、核的エンタルピー上昇熱水路係数、熱流束熱水路係数等)を行った。

この結果、更なる取替炉心の安全性の確保が図られた。

c. 燃料管理に係る教育・訓練

(a) 燃料管理に係る教育・訓練の概要

燃料管理の教育・訓練に係る活動については、玄海3、4号機で共通して取り組んでおり、燃料の取替業務に係る要員、運転員及び技術系所員を対象として、燃料の臨界管理、検査、取替え、輸送及び貯蔵に関することについて教育を実施している。

燃料取替に関する業務の補助を行う請負会社従業員に対しても、燃料管理、法令等の遵守、放射線管理、非常時の措置等に関する教育を実施している。

また、技術第二課燃料係員に対しては、燃料、内挿物、炉心管理等の定常業務に関する実務習得のため、職場内教育を適宜実施している。

(b) 燃料管理に係る教育・訓練の改善状況

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、教育・訓練に係る改善活動で評価対象となるものはなかった。

(3) 燃料管理に係る設備改善状況

a. 燃料本体の概要

使用している燃料は、17行17列型(17×17タイプ)であり、A型燃料(三菱原子燃料(株)製)(第2.2.1.4-2図)及びB型燃料(原子燃料工業(株)製)(第2.2.1.4-3図)の2種類である。

b. 燃料本体に係る設備の改善状況

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果から抽出された設備改善のうち、燃料本体に係るものはなかった。

c. 燃料貯蔵に係る設備の改善状況

(a) SFP温度指示計を中央制御室に配置

東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を踏まえたSFP監視設備の改善のため、2017年度にSFP温度指示計を中央制御室へ設置した。

この結果、緊急時等のSFP温度の把握の更なる充実が図られた。

(4) 燃料管理に係る実績指標

a. 1次冷却材中のよう素131濃度

1次冷却材中のよう素の発生源は、被覆管やグリッド等の炉心内構造物中に含まれる不純物ウランの核分裂によるものと、燃料被覆管に何らかの要因で貫通孔が生じた場合に燃料棒内から漏えいしてくるものがある。燃料被覆管に貫通孔が生じた場合には、よう素濃度が増加するため、燃料の被覆管の健全性を示す指標となる。

1次冷却材中のよう素131濃度の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.4-4図に示す。

今回の調査期間に含まれる第14サイクルでは、よう素131濃度は保安規定に定めている運転上の制限である $6.3 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$ に対して十分低い値で安定して推移している。

なお、運転期間中における1次冷却材中のよう素131濃度及び原子炉停止時におけるよう素131増加量が所定の基準を満足しなかった場合は、燃料集合体 SHIPPING 検査(燃料集合体からの放射性物質の漏えいの有無を確認し、燃料集合体の健全性を確認する検査)を行っている。

第13サイクルでは、原子炉停止時におけるよう素131増加量が基準値を超えたため、燃料集合体 SHIPPING 検査を実施して放射性物質が漏えいした燃料集合体を特定した。

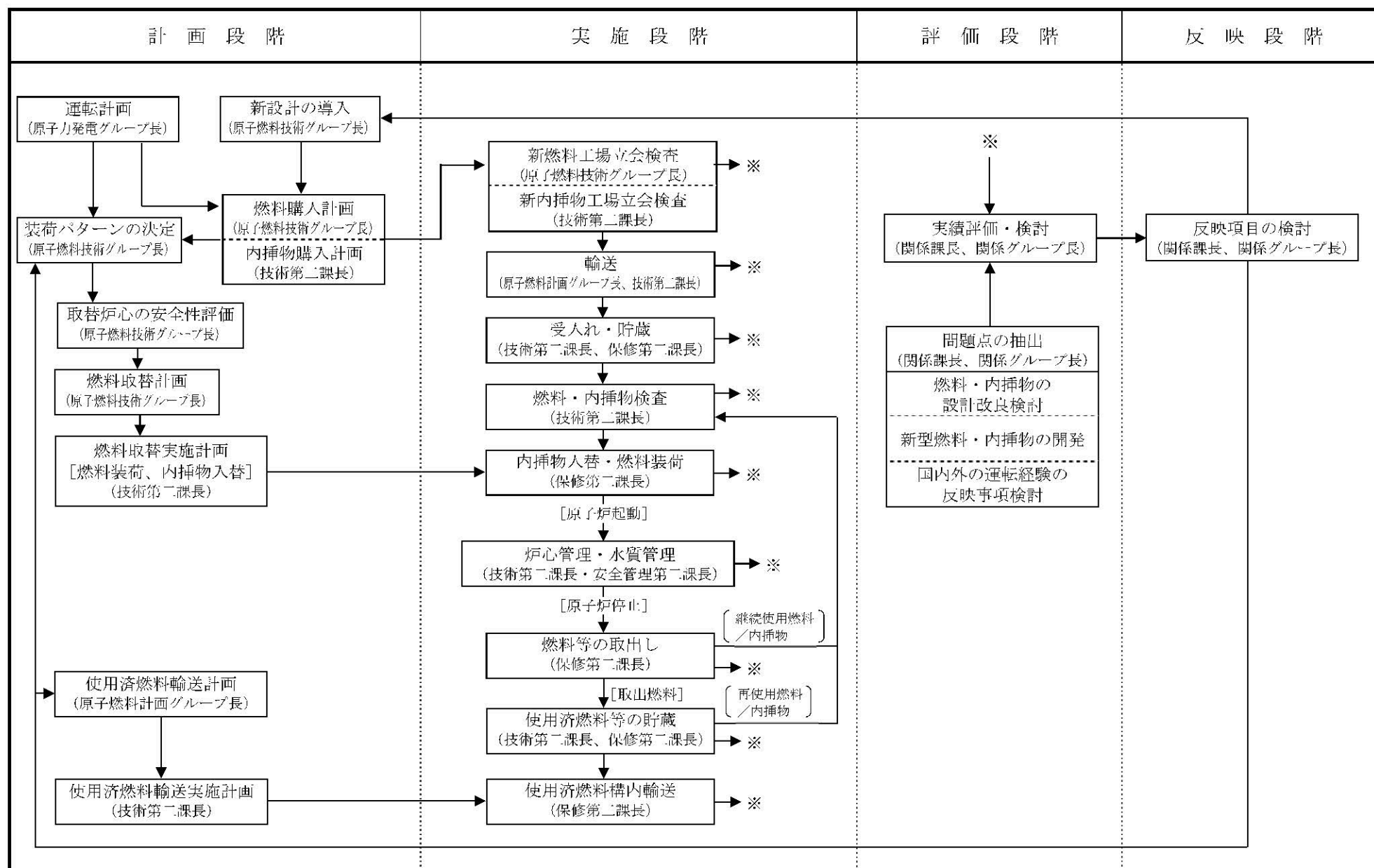
(5) 燃料管理に係る有効性評価結果

燃料管理に係る仕組み(組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)及び設備について、改善活動が定着し、燃料管理の目的に沿って改善活動の見直しが継続的に行われていると判断でき、保安活動は適切で有効に機能していることを確認した。

また、燃料管理に係る不適合については、発生していないことを確認した。

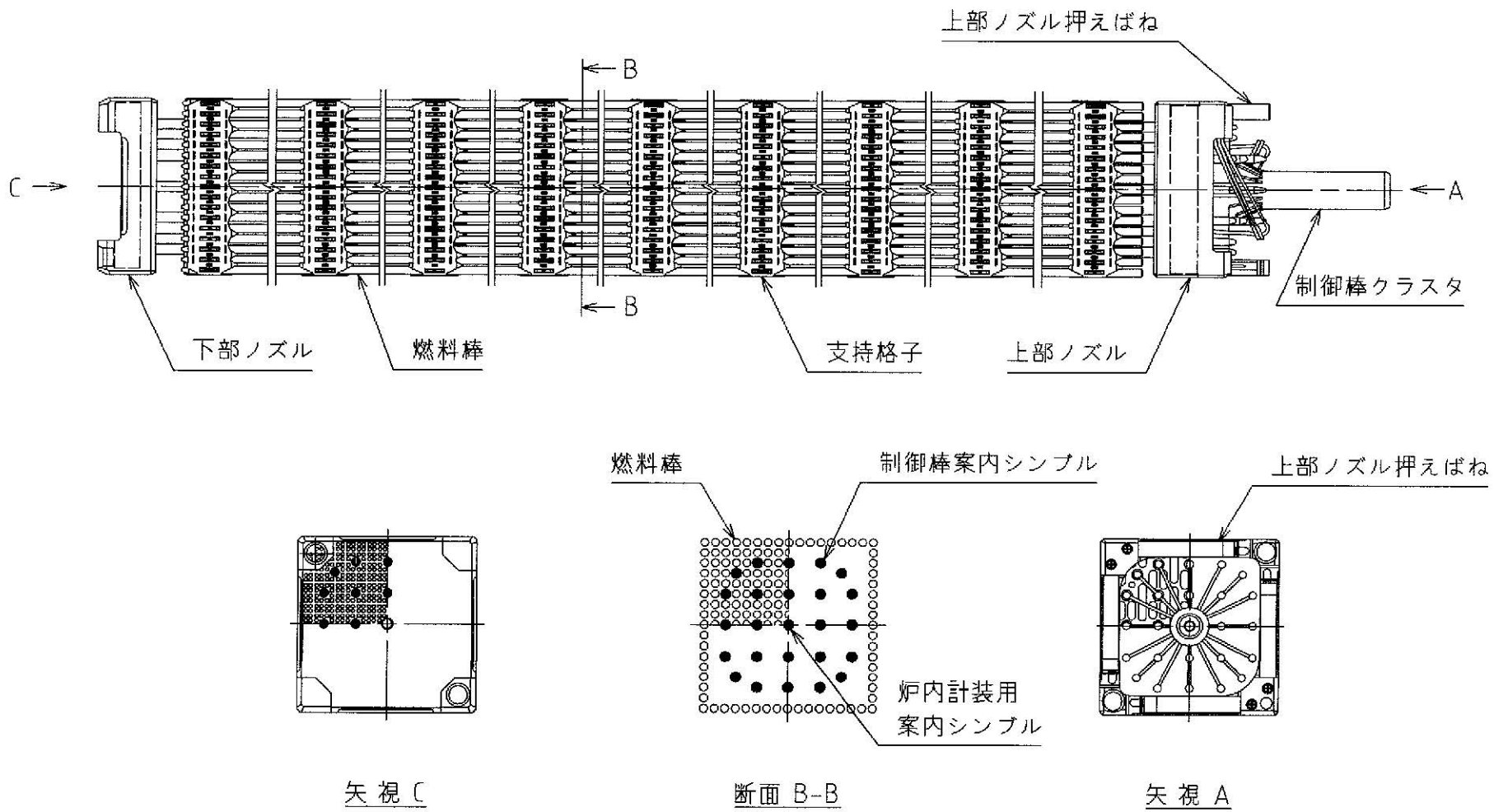
燃料管理に係る実績指標について、時間的な推移が安定及び良好な状態で維持されていると判断でき、燃料管理の目的を達成するための保安活動が継続的に行われ、適切で有効に機能していることを確認した。

