

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22回	第23回
2 定期検査期間	発電機解列	2018年 4月23日	2019年10月18日
	発電機並列	2018年 8月31日	2019年12月26日
	定格熱出力到達	2018年 9月 8日	2019年12月31日
	総合負荷性能検査	2018年 9月28日	2020年 1月23日
	定期検査日数	159日間	98日間
3 定期検査の実施状況	2018年4月23日(解列)から2018年9月28日(総合負荷性能検査)(解列から総合負荷性能検査まで159日間)で実施した。	2019年10月18日(解列)から2020年1月23日(総合負荷性能検査)(解列から総合負荷性能検査まで98日間)で実施した。	
4 定期検査期間中の主要工事	(1) 蒸気発生器取替工事 (2) 1次冷却材管板厚変更工事 (3) 海水ポンプ無給水軸受化工事	(1) 高エネルギーアーク損傷に伴う火災発生防止対策工事(D/G盤を除く) (2) 抽出ライン配管修繕工事	
5 定期検査中に発見された異常の概要	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。	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。	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)(1/4)

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	<p>(2018年度 川内原子力発電所 不適合管理) 川内1号機第23回保全サイクル定期事業者検査のうち、安全保護系機能検査の事後改訂の不備</p> <p>安全保護系機能検査において検査手順書の修正を行ったが、事後改訂に関する以下の不備が確認された。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・当該検査手順書を検査成績書制定までに事後改訂していなかった。 ・検査成績書の特記事項に事後改訂する旨を記載していなかった。 <p>原因は改訂の目的を考慮した場合に、検査要領書に定められた「不適合管理 3. 要領書(手順書)の不備 (2) 検査判定に影響を与えないもの」及び、事後改訂に関する事項を定めた「定期事業者検査実施要領」の「5.2 定期事業者検査要領書の改訂」の記載内容から、改訂の目的に応じて事後改訂する場合と事後改訂しない場合との選択ができると判断してしまったことであった。</p> <p>(是正状況)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本事象について、保修課制御係及び定期事業者検査を行う検査担当課へ業務連絡票により周知を行った。 ・「定期事業者検査実施要領」の「5.2 定期事業者検査要領書の改訂」に関する記載の明確化を図り、川内2号機第22回施設定期検査終了後より運用を開始した。 ・「定期事業者検査実施要領」見直し後、保修課制御係を含め定期事業者検査を行う検査担当課で教育を行った。 	<p>「業務の管理」に係る3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。</p>	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)(2/4)

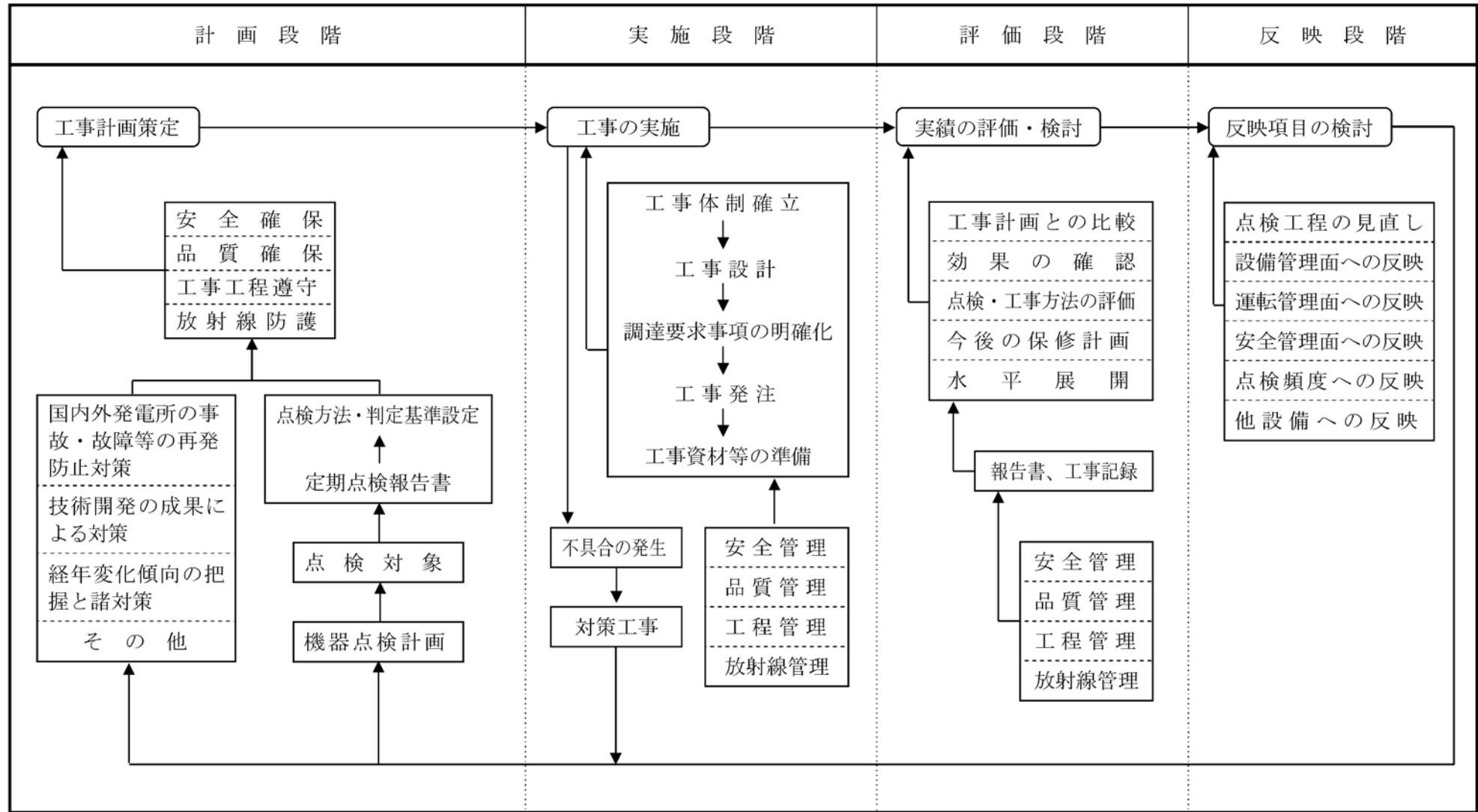
保安規定条文	不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1	<p>業務の管理</p> <p>(2018年度 川内原子力発電所 不適合管理) 川内2号機第22保全サイクル定期事業者検査のうち、総合インターロック検査の検査手順の不備</p> <p>総合インターロック検査の実施にあたり、系統構成として界磁遮断器の投入操作を実施したが、投入できない事象が発生した。 原因は手順書の記載が不十分であったこと(遮断器を投入するためにはモード選択制御器であるAVR切替PBが「界磁一定」となっている必要があるが、手順では界磁遮断器投入の一連の操作を代表して「界磁遮断器41Eを投入する」とだけ記載していた。これは、モード選択が条件にある操作については、基本的に操作をする前に必要なモードの確認又は切替えてから操作をすることから一連の操作として捉え「界磁遮断器41Eを投入する」とだけ記載していた。)及びお互いの思い込みにより不適合発生を防止できなかった(保守課の検査担当者は界磁遮断器の操作については、発電課が一連の操作として「界磁一定」を確認又は切替えたうえで界磁遮断器を投入するものであり、これまでも問題なく検査が出来ていることから、発電課が本記載内容で実施してくれるものと思っていた。発電課の担当者は手順書には「界磁遮断器41Eを投入する」とだけしか記載がないことから、「界磁一定」としなくても本検査においては投入できると思い込んでいた。)ことである。</p> <p>(是正状況) ・川内1号機総合インターロック検査については、第23保全サイクル分は既に終了していることから、第24保全サイクルの手順書に反映した。 ・本事象について、保守課内及び定期事業者検査を行う検査担当課へ周知した。 ・本事象について、保守課制御係内の教育を行った。</p>	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）(3/4)

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	<p>業務の管理</p> <p>(保安調査(定例試験試運用) (2018年度第3四半期)) 格納容器スプレイポンプのメカシール用冷却器小口径配管を固定するUボルトのナットの緩み止めナットについて、取り付けられていない箇所が複数箇所確認された。</p> <p>(是正状況) 指摘された箇所については、緩み止めナットの取り付けを実施した。また、ほかのポンプについて確認したところ、緩み止めナットの付いていない箇所があったため、取り付けを実施した。</p>	<p>前のページと同じ</p>	<p>無</p>
8.2.3	<p>プロセスの監視及び測定</p> <p>(2015年度 川内原子力発電所 不適合管理) 川内2号機第20保全サイクル定期事業者検査「原子炉格納容器全体漏えい率検査」における、露点温度検出不良</p> <p>川内2号機第20保全サイクル定期事業者検査「原子炉格納容器全体漏えい率検査」を実施中、全9点ある露点温度検出の一部が不良となったため、検査条件を満足しない状態となった。 露点検出器不良事象に伴い、現地・工場における原因調査を実施した結果、原因は露点検出器のヒータ線短絡であった。</p> <p>(是正状況) ・A種試験前[川内1号第24回、川内2号第23回]に露点検出器の全数取替えを実施した。また、温度検出器(39台)についても合わせて一式新品に交換した。 ・作業要領書(標準作業手順書)を改正した。(露点検出器、温度検出器の点検時に外観点検手順の反映、漏えい検査装置の健全性確認について実施時期を含め明確化及び取替頻度をこれまでの使用実績とメーカー推奨期間を考慮し検査前に検討) ・本内容について定期事業者検査を実施する検査担当課へ周知した。</p>	<p>「プロセスの監視及び測定」に係る2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。</p>	<p>無</p>

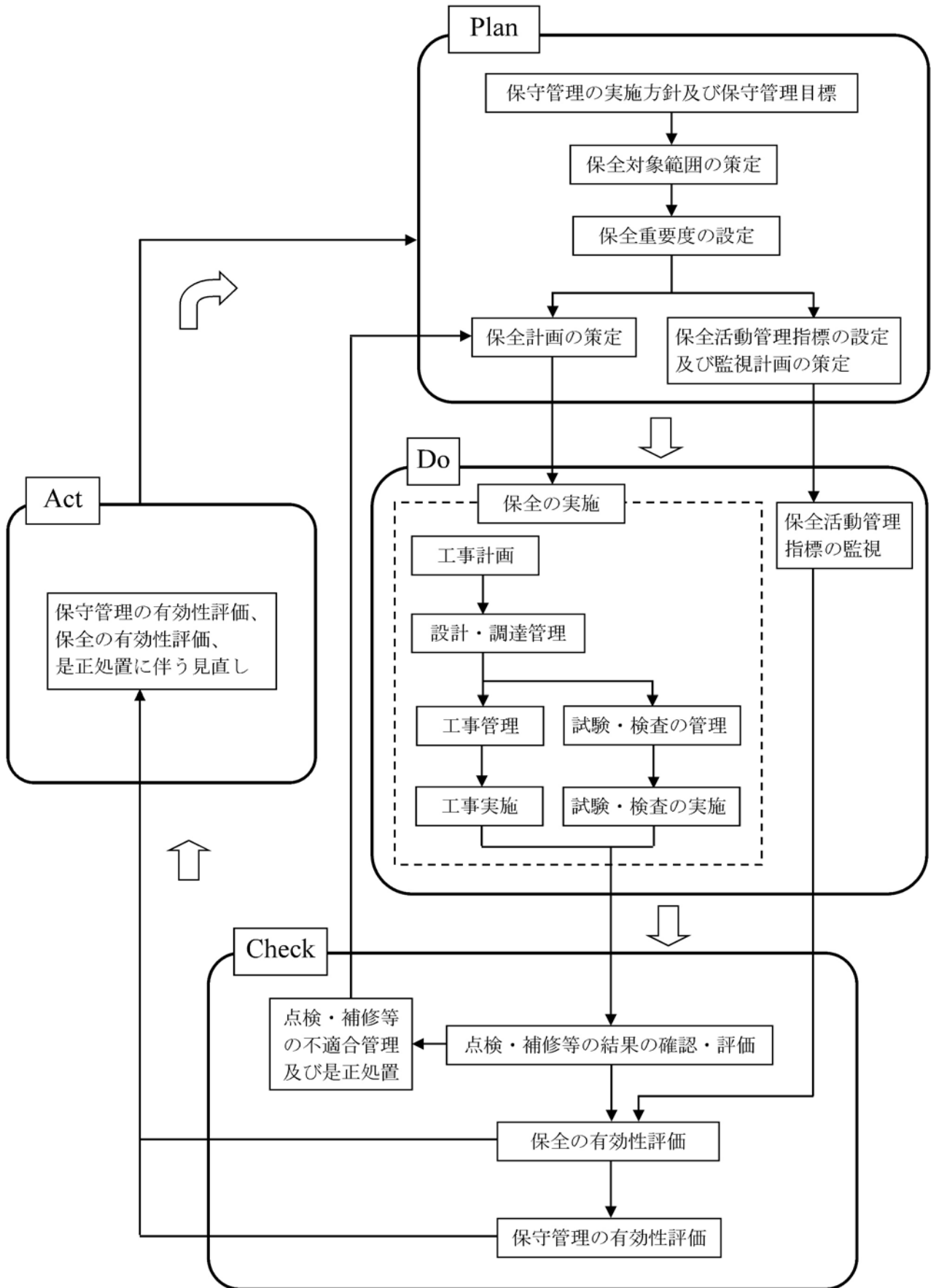
第 2.2.1.3-4 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(保守管理に係るもの)(4/4)

保安規定条文	不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
8.2.3 プロセスの監視及び測定	<p>(2019年度 川内原子力発電所 不適合管理) 補給水処理装置A-濁質剤注入ポンプケーシングの破孔</p> <p> 保守依頼票に基づき当該ポンプの分解点検を行なったところ、ケーシング内面に経年的な内面エロージョンによると思われる微細な破孔(約φ1mm)が確認された。 原因は、当該ポンプが送水する流体には、濁質剤(ケイ酸アルミニウムが主成分でコンパウンドのような粉末)が混ざっており、系統内は特殊な環境であるが、このような条件で運転することによりケーシング内面に経年的なエロージョンが発生、進展し微細な破孔に至って、滴下が発生したためである。 </p> <p>(是正状況)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・当該ポンプ(A号機)のケーシングの材質を耐摩耗性に優れた材質に変更した。 ・当該ポンプと同様な使用環境にあるB号機についても、ケーシングの材質を耐摩耗性に優れた材質に変更した。 ・2次系設備、1次系設備のポンプについて、今回と同様に濁質剤の混ざった特殊な環境下で運転しているポンプがないか調査を行った結果、補給水処理装置A/B-濁質剤注入ポンプ以外にはないことを確認した。 	前のページと同じ	無



注：業務の主管は、保守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

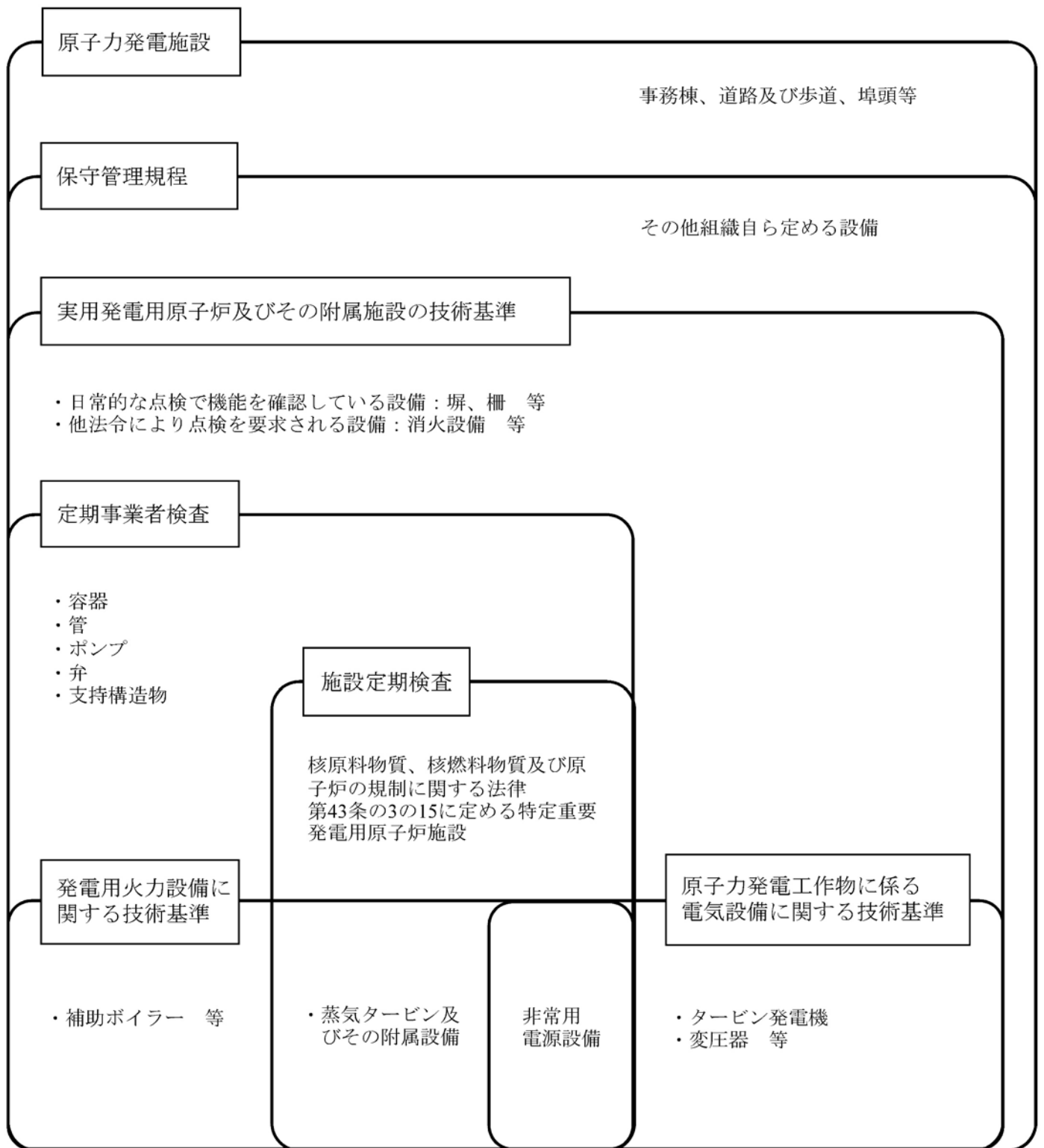
保守管理の実施方針

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、僅かな変化を気付き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

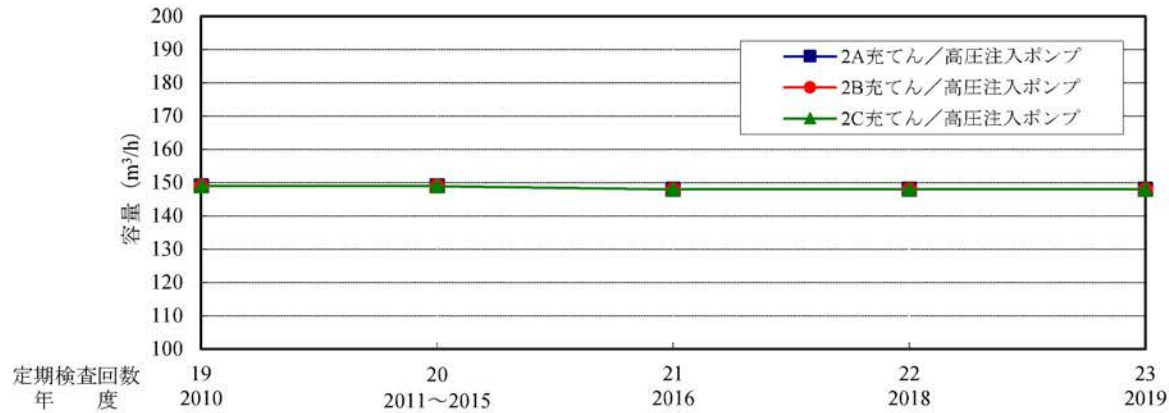
第2.2.1.3-3図 保守管理の実施方針



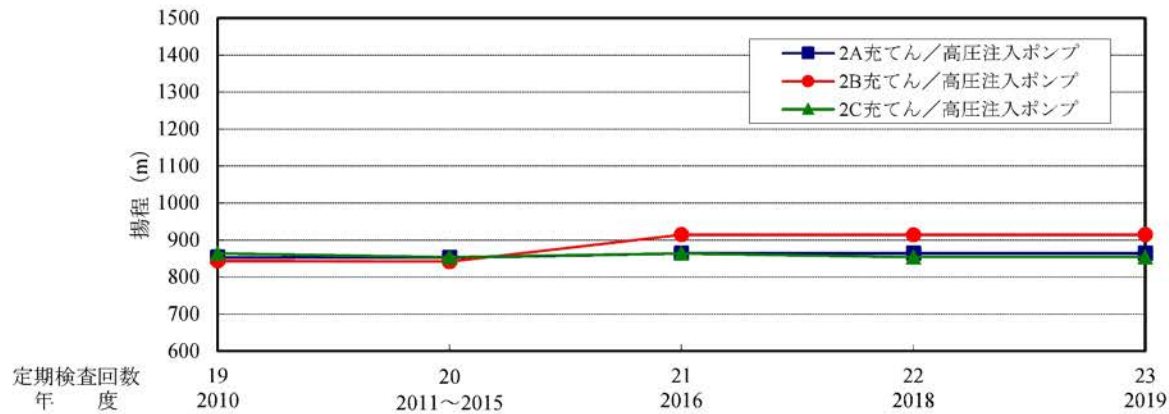
第2.2.1.3-4図 保全の対象範囲

検査名：非常用炉心冷却系機能検査（1/2）

【 充てん／高圧注入ポンプ 容量 】



【 充てん／高圧注入ポンプ 揚程 】



判定基準

容量 147m³/h以上

揚程 732m以上

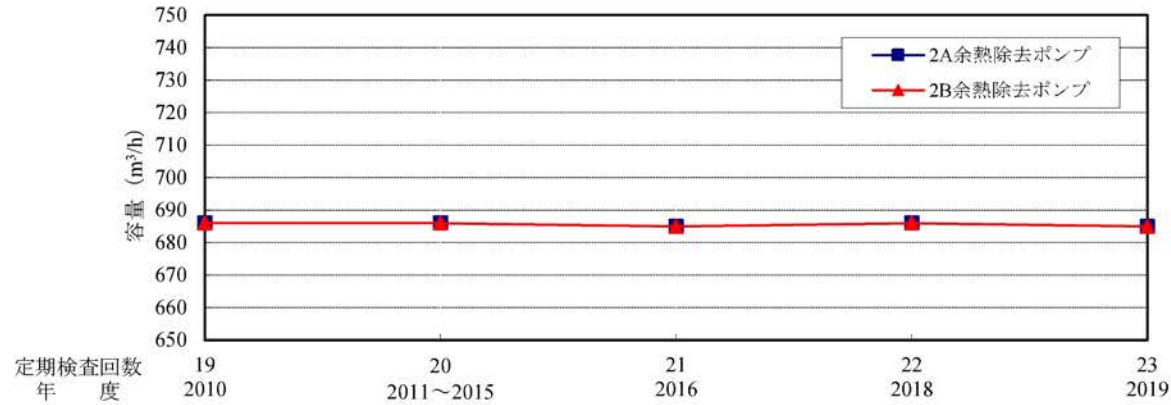
<評価>

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。

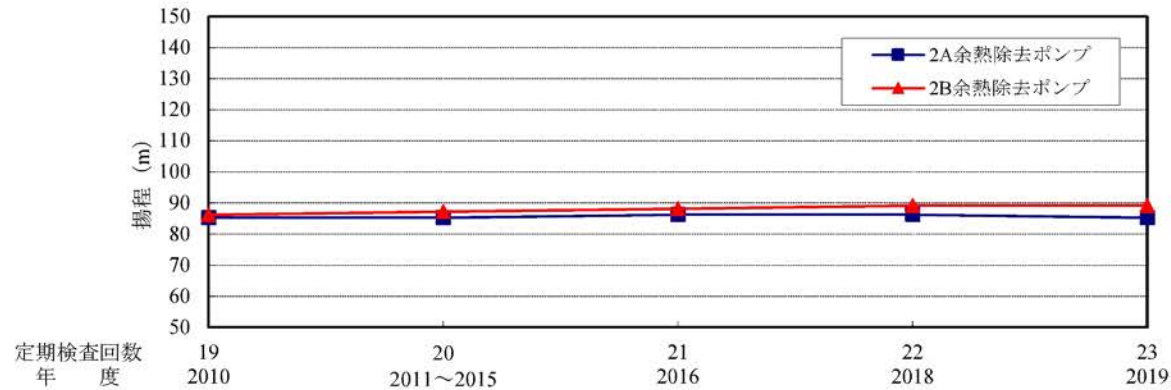
注：容量は、各定期検査において2A、2B、2Cとも極めて近い値であり、グラフ上では重なっている。

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 82.4m以上

<評価>

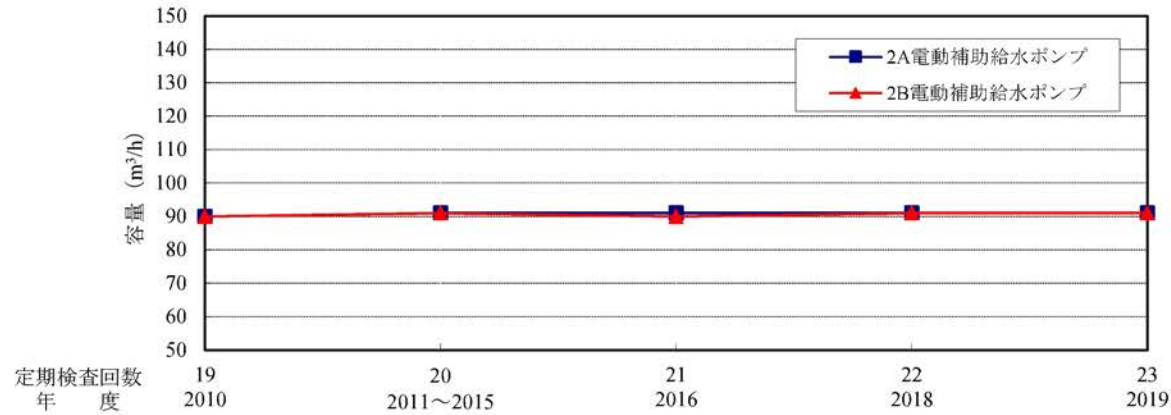
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

注：容量は、各定期検査において2A、2Bとも極めて近い値であり、グラフ上では重なっている。

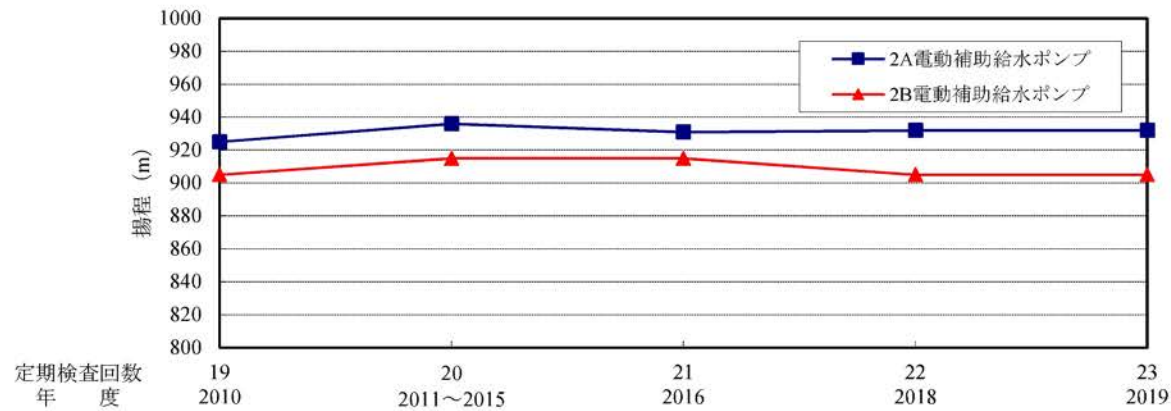
第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果(2/12)

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 】



【 電動補助給水ポンプ 揚程 】



判定基準

容量 90m³/h以上

揚程 900m以上

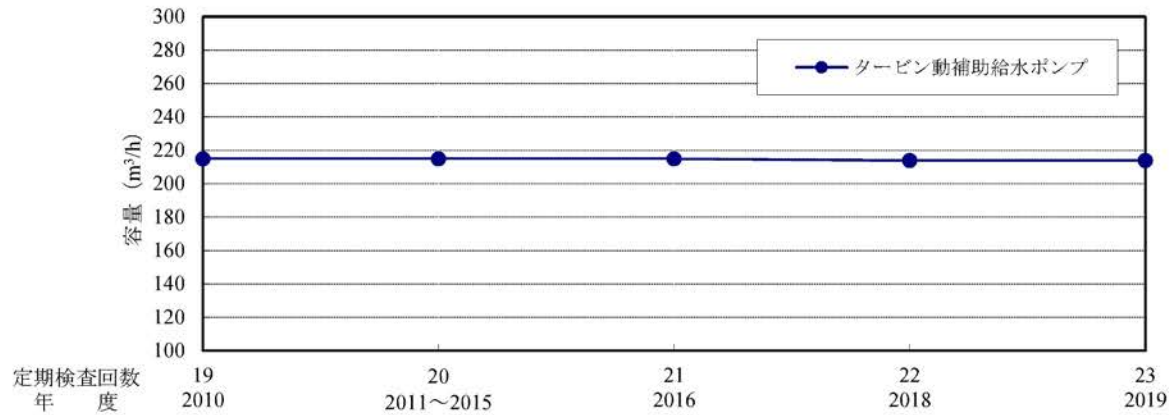
<評価>

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。

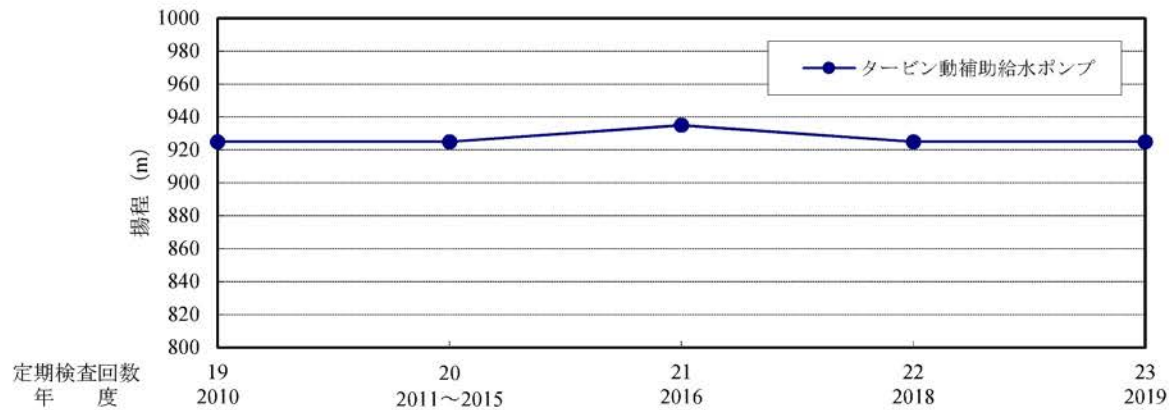
注：容量は、各定期検査において2A、2Bとも極めて近い値であり、グラフ上では重なっている。

検査名：補助給水系機能検査（2/2）

【 タービン動補助給水ポンプ 容量 】



【 タービン動補助給水ポンプ 揚程 】



判定基準

容量 210m³/h以上

揚程 900m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。

第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果(4/12)

検査名：主蒸気隔離弁機能検査（1/1）

判定基準

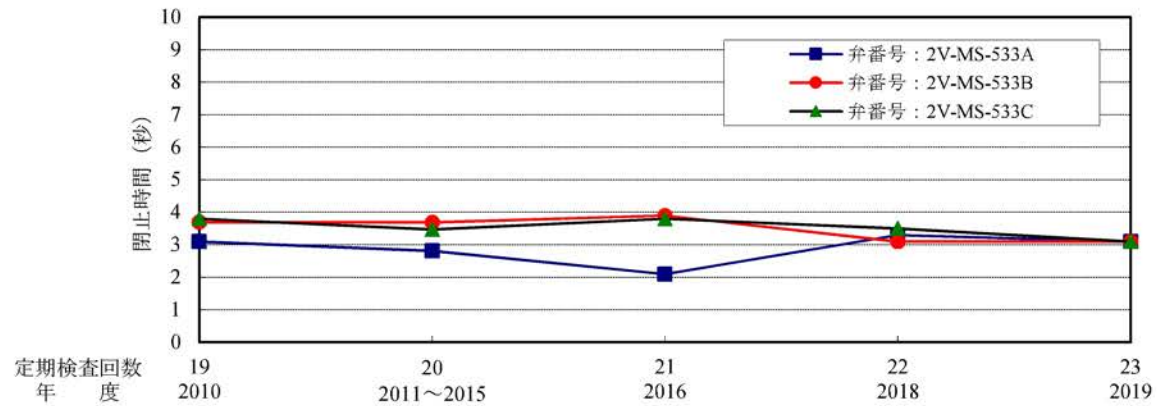
閉止時間

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 】



2.2.1-165

第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果(5/12)

検査名：制御棒駆動系機能検査（1/1）

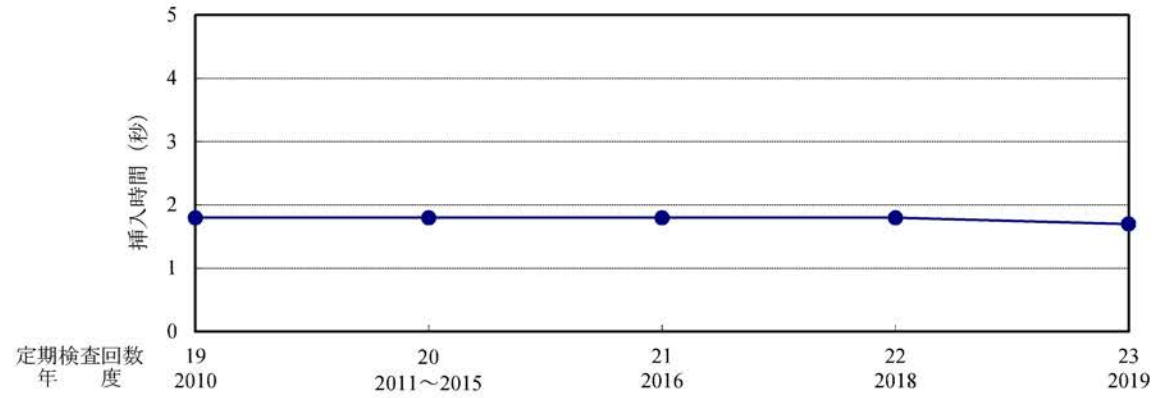
判定基準

挿入時間
2.5秒以下

<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。

【 制御棒クラスタ 挿入時間 】



2.2.1-166

第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果(6/12)

検査名：アニュラス循環排気系機能検査 (1/1)

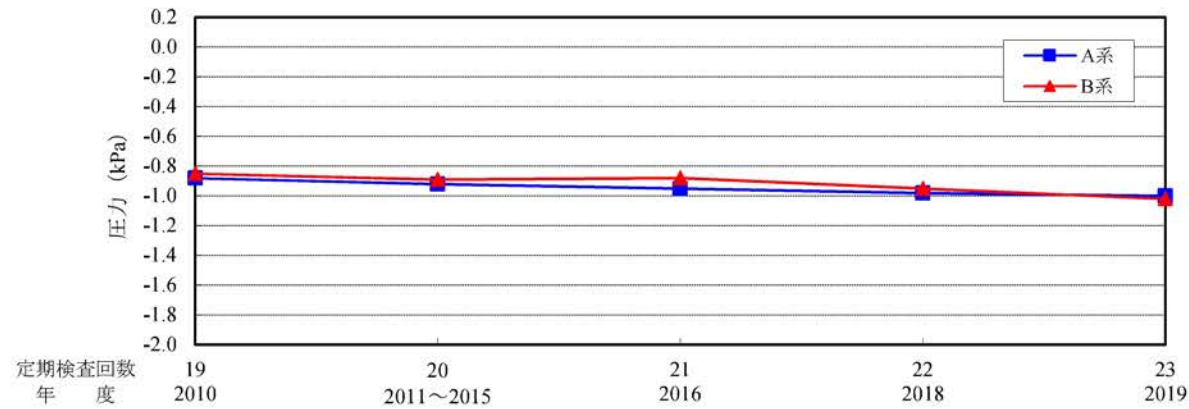
判定基準

アニュラス内部圧力
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。

【 アニュラス内部圧力 】



第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果(7/12)

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)

0.08%/day以下（第20回）

0.04%/day以下（第23回）

(局部)

0.04%/day以下（第19～22回）

<評価>

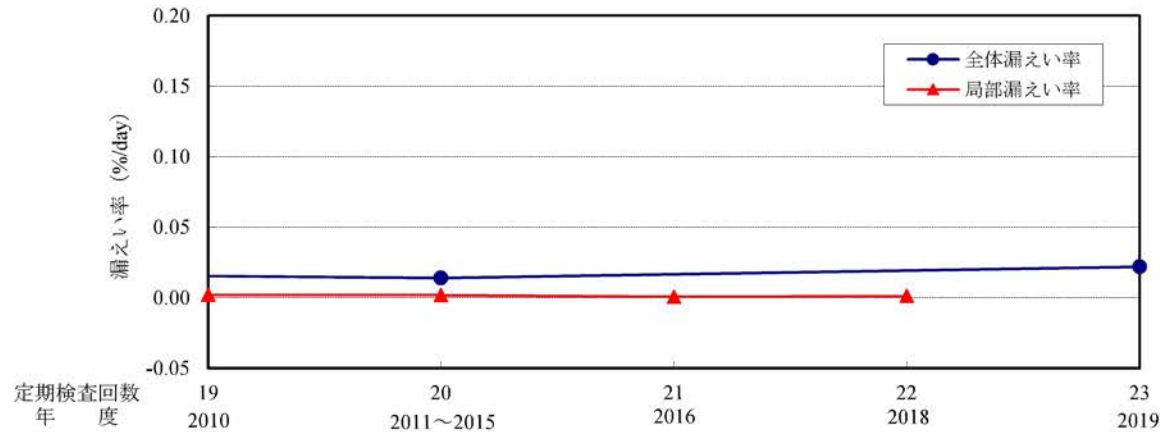
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

注：原子炉格納容器漏えい検査のうち全体漏えい率検査は、3定期検査ごとに実施している。

なお、第20回は停止期間が長期に渡ったため、再検査にて全体漏えい率検査を実施。また、従来局部漏えい率検査の一部範囲を全体漏えい率検査に変更して実施。

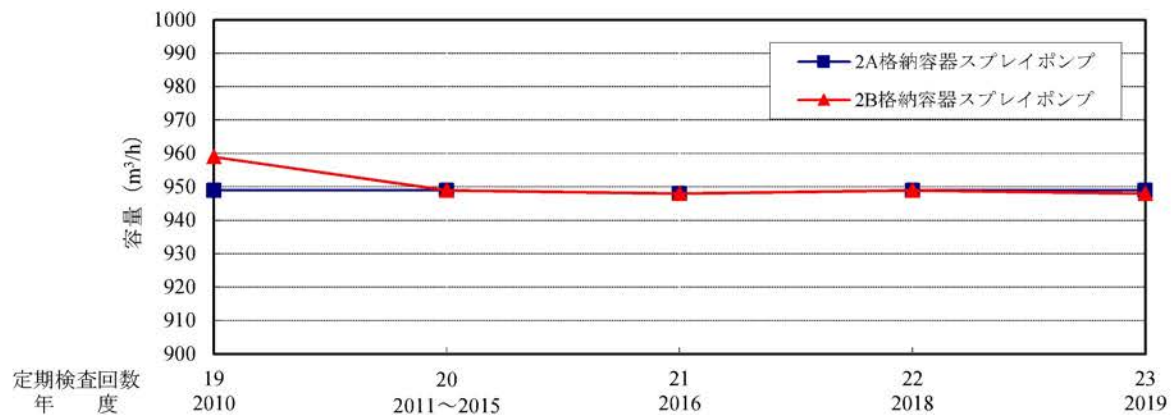
左図において、第20回以前の全体漏えい率のグラフは第18回の結果 1.7×10^{-2} %/dayを考慮して作図している。

【 原子炉格納容器 漏えい率 】

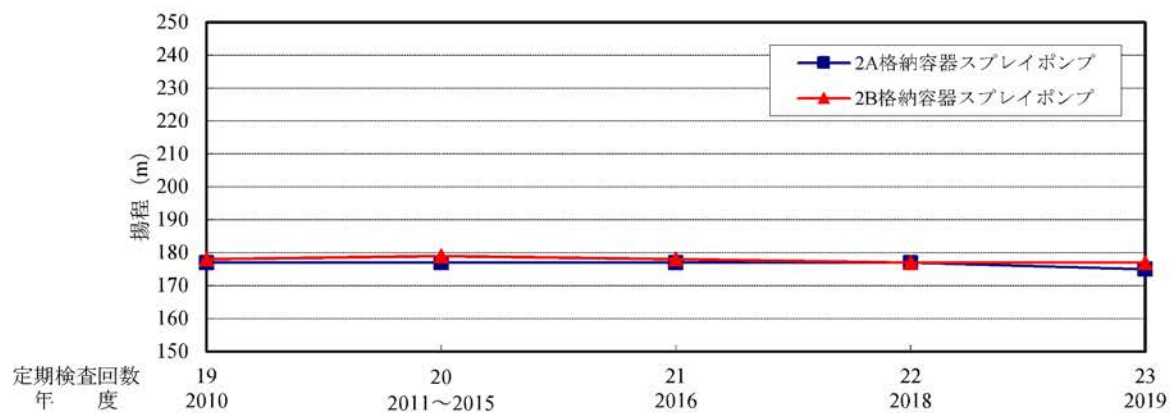


検査名：原子炉格納容器安全系機能検査（1/1）

【 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 940m³/h以上

揚程 170m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。

検査名：非常用予備発電装置機能検査（1/1）

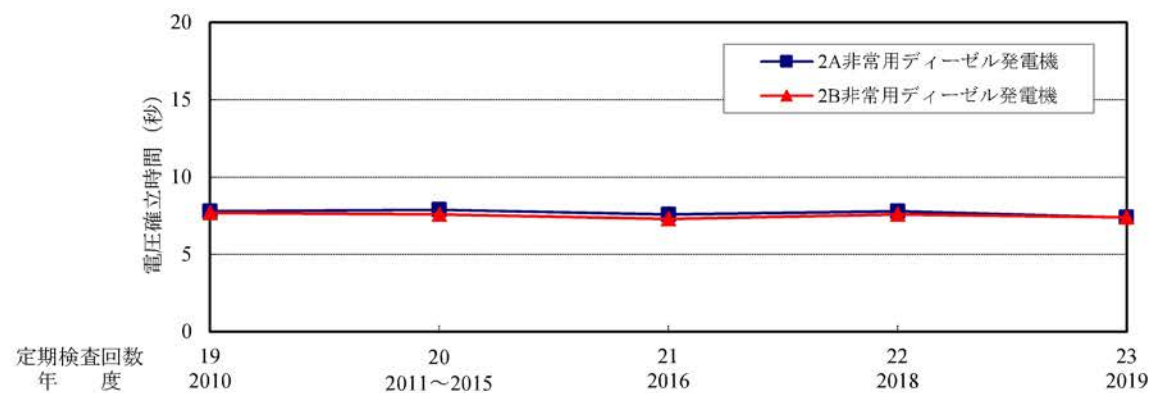
判定基準

電圧確立時間
10.0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。

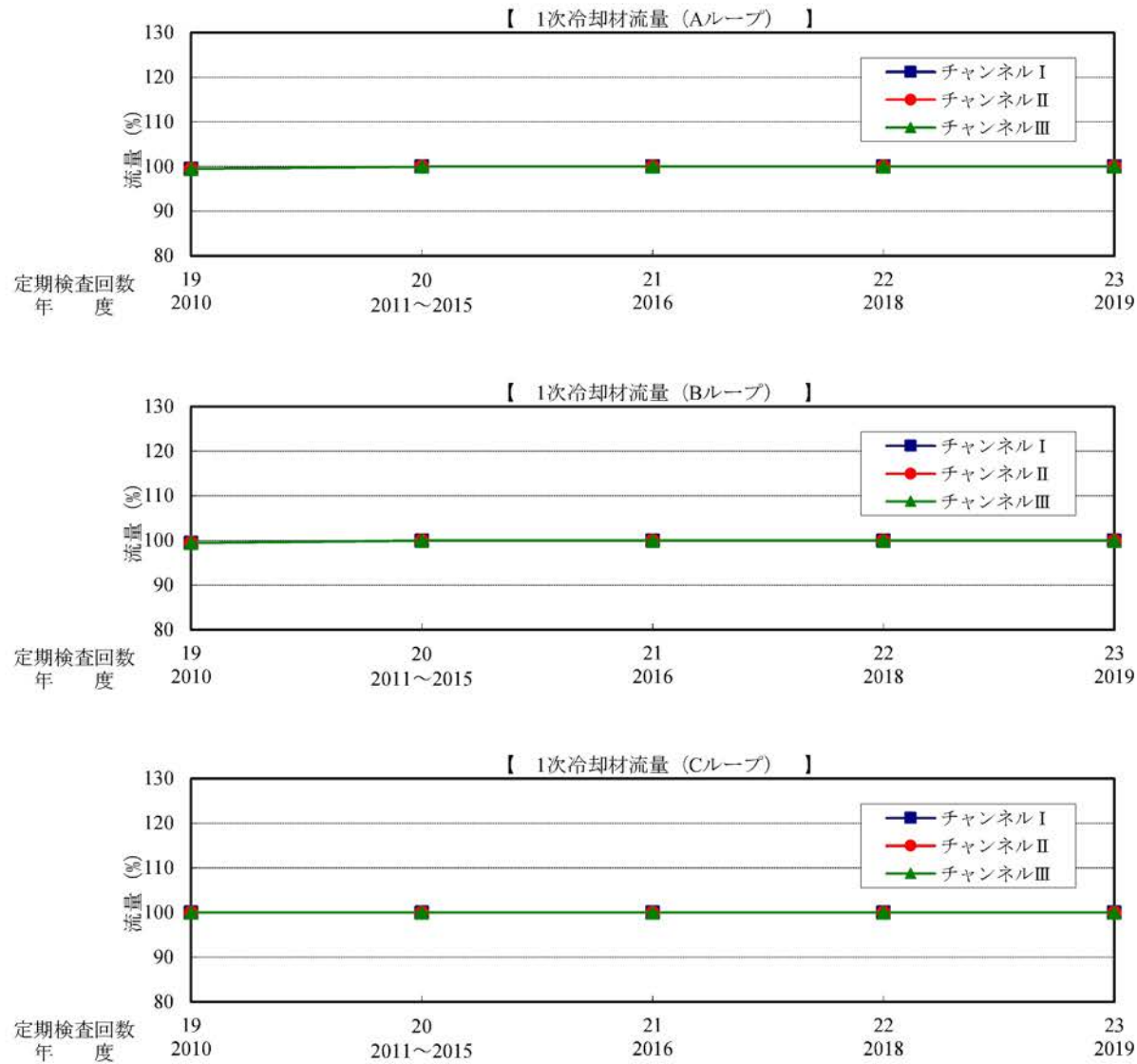
【 非常用ディーゼル発電機 電圧確立時間 】



2.2.1-170

第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果(10/12)