これらのことから、燃料管理の目的を達成するための保安活動の仕組みが適切で有効であると判断できる。

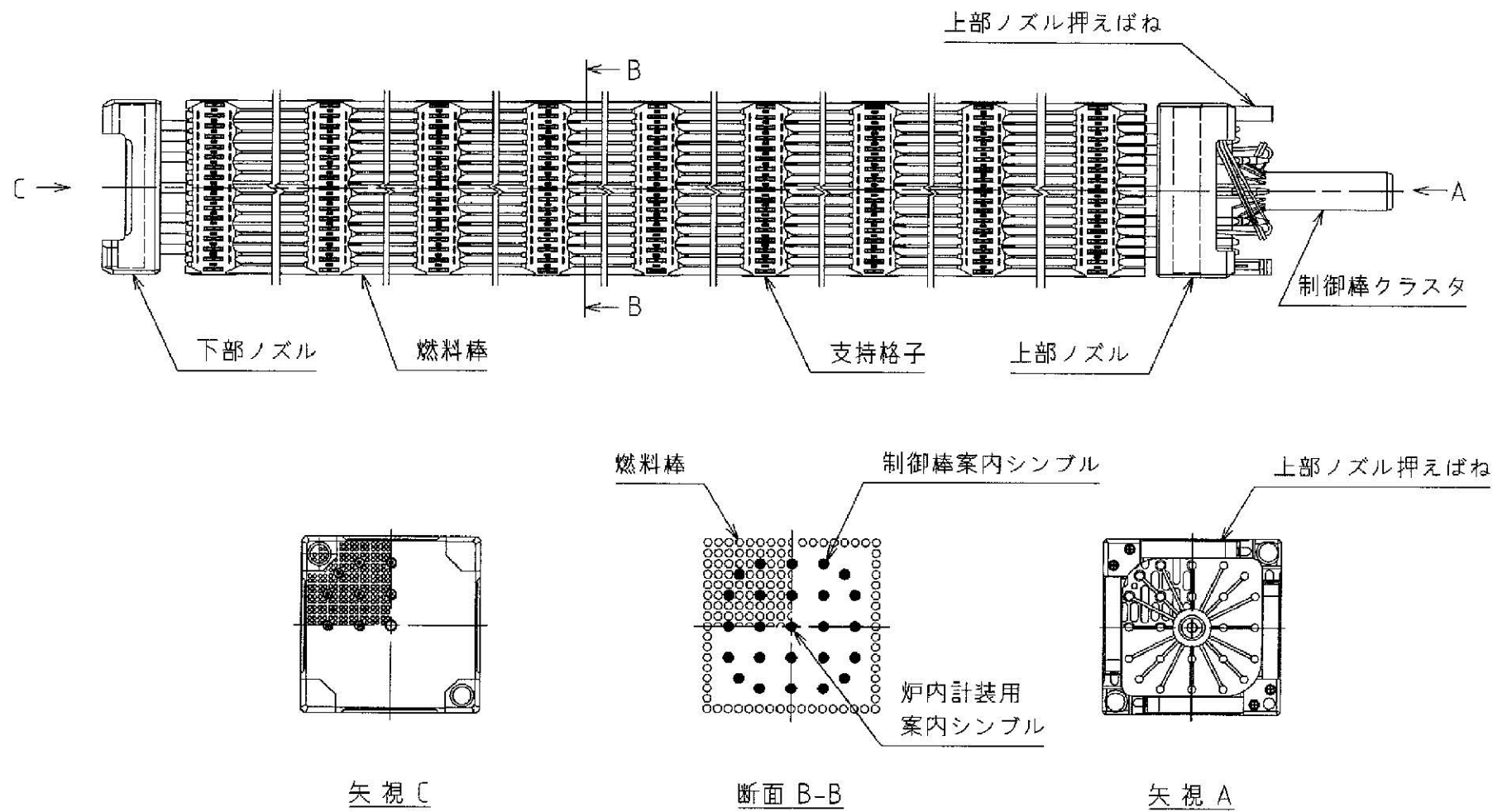


注：（ ）内は、主管を示す。

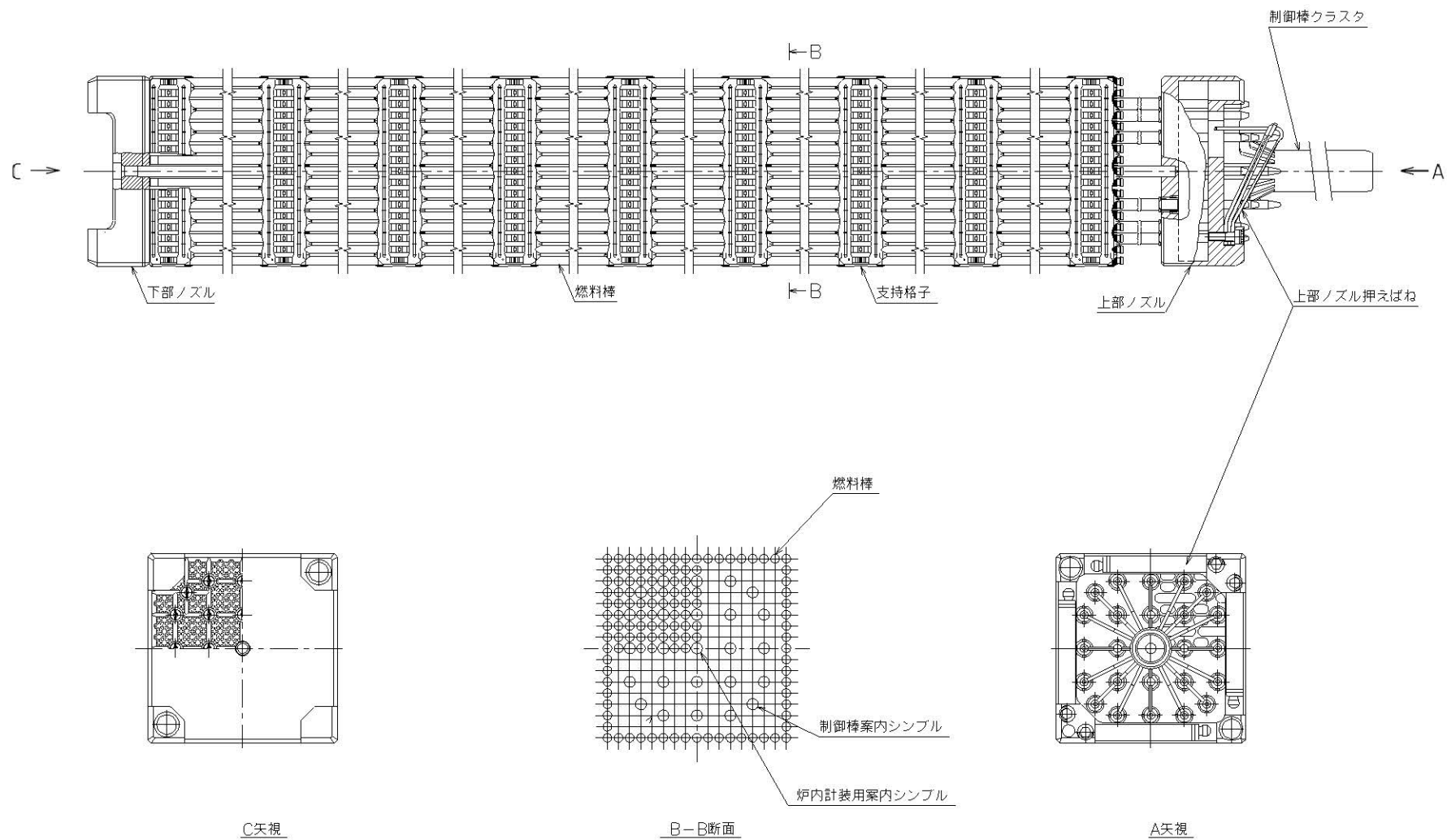
第 2.2.1.4-1 図 燃料に係る運用管理フロー



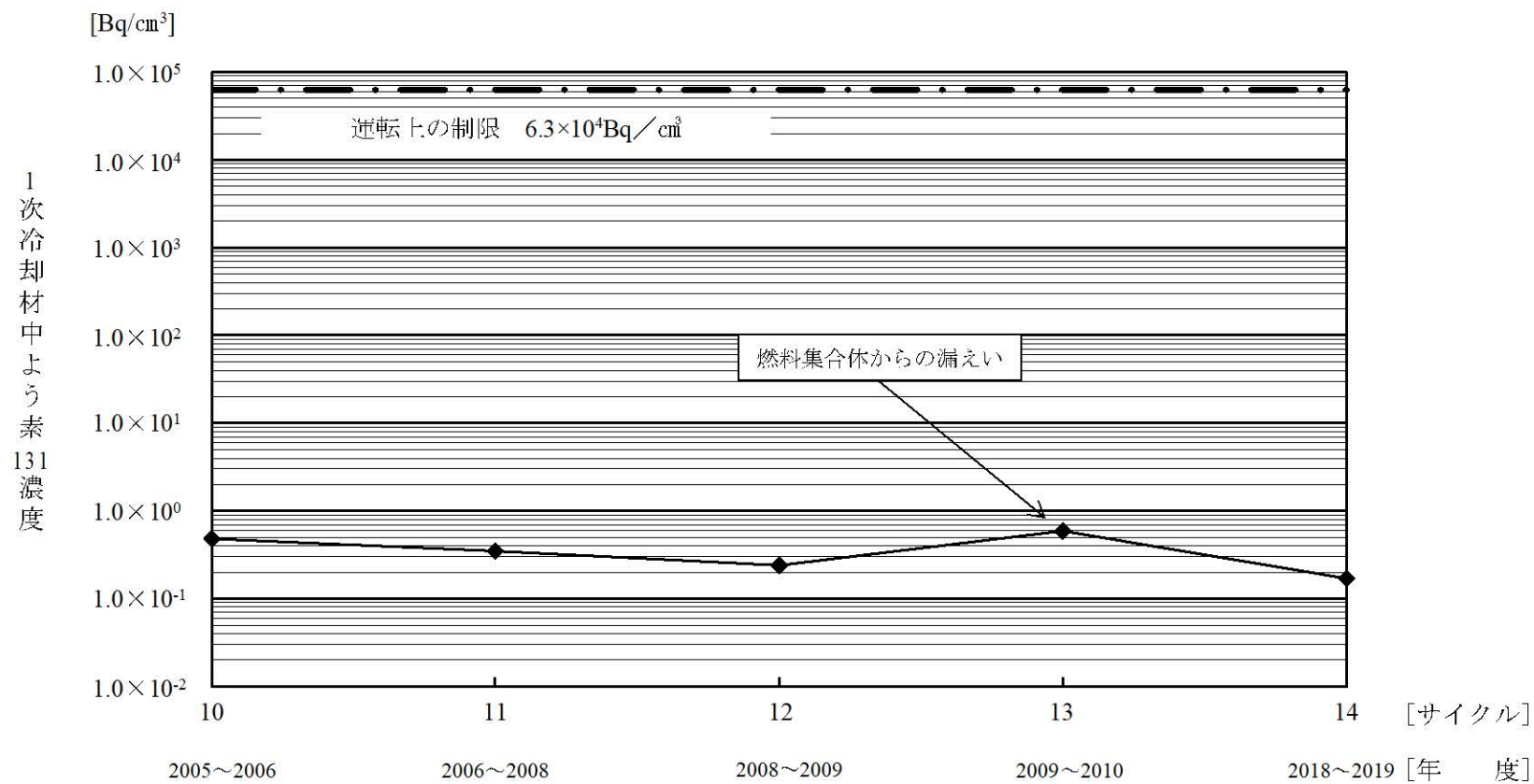
第2.2.1.4-2図 A型燃料集合体構造図 [ウラン燃料] (1/2)



第2.2.1.4-2図 A型燃料集合体構造図 [MOX燃料] (2/2)



第2.2.1.4-3図 B型燃料集合体構造図 [ウラン燃料]



第 2.2.1.4-4 図 サイクルごとの 1 次冷却材中よう素¹³¹濃度（最大値）の推移

2.2.1.5 放射線管理

(1) 目的

原子力発電所の放射線管理においては、「合理的に達成可能な限り低く」というALARA[※]の精神を踏まえ、放射線管理区域の区域管理、放射線管理区域内における線量当量率等の測定、被ばく低減対策、環境放射線モニタリングなどを適切に行い、放射線業務従事者及び一般公衆の放射線防護を確実に実施することを目的とする。

※ALARA; As Low As Reasonably Achievable

国際放射線防護委員会(ICRP)が1977年勧告で示した放射線防護の基本的な考え方を示す概念であり、「すべての被ばくは社会的、経済的要因を考慮に入れながら合理的に達成可能な限り低く抑えるべきである」という基本精神のこと。

(2) 放射線管理に係る仕組み及び改善状況の評価

a. 放射線管理に係る組織・体制

(a) 放射線管理に係る組織・体制の概要

放射線管理の組織・体制については、玄海3、4号機で共通しており、第2.2.1.1-2図に示すとおり、安全管理第二課において放射線管理に関する事項を実施している。

また、放射線管理に係る業務は、第2.2.1.5-1図に示すとおり、確実に保安活動を実施できるように、所掌範囲や権限を明確にしている。

放射線管理業務の実施に当たっては、作業担当課長は実施する作業内容や過去の作業実績を考慮し、線量の推定や被ばく低減対策の検討を行い、放射線管理作業計画を策定し、作業を実施する。安全管理第二課長は、管理区域立入許可及び個人ごとの線量管理を実施する。作業担当課長と安全管理第二課長は、作業実施中の放射線作業環境状態の確認・把握を行うとともに、作業終了後には、線量の集計及び被ばく低減効果の評価等により放射線管理作業の実績を評価し、次回作業への反映を図る。

発電所周辺の環境放射線モニタリングについては、安全管理第一課長が、佐賀県と協議の上、年度ごとに作成される「玄海原子力発電所環境放射線モニタリング計画」に基づき実施している。

このように、放射線管理に係る組織及び分掌事項が明確にされ、保安活動を確実に実施できる体制としている。

(b) 放射線管理に係る組織・体制の改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された組織・体制の

改善状況を以下に示す。

イ 3、4号環境担当課長職位の設置

2016年7月に、放射線管理、放射性廃棄物管理、化学管理等の業務体制強化を目的として、新たに3、4号環境担当課長を設置した。

この結果、放射線管理、放射性廃棄物管理、化学管理等に関する業務体制の強化が図られた。

b. 放射線管理に係る社内マニュアル

(a) 放射線管理に係る社内マニュアルの概要

放射線管理に関する社内マニュアルは、玄海3、4号機で共通しており、放射線業務従事者及び一般公衆の放射線防護を確実に実施するため、放射線管理に係る要求事項や業務手順等について定め、以下に示す活動を実施している。

なお、社内マニュアルは、関係法令の改正や運用の変更時等には、適宜改正を行い、放射線管理の厳正化を図っている。

イ 個人線量管理

個人線量管理においては、国際放射線防護委員会(ICRP)1990年勧告を取り入れた2001年4月の関係法令(実用炉規則等)の改正に伴い、線量限度等が変更されたことにより、2001年度からは、従来の年度単位での線量管理に加え、5年間を1単位とした管理を追加し、線量限度を守るための適正な管理を行っている。

また、個人線量管理は、放射線管理システムにより線量集計・評価を行っており、個人線量計であるガラスバッジにより、月ごとの評価を行うとと

もに、APDを併用し、立入りごとの管理を行うことで線量限度を超えないように努めている。

ロ 環境放射線モニタリング

環境放射線モニタリングについては、発電所周辺の環境の保全と住民の健康を守るため、環境における原子力発電所に起因する放射線による公衆の線量が、年線量限度(1mSv／年)を十分下回っていることを確認するために、年度ごとに作成される「玄海原子力発電所環境放射線モニタリング計画」に基づき環境放射線モニタリングを実施している。

(b) 放射線管理に係る社内マニュアルの改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された社内マニュアルの改善状況を以下に示す。

イ 騒音等でAPDの警報が聞こえにくい場合の運用の明確化

2019年4月に、騒音(防護具使用時含む)で警報付ポケット線量計(APD)の警報が聞こえにくい場合は、APDバイブユニットを使用させることを社内マニュアルに追加した。

この結果、被ばく線量低減の更なる充実が図られた。

c. 放射線管理に係る教育・訓練

(a) 放射線管理に係る教育・訓練の概要

放射線管理の教育・訓練に係る活動については、玄海3、4号機で共通して取り組んでおり、放射線業務従事者へ指定する際は、放射線管理に関すること、関係法令及び保安規定の遵守に関することなどの教育を実施し

ている。

また、安全管理第二課放射線管理員は、放射線業務従事者に対する放射線測定器の取扱い、管理区域への出入管理等、区域管理に関すること等の教育を定期的に行うとともに、業務遂行上必要な力量・知識・技能を習得するために教育・訓練を実施している。