検査名：総合負荷性能検査（1/1）



判定基準

1次冷却材流量

90%以上（第18～20回）
90.4%以上（第21、22回）

<評価>

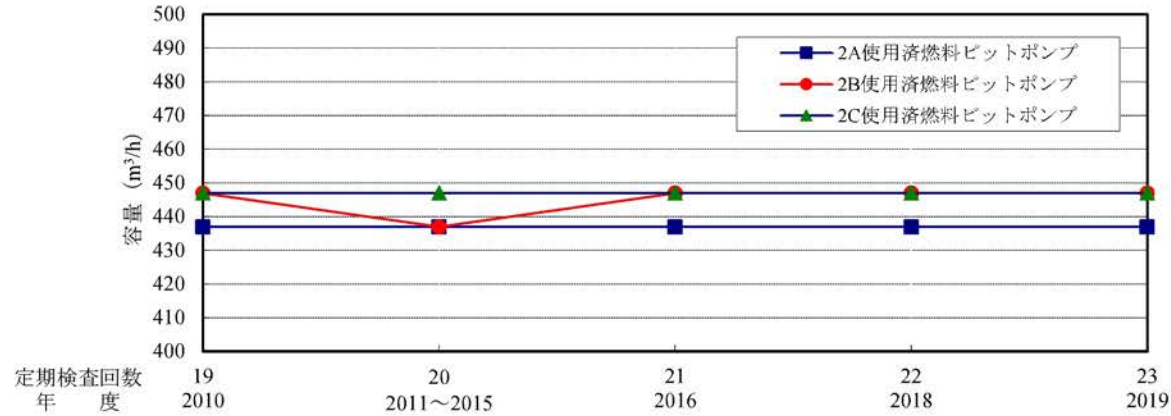
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

注：1次冷却材流量（Aループ、Bループ、Cループ）は、各定期検査においてチャンネルI、II、IIIとも極めて近い値であり、グラフ上では重なっている。

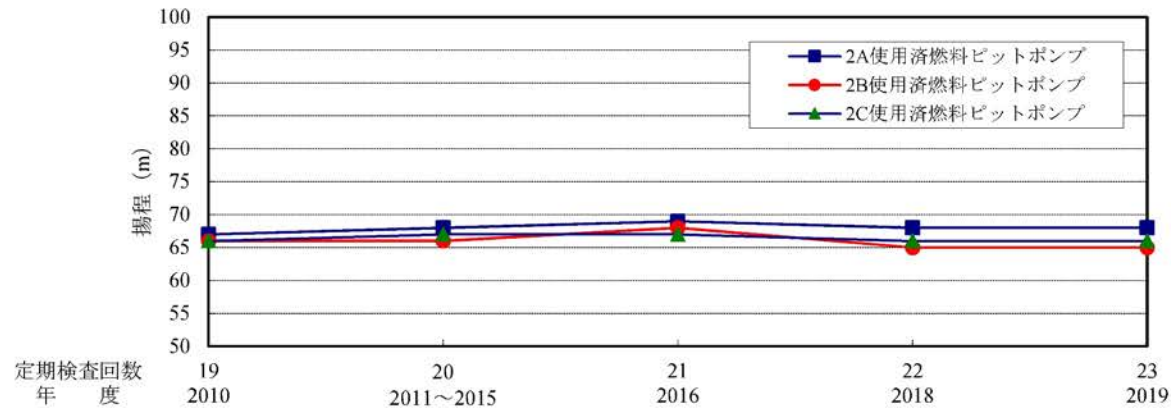
第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果(11/12)

検査名：使用済燃料貯蔵槽冷却浄化系機能検査（1/1）

【 使用済燃料ピットポンプ 容量 】



【 使用済燃料ピットポンプ 揚程 】



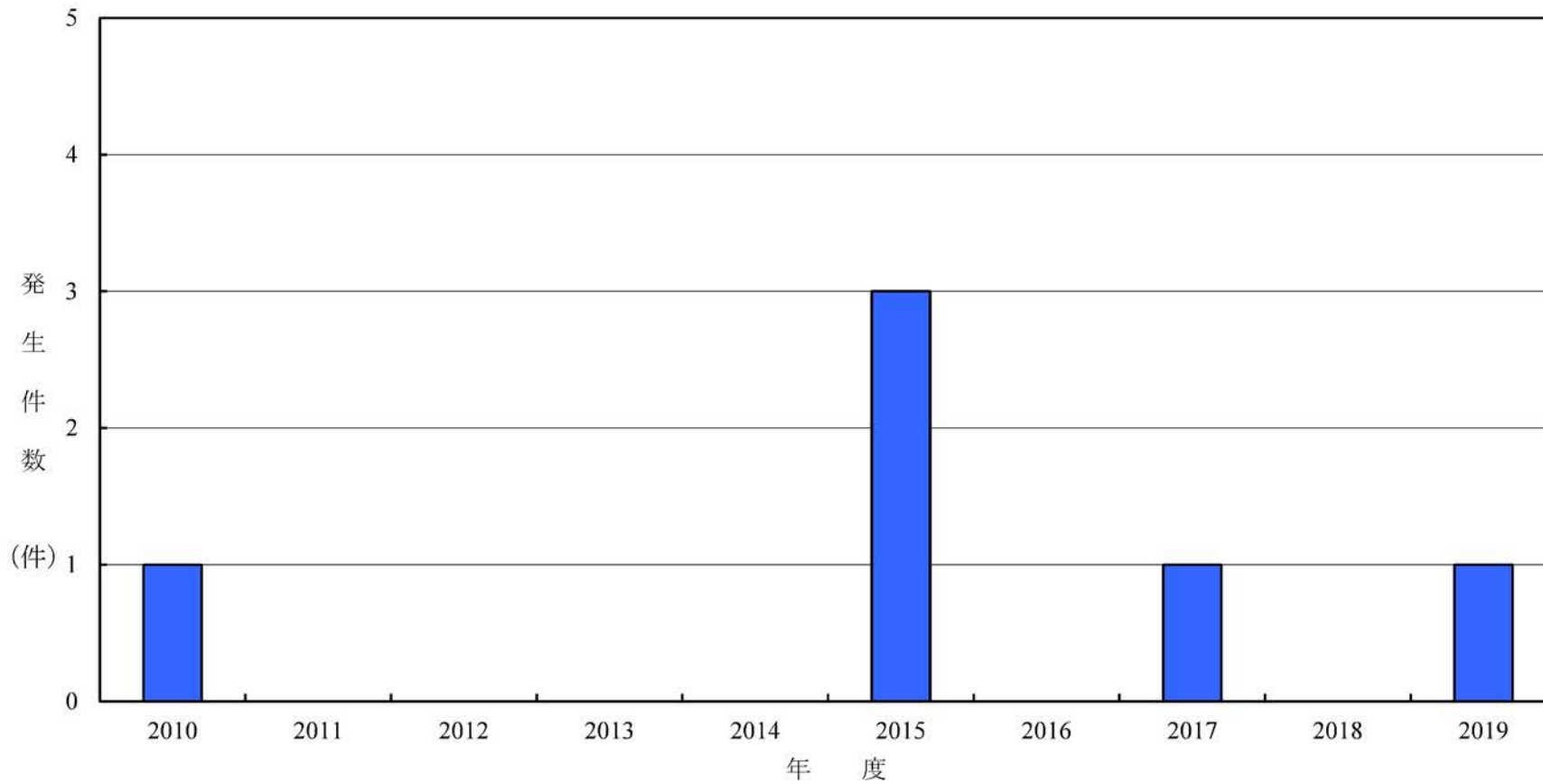
判定基準

容量 430m³/h以上

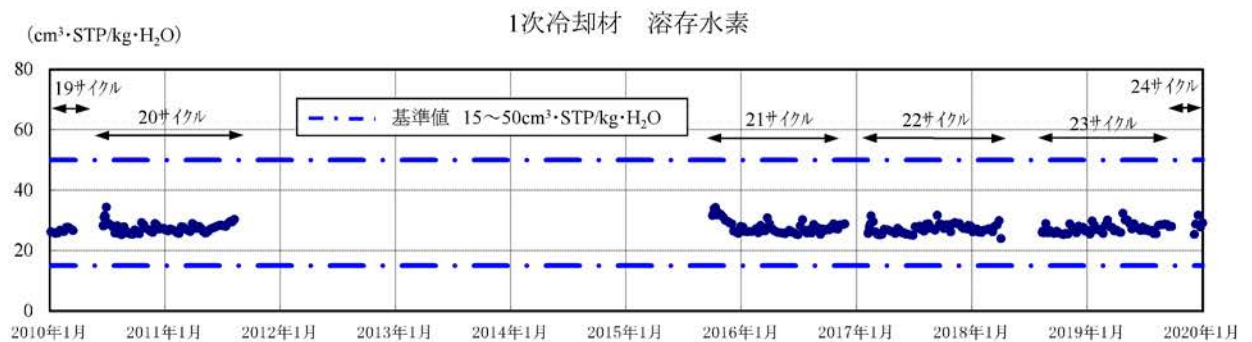
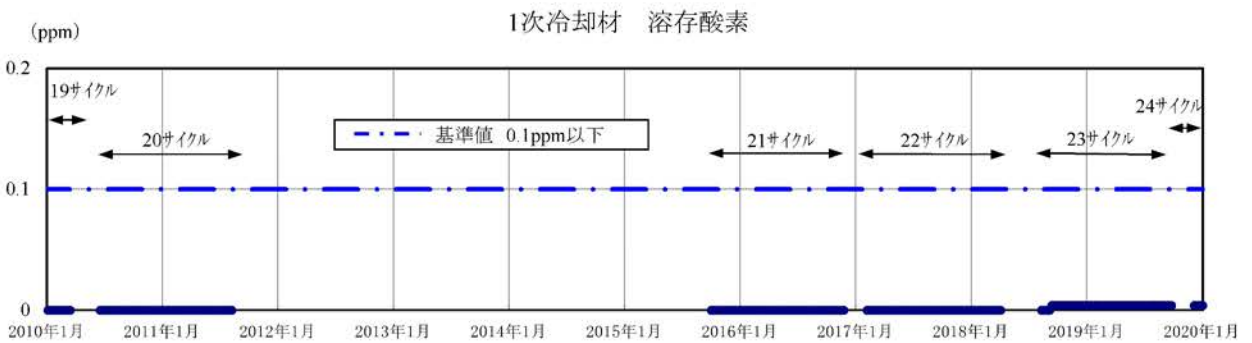
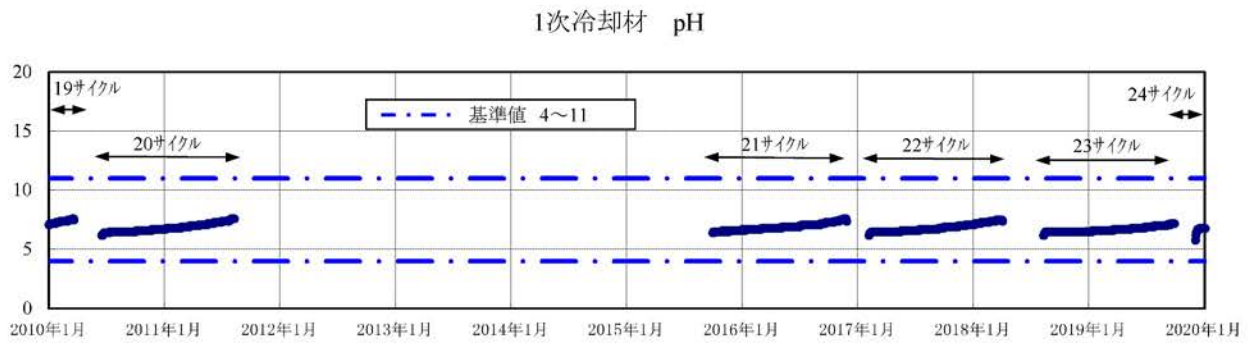
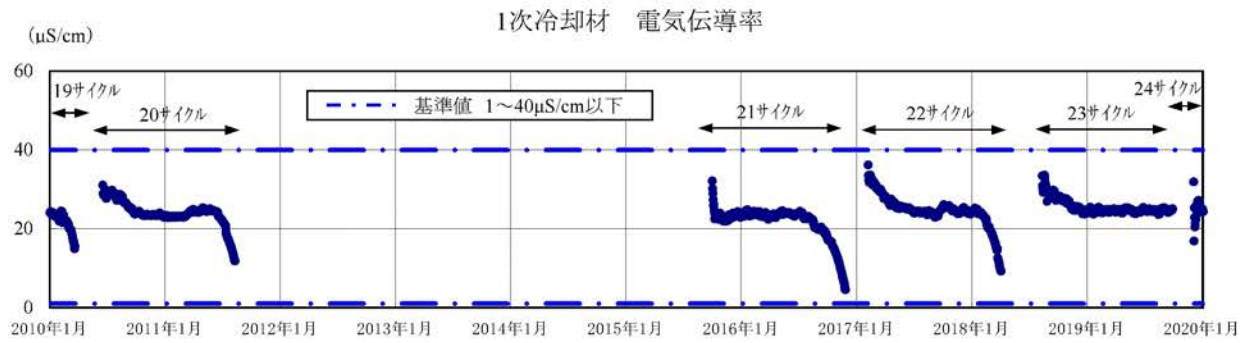
揚程 65m以上

<評価>

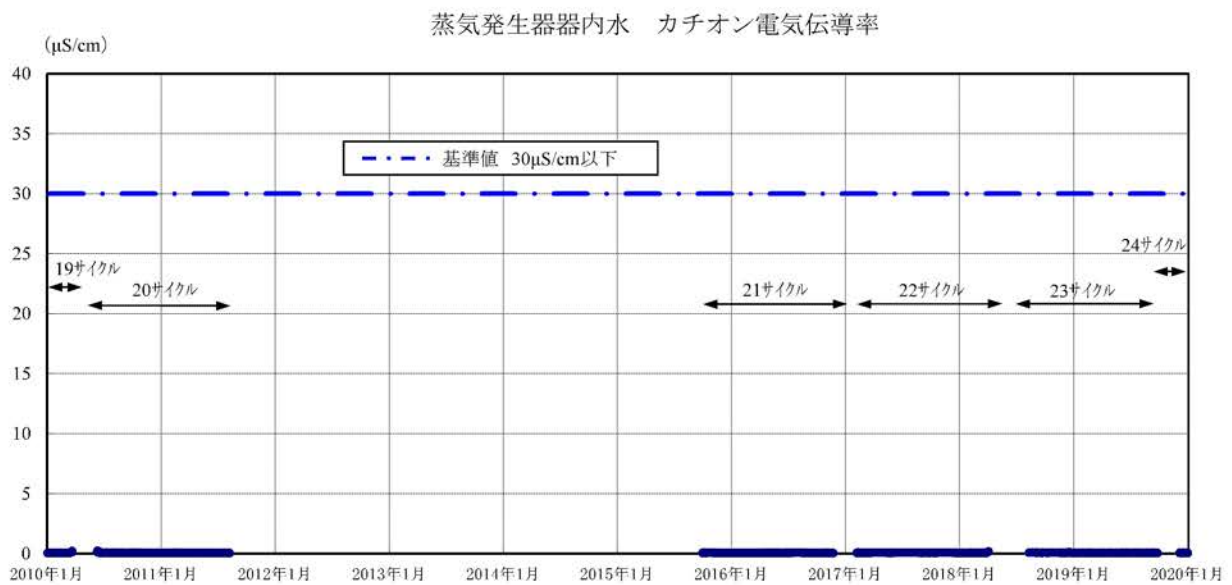
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。



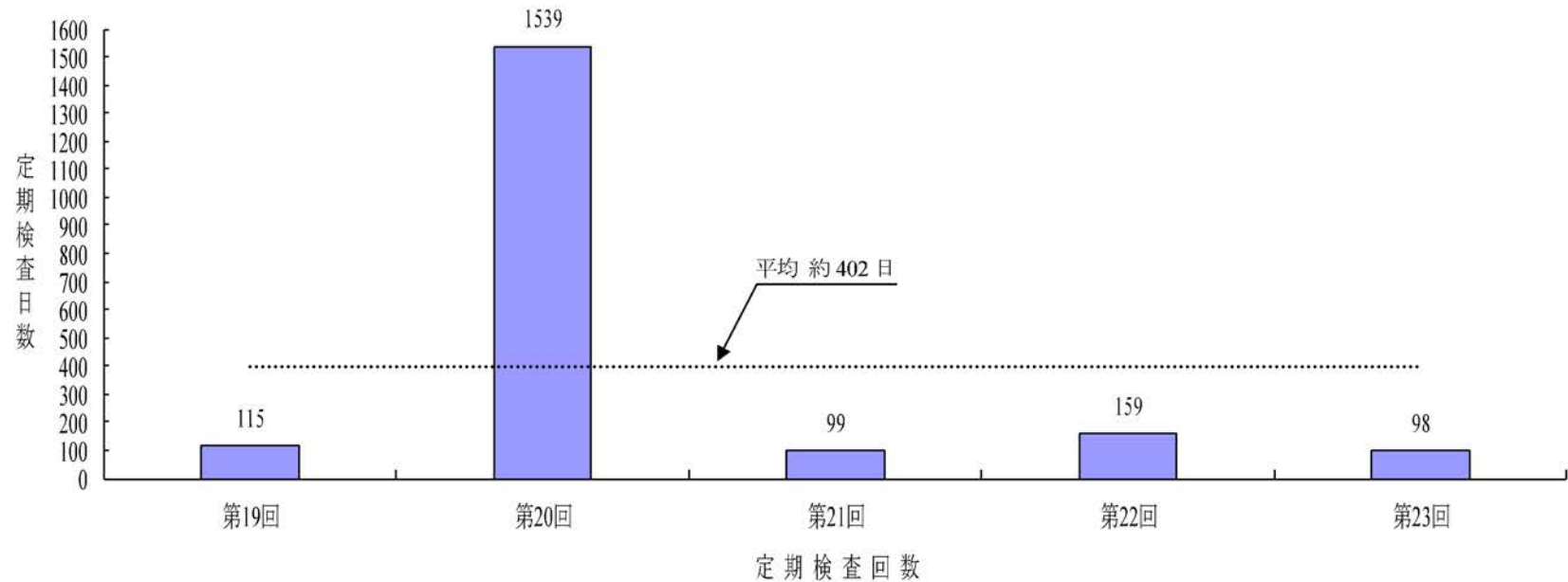
第2.2.1.3-6図 設備の不適合発生件数
(2019年度は、2019年4月1日から2020年1月23日までの発生件数を示す)



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



(調査期間における施設定期検査期間等)

施設定期検査回数	施設定期検査期間	施設定期検査日数	主要工事
第23回	2019年10月18日～2020年1月23日 (2019年10月18日～2019年12月26日)	98	高エネルギーアーク損傷に伴う火災発生防止対策工事 (D/G 盤を除く) 抽出ライン配管修繕工事

注：定期検査期間及び定期検査日数は発電機解列～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・輸送、炉心管理、水質管理、予期せぬ臨界の防止等を適切に行い、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・体制に係る活動については、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、第2.2.1.1-2図に示す。技術課において燃料管理、炉心管理に関する事項、安全管理課において水質管理に関する事項、保修課において燃料取替え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、組織及び分掌事項を明確にし、確実に保安活動を実施できる体制としている。

燃料取替えに当たって、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。技術課長はその燃料取替計画等に基づき燃料取替実施計画を立案し、保修課長はこれに基づき燃料取替えを実施している。

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・検討を関係箇所で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

燃料管理の社内マニュアルに係る活動については、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、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は燃料管理に係る社内マニュアルに定め、以下に示す燃料管理を実施している。(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、加工工程ごとにメーカにおいて当社の立会検査を行い、さらに国の検査に合格した後、発電所へ受け入れている。

新燃料の構内輸送に当たっては「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。

貯蔵に当たっては、定期的に巡視点検を行い、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、燃料取扱建屋クレーン、新燃料取扱工具を使用し適切に行っている。

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、燃料取扱建屋クレーン、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、原子燃料技術グループ長は、運転計画に基づき燃料取替計画を策定しており、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おいて、DNB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、運転上の制限は1.42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41.1kW/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。

※Constant Axial Offset Control;アキシヤ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タ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 $1.8\% \Delta k/k$ 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 $1.8\% \Delta k/k$ 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 $1.8\% \Delta k/k$ 以上であることを確認している。

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。

(ヘ) 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(48,000又は55,000MWd/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、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。

貯蔵に当たっては、定期的に巡視点検を行い、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、「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 「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(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、川内1、2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。

燃料取替え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. 燃料の取扱い及び貯蔵に関する設備の改善状況

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、燃料の取扱い及び貯蔵に関する設備に係るものはなかった。

(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濃度のサイクルごと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。

今回の調査期間におけるよう素131濃度は、保安規定に定めている運転上の制限である $6.2 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$ に対して十分低い値で安定して推移している。

なお、燃料棒からの漏えいにより、運転期間中及び1次冷却材系統の 대기開放までの間に1次冷却材中のよう素131濃度に有意な変化があった場合又は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増加量が基準値を超えた場合には、燃料集合体 SHIPPING 検査を行うこととしている。

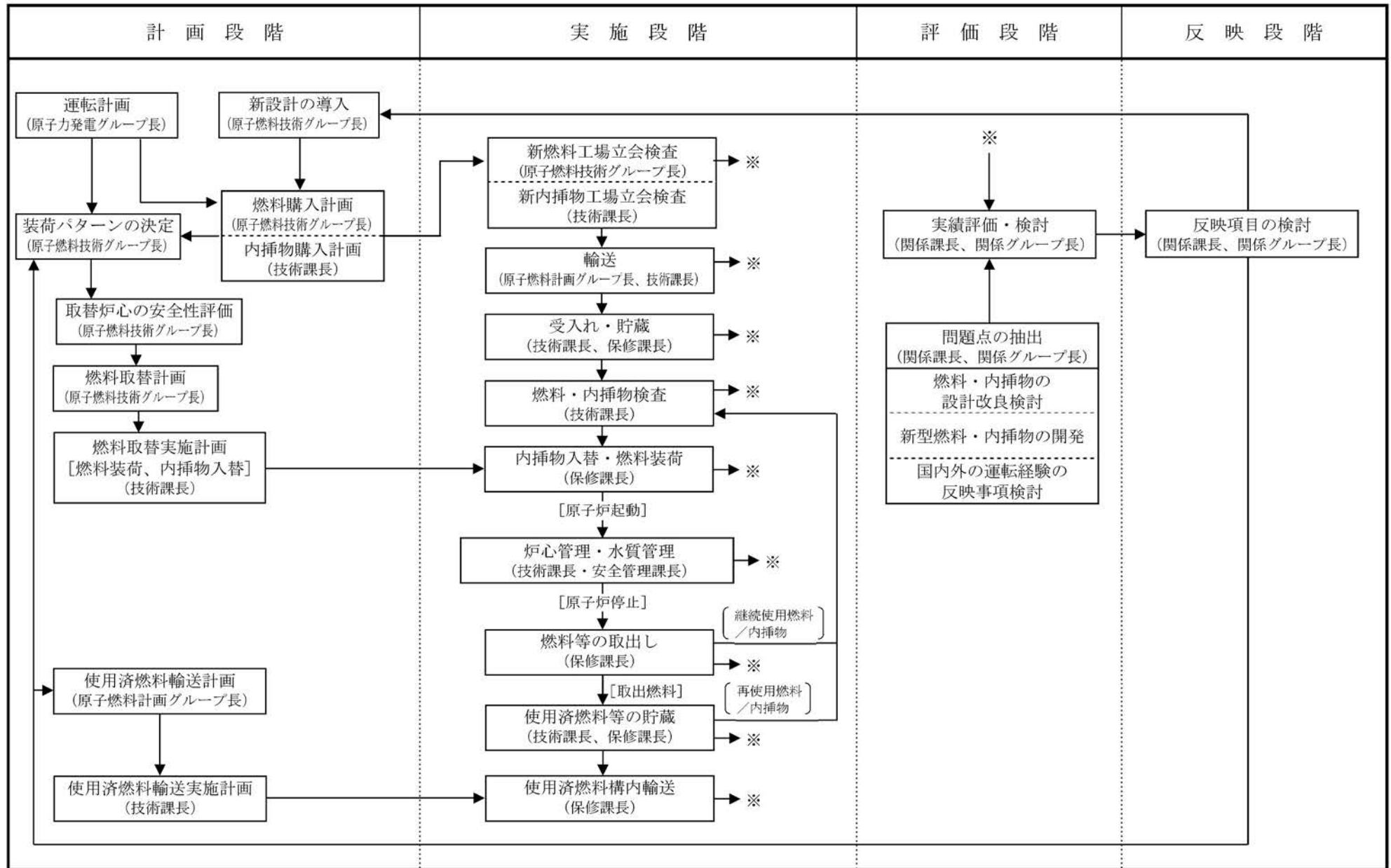
(5) 燃料管理に係る有効性評価結果

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、評価期間中において発生していないことを確認しており、その結果を第2.2.1-1表に示す。

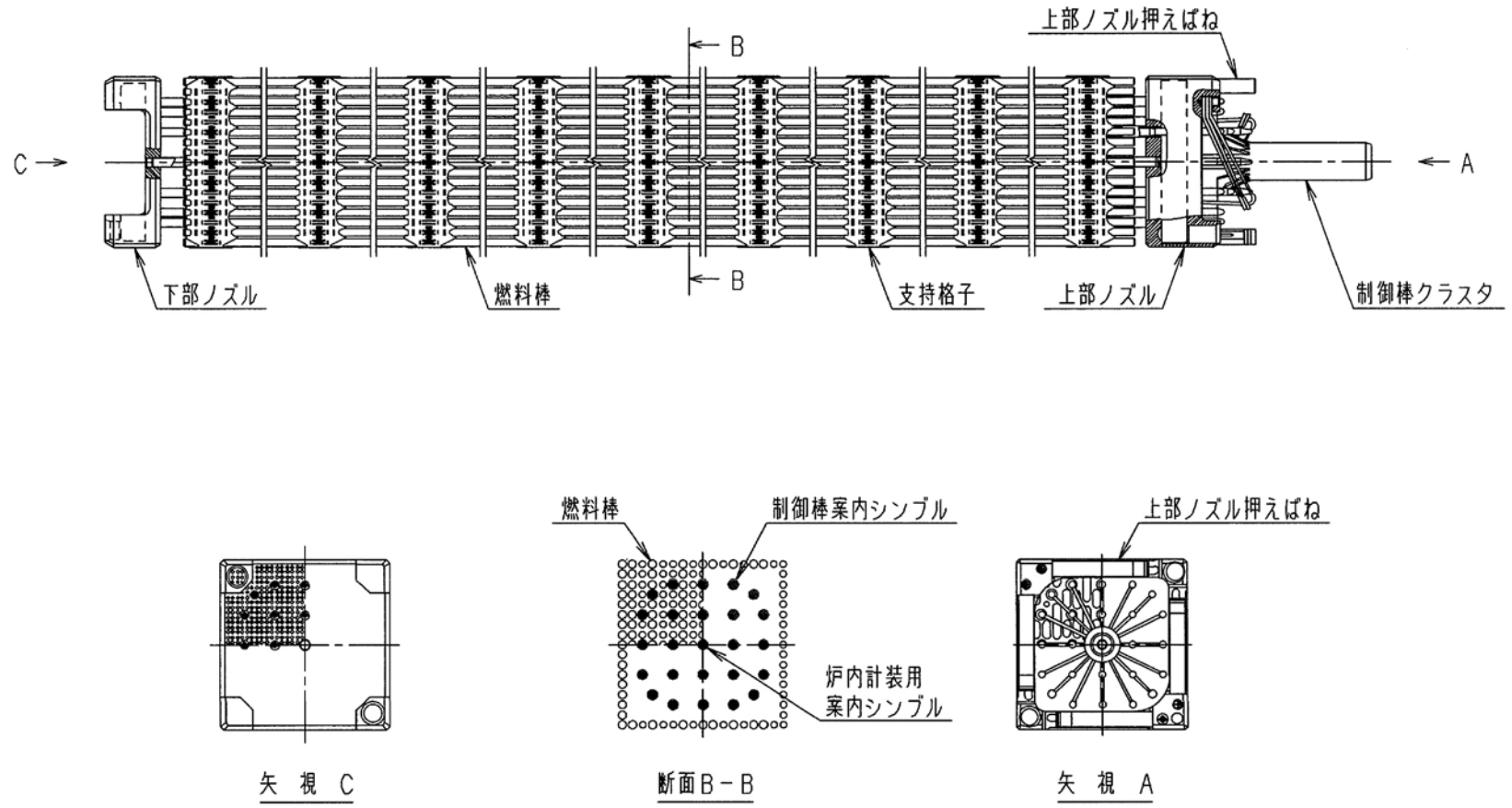
なお、燃料管理に係る実績指標について、時間的な推移が安定及び良好な状態で維持されていると判断でき、燃料管理の目的を達成するための保安活動が継続的に行われ、適切で有効に機能していることを確認した。

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。

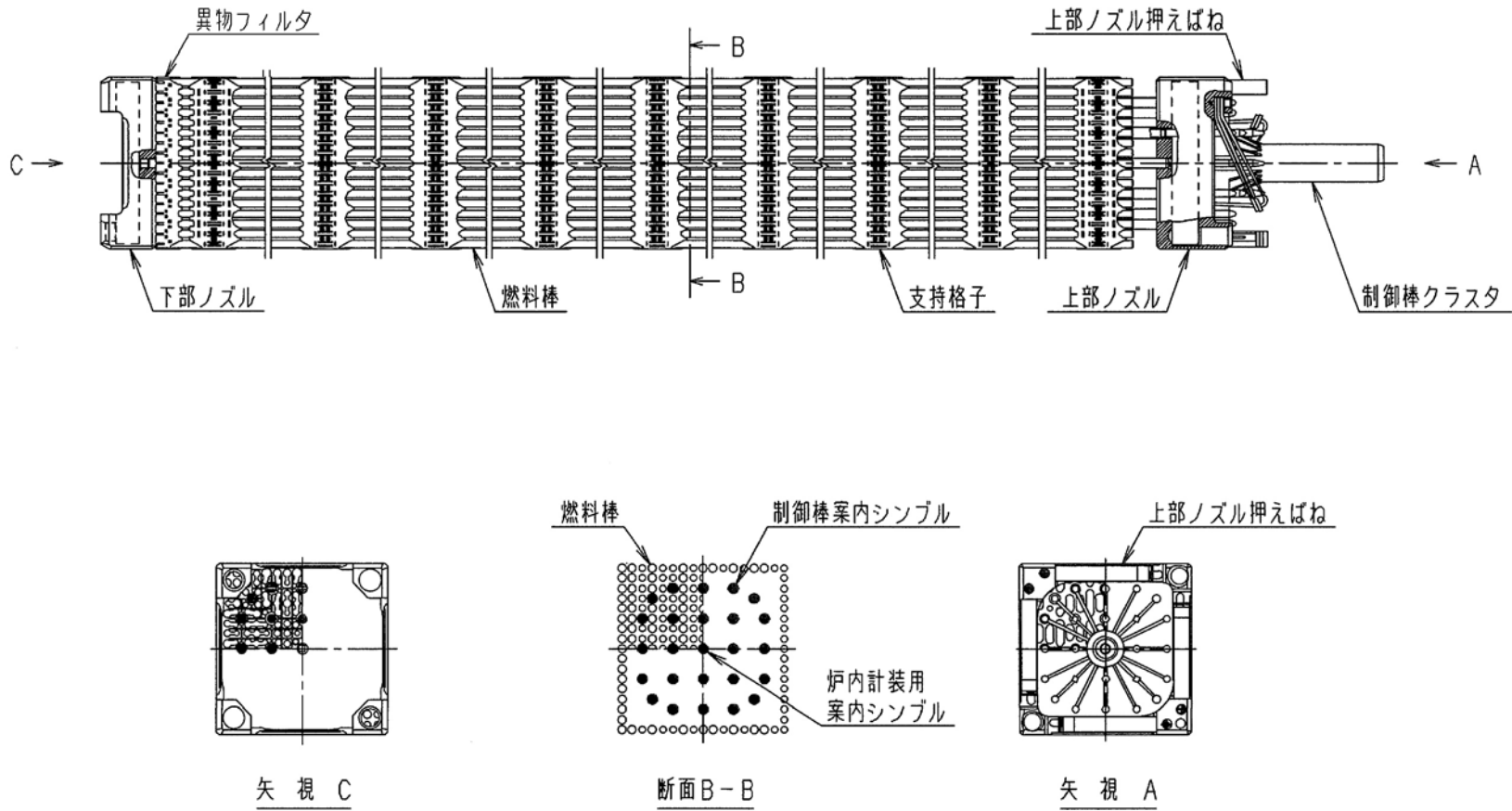


注：() 内は、主管を示す。

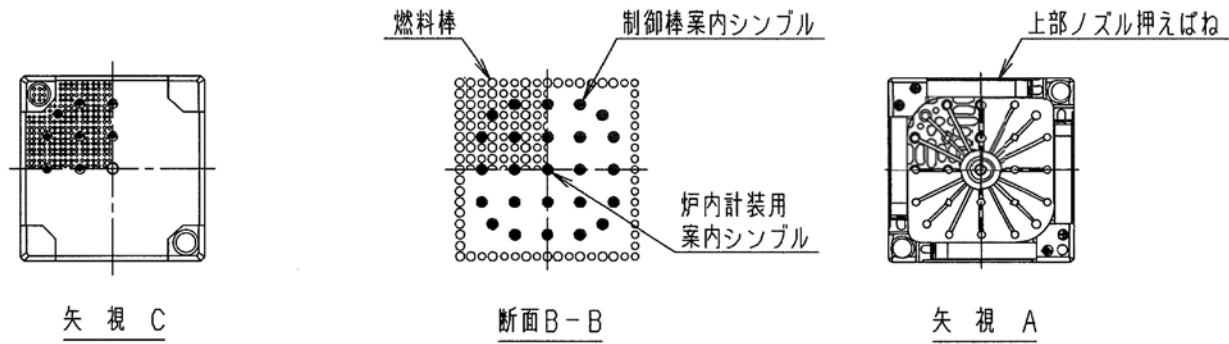
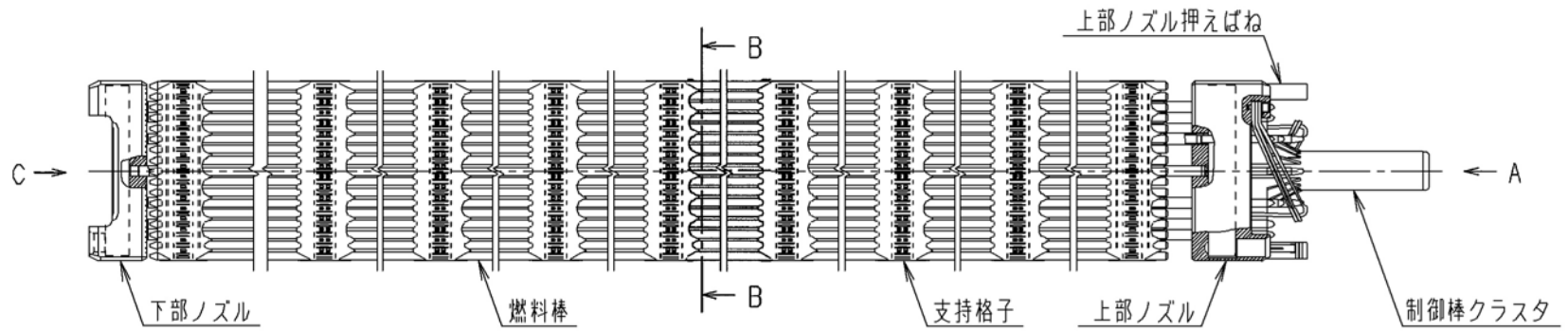
第 2.2.1.4-1 図 燃料に係る運用管理フロー



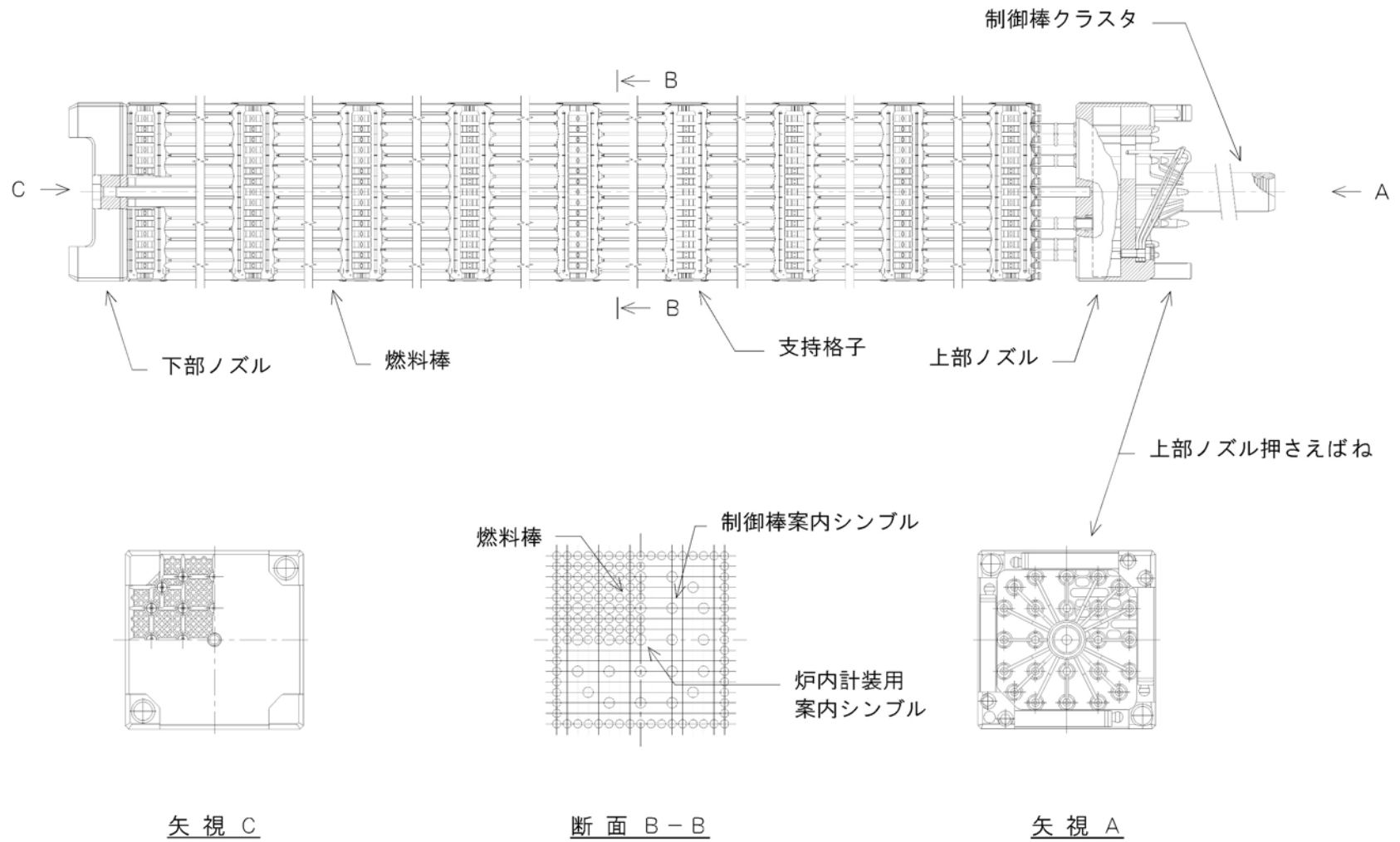
第2.2.1.4-2図 A型燃料集合体構造図(1/3) [48,000MWd/t燃料]



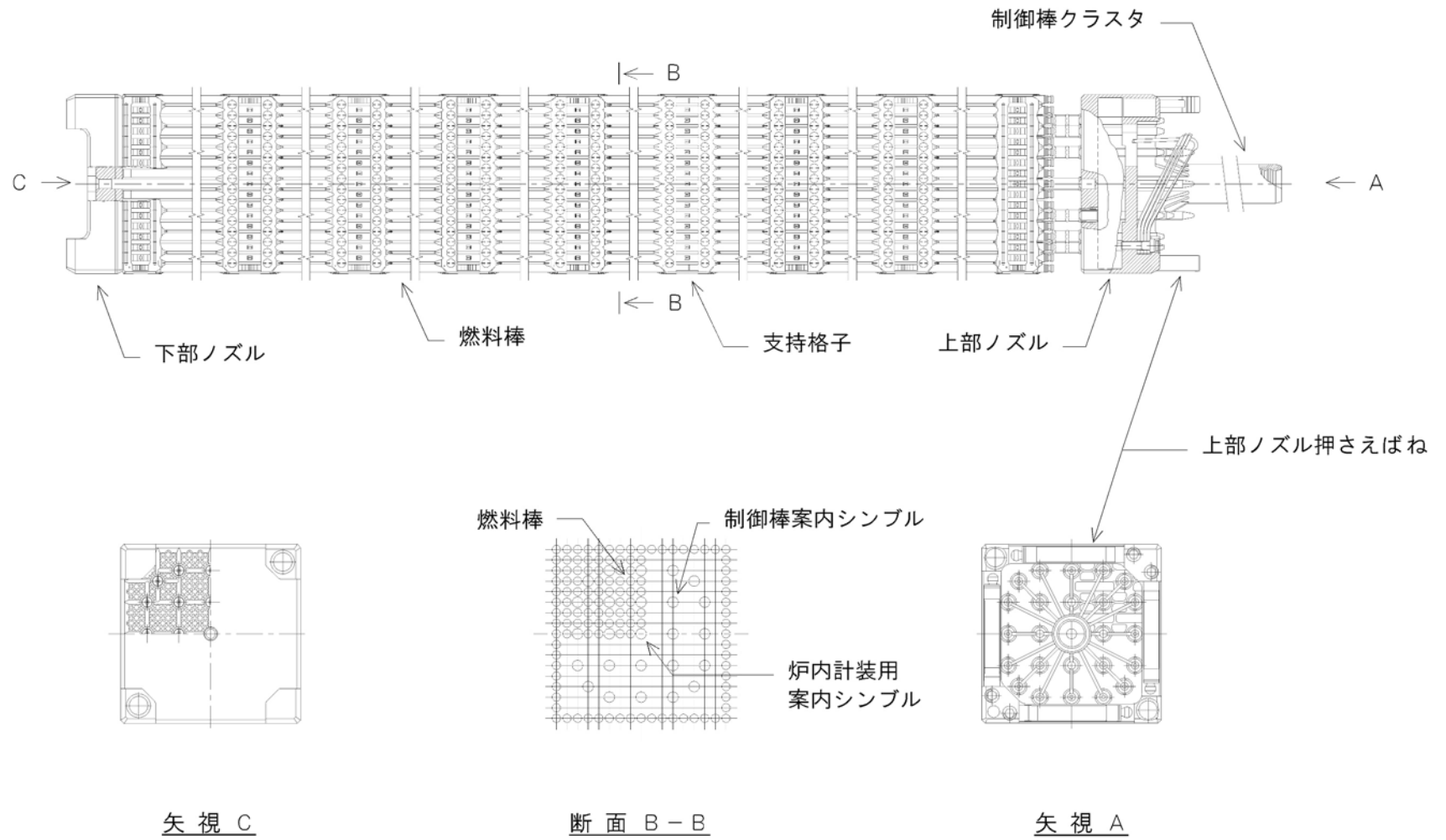
第2.2.1.4-2図 A型燃料集合体構造図(2/3) [55,000MWd/t燃料]



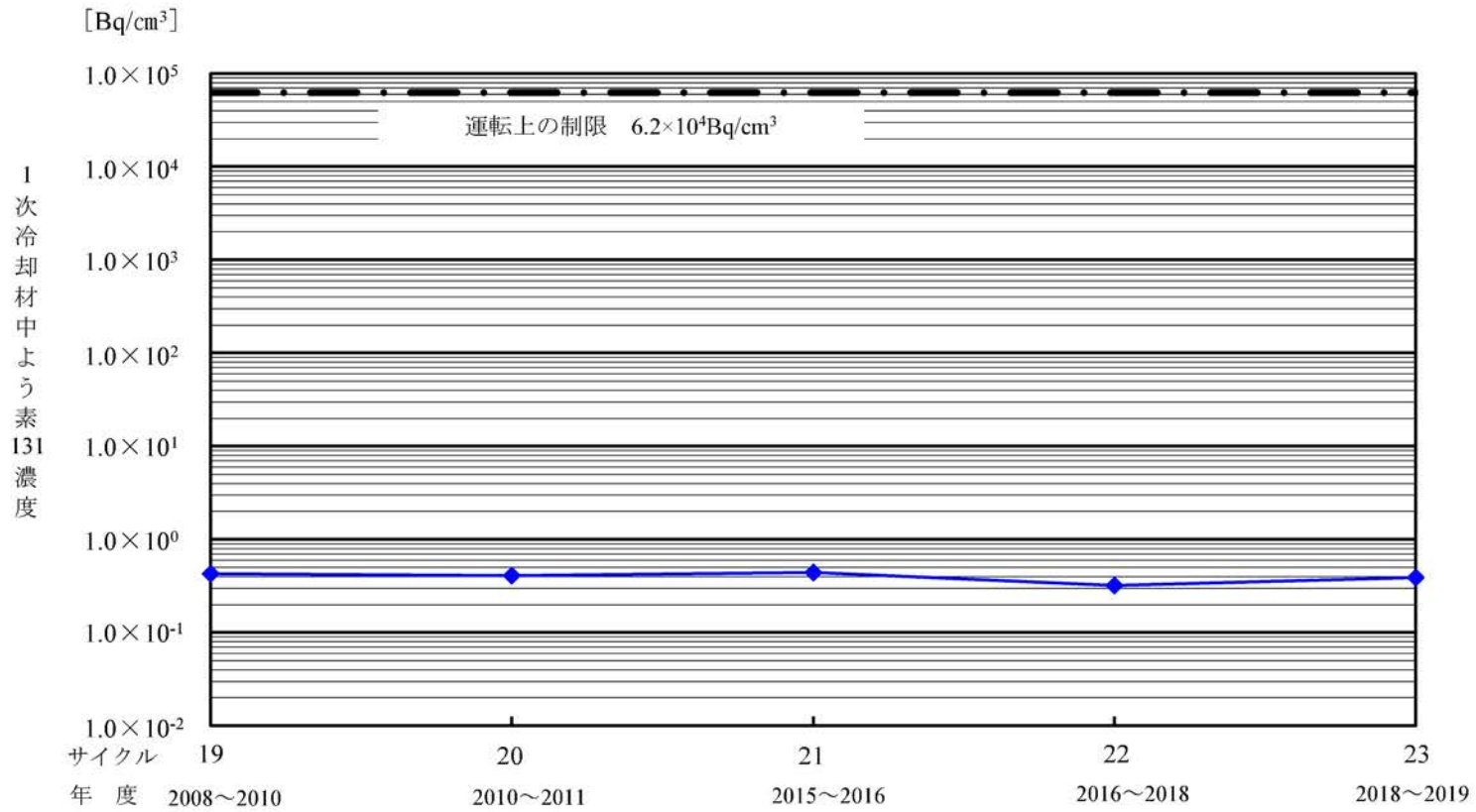
第2.2.1.4-2図 A型燃料集合体構造図(3/3) [55,000MWd/t信頼性向上燃料]



第2.2.1.4-3図 B型燃料集合体構造図(1/2) [48,000MWd/t燃料]



第2.2.1.4-3図 B型燃料集合体構造図(2/2) [55,000MWd/t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等を適切に行い、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・体制に係る活動については、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、第2.2.1.1-2図に示すとおり、安全管理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、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、年度ごとに「川内原子力発電所環境放射線モニタリング計画」を安全管理課長が作成し、学識経験者により構成される「鹿児島県環境放射線モニタリング技術委員会」の指導・助言を得て、「川内原子力発電所周辺環境放射線調査計画」として策定し、実施する。

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

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. 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

放射線管理の社内マニュアルに係る活動については、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、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を社内マニュアルに定め、放射線管理を実施している。

この社内マニュアルは、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年間で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、年度ごとに「川内原子力発電所環境放射線モニタリング計画」を作成し、学識経験者により構成される「鹿児島県環境放射線モニタリング技術委員会」の指導・助言を得て、「川内原子力発電所周辺環境放射線調査計画」として策定し、これ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、騒音や防護具着用により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、川内1、2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

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) 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

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、設備に係る改善活動で評価対象となるものはなかった。

(4) 放射線管理に係る実績指標

a. 施設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、2011年度から2015年度にかけて実施した第20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21回施設定期検査時については、大きな被ばくを伴う主要工事が特になく、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。