さらに、放射線業務従事者のうち「放射性同位元素等の規制に関する法律」に基づく放射線業務従事者に対し、放射性同位元素取扱教育を行っている。

(b) 放射線管理に係る教育・訓練の改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された教育・訓練の改善状況を以下に示す。

イ 放射線管理担当者に対する個人線量計の確認に関する事項等の教育の実施

北海道電力(株)泊発電所の全体成立性確認訓練(自主訓練)において、一部の訓練員が管理区域に警報付ポケット線量計を不携帯のまま入域し、出入管理していた安全管理課職員がそれを認識しながら訓練が継続される事象が確認された。

これを踏まえ、出入管理室以外から立ち入る場合の放射線管理担当者による個人線量計の確認について、社内マニュアルに追記し、運用の明確化を図るとともに、放射線管理担当者に対して、個人線量計の確認に関する事項等の教育を実施した。

この結果、放射線管理の更なる充実が図られた。

(3) 放射線管理に係る設備改善状況

a. 放射線管理に係る設備の概要

管理区域内の放射線環境については、第2.2.1.5-2図に示すように、エリアモニタによる線量当量率の測定、作業場所でのデジタル式線量当量率表示の実施、ガスモニタ・ダストサンプラによる空気中の放射性物質濃度の連続サンプリング等により、常に監視を実施している。

また、線量低減対策として、他プラントでの取組み状況を参考にし、施設定期検査作業請負会社と協力して低減対策を検討するとともに、低減効果の大小にかかわらず積極的に実施してきた。

例えば、配管工事においては、通常施設定期検査作業で行われる被ばく低減対策に加えて、それぞれの作業現場にあわせた仮設遮蔽の実施により放射線業務従事者が受ける線量を低減する努力を行っている。

これは、「合理的に達成可能な限り低く」というALARAの精神を踏まえ対応してきたものである。

b. 放射線管理に係る設備の改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された設備の改善状況を以下に示す。

(a) オフサイトモニタ取替工事

オフサイトモニタは、通常運転及び事故時における発電所周辺の空間放射線量を監視・記録する設備で、測定値は発電所外にリアルタイムに一般公開している。当該設備は、構成部品製造中止などから、修理対応が長期化するなど故障時における迅速な保守対応が困難な状況にあった。また、落雷によるノイズの影響を受け故障が発生するなど、自然現象等の外的要

困を受けやすい設備構成となっていた。このため、2017年度に他プラントでの使用実績が多い最新のユニット化構成機器へ取り替えるとともに、落雷ノイズの影響を受けにくい光ケーブルによるデジタル信号伝送とした。

この結果、オフサイトモニタの測定データの信頼性維持が図られた。

(4) 放射線管理に係る実績指標

a. 定期検査期間中の作業被ばく線量

施設定期検査期間中の作業被ばく線量の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.5-3図に示す。

改良工事等分の線量については、施設定期検査ごとに作業内容・作業量が異なるため変動がある。

また、改良工事等を除く施設定期検査ごとの作業量はほぼ同程度であるが、2010年度から2017年度にかけて実施した第13回定期検査時については、新規制基準対応に伴い定期検査期間が長くなったことから、通常定期検査作業分の線量については、それまでの定期検査と比べ高くなっている。

第14回施設定期検査時については、改良工事等分及び通常施設定期検査作業分の線量は比較的低くなっている。

放射線業務従事者数は、第2.2.1.5-1表に示すように、改良工事等の規模や施設定期検査期間の長短による変動はあるが、2010年度から2017年度にかけて実施した第13回定期検査時については、新規制基準対応に伴い定期検査期間が長くなったことから、6,500人程度と例年の定期検査の約3倍となっている。また、放射線業務従事者が受ける平均被ばく線量は、第11回定期検査時は0.86mSv、第12回定期検査時は0.50mSvだったが、第13回定期検査時は0.48mSv、第14回施設定期検査時は0.27mSvとなっている。

b. 主要作業別の被ばく線量

主要作業件名別の被ばく線量の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.5-4図に示す。

第10回から第12回定期検査において、被ばく線量は低下傾向であった。第13回定期検査は、定期検査期間延長に伴う定期事業者検査作業関係

の総線量増加に伴い原子炉容器関連が増加した。第14回施設定期検査時については、被ばく線量は低下した。

c. 定期検査時に測定した主要箇所の線量当量率の推移

施設定期検査時に測定した主要箇所の線量当量率の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.5-5図、第2.2.1.5-6図及び第2.2.1.5-7図に示す。

1次冷却材配管表面、蒸気発生器水室内及び原子炉容器上部ふた表面線量当量率ともに、低い値で推移している。

d. 被ばく線量低減対策

線量低減対策は大きく分けて、作業の自動化、作業環境の線量当量率低減、作業の合理化、被ばく管理に分類できる。

調査期間内における分類別の主要な低減対策については以下のとおりである。(第2.2.1.5-8図、第2.2.1.5-9図参照)

(a) 作業の自動化

施設定期検査時に行っている作業について、作業時間の短縮及び遠隔化を目的とした作業の機械化・自動化をすることは、放射線業務従事者が受ける線量を低減する上で重要な対策である。

これらの対策についての実施項目を以下に示す。

イ スラッジランシング装置の使用(CECIL-4型)

第1回定期検査では、テレスコピック型(自動延長型)ランシング装置によりランスの継足作業をなくし、放射線業務従事者が受ける線量の低減

を図った。第2回定期検査より、テレスコピック型と同様に遠隔操作が可能でハードスラッジも除去できるCECIL-4型(管群挿入型)ランシング装置に変更した。放射線業務従事者の線量については、施工範囲が変更になり作業量が増加するが、遠隔操作のため線量低減につながり、今後も継続して使用する。

ロ 蒸気発生器伝熱管全自動渦流探傷検査ロボットの採用

第1回定期検査から、同時に2本の伝熱管を探傷することができるMR-IIA型ECTロボットを使用することにより、作業性の向上と放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も継続して使用する。

ハ 燃料取扱装置の自動化

第1回定期検査から、使用済燃料ピットクレーン及び燃料取替クレーンを自動化し、燃料取扱位置に短時間でアクセスできることにより、作業時間を短縮し、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も継続して使用する。

ニ 原子炉容器スタッドボルト穴自動ブラッシング装置の使用

運転開始時から、原子炉容器スタッドボルト穴自動ブラッシング装置を使用し、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も継続して使用する。

ホ 原子炉容器スタッドボルト全自動取扱装置の使用

運転開始時から、原子炉容器スタッドボルト全自動取扱装置を使用

し、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も継続して使用する。

(b) 作業の合理化

作業方法を合理化し、作業量を低減することは、放射線業務従事者が受ける線量を低減するための重要な対策である。

採用している対策は以下のとおりである。

イ 防錆テープの使用(原子炉容器フランジ面手入れの効率化)

第1回定期検査から、原子炉キャビティ水張り期間中、原子炉容器フランジ面に防錆テープを張ることにより錆の発生を防ぎ、フランジ面の手入れの時間の短縮及び放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も継続して使用する。

ロ 蒸気発生器1次側マンホール蓋取扱装置の使用

第1回定期検査から、蒸気発生器マンホールの開閉作業時、蒸気発生器1次側マンホール蓋取扱装置を使用することによって、作業性の向上及び放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も継続して使用する。

ハ 原子炉キャビティ除染シールの使用

第1回定期検査から、原子炉キャビティ水張前にキャビティ表面を除染シールで養生し、除染の作業時間及び作業人数を低減させることにより、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も継続して使用する。

ニ 蒸気発生器伝熱管体積検査の隔年化

第5回定期検査から、蒸気発生器伝熱管体積検査の隔年化を実施し、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も継続して使用する。

ホ 改良型蒸気発生器ノズル蓋導入

第10回定期検査時から、蒸気発生器ノズル蓋の取付け・取外しが容易に行えるワンタッチ式の改良型ノズル蓋を導入することにより、取付け・取外しの作業時間を短縮し、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も継続して実施する。

(c) 作業環境の線量当量率低減

作業を行うエリアの線量当量率を可能な限り低減することは、放射線業務従事者が受ける線量を低減するための重要な対策である。

採用している対策は以下のとおりである。

イ 1次冷却材配管の遮蔽

第1回定期検査から、1次冷却材配管(主冷却材配管)に恒久的な遮蔽を兼ねた鉛入り保温材を取付けることにより、表面線量当量率を低減し、周辺で作業する放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も継続して実施する。

ロ 加圧器スプレイ弁室の設置

第1回定期検査から、加圧器スプレイ弁室を設置し、加圧器及び付属配管からの放射線を遮蔽し、加圧器スプレイ弁点検時の作業環境の線

量当量率を低減させることにより、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も継続して実施する。

ハ 高線量当量率配管等の仮設鉛遮蔽

第5～14回定期検査において、高線量当量率配管等に仮設鉛遮蔽を設置することによって、表面線量当量率を低減し、周辺で作業する放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も必要に応じて実施する。

ニ 運転中の1次冷却材pH管理

1993年から、配管・機器等に付着する放射性クラッドの生成を抑制する観点から、プラント運転中に1次冷却材水中のpHを高くすることで、線量当量率を低減し、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も継続して実施する。

ホ 新外層クラッド除去

第7～10、14回定期検査において、原子炉停止時に配管・機器等に付着している腐食生成物の溶解・はく離を促進させ、浄化系にて効率よく除去することで、定検時の放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も必要に応じて実施する。

ヘ 1次冷却材への満水酸化の実施

第11～13回定期検査において、原子炉停止時に配管・機器等に付着している腐食生成物の溶解・はく離を促進させ、浄化系にて効率よく除去することで、定検時の放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も必要に応じて実施する。

り、今後も必要に応じて実施する。

ト 1次冷却材への亜鉛注入

第9サイクルから、1次冷却材水中に亜鉛を注入し、放射性コバルトの配管への付着を抑制することで線量当量率を低減し、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も継続して実施する。

チ 蒸気発生器インサートプレートへの鉛遮蔽保管

第10回定期検査から、蒸気発生器マンホールより取り外したインサートプレートについて鉛遮蔽キャビネットに保管することにより、作業環境の線量当量率を低減させ、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も継続して実施する。

リ 格納容器冷却材ドレンタンク廻り鉛遮蔽恒設化

第11回定期検査から、それまで定期検査期間中に数回の仮設の鉛遮蔽を施していた格納容器冷却材ドレンタンク廻り配管について、鉛遮蔽を恒設にすることにより、タンク本体、周辺における作業員及び遮蔽設置の作業員の被ばく線量低減を図っており、今後も継続して実施する。

e. 環境試料中の放射能濃度

環境試料(大気浮遊じん、陸土、海水、海底土)については、放射能レベル把握のため、第2.2.1.5-10図に示す地点の測定・評価を実施している。

(a) 大気浮遊じん

大気浮遊じんについては、発電所敷地境界付近において四半期ごとに

測定・評価している。

大気浮遊じんの放射能濃度の時間的な推移について確認した結果、第2.2.1.5-11図に示すように、2010年度に発生した東京電力(株)福島第一原子力発電所事故の影響と思われるセシウム137を0.066mBq/m³検出しているが、それ以外に関しては確認期間を通して定量限界未満である。

(b) 陸土

陸土については、発電所敷地境界付近において半期ごとに測定・評価している。

陸土の放射能濃度の時間的な推移について確認した結果、第2.2.1.5-12図に示すように、セシウム137の検出値は、8～15Bq/kg乾土程度と安定して推移している。

(c) 海水

海水については、放水口・取水口付近において四半期ごとに測定・評価している。

海水の放射能濃度の時間的な推移について確認した結果、第2.2.1.5-13図に示すように、セシウム137の検出値は、1.3～2.7mBq/ℓ程度と安定して推移している。

(d) 海底土

海底土については、放水口・取水口付近において半期ごとに測定・評価している。

海底土の放射能濃度の時間的な推移について確認した結果、第2.2.1.5-14図に示すように、セシウム137の検出値は、定量限界未満で安定

して推移している。

(5) 放射線管理に係る有効性評価結果

放射線管理に係る仕組み(組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)及び設備について、改善活動が定着し、放射線管理の目的に沿って改善活動の見直しが継続的に行われていると判断でき、保安活動は適切で有効に機能していることを確認した。

また、放射線管理に係る不適合については、「不適合管理基準」に基づき、適切に是正処置が実施されており、再発・類似している事項がないことを確認した。(第2.2.1.5-2表参照)

放射線管理に係る実績指標について、時間的な推移が安定又は良好な状態で維持されていると判断でき、放射線管理の目的を達成するための保安活動が継続的に行われ、適切で有効に機能していることを確認した。

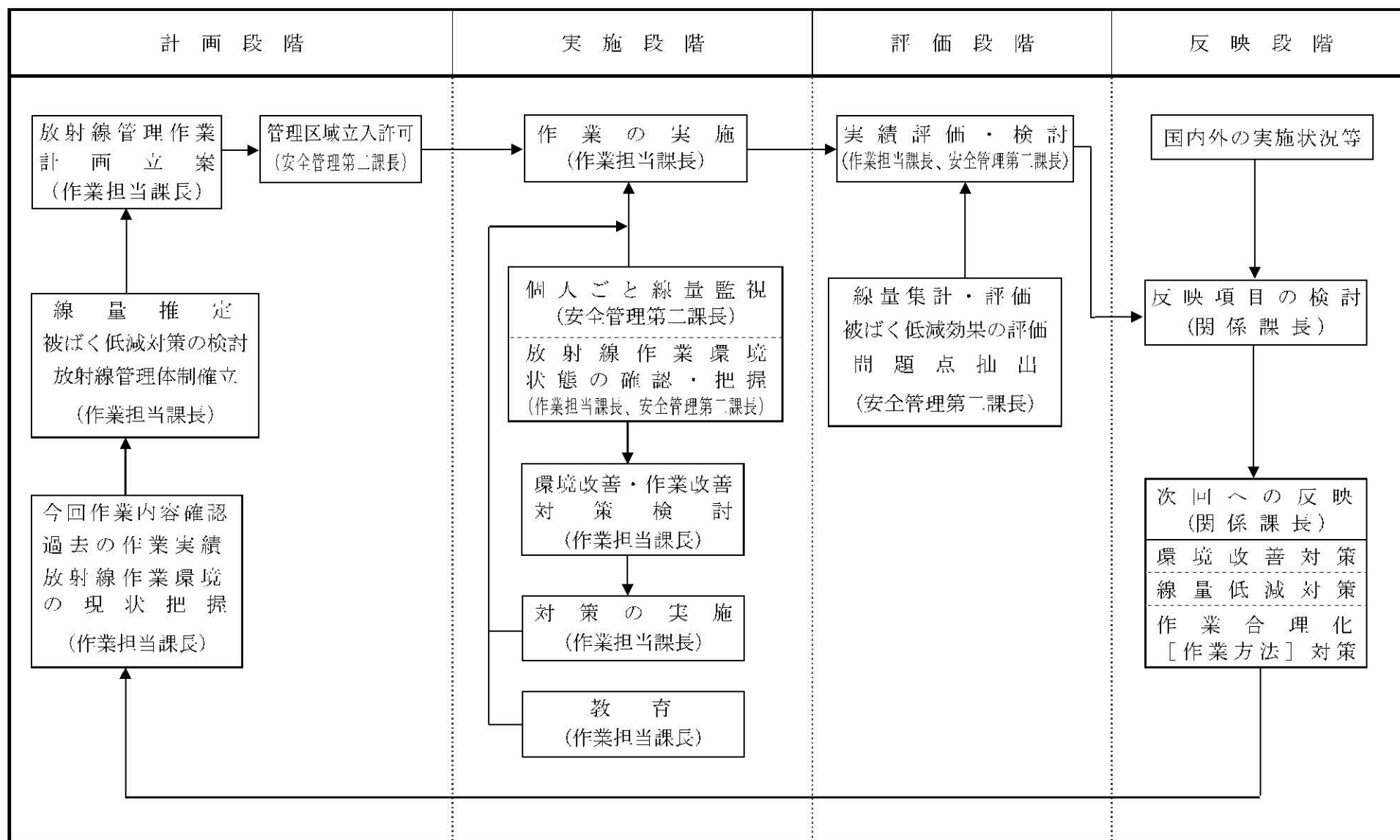
これらのことから、放射線管理の目的を達成するための保安活動の仕組みが適切で有効であると判断できる。

第 2.2.1.5-1 表 定期検査期間中の被ばく線量状況

[illegible]

第 2.2.1.5-2 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（放射線管理に係るもの）

保安規定条文		不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1	業務の管理	(2019年度 不適合管理) 玄海3、4号機「エリアモニタ放射線レベル高」及び「中央制御室換気系隔離作動」警報発信 玄海3号機第14回施設定期検査中、3E1計装電源盤点検後に、玄海3号放射線監視盤-3の付帯機器用電源切り戻し操作を実施したところ、「エリアモニタ放射線レベル高」(注意警報含む)が発信し、それに伴い中央制御室換気系隔離が作動した。直ちに警報が発信したエリアモニタの指示値を確認したところ、放射線監視盤-3にて監視しているエリアモニタ10台の指示値が瞬時に上昇し、すぐに通常値に戻ったことから誤警報と判断した。 今回の事象は玄海3号放射線監視盤-3のみで発生し、付帯機器用電源NFBの操作により、信号ラインにノイズが重畳した結果、指示値上昇に至ることを確認した。NFBを複数回操作したことで指示値の上昇幅が小さくなっていったことから、当該NFBが原因であると推定される。 (是正状況) ・玄海3号放射線監視盤-3「付帯機器用電源」NFB(主・後備用の2台)について、新しいNFBへ取替えを行い、事象発生時と同じ操作を実施し異常がないことを確認した。 ・全放射線監視盤の付帯機器用電源の注意銘板に、「*付帯機器用電源切替操作をする際は盤内全モニタについてブロック処置を実施すること」を追加した。	「業務の管理」に係る不適合は本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。	無



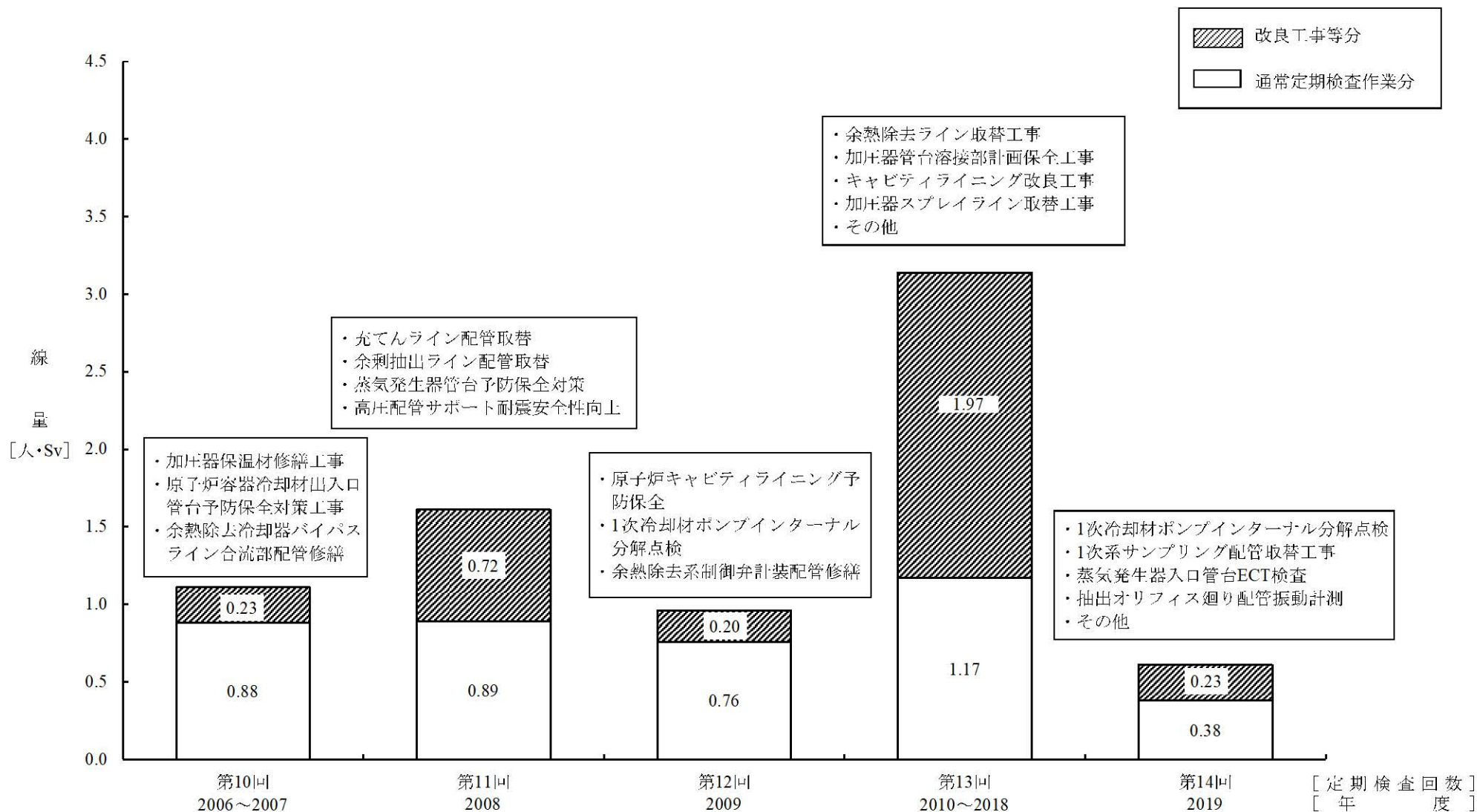
注：() 内は、主管を示す。

第2.2.1.5-1図 放射線管理に係る運用管理フロー

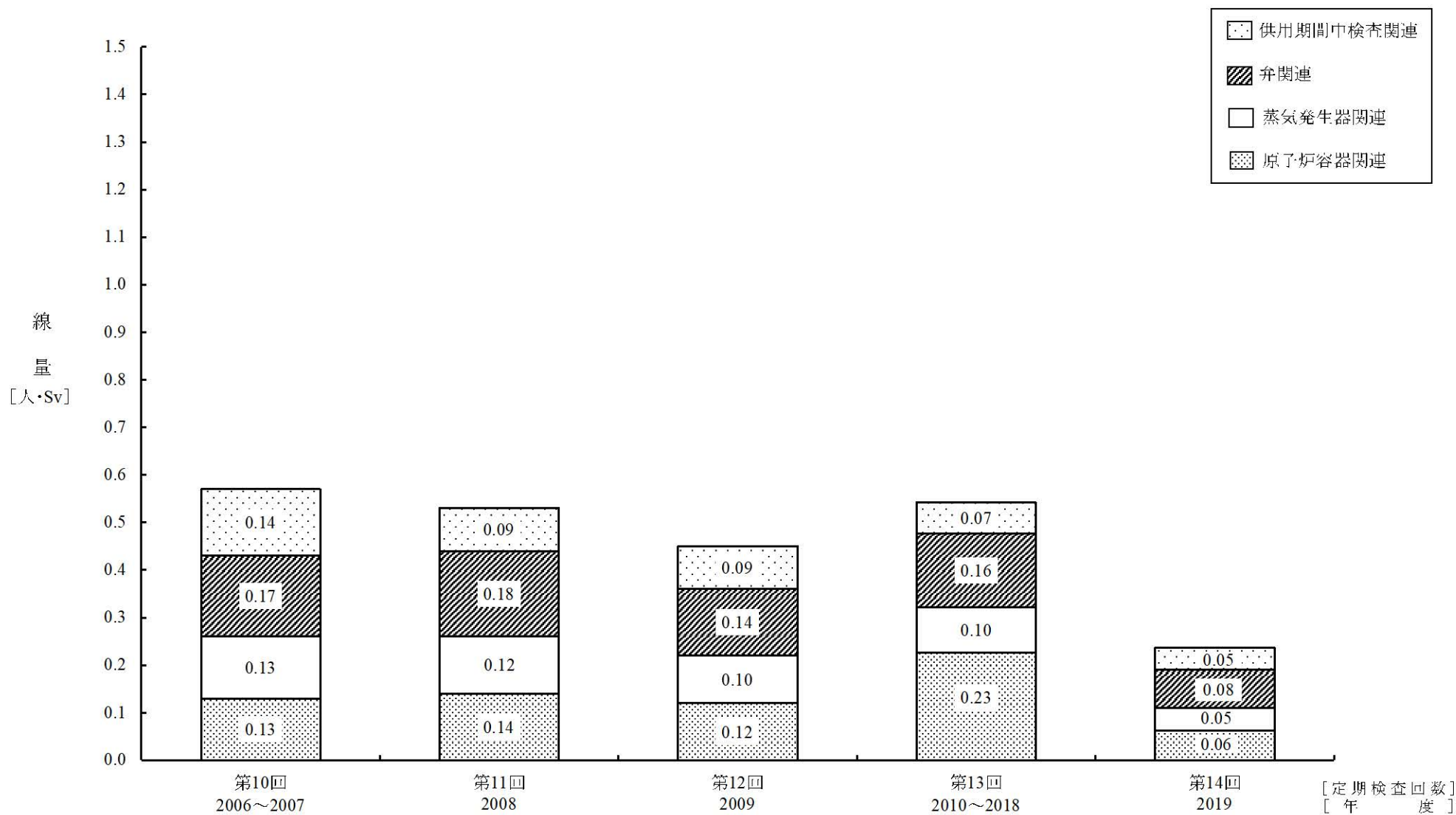
項目 \ 年度	2015	2016	2017	2018	2019	備 考
外部放射線による 線 量 当 量 率	エリアモニタによる連続監視					変更なし
	作業場所でのデジタル線量当量率表示					変更なし
空 気 中 の 放射 性 物 質 濃 度	ガスモニタによる連続監視					変更なし
	ダストサンプラによる連続サンプリング（1回／週測定）					変更なし
表 面 汚 染 密 度	スミヤ法による測定（1回／週測定）					変更なし
外部放射線による 線 量	TLB による測定（1回／週測定）					変更なし