第22回施設定期検査時については、蒸気発生器取替工事の実施のために改良工事等分が増加したが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。

今回の調査期間に含まれる第23回施設定期検査については、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めになっている。

放射線業務従事者は、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、2011年度から2015年度にかけて実施した第20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、4,300人弱とそれまでの定期検査の約2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19回定期検査時は0.9mSv程度、第20回定期検査時は0.6mSv程度、第21回施設定期検査時は0.2mSv程度、第22回施設定期検査時は0.4mSv程度となつて

いる。

今回の調査期間に含まれる第23回施設定期検査については、被ばく低減に努め、放射線業務従事者が受ける平均被ばく線量は、0.4mSv程度となっている。

b. 主要作業件名別の被ばく線量

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20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21回施設定期検査時については、主要工事が特になく、施設定期検査期間が短かったこともあり、被ばく線量は更に低下した。第22回施設定期検査は、蒸気発生器取替工事を実施したため、蒸気発生器関連は通常定期検査作業から除外している。

今回の調査期間に含まれる第23回施設定期検査は第21回施設定期検査にほぼ近い被ばく線量であった。

c. 施設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内面線量当量率ともに、低い値で推移している。

d. 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。

採用している対策は以下のとおりである。

イ 原子炉容器スタッドボルト全自動取扱装置の使用

第18回定期検査時から、原子炉容器スタッドボルトの緩め・締付け作業及び移動・位置決め作業の全自動化を行っている。これにより、作業時間を短縮させ、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っている。

(b) 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 温態機能検査(HFT)時の1次冷却材pH管理

第13回定期検査から、1次系構成材料の腐食生成物の発生及び燃料被覆管への移行を抑制し、放射性コバルトの生成を低減する観点から

HFT時のpH管理を実施した。これにより、作業エリア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、今後も継続する。

ロ 運転中の1次冷却材pH管理

第14サイクルから、運転初期に1次系構成材料の腐食生成物の発生及び燃料被覆管への移行を抑制し、放射性コバルトの生成を低減する観点からpH管理を実施した。これにより、作業エリア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、今後も継続する。

ハ 1次冷却材中への亜鉛注入

2004年5月から、1次冷却材中に亜鉛を注入することで、放射性コバルトの配管への付着の抑制を図った。これにより、作業エリア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、今後も継続する。

ニ 起動時早期溶存酸素除去

第14回定期検査から、原子炉起動時から溶存酸素を除去して、ニッケルの溶解を促進させ、浄化系で除去することにより放射性コバルトの生成低減を図った。これにより、作業エリア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、今後も継続する。

ホ 高線量当量率配管等の仮設鉛遮蔽

第15回定期検査から、格納容器内ループ室等、高線量当量率配管

等に鉛遮蔽を設置することにより、表面線量当量率を低減させ、周辺で作業を行う放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も必要に応じ実施する。

へ 加圧器管台溶接部への遮蔽の設置

第19回定期検査時に、加圧器管台溶接部計画保全のうち、高線量当量率対策として、タングステン粒ジャケット遮蔽、タングステン粒ジャケット穴遮蔽及びスクリーン遮蔽を設置し、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も必要に応じ高線量当量率下で作業を行う場合は、実施を検討する。

(c) 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 原子炉容器上部ふたの一体構造化

第18回定期検査時に、一体鍛造構造化することで溶接線をなくした原子炉容器上部ふたを採用し、供用期間中検査を不要とした。これにより、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図った。

ロ 蒸気発生器伝熱管体積検査の隔年化

第22回施設定期検査時に、伝熱管材料を改良した蒸気発生器の採用に伴い、第23回施設定期検査時から、蒸気発生器伝熱管体積検査の隔年化を行った。これにより、作業員の削減及び作業時間の短縮を図

り、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図った。

(d) 被ばく管理

被ばくの管理を改善することは、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 光・振動を用いたAPD警報システムの採用

第17回定期検査時から、光・振動を用いたAPD警報システムを採用し、高騒音下における作業においても、作業者がAPDから発せられる警報をより確実に認知することを可能とし作業場所からの早期の退避を促すことで、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。

イ 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(北門南局、正門西局)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を北門南局で 0.08mBq/m^3 、正門西局で 0.10mBq/m^3 検出しているが、それ以外に関し

ては確認期間を通して検出限界未満である。

ロ 陸土

陸土については、発電所敷地境界付近（北門南局、正門西局）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、検出限界未満～1.2Bq/kg乾土程度と安定して推移している。

ハ 海水

海水の放射能レベル把握のため、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、検出限界未満～2.5mBq/l程度と安定して推移している。

ニ 海底土

海底土の放射能レベル把握のため、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、検出限界未満～1.5Bq/kg乾土程度と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。

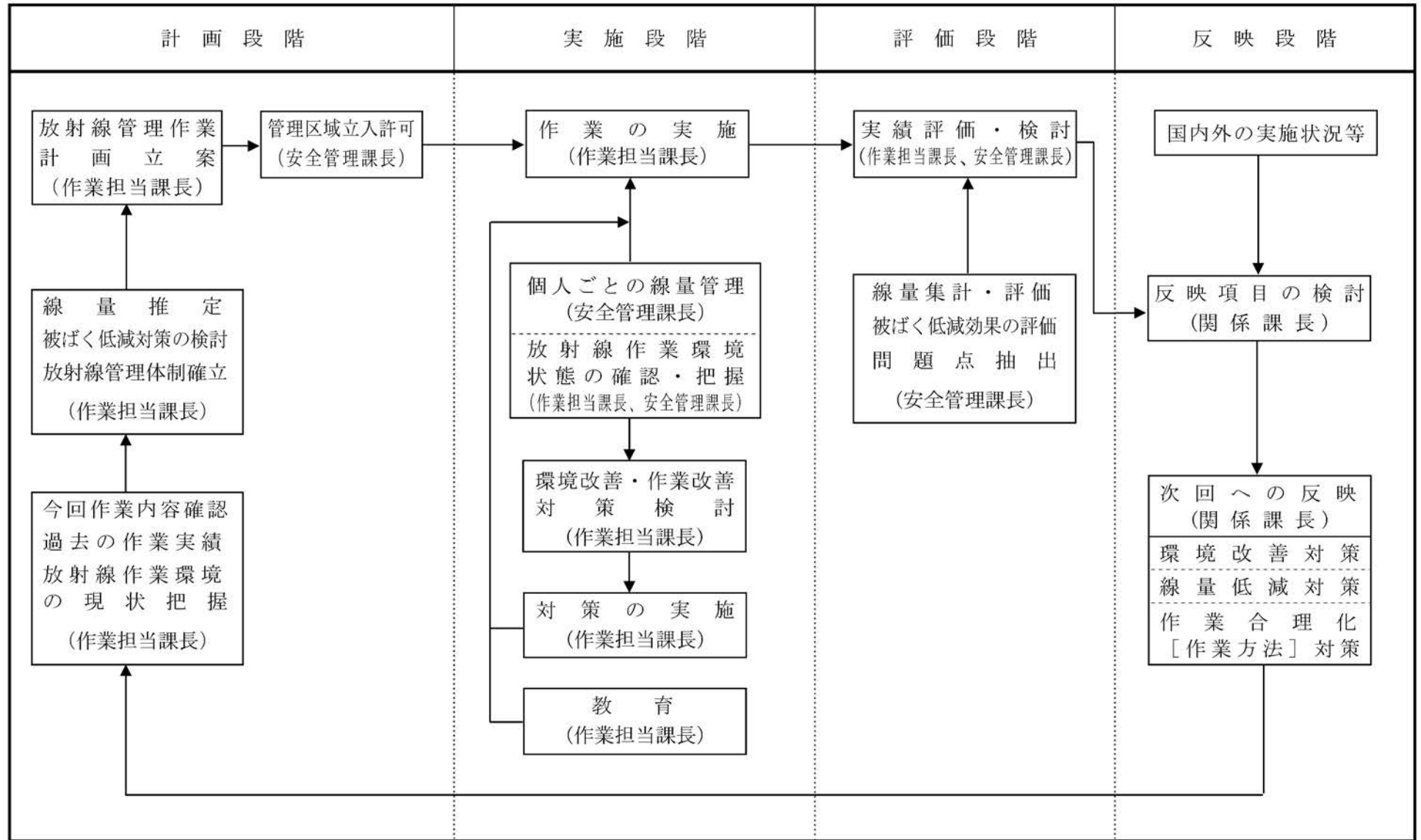
また、放射線管理に係る不適合については、評価期間中において発生していないことを確認しており、その結果を第2.2.1-1表に示す。

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

定期検査回数		第19回			第20回			第21回			第22回			第23回		
定期検査 期 間	解 列～並 列	2010年4月12日～2010年7月9日 (89日)			2011年9月1日～2015年10月21日 (1,512日)			2016年12月16日～2017年2月26日 (73日)			2018年4月23日～2018年8月31日 (131日)			2019年10月18日～2019年12月26日 (70日)		
	解 列～定期検査終了	2010年4月12日～2010年8月4日 (115日)			2011年9月1日～2015年11月17日 (1,539日)			2016年12月16日～2017年3月24日 (99日)			2018年4月23日～2018年9月28日 (159日)			2019年10月18日～2020年1月23日 (98日)		
		社員	社員 以外	合計	社員	社員 以外	合計	社員	社員 以外	合計	社員	社員 以外	合計	社員	社員 以外	合計
線 量	放射線業務従事者数 (人)	234	2,021	2,255	427	3,833	4,260	309	2,129	2,438	384	2,659	3,043	358	2,045	2,403
	総 線 量 (人・Sv)	0.04	2.03	2.06	0.05	2.42	2.48	0.01	0.58	0.59	0.01	1.06	1.07	0.02	0.98	1.00
	平 均 線 量 (mSv)	0.16	1.00	0.92	0.13	0.63	0.58	0.04	0.27	0.24	0.04	0.40	0.35	0.06	0.48	0.42
	最 大 線 量 (mSv)	2.96	9.19	—	3.11	9.84	—	1.30	6.55	—	0.99	7.76	—	1.71	8.33	—
線 量 分 布 (人)	5mSv以下	234	1,933	2,167	427	3,755	4,182	309	2,120	2,429	384	2,644	3,028	358	2,037	2,395
	5mSvを超え15mSv以下	0	88	88	0	78	78	0	9	9	0	15	15	0	8	8
	15mSvを超え25mSv以下	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	25mSvを超え50mSv以下	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	50mSvを超える	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0



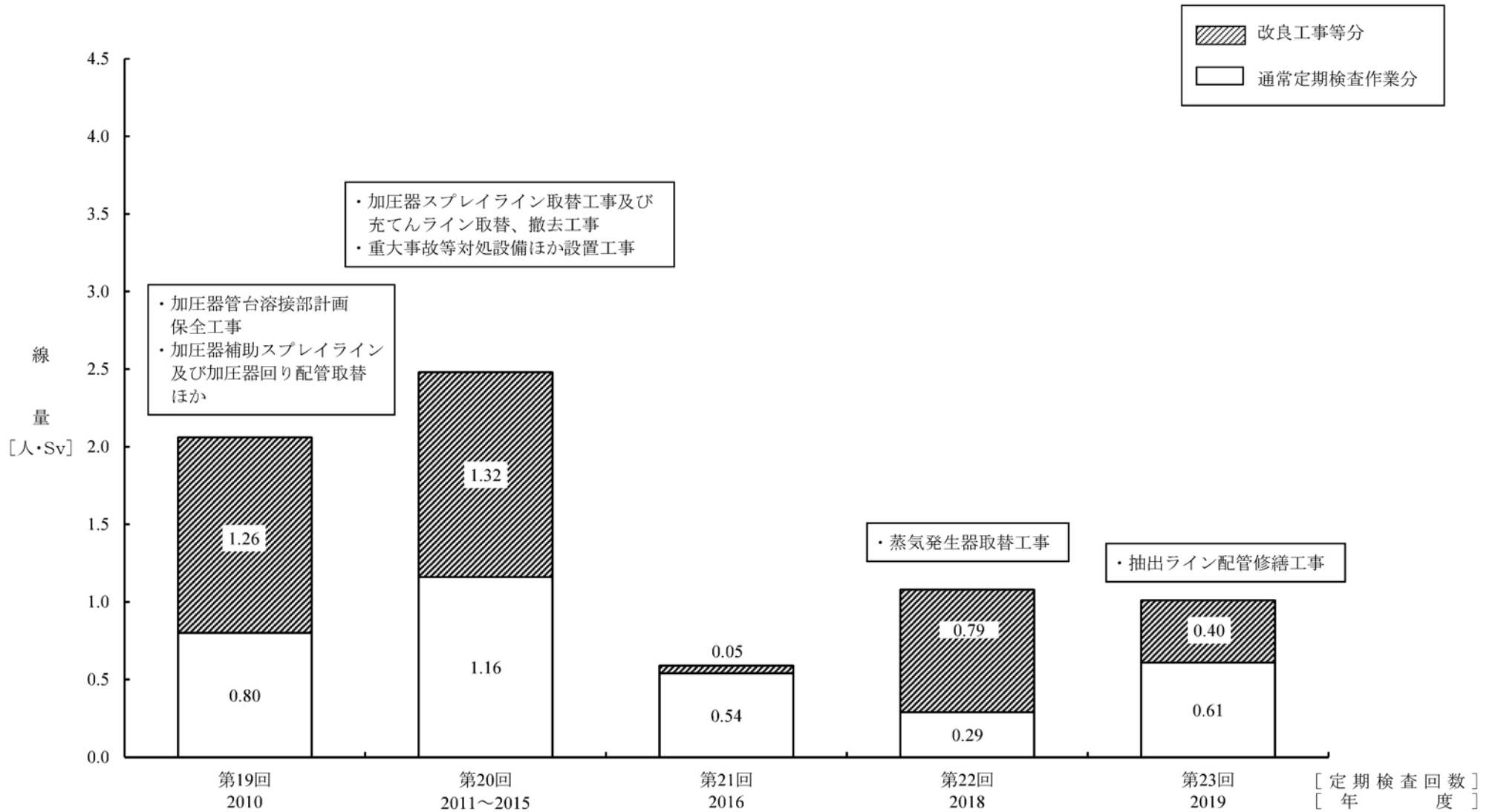
注：() 内は、主管を示す。

第2.2.1.5-1図 放射線管理に係る運用管理フロー

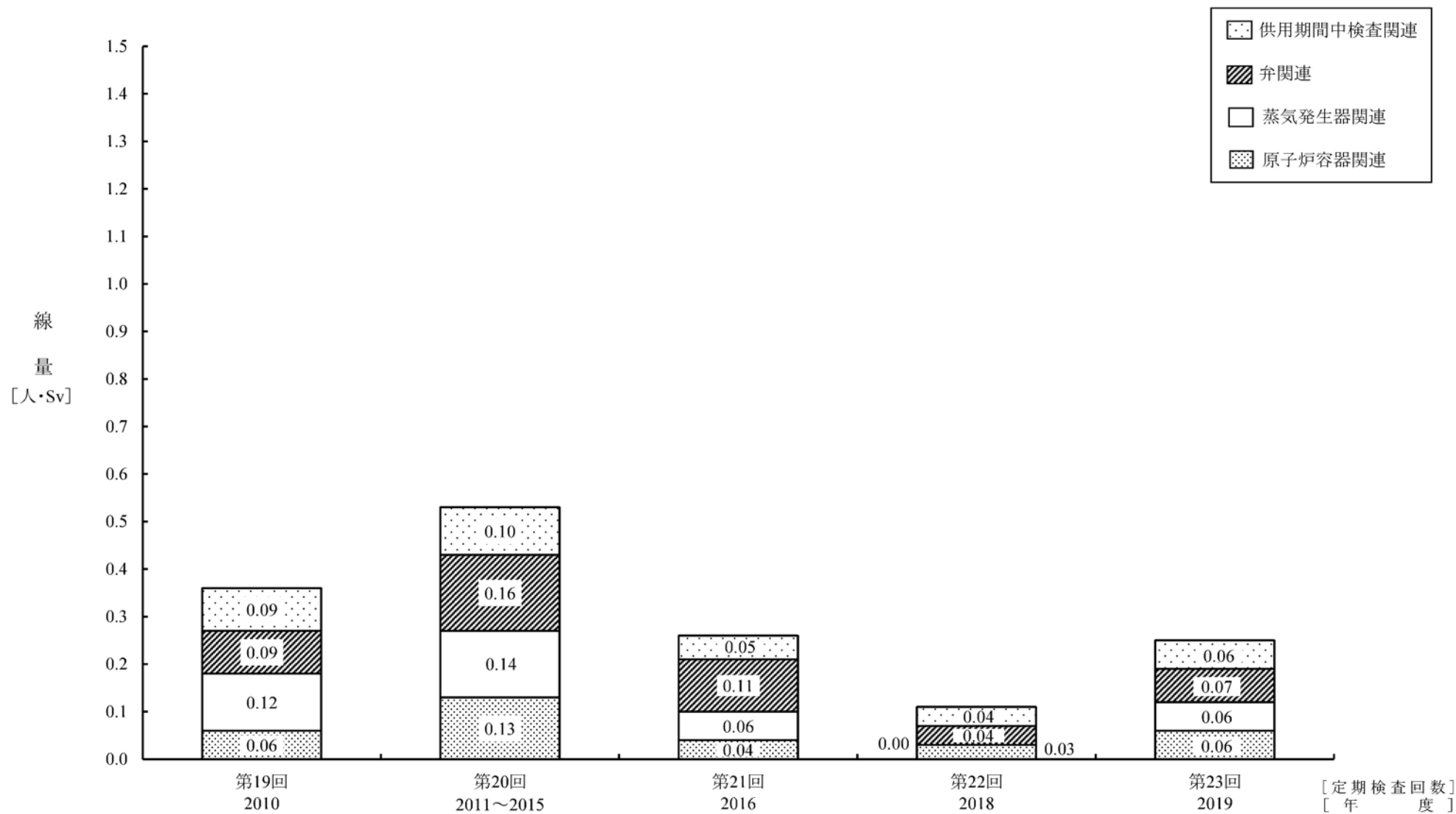
項目 \ 年度	2017	2018	2019	備 考
外部放射線による 線 量 当 量 率	エリアモニタによる連続監視			変更なし
	作業場所での線量当量率表示 (デジタル式線量当量率表示器)			変更なし
空 気 中 の 放 射 性 物 質 濃 度	ガスモニタによる連続監視			変更なし
	ダストサンプラによる連続サンプリング (1回/週測定)			変更なし
表 面 汚 染 密 度	スミヤ法による測定 (1回/週測定)			変更なし
外部放射線による 線 量	TLBによる測定 (1回/週測定)			変更なし