（用語説明）スミヤ法：ろ紙による拭き取り測定法 TLB：熱蛍光線量バッジ

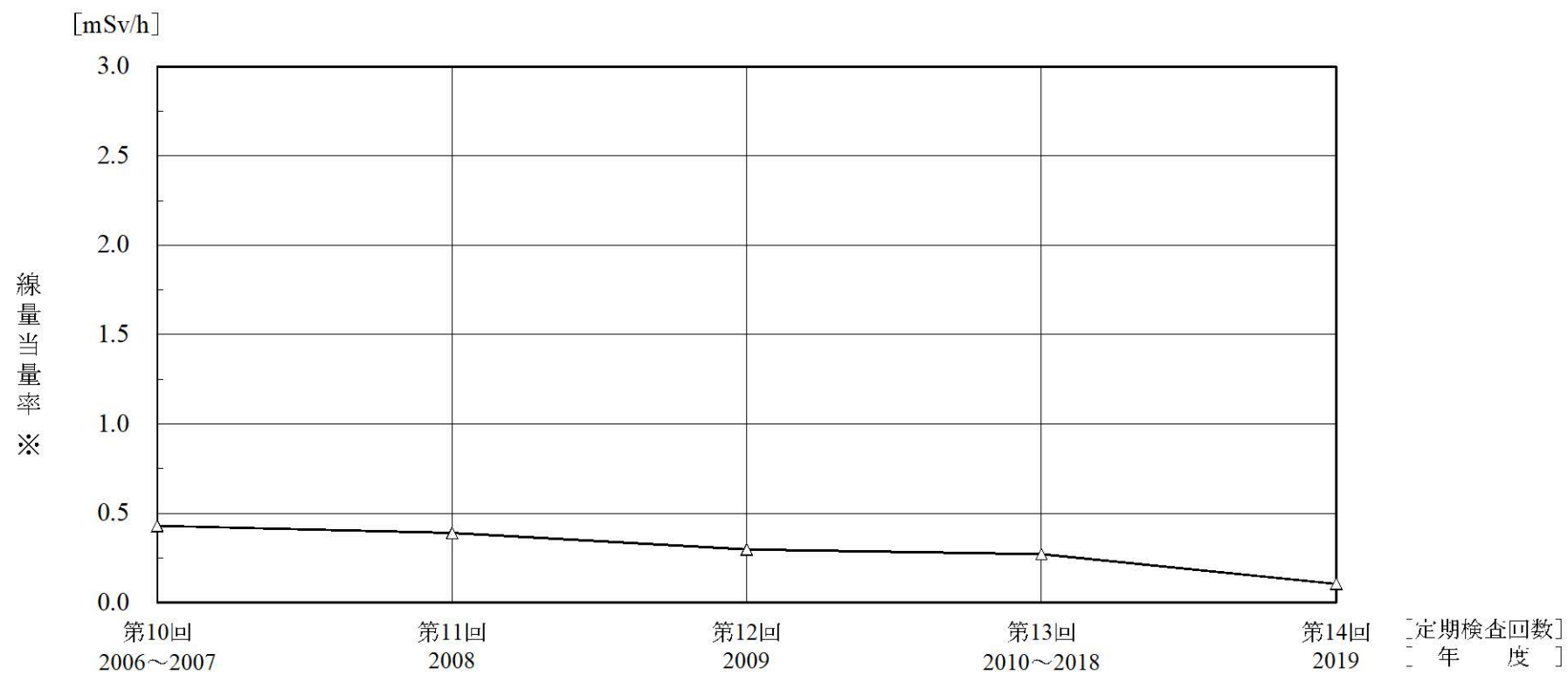
第2.2.1.5-2図 管理区域内放射線環境監視の変遷



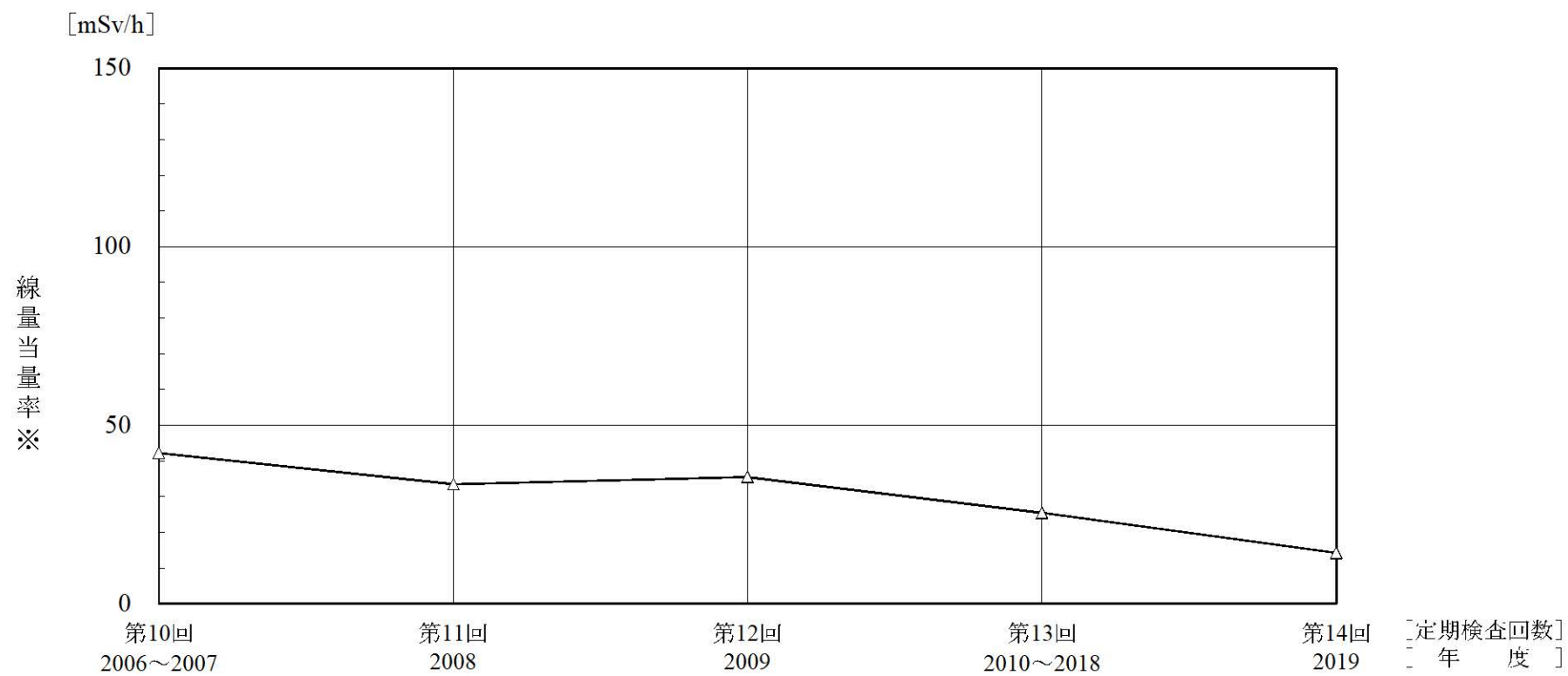
第2.2.1.5-3図 定期検査期間中の作業被ばく線量の推移



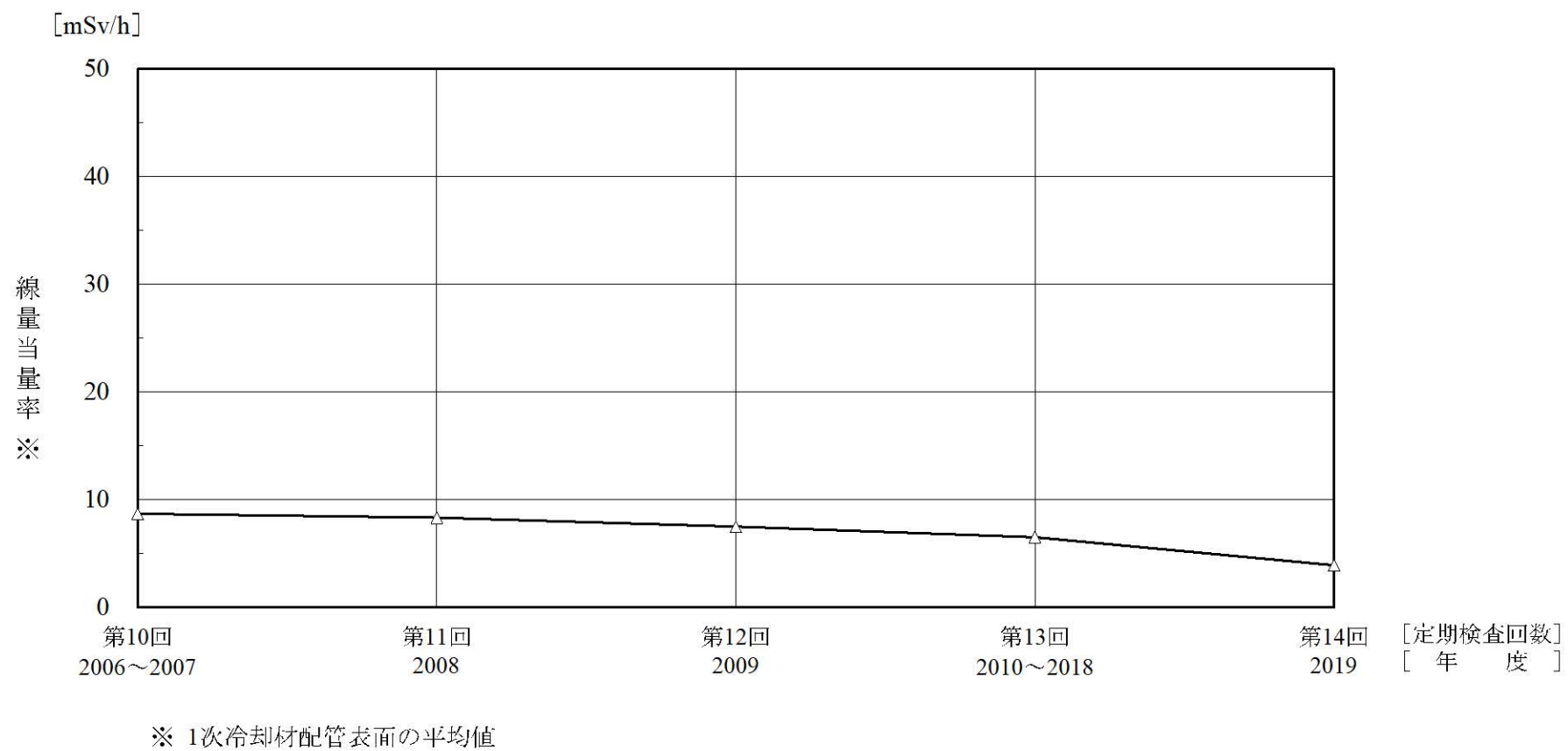
第2.2.1.5-4図 主要作業別の被ばく線量の推移(通常定期検査作業分)



第2.2.1.5-5図 1次冷却材配管表面線量当量率の経年変化



第2.2.1.5-6図 蒸気発生器水室内線量当量率の経年変化



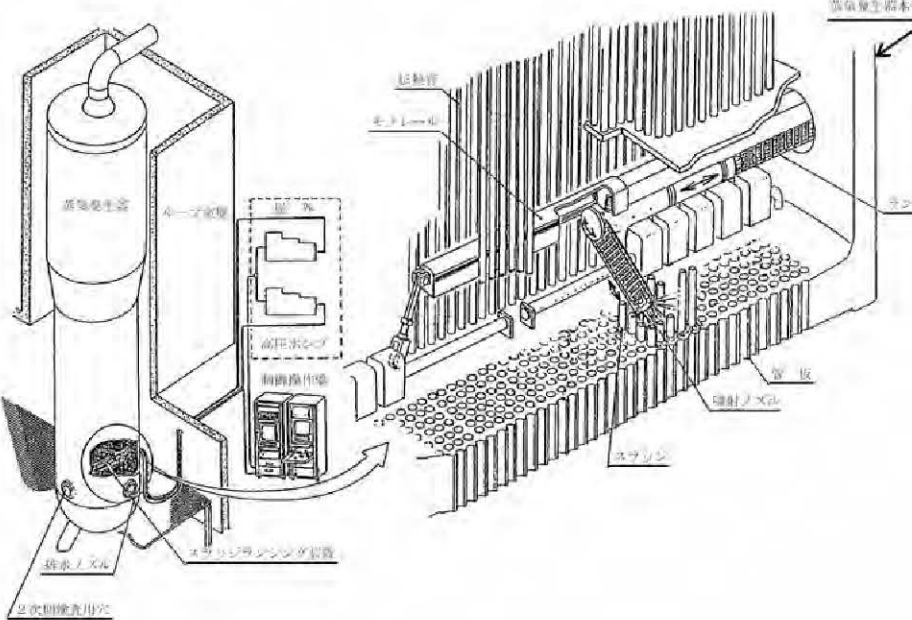
第2.2.1.5-7図 原子炉容器上部ふた表面線量当量率の経年変化

項 目		定検回数	10	11	12	13	14	備 考
		年 度	2006～2007	2008	2009	2010～2018	2019	
作業の自動化	・スラッジランシング装置の使用（CECIL-4 型） ・蒸気発生器伝熱管全自動渦流探傷検査ロボットの採用 ・燃料取扱装置の自動化 ・原子炉容器スタッドボルト穴自動ブラッシング装置の使用 ・原子炉容器スタッドボルト全自動取扱装置の使用		第 2 回定期検査から実施					第 2.2.1.5-9 図 (1/16)
			第 1 回定期検査から実施					第 2.2.1.5-9 図 (2/16)
			第 1 回定期検査から実施					第 2.2.1.5-9 図 (3/16)
			運転開始時から実施					
			運転開始時から実施					
作業の合理化	・蒸気発生器伝熱管全自動渦流探傷検査ロボットの採用 ・防錆テープの使用（原子炉容器フランジ面手入れの効率化） ・蒸気発生器 1 次側マンホール蓋取扱装置の使用 ・原子炉キャビティ除染シールの使用 ・蒸気発生器伝熱管体積検査の隔年化 ・改良型蒸気発生器ノズル蓋導入		第 1 回定期検査から実施					第 2.2.1.5-9 図 (2/16)
			第 1 回定期検査から実施					第 2.2.1.5-9 図 (4/16)
			第 1 回定期検査から実施					第 2.2.1.5-9 図 (5/16)
			第 1 回定期検査から実施					第 2.2.1.5-9 図 (6/16)
			第 5 回定期検査から実施					
			▼ 第 10 回定期検査から実施					第 2.2.1.5-9 図 (7/16)

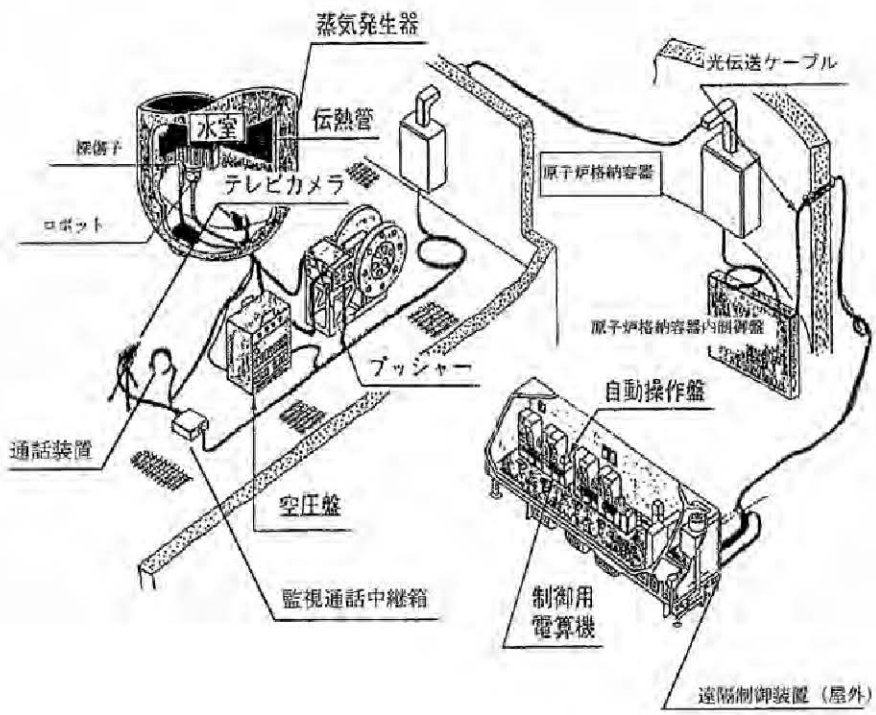
第 2.2.1.5-8 図 線量低減対策の変遷 (1/2)

項 目		定検回数	10	11	12	13	14	備 考
		年 度	2006～2007	2008	2009	2010～2018	2019	
作業環境の 線量当量率 の低減対策	・ 1 次冷却材配管の遮蔽		第 1 回定期検査から実施					第 2.2.1.5-9 図 (8/16)
	・ 加圧器スプレイ弁室の設置		第 1 回定期検査から実施					第 2.2.1.5-9 図 (9/16)
	・ 高線量当量率配管等の仮設鉛遮蔽		第 5 回定期検査から実施					第 2.2.1.5-9 図 (10/16)
	・ 運転中の 1 次冷却材 pH 管理		運転開始時から実施					第 2.2.1.5-9 図 (11/16)
	・ 新外層クラッド除去		▼ 第 7～10、第 14 回定期検査に実施 ▼					第 2.2.1.5-9 図 (12/16)
	・ 1 次冷却材への満水酸化の実施		▼ ▼ ▼					第 2.2.1.5-9 図 (13/16)
	・ 1 次冷却材への亜鉛注入		第 9 サイクルから実施					第 2.2.1.5-9 図 (14/16)
	・ 蒸気発生器インサートプレート鉛遮蔽保管		第 10 回定期検査から実施					第 2.2.1.5-9 図 (15/16)
	・ 格納容器冷却材ドレンタンク廻り鉛遮蔽恒設化		▼ 第 11 回定期検査から実施					第 2.2.1.5-9 図 (16/16)

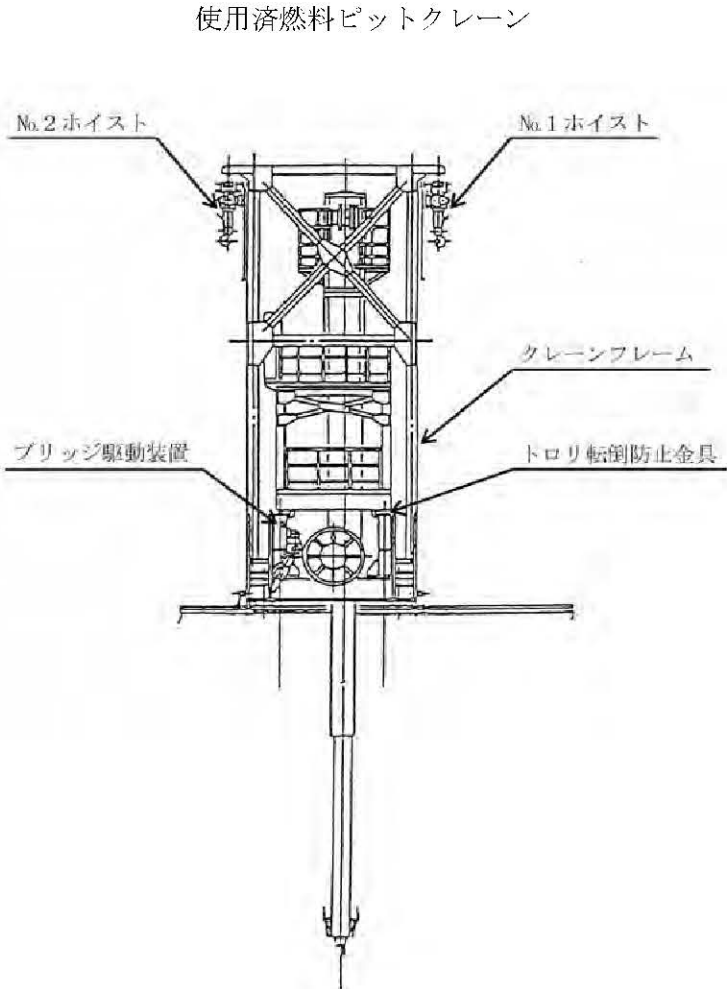
第 2.2.1.5-8 図 線量低減対策の変遷 (2/2)

対 策 件 名	スラッジランシング装置の使用 (CECIL-4 型)	実 施 内 容
分 類	作業の自動化	
実 施 期 間	玄海 3 号機：第 2 回定期検査～（現在も継続中） 玄海 4 号機：第 1 回定期検査～（現在も継続中）	
目 的	玄海 3 号機第 1 回定期検査では、テレスコピック型（自動延長型）ランシング装置によりランスの継足作業をなくし、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図った。第 2 回定期検査より、テレスコピック型と同様に遠隔操作が可能でハードスラッジも除去できる CECIL-4 型（管群挿入型）ランシング装置の使用により、蒸気発生器 2 次側検査用穴付近での作業を減少させ、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図る。 スラッジランシング装置：高圧水を噴射して蒸気発生器の 2 次側管板上に堆積するスラッジを水洗する装置	CECIL-4 型ランシング装置 
効 果	本装置導入によりテレスコピック型と比べ施工範囲が変更になり作業量が増加する。このため、同一施工範囲で比較すると先行プラントの実績から約 40%の低減効果があると推定される。	
今後の方針	今後も継続して実施する。	

第 2.2.1.5-9 図 被ばく線量低減対策 (1/16)

対 策 件 名	蒸気発生器伝熱管全自動渦流探傷検査ロボットの採用	実 施 内 容
分 類	作業の自動化、作業の合理化	 MR-IIA 型渦流探傷検査ロボット
実 施 期 間	玄海 3 号機：第 1 回定期検査～（現在も継続中） 玄海 4 号機：第 1 回定期検査～（現在も継続中）	
目 的	同時に 2 本の伝熱管を探傷することができる MR-IIA 型 ECT ロボットを使用することにより、作業性の向上と放射線業務従事者が受ける線量の低減を図る。	
効 果	本装置は、初回定検時から使用しているため、低減効果を採用前後比較した形では算定できないが、先行プラントの実績より約 78% の線量の低減効果があると推定される。	
今後の方針	今後も継続して実施する。	

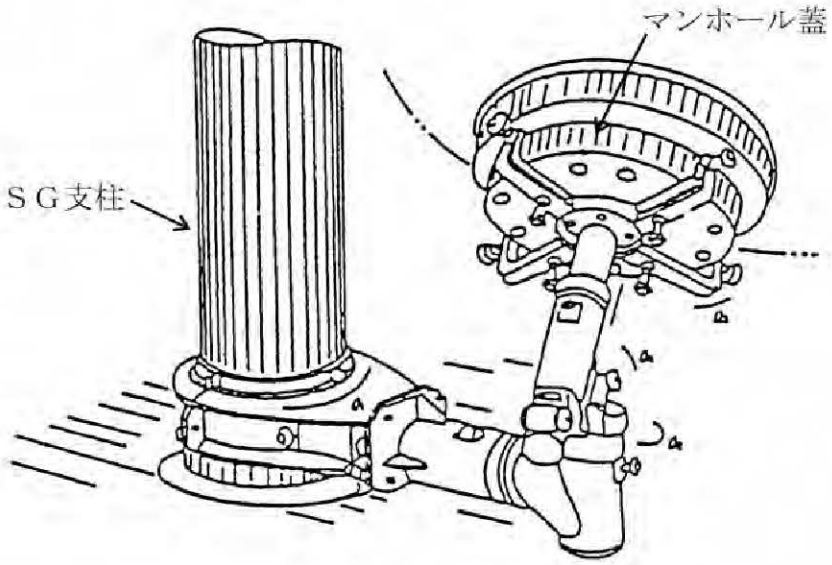
第 2.2.1.5-9 図 被ばく線量低減対策 (2/16)

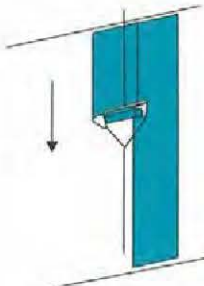
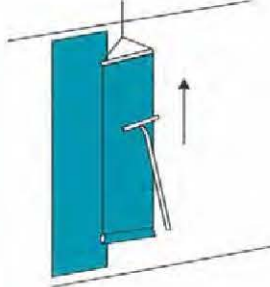
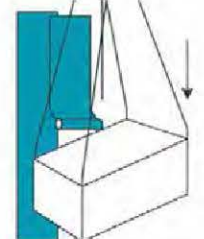
対 策 件 名	燃料取扱装置の自動化	実 施 内 容
分 類	作業の自動化	 使用済燃料ピットクレーン
実 施 期 間	玄海 3 号機：第 1 回定期検査～（現在も継続中） 玄海 4 号機：第 1 回定期検査～（現在も継続中）	
目 的	使用済燃料ピットクレーン及び燃料取替クレーンを自動化し、燃料取扱位置に短時間でアクセスできることにより、作業時間を短縮し、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図る。	
効 果	本装置は、初回定検時から使用しているため、低減効果を採用前後比較した形では算定できないが、先行プラントの実績より約 6%の線量の低減効果があると推定される。	
今後の方針	今後も継続して実施する。	

第 2.2.1.5-9 図 被ばく線量低減対策 (3/16)

対 策 件 名	防錆テープの使用（原子炉容器フランジ面手入れの効率化）	実 施 内 容
分 類	作業の合理化	
実 施 期 間	玄海 3 号機：第 1 回定期検査～（現在も継続中） 玄海 4 号機：第 1 回定期検査～（現在も継続中）	
目 的	原子炉キャビティ水張り期間中、原子炉容器フランジ面に防錆テープを張ることにより錆の発生を防ぎ、フランジ面の手入れの時間の短縮及び放射線業務従事者が受ける線量の低減を図る。	
効 果	本装置は、初回定検時から使用しているため、低減効果を採用前後比較した形では算定できないが、先行プラントの実績より約 32%の線量の低減効果があると推定される。	
今後の方針	今後も継続して実施する。	

第 2.2.1.5-9 図 被ばく線量低減対策 (4/16)

対 策 件 名	蒸気発生器 1 次側マンホール蓋取扱装置の使用	実 施 内 容
分 類	作業の合理化	蒸気発生器 1 次側マンホール蓋取扱装置概略図 
実 施 期 間	玄海 3 号機：第 1 回定期検査～（現在も継続中） 玄海 4 号機：第 1 回定期検査～（現在も継続中）	
目 的	蒸気発生器マンホールの開閉作業時、蒸気発生器 1 次側マンホール蓋取扱装置を使用することによって、作業性の向上及び放射線業務従事者が受ける線量の低減を図る。	
効 果	本装置は、初回定検時から使用しているため、低減効果を採用前後比較した形では算定できないが、先行プラントの実績より約 67%の線量の低減効果があると推定される。	
今後の方針	今後も継続して実施する。	

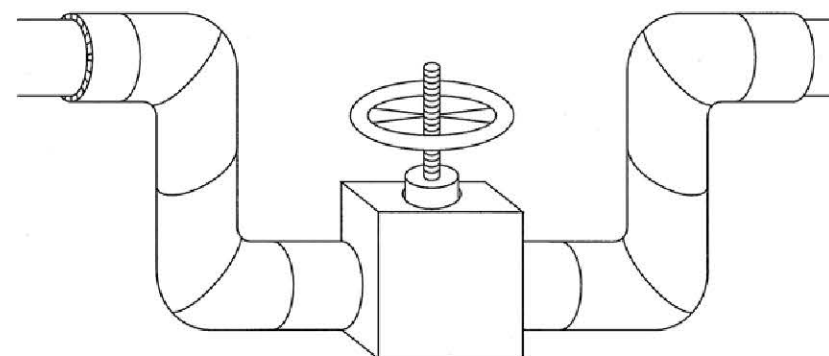
対 策 件 名	原子炉キャビティ除染シールの使用	実 施 内 容
分 類	作業の合理化	(1) キャビティ水張前にキャビティ全域を除染シールで養生し、キャビティ面を水と接触させない。 (2) キャビティ水抜き後、除染シールを撤去する。 治具使用  タッカー使用  移動式吊り足場使用 
実 施 期 間	玄海3号機：第1回定期検査～（現在も継続中） 玄海4号機：第1回定期検査～（現在も継続中）	
目 的	原子炉キャビティ水張前にキャビティ表面を除染シールで養生し、除染の作業時間及び作業人数を低減させることにより、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図る。	
効 果	本装置は、初回定検時から使用しているため、低減効果を採用前後比較した形では算定できないが、先行プラントの実績より約 25%の線量の低減効果があると推定される。	
今後の方針	今後も継続して実施する。	

第 2.2.1.5-9 図 被ばく線量低減対策 (6/16)