(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

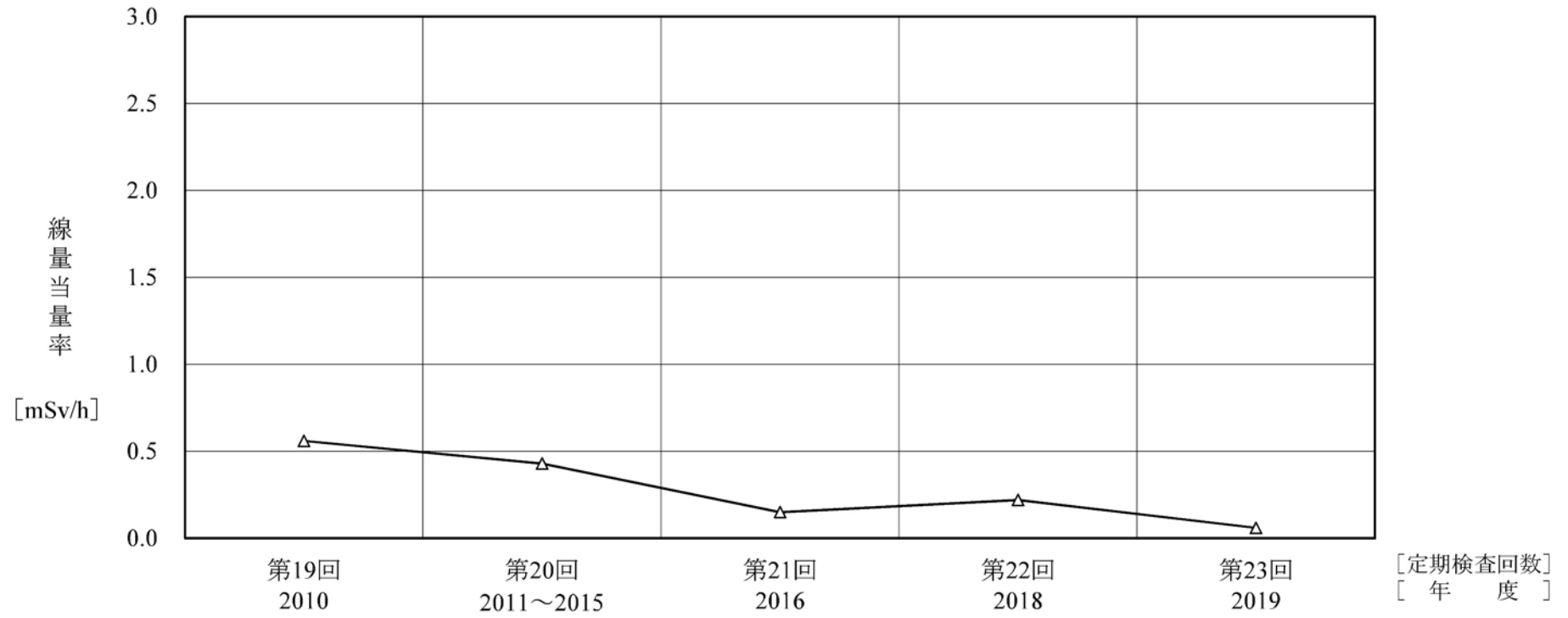
第2.2.1.5-2図 管理区域内放射線環境監視の変遷



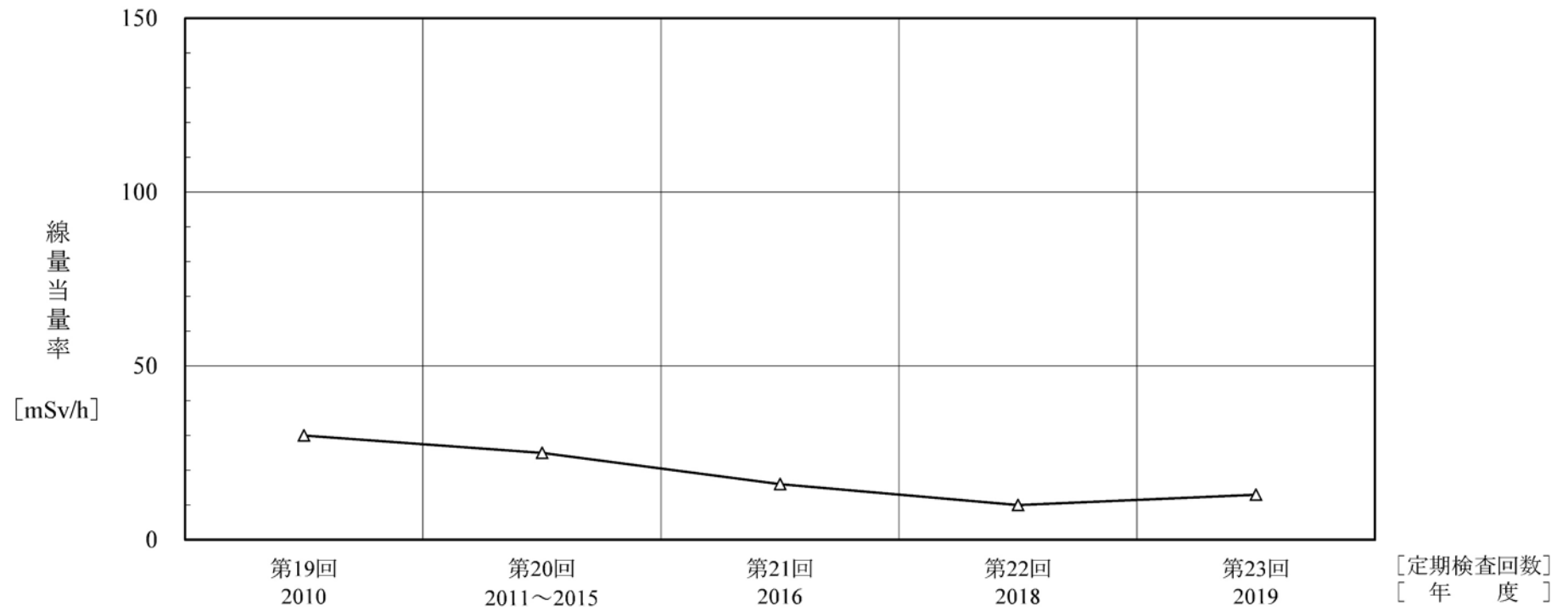
第2.2.1.5-3図 定期検査期間中の作業被ばく線量の推移



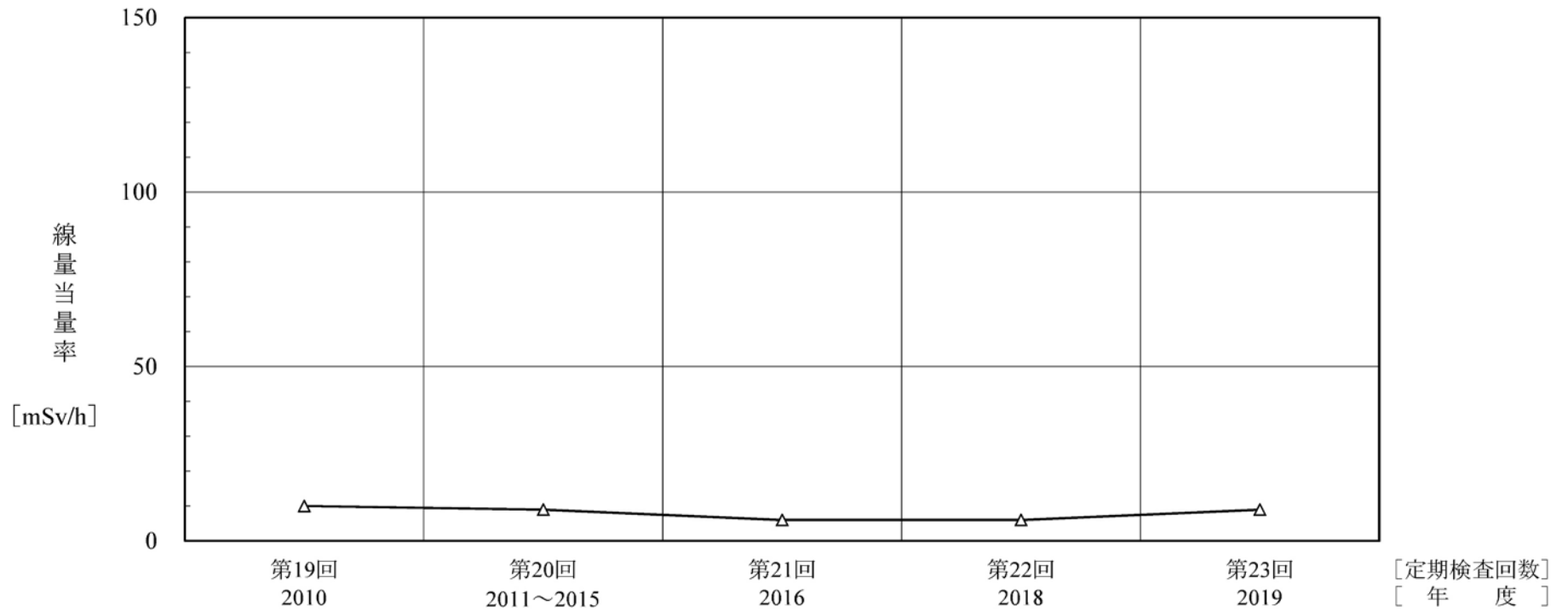
第2.2.1.5-4図 主要作業件名別被ばく線量の推移(通常定期検査作業分)



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



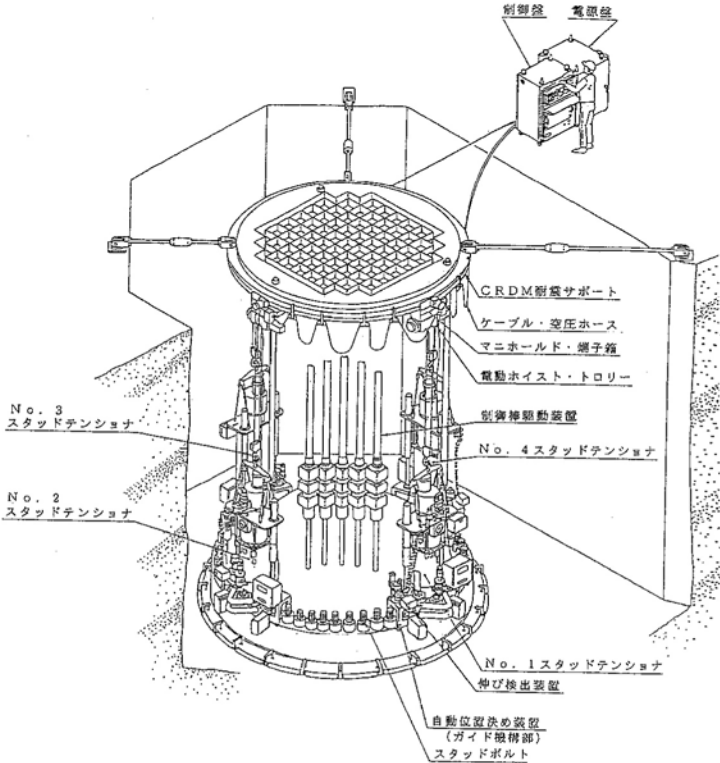
第2.2.1.5-6図 蒸気発生器(A-蒸気発生器高温側)水室内線量当量率の経年変化



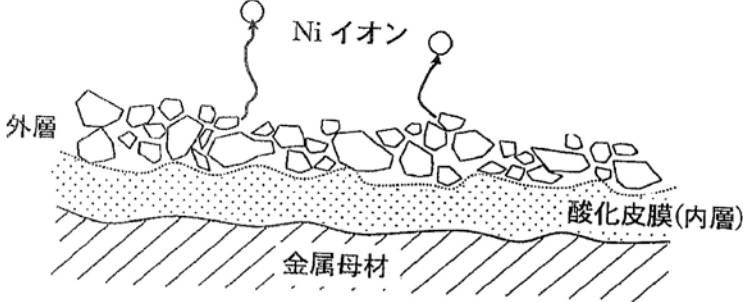
第2.2.1.5-7図 原子炉容器内面線量当量率の経年変化

項 目		定検回数	19	20	21	22	23	備 考
		年 度	2010	2011～2015	2016	2018	2019	
作業の自動化	・原子炉容器スタッドボルト全自動取扱装置の使用	第 18 回定期検査から実施						第 2.2.1.5-9 図 (1/10)
作業環境の 線量当量率 低減	・温態機能検査 (HFT) 時の pH 管理	第 13 回定期検査から実施						第 2.2.1.5-9 図 (2/10)
	・運転中の 1 次冷却材 pH 管理	第 14 サイクルから実施						第 2.2.1.5-9 図 (3/10)
	・1 次冷却材中への亜鉛注入	2004 年 5 月から実施						第 2.2.1.5-9 図 (4/10)
	・起動時早期溶存酸素除去	第 14 回定期検査から実施						第 2.2.1.5-9 図 (5/10)
	・高線量当量率配管等の仮設鉛遮蔽	第 15 回定期検査から実施						第 2.2.1.5-9 図 (6/10)
	・加圧器管台溶接部への遮蔽の設置	▼ 第 19 回定期検査で実施						第 2.2.1.5-9 図 (7/10)
作業の合理化	・原子炉容器上部ふたの一体構造化	第 18 回定期検査から実施						第 2.2.1.5-9 図 (8/10)
	・蒸気発生器伝熱管体積検査の隔年化	第 23 回施設定期検査から実施 ▼						第 2.2.1.5-9 図 (9/10)
被ばく管理	・光・振動を用いた APD 警報システムの採用	第 17 回定期検査から実施						第 2.2.1.5-9 図 (10/10)

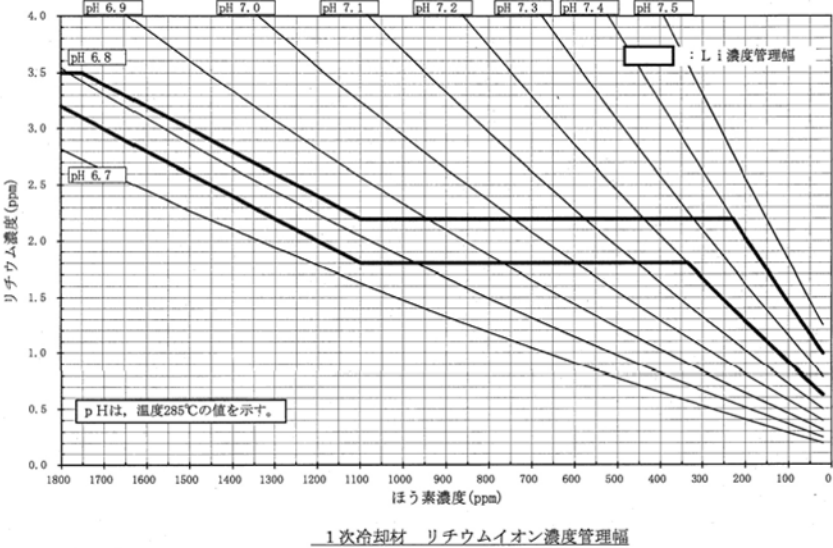
第 2.2.1.5-8 図 線量低減対策の変遷

対策件名	原子炉容器スタッドボルト全自動取扱装置の使用			実施内容													
分類	作業の自動化			<p style="text-align: center;">原子炉容器スタッドボルト全自動取扱装置概略図</p> 													
実施期間	川内1号機:第19回定期検査～(現在も継続中) 川内2号機:第18回定期検査～(現在も継続中)																
目的																	
	<p>原子炉容器スタッドボルトの緩め・締付け作業及び移動・位置決め作業を全自動化することにより、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ことを目的とする。</p>																
効果	<p style="text-align: center;">取扱装置の使用による低減効果</p> <table border="1" data-bbox="183 970 1064 1161"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>実施前</th> <th>実施後</th> <th>低減効果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">線量 (人・mSv)</td> <td>川内1号機</td> <td>9.73</td> <td>2.59</td> <td>約73%</td> </tr> <tr> <td>川内2号機</td> <td>9.56</td> <td>0.83</td> <td>約91%</td> </tr> </tbody> </table>					実施前	実施後	低減効果	線量 (人・mSv)	川内1号機	9.73	2.59	約73%	川内2号機	9.56	0.83	約91%
		実施前	実施後	低減効果													
線量 (人・mSv)	川内1号機	9.73	2.59	約73%													
	川内2号機	9.56	0.83	約91%													
今後の方針	今後も継続して使用する。			添付資料													
				なし													

第2.2.1.5-9図 線量低減対策(1/10)

対策件名	温態機能検査(HFT)時の pH 管理	実施内容
分類	作業環境の線量当量率低減	<p data-bbox="1137 363 2009 501">HFT 時の高ボロン濃度領域において、pH 管理(Li 濃度目標:3.0～3.5ppm)を行い、1次系構成材料の腐食生成物の発生及び燃料被覆管への移行を抑制する。</p> <p data-bbox="1429 564 1715 595">【Ni 腐食放出メカニズム】</p> 
実施期間	川内1号機:14回定期検査～(現在も継続中) 川内2号機:13回定期検査～(現在も継続中)	
目的	<p data-bbox="188 448 1059 639">1次系構成材料の腐食生成物の発生及び燃料被覆管への移行を抑制し、放射性コバルトの生成を低減する観点から HFT 時に pH 管理(Li 濃度目標:3.0～3.5ppm)を実施し、作業エリアの線量当量率低減させ、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図ることを目的とする。</p>	
効果	<p data-bbox="188 874 1059 962">被ばく線量の低減効果については定量化できないが、蒸気発生器からの Ni の溶出抑制に効果があり、線源強度低減に寄与している。</p>	
今後の方針	今後も継続して実施する。	添付資料
		なし

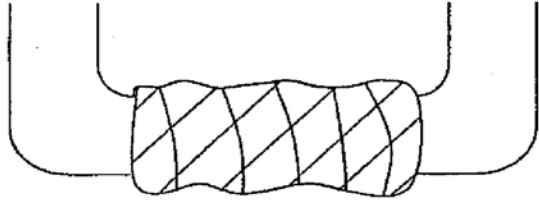
第2.2.1.5-9図 線量低減対策(2/10)

対策件名	運転中の1次冷却材 pH 管理	実施内容
分類	作業環境の線量当量率低減	
実施期間	川内1号機:15サイクル～(現在も継続中) 川内2号機:14サイクル～(現在も継続中)	
目的	<p>運転初期に、1次系構成材料の腐食生成物の発生及び燃料被覆管への移行を抑制し、放射性コバルトの生成を低減することにより、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図ることを目的とする。</p>	<p>運転初期の高ボロン濃度(1,100ppm以上)領域において、ボロン濃度に応じた Li 濃度(上限:3.5ppm)管理を実施することにより、1次系構成材の腐食を抑制し、燃料への腐食生成物の析出を抑制する。</p> 
効果	<p>被ばく線量の低減効果については定量化できないが、蒸気発生器からの Ni の溶出抑制に効果があり、線源強度低減に寄与している。</p>	
今後の方針	今後も継続して実施する。	添付資料
		なし

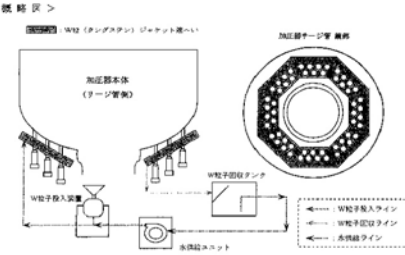
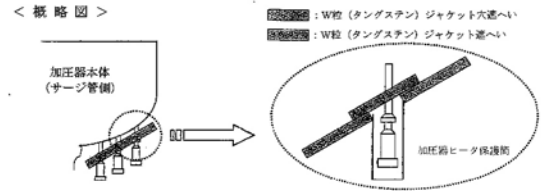
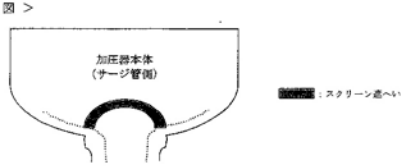
対策件名	1次冷却材中への亜鉛注入			実施内容																																							
分類	作業環境の線量当量率低減			<p>亜鉛注入装置を使用し、亜鉛溶液として化学体積制御系統の充てんラインから注入することで、放射性コバルトの配管への付着を抑制する。</p>																																							
実施期間	川内1号機:2004年5月～(現在も継続中) 川内2号機:2004年5月～(現在も継続中)																																										
目的	1次冷却材中に亜鉛を注入し、放射性コバルトの配管への付着を抑制することで作業エリアの線量当量率低減し、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図ることを目的とする。																																										
効果	<p>亜鉛注入による線量当量率低減効果【川内1号機】</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>注入前 (第15回)</th> <th>注入後 (第19回)</th> <th>低減効果 (第15回と第19回の比)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蒸気発生器水室</td> <td>84.2</td> <td>52.1</td> <td>約38%減</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材配管</td> <td>0.77</td> <td>0.40</td> <td>約48%減</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器2次側</td> <td>0.15</td> <td>0.14</td> <td>約7%減</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器上部ふた</td> <td>23.0</td> <td>15.1</td> <td>約34%減</td> </tr> </tbody> </table> <p>亜鉛注入による線量当量率低減効果【川内2号機】</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>注入前 (第14回)</th> <th>注入後 (第19回)</th> <th>低減効果 (第14回と第19回の比)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蒸気発生器水室</td> <td>91.1</td> <td>43.2</td> <td>約53%減</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材配管</td> <td>0.79</td> <td>0.48</td> <td>約39%減</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器2次側</td> <td>0.18</td> <td>0.09</td> <td>約50%減</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器上部ふた</td> <td>29.5</td> <td>12.9</td> <td>約56%減</td> </tr> </tbody> </table> <p>※注入前及び後のデータの単位は、mSv/h</p>					注入前 (第15回)	注入後 (第19回)	低減効果 (第15回と第19回の比)	蒸気発生器水室	84.2	52.1	約38%減	1次冷却材配管	0.77	0.40	約48%減	蒸気発生器2次側	0.15	0.14	約7%減	原子炉容器上部ふた	23.0	15.1	約34%減		注入前 (第14回)	注入後 (第19回)	低減効果 (第14回と第19回の比)	蒸気発生器水室	91.1	43.2	約53%減	1次冷却材配管	0.79	0.48	約39%減	蒸気発生器2次側	0.18	0.09	約50%減	原子炉容器上部ふた	29.5	12.9
	注入前 (第15回)	注入後 (第19回)	低減効果 (第15回と第19回の比)																																								
蒸気発生器水室	84.2	52.1	約38%減																																								
1次冷却材配管	0.77	0.40	約48%減																																								
蒸気発生器2次側	0.15	0.14	約7%減																																								
原子炉容器上部ふた	23.0	15.1	約34%減																																								
	注入前 (第14回)	注入後 (第19回)	低減効果 (第14回と第19回の比)																																								
蒸気発生器水室	91.1	43.2	約53%減																																								
1次冷却材配管	0.79	0.48	約39%減																																								
蒸気発生器2次側	0.18	0.09	約50%減																																								
原子炉容器上部ふた	29.5	12.9	約56%減																																								
今後の方針	今後も継続して実施する。			添付資料																																							
				なし																																							

第2.2.1.5-9図 線量低減対策(4/10)

対策件名	起動時早期溶存酸素除去	実施内容
分類	作業環境の線量当量率低減	真空ベンティング装置を使用し、早期に溶存酸素を除去することによりニッケルの溶解を促進し、浄化系で除去する。
実施期間	川内1号機:第16回定期検査～(現在も継続中) 川内2号機:第14回定期検査～(現在も継続中)	
目的	原子炉起動(1次冷却系(RCS)水張り)時から溶存酸素を除去してニッケルの溶解を促進し、浄化系で除去することにより放射性コバルトの生成低減を図り、作業エリアの線量当量率低減し、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図ることを目的とする。	
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、早期に溶存酸素を除去してニッケルの溶解を促進し、浄化系で除去することにより、線源強度低減に寄与している。	
今後の方針	今後も継続して実施する。	添付資料
		なし

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低減			<p>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。</p> <p>【鉛遮蔽の状況】</p> 														
実施期間	川内1号機:第16回定期検査～(必要に応じて実施) 川内2号機:第15回定期検査～(必要に応じて実施)																	
目的	<p>高線量当量率配管等に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ことを目的とする。</p>																	
効果	<p>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)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>実施前</th> <th>実施後</th> <th>低減効果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">線量当量率 (mSv/h)</td> <td>川内1号機</td> <td>0.20</td> <td>0.11</td> <td>約44%減</td> </tr> <tr> <td>川内2号機</td> <td>0.15</td> <td>0.09</td> <td>約39%減</td> </tr> </tbody> </table>						実施前	実施後	低減効果	線量当量率 (mSv/h)	川内1号機	0.20	0.11	約44%減	川内2号機	0.15	0.09	約39%減
		実施前	実施後	低減効果														
線量当量率 (mSv/h)	川内1号機	0.20	0.11	約44%減														
	川内2号機	0.15	0.09	約39%減														
今後の方針	今後も必要に応じて実施する。			添付資料														
				なし														

第2.2.1.5-9図 線量低減対策(6/10)

対策件名	加圧器管台溶接部への遮蔽の設置	実施内容 (1)タングステン粒ジャケット遮蔽 先行プラントでの実績から良好な被ばく低減対策であったため採用する。なお、更なる被ばく低減を図る目的で厚さを増加(3cm⇒4cm)させる。 
分類	作業環境の線量当量率低減	
実施期間	川内1号機:第20回定期検査 川内2号機:第19回定期検査	
目的		
高線量当量率における作業において、タングステン粒ジャケット遮蔽、タングステン粒ジャケット穴遮蔽、スクリーン遮蔽を設置し、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図ることを目的とする。 高線量当量率における作業において、タングステン粒ジャケット遮蔽、タングステン粒ジャケット穴遮蔽、スクリーン遮蔽を設置し、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図ることを目的とする。		(2)タングステン粒ジャケット穴遮蔽 ジャケット遮蔽の穴部分(加圧器ヒータスリーブ部投入口)からの放射線による被ばく線量を低減する目的で、タングステン粒ジャケット穴遮蔽を採用する。 
効果	タングステン粒ジャケット等による遮蔽を行うことで、被ばく量低減が図られていると考えている。	(3)スクリーン遮蔽 加圧器内部からの加圧器サージ管台端面方向に放出される放射線による被ばく線量を低減する目的で、スクリーン遮蔽を採用する。 
タングステン粒ジャケット等による遮蔽を行うことで、被ばく量低減が図られていると考えている。		(3)スクリーン遮蔽 加圧器内部からの加圧器サージ管台端面方向に放出される放射線による被ばく線量を低減する目的で、スクリーン遮蔽を採用する。
今後の方針	高線量時作業特有	添付資料 なし

第2.2.1.5-9図 線量低減対策(7/10)

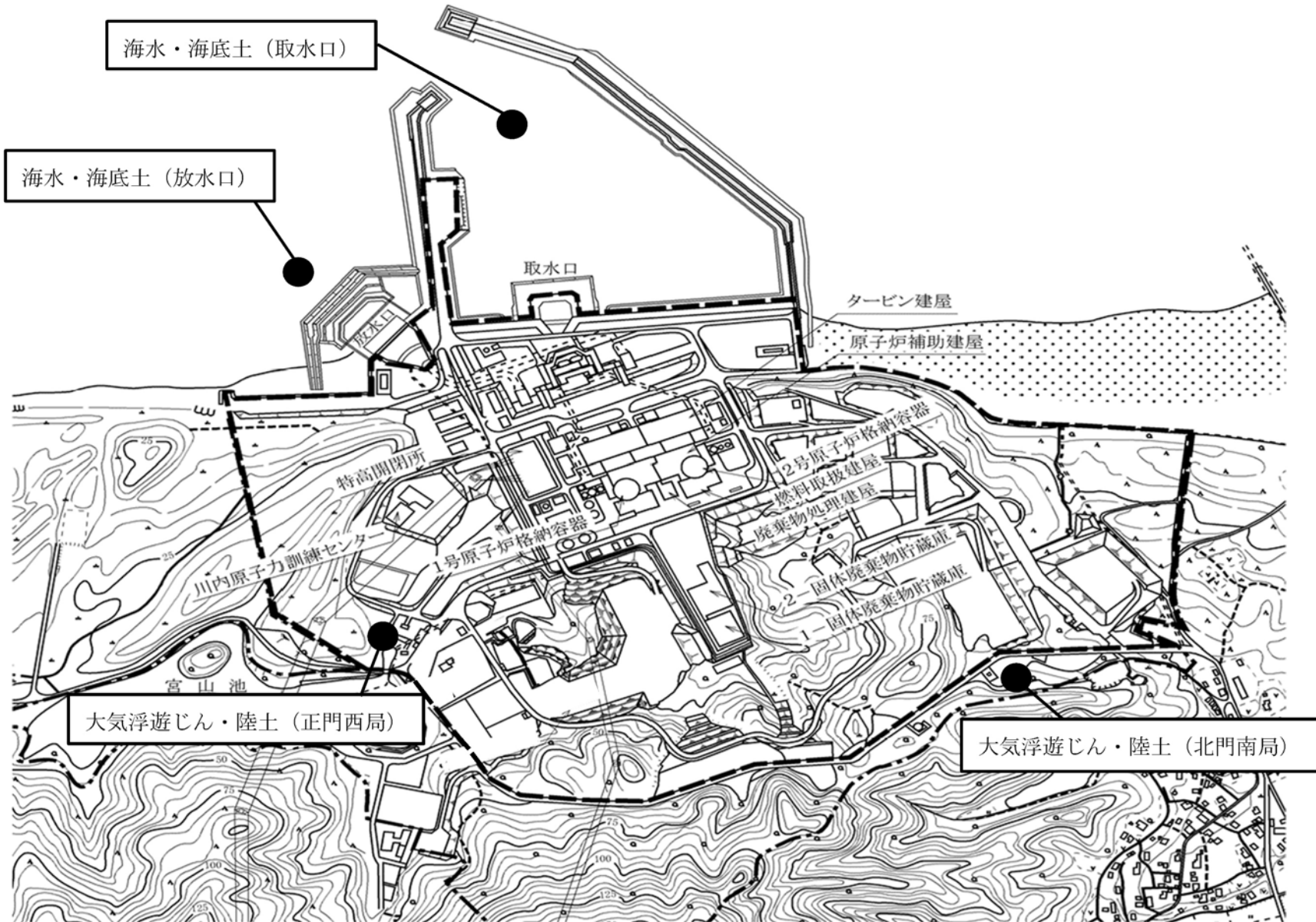
対策件名	原子炉容器上部ふたの一体構造化	実施内容	<p style="text-align: center;">原子炉容器上部ふた取替概略図</p>		
分類	作業の合理化				
実施期間	川内1号機:第19回定期検査～(現在も継続中) 川内2号機:第18回定期検査～(現在も継続中)				
目的	<p>原子炉容器上部ふたを一体鍛造構造化することで溶接線をなくし、供用期間中検査 (ISI) を不要とし、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図ることを目的とする。</p>				
効果	<p>供用期間中検査 (ISI) 削減により、被ばく線量低減が図られていると考えている。</p>				
今後の方針	<p>今後も継続して使用する。</p>		添付資料	なし	