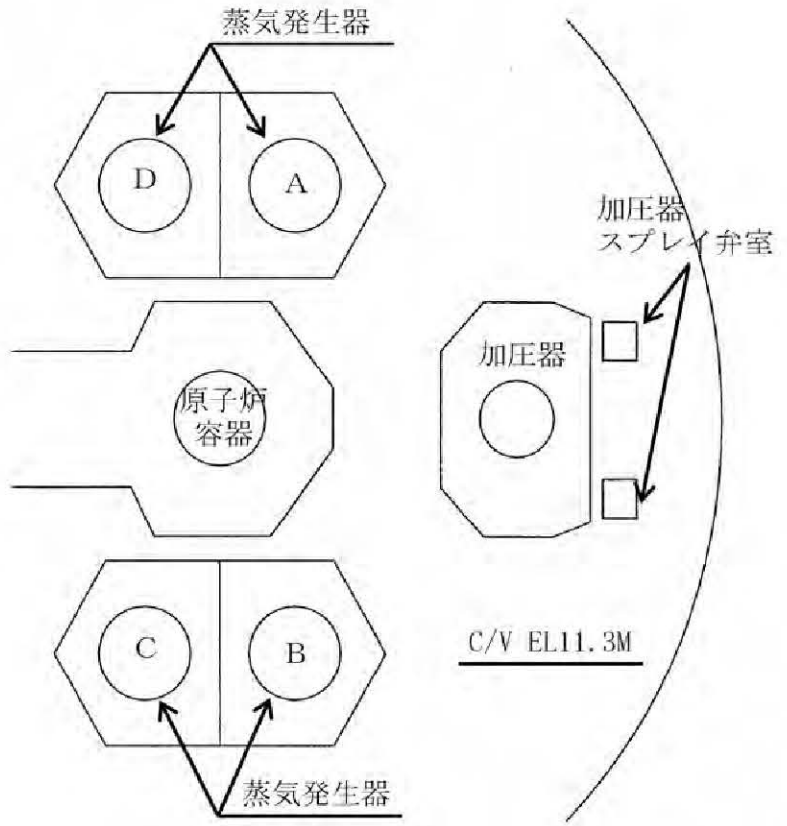
対 策 件 名	改良型蒸気発生器ノズル蓋導入	実 施 内 容
分 類	作業の合理化	蒸気発生器ノズル蓋について、ワンタッチ式で取付け取外しが容易な改良型に変更する。
実 施 期 間	玄海 3 号機：第 10 回定期検査～（現在も継続中） 玄海 4 号機：第 7 回定期検査～（現在も継続中）	
目 的	現在使用している蒸気発生器ノズル蓋は、ボルト固定式のため取付け取外しに時間を要している。よって、改良型（ワンタッチ式）を購入し、被ばく低減及び施設定期検査時間短縮を図る。	
効 果	被ばく低減：約 5%（初回のノズル内径計測時） 約 15%（2 回目以降） 定 検 短 縮：約 11 時間（初回のノズル内径計測時） 約 21 時間（2 回目以降）	
今後の方針	今後も継続して実施する。	

第 2.2.1.5-9 図 被ばく線量低減対策 (7/16)

対 策 件 名	1 次冷却材配管の遮蔽	実 施 内 容
分 類	作業環境の線量当量率の低減対策	【遮蔽範囲】 1. 主冷却材配管 2. 加圧器スプレイライン 3. 余熱除去系抽出ライン 4. 安全注入系蓄圧注入ライン 5. 再生熱交換器供給ライン
実 施 期 間	玄海 3 号機：第 1 回定期検査～（現在も継続中） 玄海 4 号機：第 1 回定期検査～（現在も継続中）	
目 的	1 次冷却材配管（主冷却材配管）に恒久的な遮蔽を兼ねた鉛入り保温材を取付けることにより、表面線量当量率を低減し、周辺で作業する放射線業務従事者が受ける線量の低減を図る。	
効 果	本装置は、初回定検時から使用しているため、低減効果を採用前後比較した形では算定できないが、先行プラントの実績より約 14%の線量の低減効果があると推定される。	
今後の方針	今後も継続して実施する。	



第 2.2.1.5-9 図 被ばく線量低減対策 (8/16)

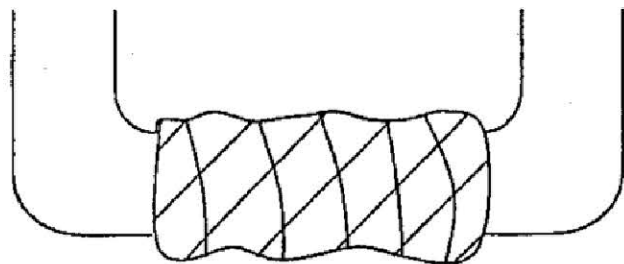
対 策 件 名	加圧器スプレィ弁室の設置	実 施 内 容
分 類	作業環境の線量当量率の低減対策	【加圧器スプレィ弁室の設置場所】 
実 施 期 間	玄海3号機：第1回定期検査～（現在も継続中） 玄海4号機：第1回定期検査～（現在も継続中）	
目 的	加圧器スプレィ弁室を設置し、加圧器及び付属配管からの放射線を遮蔽し、加圧器スプレィ弁点検時の作業環境の線量当量率を低減させることにより、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図る。	
効 果	当初から加圧器スプレィ弁室を設置しているため、低減効果を採用前後比較した形では算定できないが、先行プラントの実績より約48%の線量の低減効果があると推定される。	
今後の方針	今後も継続して実施する。	

第 2.2.1.5-9 図 被ばく線量低減対策 (9/16)

対 策 件 名	高線量当量率配管等の仮設鉛遮蔽	実 施 内 容							
分 類	作業環境の線量当量率の低減対策								
実 施 期 間	玄海3号機：第5～14回定期検査（必要に応じて実施） 玄海4号機：第1、2、4、5、7～12回定期検査 （必要に応じて実施）								
目 的	高線量当量率配管等に仮設鉛遮蔽を設置することによって、表面線量当量率を低減し、周辺で作業する放射線業務従事者が受ける線量の低減を図る。								
効 果	鉛遮蔽を実施した配管周辺場所の線量当量率低減効果 （例としてループ室仮設鉛遮蔽の場合を示す） <table><tr><td></td><td>実 施 前</td><td>実 施 後</td><td>低 減 効 果</td></tr><tr><td>線量当量率 (mSv/h)</td><td>0.21</td><td>0.12</td><td>約43%減</td></tr></table>			実 施 前	実 施 後	低 減 効 果	線量当量率 (mSv/h)	0.21	0.12
	実 施 前	実 施 後	低 減 効 果						
線量当量率 (mSv/h)	0.21	0.12	約43%減						
今後の方針	今後も必要に応じて継続する。								

格納容器内ループ室等の高線量当量率配管等に仮設の鉛遮蔽を実施した。

【鉛遮蔽の状況】



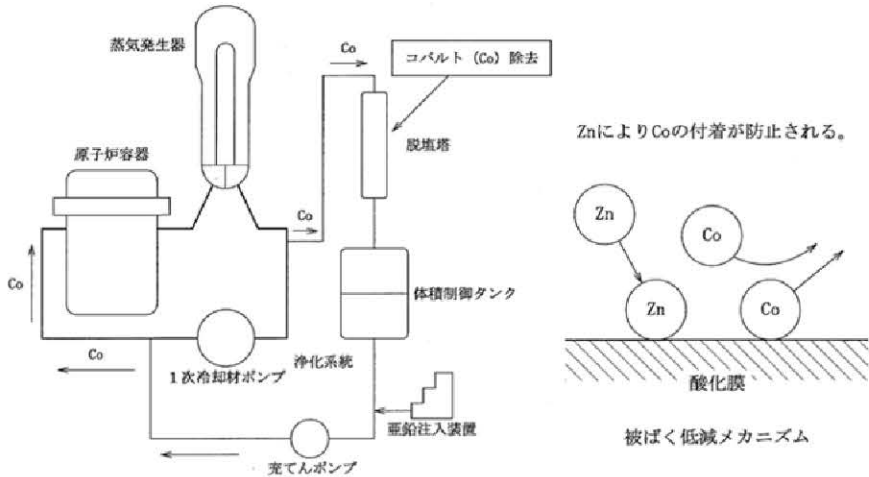
対 策 件 名	運転中の 1 次冷却材 pH 管理の実施	実 施 内 容									
分 類	作業環境の線量当量率の低減対策	p H管理の変遷 <table><tr><td></td><td>①</td><td>②</td></tr><tr><td>年</td><td>H5～H13. 7</td><td>H13. 8～</td></tr><tr><td>pH管理値</td><td>7. 3±0. 1</td><td>7. 3±0. 1*¹ (6. 8 相当*²)</td></tr></table> ※ 1：ほう素濃度 1， 1 0 0 p p m未満での管理値を示す。 ※ 2：ほう素濃度 1， 1 0 0 p p m以上での管理値を示す。 ① 実機の腐食生成物の性状調査により得られた詳細なニッケルフェライトの組成を基にした溶解度試験結果から、 p H 7. 3 ± 0. 1 で管理。 (なお、リチウム濃度は、 0. 2 ～ 2. 2 p p m) ② (財) 原子力発電技術機構の実証試験結果により、被ばく低減に有効であり材料健全性上影響がないことから、ほう素濃度に応じてリチウム濃度を調整し、 p H 値を管理する。 ほう素濃度 1， 1 0 0 p p m未満：リチウム濃度 0. 2 ～ 2. 2 p p m ほう素濃度 1， 1 0 0 p p m以上：リチウム濃度 0. 2 ～ 3. 5 p p m		①	②	年	H5～H13. 7	H13. 8～	pH管理値	7. 3±0. 1	7. 3±0. 1* ¹ (6. 8 相当* ²)
	①		②								
年	H5～H13. 7		H13. 8～								
pH管理値	7. 3±0. 1		7. 3±0. 1* ¹ (6. 8 相当* ²)								
実 施 期 間	玄海 3 号機：1993 年～（現在も継続中） 玄海 4 号機：1996 年～（現在も継続中）										
目 的	配管・機器等に付着する放射性クラッドの生成を抑制する観点から、プラント運転中に 1 次冷却材水中の pH を高くすることで、線量当量率を低減し、定検中の放射線業務従事者が受ける線量の低減を図る。										
効 果	(財) 原子力発電技術機構にて実施した「原子力発電所水質等環境管理技術信頼性実証試験」結果で線源強度低減効果が 10 サイクル平均で数%と示されていることから、当該号機においても同等な線源強度低減効果があるものと推定される。										
今後の方針	今後も継続して実施する。										

対 策 件 名	新外層クラッド除去	実 施 内 容
分 類	作業環境の線量当量率の低減対策	【外層クラッド除去法】 放射性腐食生成物やニッケルの溶解度は、1 次冷却材の溶存水素濃度に強く依存することから、原子炉停止後に過酸化水素を添加し、1 次冷却材の溶存水素濃度を速やかに低濃度に維持させる。
実 施 期 間	玄海 3 号機：第 7～10、14 回定期検査 玄海 4 号機：第 7～10、12 回定期検査	
目 的	原子炉停止時に配管・機器等に付着している腐食生成物の溶解・はく離を促進させ、浄化系にて効率よく除去することで、作業エリアの線量当量率を低減し、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図る。	
効 果	線源強度低減効果は、先行プラントの実績より約 10%と推定される。	
今後の方針	今後も必要に応じて実施する。	

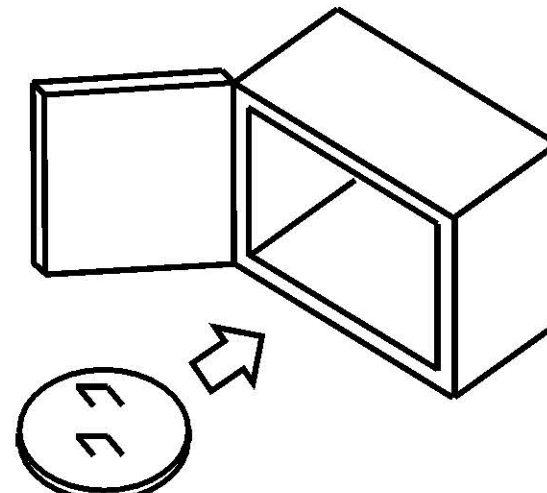
第 2.2.1.5-9 図 被ばく線量低減対策 (12/16)

対 策 件 名	1 次冷却材への満水酸化の実施	実 施 内 容
分 類	作業環境の線量当量率の低減対策	【溶存水素濃度の管理操作】 低温停止到達時より過酸化水素を添加し、腐食生成物の溶解・はく離を促進させる。
実 施 期 間	玄海 3 号機：第 11～13 回定期検査 玄海 4 号機：第 11 回定期検査	
目 的	原子炉停止時に配管・機器等に付着している腐食生成物の溶解・はく離を促進させ、浄化系にて効率よく除去することで、作業エリアの線量当量率を低減し、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図る。	
効 果	被ばく線量の低減効果については定量化できないが、早期に作業環境の線量当量率が低減されている。	
今後の方針	今後も継続して実施する。但し、大型機器更新後の施設定期検査で線量当量率上昇が懸念される場合又は工地上満水酸化法を適用できない場合などは状況に応じて新外層クラッド除去の検討を行う。	

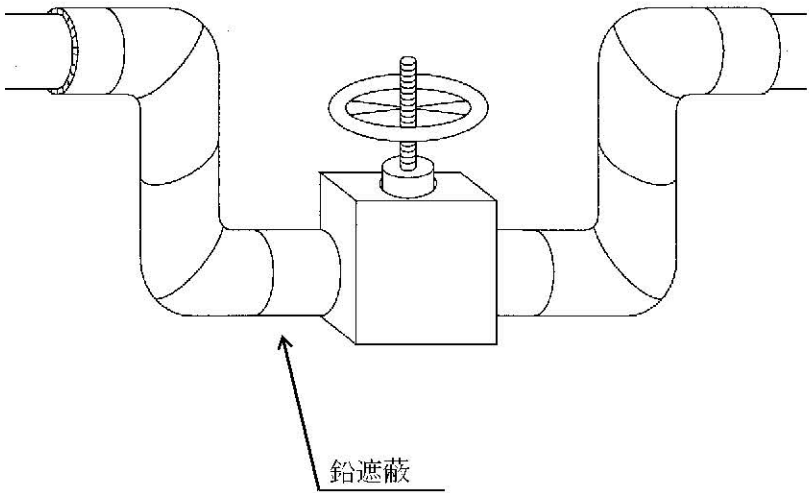
第 2.2.1.5-9 図 被ばく線量低減対策 (13/16)

対 策 件 名	1 次冷却材への亜鉛注入	実 施 内 容								
分 類	作業環境の線量当量率の低減対策	亜鉛注入装置を使用し、亜鉛溶液として化学体積制御系統の充てんラインより注入する。 (亜鉛注入系統概略図)  ZnによりCoの付着が防止される。 被ばく低減メカニズム								
実 施 期 間	玄海 3 号機：第 9 サイクル～（現在も継続中） 玄海 4 号機：第 6 サイクル～（現在も継続中）									
目 的	1 次冷却材水中に亜鉛を注入し、放射性コバルトの配管への付着を抑制することで線量当量率を低減し、定検中の放射線業務従事者が受ける線量の低減を図る。									
効 果	亜鉛注入による線量当量率低減効果 (例として蒸気発生器水室の場合を示す)									
<table><tr><td></td><td>注入前（第 8 回）</td><td>注入後（第 9 回）</td><td>低減効果</td></tr><tr><td>線量当量率 (mSv/h)</td><td>69.4</td><td>60.4</td><td>約 13%減</td></tr></table>			注入前（第 8 回）	注入後（第 9 回）	低減効果	線量当量率 (mSv/h)	69.4	60.4	約 13%減	
	注入前（第 8 回）	注入後（第 9 回）	低減効果							
線量当量率 (mSv/h)	69.4	60.4	約 13%減							
今後の方針	今後も継続して実施する。									

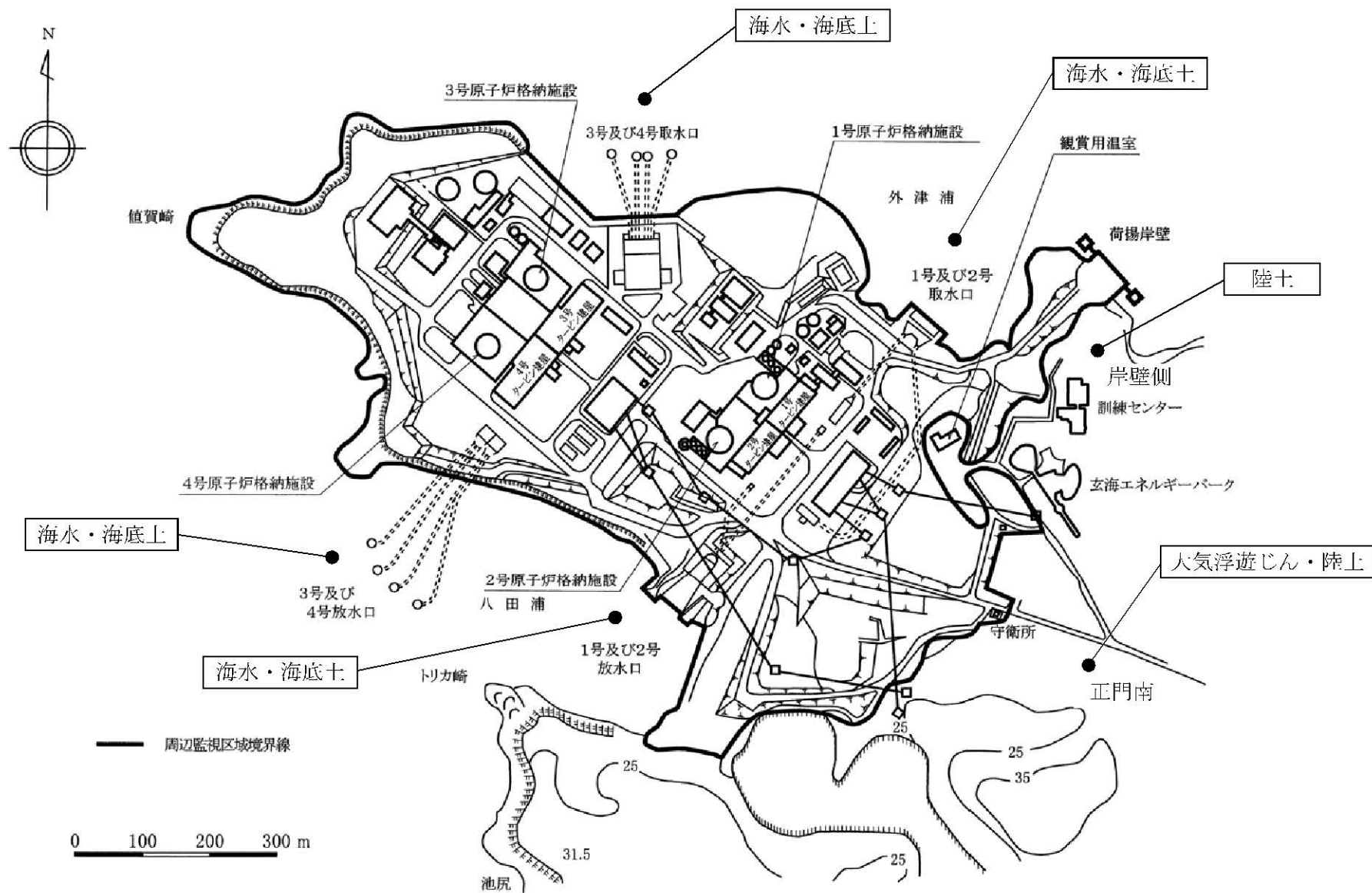
第 2.2.1.5-9 図 被ばく線量低減対策（14/16）

対 策 件 名	蒸気発生器インサートプレートの鉛遮蔽保管	実 施 内 容
分 類	作業環境の線量当量率の低減対策	蒸気発生器マンホールインサートプレートの鉛遮蔽保管を実施し、線量当量率を低減させる。 鉛遮蔽キャビネット  蒸気発生器インサートプレート
実 施 期 間	玄海 3 号機：第 10 回定期検査～（現在も継続中） 玄海 4 号機：第 7 回定期検査～（現在も継続中）	
目 的	作業により取り外した蒸気発生器マンホールインサートプレートについて、鉛遮蔽保管することにより作業場所周辺の線量当量率を低減させ、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図る。	
効 果	被ばく線量の低減効果については定量化できないが、早期に作業環境の線量当量率が低減されている。	
今後の方針	今後も継続して実施する。	

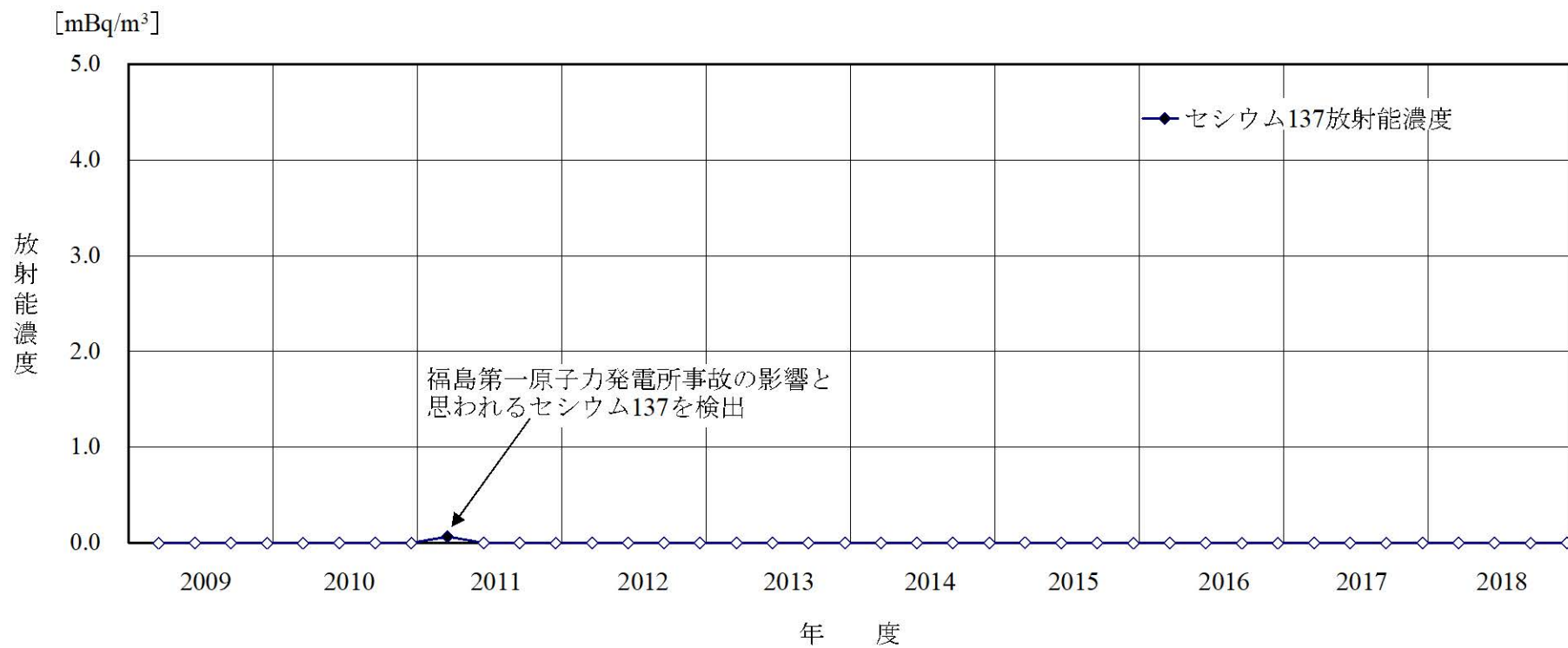
第 2.2.1.5-9 図 被ばく線量低減対策 (15/16)

対 策 件 名	格納容器冷却材ドレンタンク廻り鉛遮蔽恒設化	実 施 内 容
分 類	作業環境の線量当量率の低減対策	ドレンタンク本体及び付属配管に恒設鉛遮蔽を施し周辺の線量率を低減させる。 
実 施 期 間	玄海3号機：第11回定期検査～（現在も継続中）	
目 的	ドレンライン廻り配管は一度の施設定期検査において鉛遮蔽の取付け取り外しを数回実施しており、また、時間を要するためドレンタンク本体及び付属配管に恒設の鉛遮蔽を取り付け、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図る。	
効 果	被ばく線量の低減効果については定量化できないが、タンク本体、周辺における作業員及び遮蔽設置の作業員の被ばく低減が図られる。	
今後の方針	今後も継続して実施する。	

第 2.2.1.5-9 図 被ばく線量低減対策 (16/16)

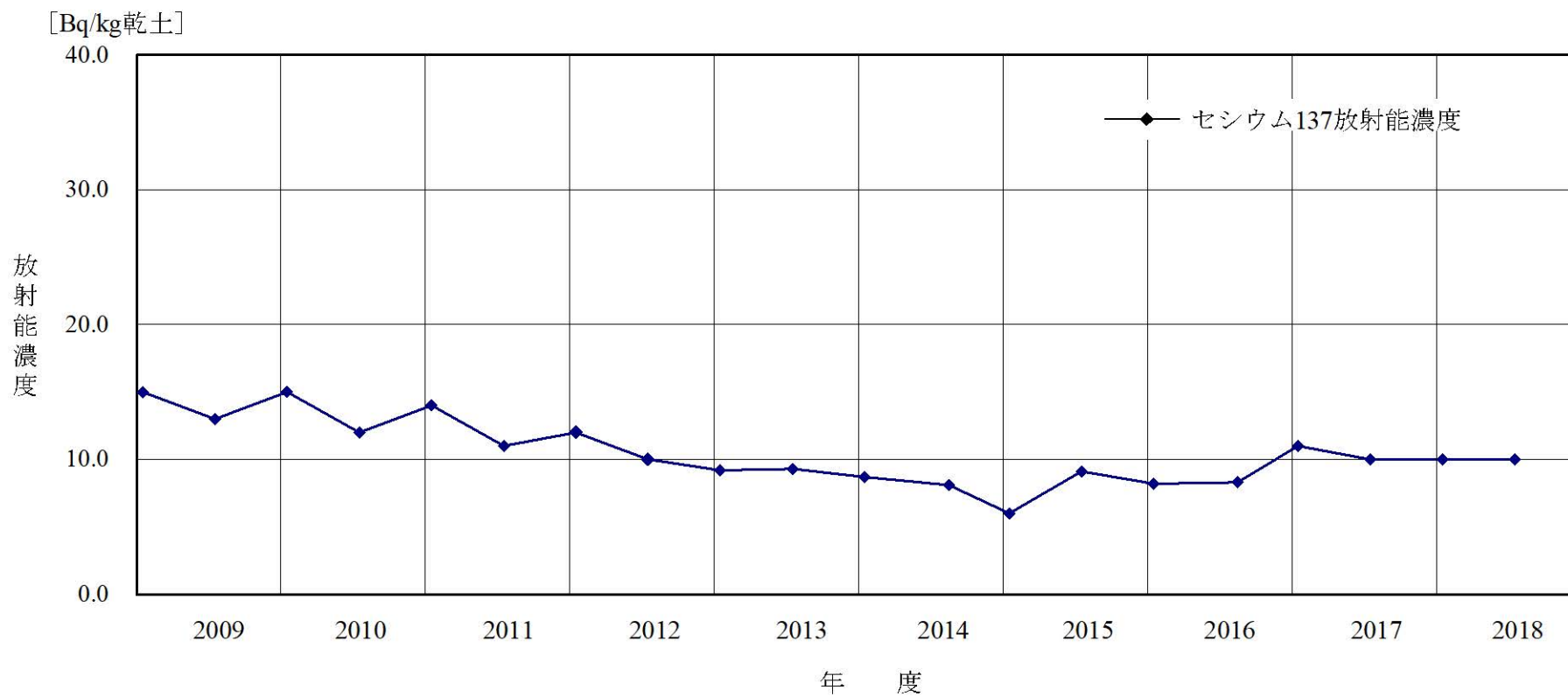


第2.2.1.5-10図 環境試料の採取地点



注：白抜きは、定量限界（最新値：0.0048mBq/m³）未満を示す。

第2.2.1.5-11図 環境試料（浮遊じん）中の放射能濃度



第2.2.1.5-12図 環境試料(陸土)中の放射能濃度(1/2) [正門南]