第2.2.1.5-9図 線量低減対策 (8/10)

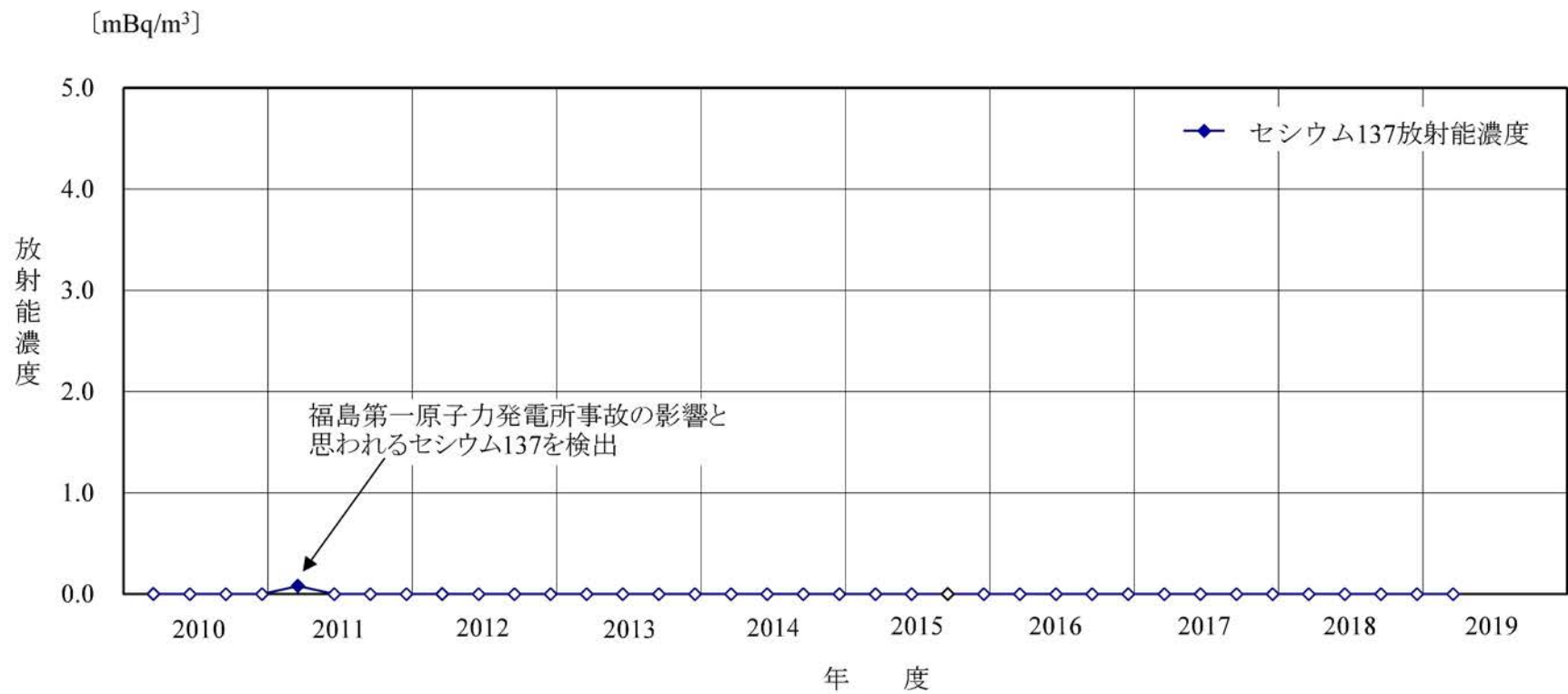
対策件名	蒸気発生器伝熱管体積検査の隔年化	実施内容
分類	作業の合理化	<p>保全プログラム及び標準定期検査要領書を見直したことにより、伝熱管材質TT690の渦流探傷検査(ECT)頻度を隔年化した。</p>
実施期間	川内1号機:第20回定期検査～(現在も継続中) 川内2号機:第23回施設定期検査～(現在も継続中)	
目的	<p>蒸気発生器の取替えによって、伝熱管材質をTT690に変更したことに伴い、渦流探傷検査(ECT)頻度を隔年化することにより、作業員の削減及び作業時間の短縮を図り、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図ることを目的とする。</p>	
効果	<p>作業員の削減及び作業時間の短縮により、被ばく線量低減が図られていると考えている。</p>	
今後の方針	今後も継続して実施する。	添付資料
		なし

対策件名	光・振動を用いたAPD警報システムの採用	実施内容
分類	被ばく管理の改善	1次冷却材ポンプ運転中の高騒音下作業、ループ室等の高線量当量率下において、光・振動を用いたAPD警報システムを使用し、作業者の被ばく線量の低減を図る。
実施期間	川内1号機:第18回定期検査～(現在も継続中) 川内2号機:第17回定期検査～(現在も継続中)	
目的	高騒音下における高線量作業において、光・振動を用いたAPD警報システムを使用することで、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図ることを目的とする。	
効果	高騒音下作業における被ばく線量低減が図られていると考えている。	
今後の方針	今後も継続して使用する。	添付資料
		なし

第2.2.1.5-9図 線量低減対策(10/10)



第 2.2.1.5-10 図 環境試料の採取地点



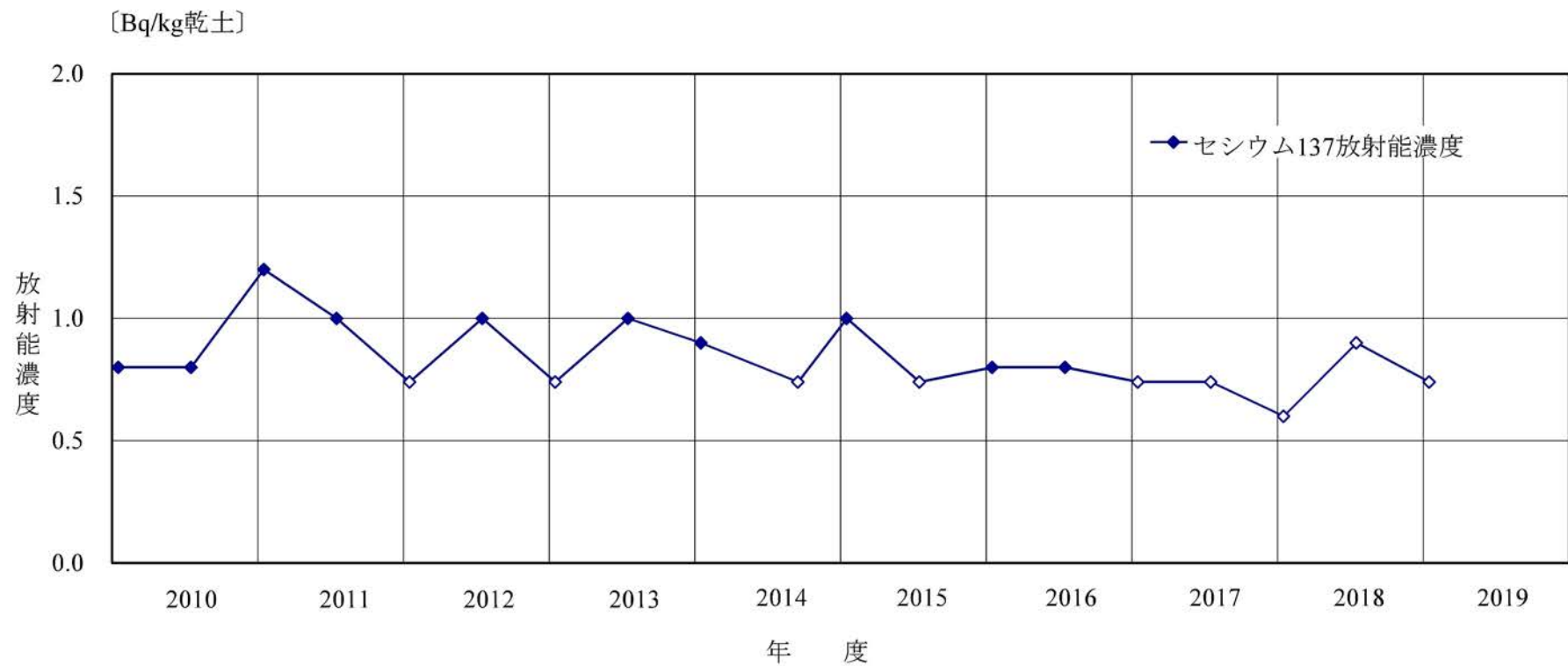
注：白抜きは、ND（検出限界未満）を示す。

第2.2.1.5-11図 環境試料(浮遊じん)中の放射能濃度(1/2) [北門南局]



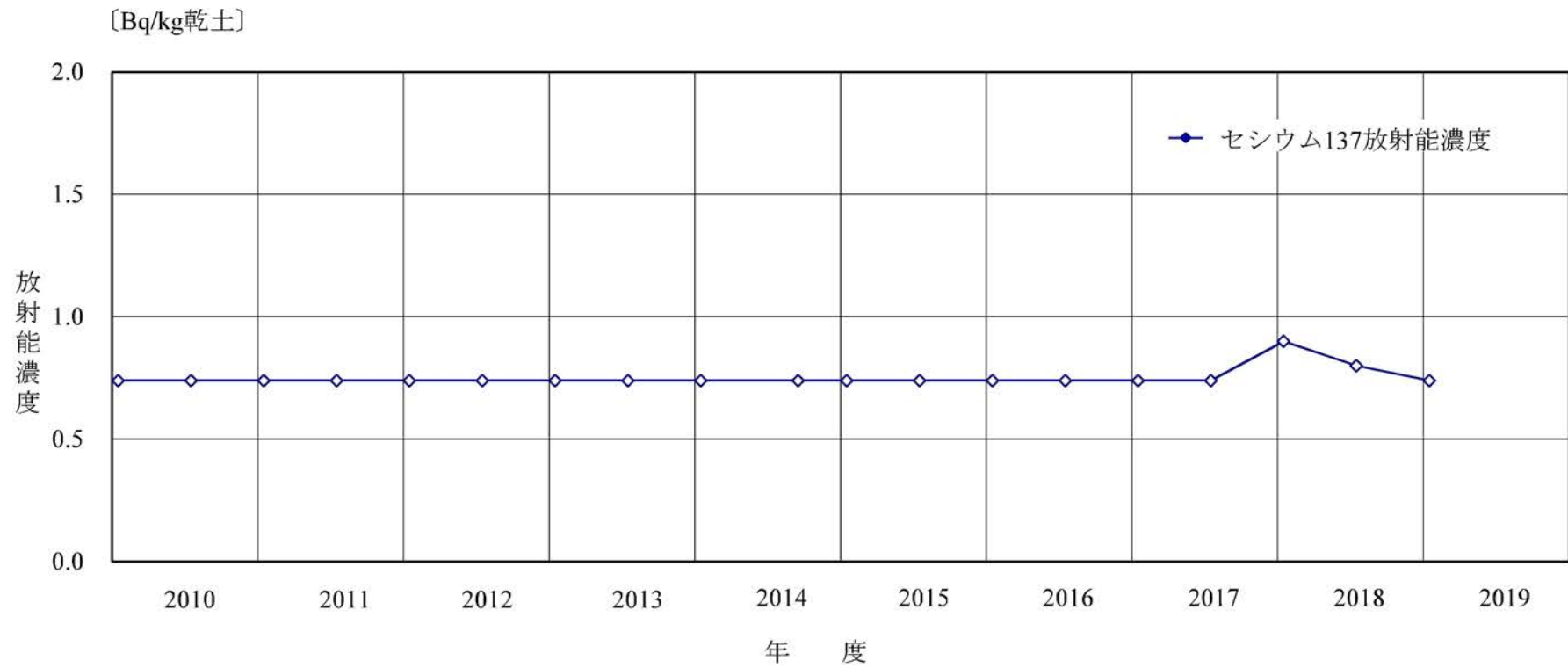
注：白抜きは、ND（検出限界未満）を示す。

第2.2.1.5-11図 環境試料(浮遊じん)中の放射能濃度(2/2) [正門西局]

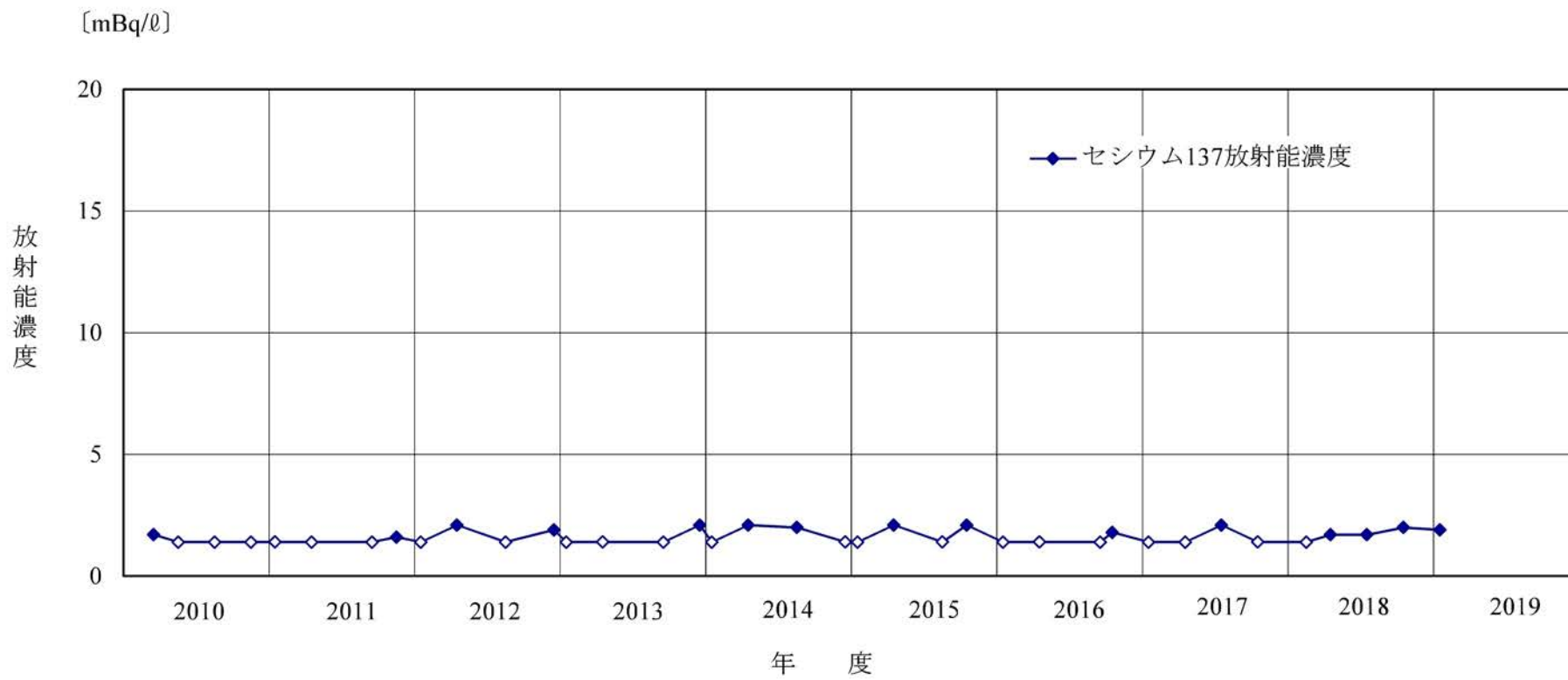


注：白抜きは、ND（検出限界未満）を示す。

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

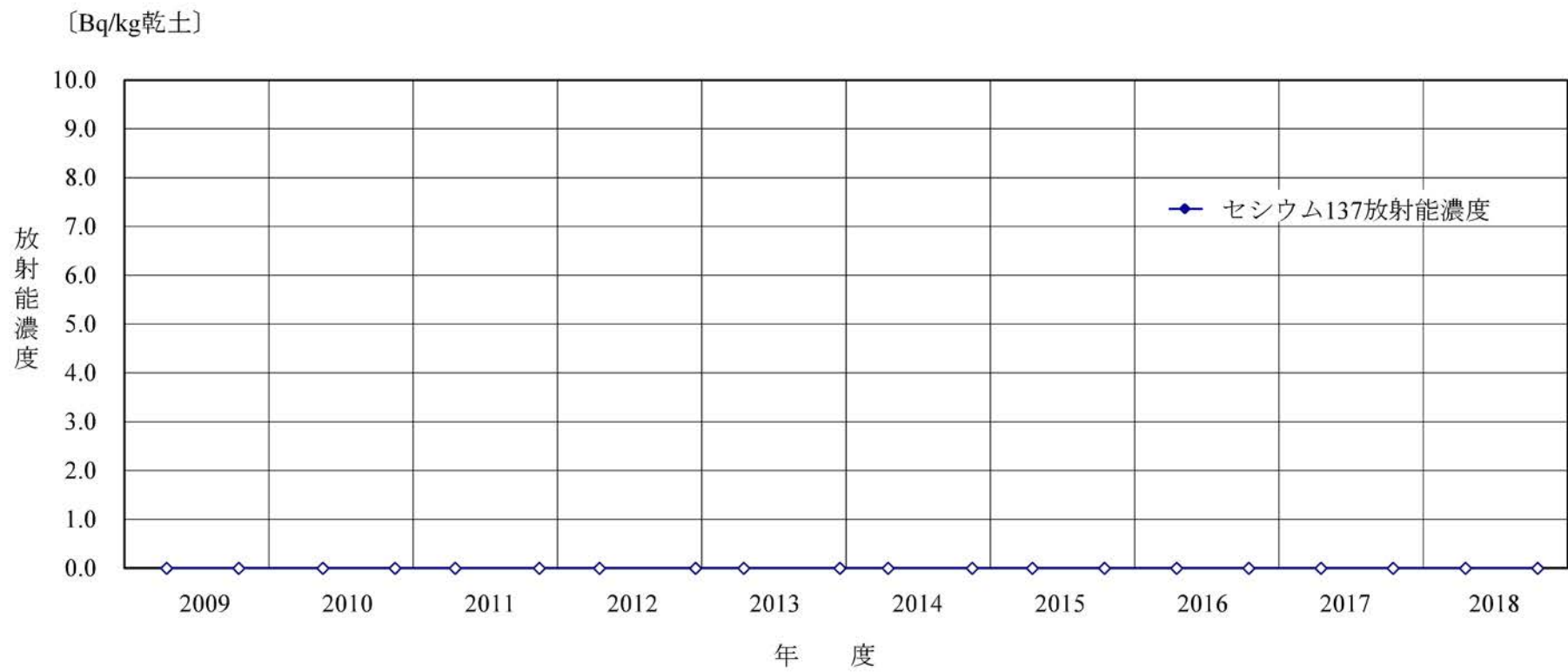


注：白抜きは、ND（検出限界未満）を示す。



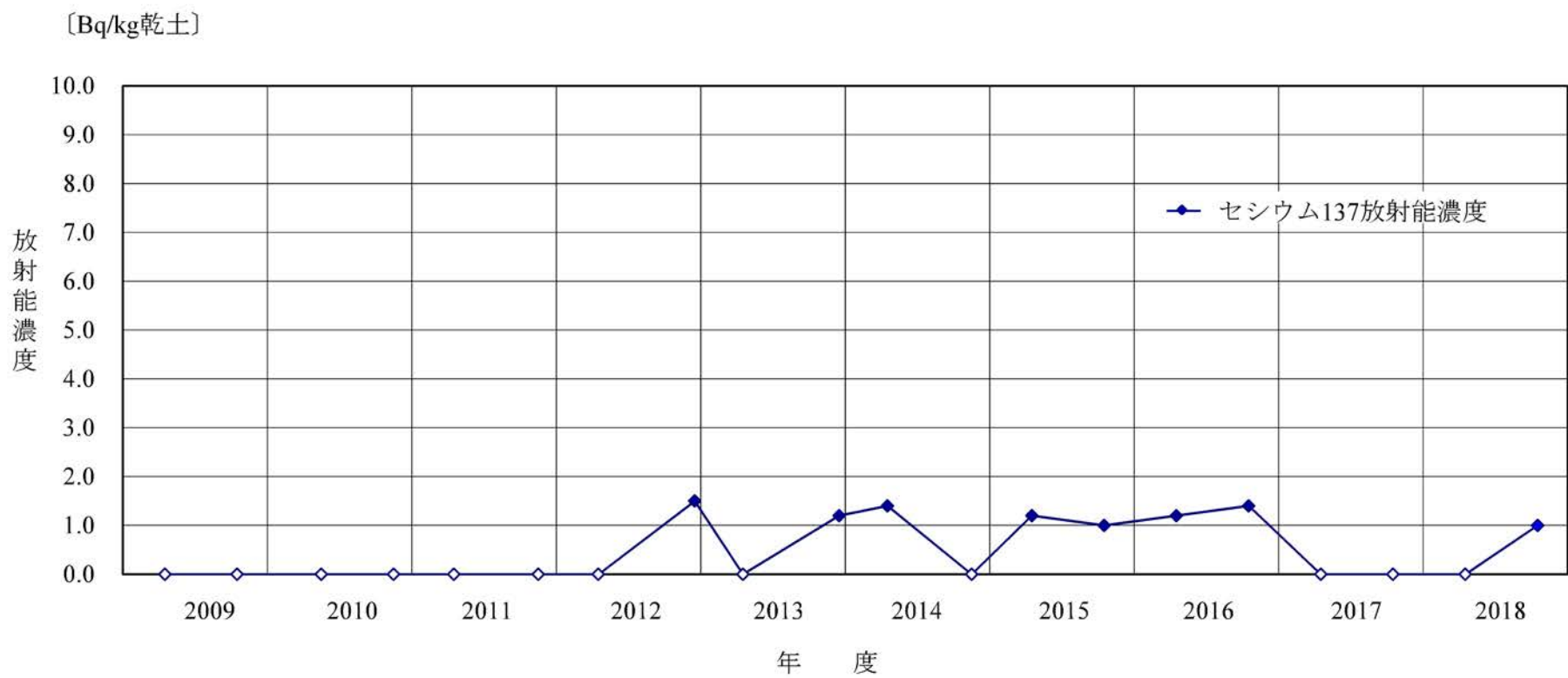
注：白抜きは、ND（検出限界未満）を示す。

第2.2.1.5-13図 環境試料(海水)中の放射能濃度(2/2) [取水口]



注: 白抜きは、ND(検出限界未満)を示す。

第2.2.1.5-14図 環境試料(海底土)中の放射能濃度(1/2)[放水口]



注: 白抜きは、ND(検出限界未満)を示す。

第2.2.1.5-14図 環境試料(海底土)中の放射能濃度(2/2)[取水口]

2.2.1.6 放射性廃棄物管理

(1) 目的

原子力発電所の放射性廃棄物管理において、発電所から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物については、法令に定められる濃度限度を遵守することは当然のこととして、ALARAの考え方に基づき放出量の低減に努め、公衆の被ばく線量を低いレベルに制限すること、また、放射性固体廃棄物については、適切に保管又は貯蔵するとともに、保管量の低減に努めることを目的としている。

(2) 放射性廃棄物管理に係る仕組み及び改善状況

a. 放射性廃棄物管理に係る組織・体制

(a) 放射性廃棄物管理に係る組織・体制の概要

放射性廃棄物管理の組織・体制に係る活動については、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、第2.2.1.1-2図に示すとおり、安全管理課において放射性廃棄物管理に関する事項を実施している。

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物については、放出前において、安全管理課長がサンプリング測定、放出放射能濃度評価、放出可否判定を行い、発電課長等が放出条件確認・調整を行っている。

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物を放出する際には、発電課長が放出及び放出中におけるモニタの連続監視を行い、放出後には、安全管理課長が放出放射能評価を行っている。

放射性固体廃棄物については、圧縮・減容、焼却、固化等の処理に応じて、各課長(安全品質保証統括室長、総務課長、防災課長及び原子力訓練センター所長を除く)が処理を行っている。保管・貯蔵においては、安全管理課長が雑固体廃棄物の保管本数や使用済樹脂貯蔵量を定期的に確認している。

このように、放射性廃棄物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) 放射性廃棄物管理に係る組織・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. 放射性廃棄物管理に係る社内マニュアル

(a) 放射性廃棄物管理に係る社内マニュアルの概要

放射性廃棄物管理の社内マニュアルに係る活動については、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、放出放射エネルギー及び廃棄物発生量を低減するため、放射性廃棄物管理に係る要求事項や業務手順等を社内マニュアルに定め、以下に示す放射性廃棄物管理を実施している。

イ 放射性気体廃棄物管理

放射性気体廃棄物は、窒素をカバーガスとする各タンクからのベントガス等の窒素廃ガス及び体積制御タンクからパーージされる水素廃ガスである。

これらの放射性気体廃棄物については、ガス圧縮装置にて加圧圧縮した上で、ガス減衰タンクに貯留する。貯留した放射性気体廃棄物は、原則として冷却材貯蔵タンクのカバーガスとして再使用する。放出する場合は、原則としてガス減衰タンク内に30日間以上貯留し、十分に放射エネルギーを減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら、排気筒から放出する。

また、第2.2.1.6-1図に示すとおり、放出前段階、放出段階、評価段階及び反映段階の各段階を通じて、放出条件の確認、放出中におけるモニタの連続監視、放出放射エネルギー評価を行うとともに、放出量の低減に努めている。

ロ 放射性液体廃棄物管理

液体廃棄物処理設備により処理した後の処理水は、試料採取、分析を行い、再使用するか、又は放射性物質の濃度が低いことを確認した上

で、放射線モニタの指示を監視しながら復水器を冷却する海水と混合、希釈して放出する。

また、第2.2.1.6-2図に示すとおり、放出前段階、放出段階、評価段階及び反映段階の各段階を通じて、放出条件の確認、放出中におけるモニタの連続監視、放出放射能評価を行うとともに、放出量の低減に努めている。

ハ 放射性固体廃棄物管理

放射性固体廃棄物は、種類によりそれぞれ圧縮・減容、焼却、固化等の処理の後、ドラム詰め等を行い、固体廃棄物貯蔵庫に保管している。

また、第2.2.1.6-3図に示すとおり、発生段階、処理段階、評価段階及び反映段階の各段階を通じて、種類に応じた収集処理、保管量の推移評価等、適切な管理を行うとともに、廃棄物発生量、保管量の低減に努めている。

なお、固体廃棄物貯蔵庫は、保管状況等について定期的に巡視点検を実施している。

(b) 放射性廃棄物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 放射性輸送物運送計画書安全確認申請書に係るLLW輸送物データの誤りを防止するための社内マニュアルの改正

2018年度搬出予定のLLW(320本)を収納した輸送容器(40個)について、当所から提出した輸送物データを基に原燃輸送(株)にて作成さ

れ、国土交通省に申請された放射性輸送物運送計画書安全確認申請書において、危険物標札を第二種黄標札と記載しており、第三種黄標札の誤りである旨、国土交通省から指摘を受けた原燃輸送(株)より連絡があった。このため、危険物標札選定の元データとなる輸送容器表面から1mの線量当量率記録及び輸送指数を確認したところ、輸送容器すべてにおいて輸送指数が1を超えており、第二種黄標札ではなく第三種黄標札の誤りであることが確認された。また、危険物標札の選定に係る工事記録及び輸送容器に貼付けている危険物標札にも誤りがあることを確認した。

原因は、危険物標札の選定方法について、社内マニュアルに明記されておらず、使用した作業手順書及びチェックシートに危険物標札の選定が別紙を参照するようになっており、かつ輸送指数の算出方法が明記されておらず分かり難いものであったこと及び危険物標札の選定についての重要性の認識や知識が十分でなかったことである。

このため、危険物標札の選定方法について、社内マニュアルに明記した。また、廃棄体確認自主検査開始前に実施する教育テキストに今回の不適合事象及び危険物標札の選定方法を追加するとともに、作業手順書及びチェックシートに、危険物標札の選定方法を明記した。

この結果、今後同様な誤りが発生しないことが期待される。

c. 放射性廃棄物管理に係る教育・訓練

(a) 放射性廃棄物管理に係る教育・訓練の概要

放射性廃棄物管理の教育・訓練に係る活動については、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、放射性廃棄物の処理設備の業務に係る要員、運転員及び技術系所員を対象として、放射性廃棄物の管理に関すること

について教育を実施している。

放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を行う請負会社従業員に対しても、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、安全管理課員に対しては、放射性廃棄物、被ばく、放射能測定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) 放射性廃棄物管理に係る教育・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) 放射性廃棄物管理に係る設備改善状況

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、設備に係る改善活動で評価対象となるものはなかった。

(4) 放射性廃棄物管理に係る実績指標

a. 放射性気体廃棄物の放出量

放射性気体廃棄物の放出量の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.6-4図及び第2.2.1.6-5図に示す。

(a) 放射性希ガス

今回確認した期間の放射性希ガス放出量は、保安規定に定めている年間放出管理目標値に対し、十分低い値で推移している。その傾向として、2012年度から2015年度は発電所の長期停止に伴い放射性希ガス放出量は減少している。

なお、発電所の長期停止中では放射性希ガスの放出が考えられないのに対し、天然核種等の影響により稀に発生する比較的大きな変動を希ガスの放出量として算定していたため、天然核種等の影響を小さくする目的で2014年10月に放出量の評価方法を見直した。

(b) 放射性よう素131

今回確認した期間の放射性よう素131の放出量は、保安規定に定めている年間放出管理目標値に対し、十分低い値で推移している。2011年度は $1.6 \times 10^5 \text{Bq}$ を検出したが、これは東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故の影響によるものと推測される。また、2017年度は $2.1 \times 10^6 \text{Bq}$ を検出したが、これは川内1号機における燃料集合体からの漏えい発生のためである。

b. 放射性液体廃棄物の放出量

放射性液体廃棄物の放出量の時間的な推移について確認した結果を、

第2.2.1.6-6図及び第2.2.1.6-7図に示す。

(a) トリチウムを除く放射性物質

今回確認した期間のトリチウムを除く放射性物質の放出量は、検出限界未満であり、保安規定に定めている年間放出管理目標値を十分に満足している。

(b) トリチウム

今回確認した期間のトリチウムの放出量は、保安規定に定めている年間放出管理の基準値内で推移している。その傾向として、発電所の運転を停止した2011年度以降の発電所停止期間中は減少しており、発電所が再稼働した2015年度以降は、発電所運転期間中とおおむね同等程度となっている。

c. 放射性固体廃棄物の発生量及び保管量(貯蔵量)の推移

放射性固体廃棄物の発生量及び保管量の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.6-1表及び第2.2.1.6-8図に示す。

年間の放射性固体廃棄物の発生量はほぼ同程度で推移している。なお、2018年度は川内2号機の蒸気発生器3基、保管容器509m³(原子炉容器上部ふたを含む)の保管を開始したため、発生量(本相当)が増加した。

累積保管量については、漸増しているが、固体廃棄物の減容処理及び焼却量の増加を図り、低減に努めている。

脱塩塔使用済樹脂の発生量及び累積貯蔵量の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.6-9図に示す。

脱塩塔使用済樹脂の発生量は、脱塩塔ごとの取替周期や年度ごとの施

設定期検査回数の相違によりばらつきはあるものの、平均約2m³/年となっている。

また、2011年度及び2018年度に均質・均一固化体について、青森県にある日本原燃(株)低レベル放射性廃棄物埋設センターへ搬出を行い、放射性固体廃棄物の更なる貯蔵裕度の確保が図られた。

d. 放射性廃棄物低減対策

放射性廃棄物低減対策については、調査期間において様々な対策を適宜実施しており、放射性廃棄物の低減に大きく寄与してきた。

放射性廃棄物低減対策の変遷について確認した結果を、第2.2.1.6-10図、第2.2.1.6-11図及び第2.2.1.6-12図に示す。

(5) 放射性廃棄物管理に係る有効性評価結果

放射性廃棄物管理に係る仕組み(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、放射性廃棄物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、放射性廃棄物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2.2.1.6-2表参照)

放射性廃棄物管理に係る実績指標について、2017年度の放射性気体廃棄物中の放射性よう素131の放出量は、川内1号機における燃料集合体からの放射性物質の漏えいに伴い時間的な推移に上昇があったものの必要な措置等は実施されており、放射性廃棄物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、放射性廃棄物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 2.2.1.6-1 表 放射性固体廃棄物データ

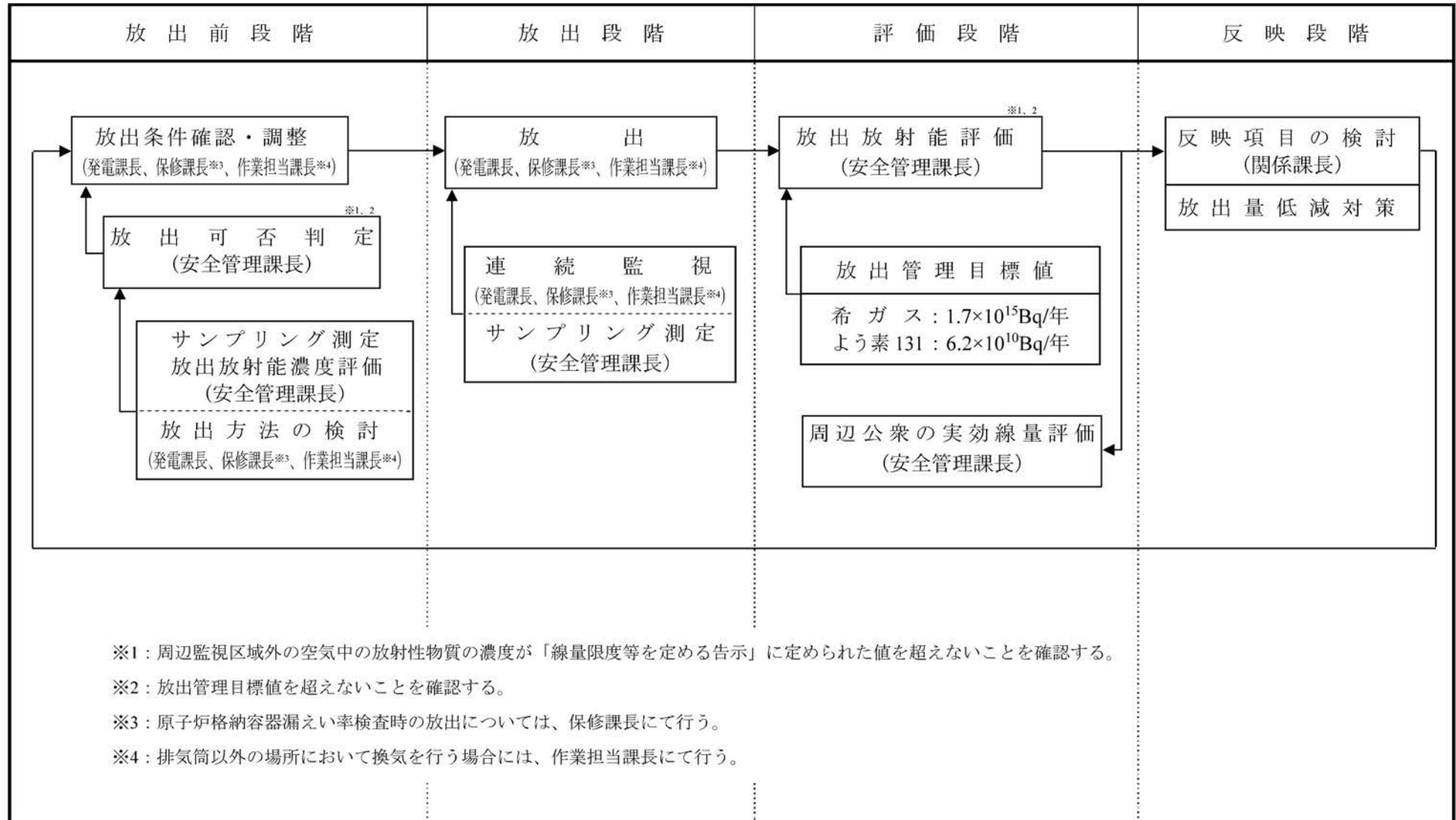
年 度	ドラム缶 発生量 [本]	その他の 種類の 発生量 [本相当]	発生量 [本相当]	焼却等 減容量 [本相当]	搬出減量 [本]	累積保管量 [本相当]
2009 年度	1,067	466	1,533	594	0	18,078
2010 年度	1,259	282	1,541	642	0	18,977
2011 年度	1,580	532	2,112	451	320	20,318
2012 年度	523	200	723	610	0	20,431
2013 年度	993	521	1,514	460	0	21,485
2014 年度	1,600	644	2,244	676	0	23,053
2015 年度	814	620	1,434	795	0	23,692
2016 年度	1,694	1,276	2,970	1,840	0	24,822
2017 年度	683	1,344	2,027	2,235	0	24,614
2018 年度	1,991	1,450	3,441	1,460	320	26,275

注:2008 年度より蒸気発生器 3 基、保管容器 509m³(原子炉容器上部ふたを含む)を保管している。

2018 年度より蒸気発生器 3 基、保管容器 509m³(原子炉容器上部ふたを含む)を保管している。

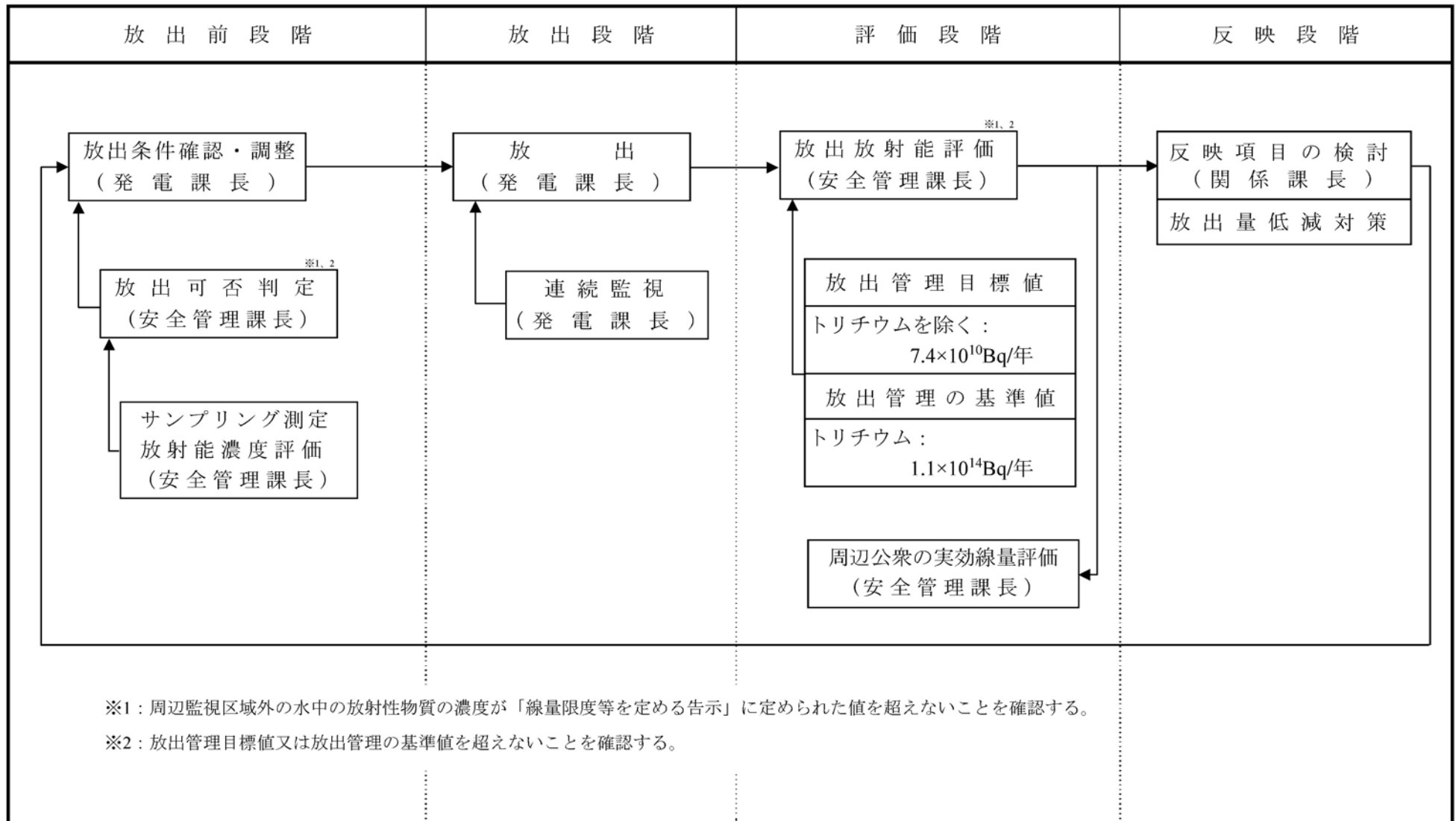
第 2.2.1.6-2 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(放射性廃棄物管理に係るもの)

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	<p>業務の管理</p> <p>(2018年度 川内原子力発電所 不適合管理) 放射性輸送物運送計画書安全確認申請書に係るLLW輸送物データの誤り</p> <p>2018年度搬出予定のLLW(320本)を収納した輸送容器(40個)について、当所から提出した輸送物データを基に原燃輸送(株)にて作成され、国土交通省に申請された放射性輸送物運送計画書安全確認申請書において、危険物標札を第二種黄標札と記載しており、第三種黄標札の誤りである旨、国土交通省から指摘を受けた原燃輸送(株)より連絡があった。このため、危険物標札選定の元データとなる輸送容器表面から1mの線量当量率記録及び輸送指数を確認したところ、輸送容器すべてにおいて輸送指数が1を超えており、第二種黄標札ではなく第三種黄標札の誤りであることが確認された。また、危険物標札の選定に係る工事記録及び輸送容器に貼付けている危険物標札にも誤りがあることを確認した。原因は、危険物標札の選定方法について、社内マニュアルに明記されておらず、使用した作業手順書及びチェックシートに危険物標札の選定が別紙を参照するようになっており、かつ輸送指数の算出方法が明記されておらず分かり難いものであったこと及び危険物標札の選定についての重要性の認識や知識が十分でなかったことである。</p> <p>(是正状況)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・危険物標札の選定方法について、放射線管理要領に明記した。 ・廃棄体確認自主検査開始前に実施する教育テキストに、今回の不適合事象及び危険物標札の選定方法を追加した。 ・作業手順書及びチェックシートに、危険物標札の選定方法を明記した。 ・本事象について、安全管理課(放射線管理員)に教育を実施した。 ・本事象について、同様な事象が起きない様に関係各課へ周知した。 	<p>「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。</p>	<p>無</p>



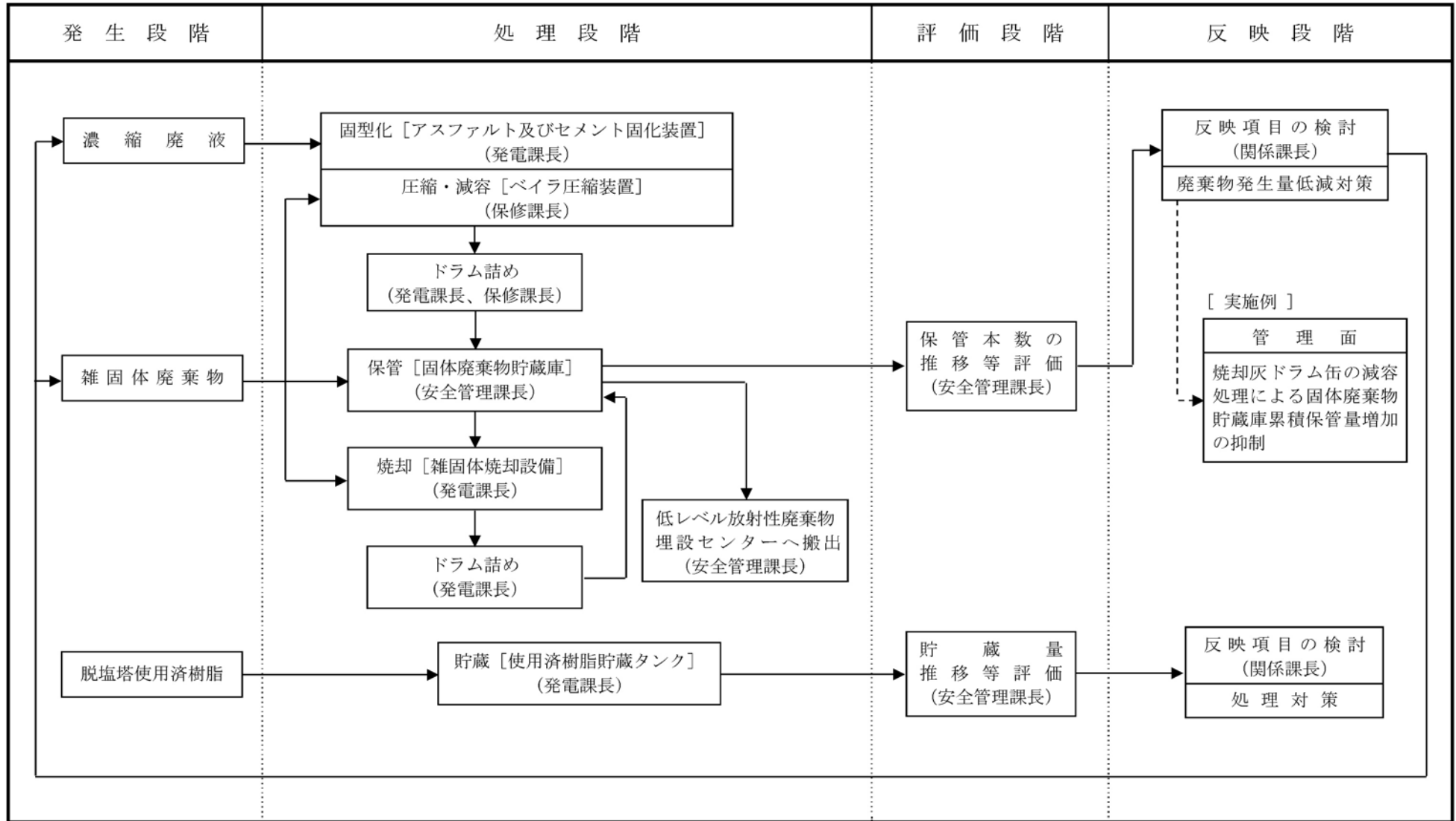
注：() 内は、主管を示す。

第2.2.1.6-1図 放射性気体廃棄物に係る運用管理フロー



注：() 内は、主管を示す。

第2.2.1.6-2図 放射性液体廃棄物に係る運用管理フロー



注：（ ）内は、主管を示す。

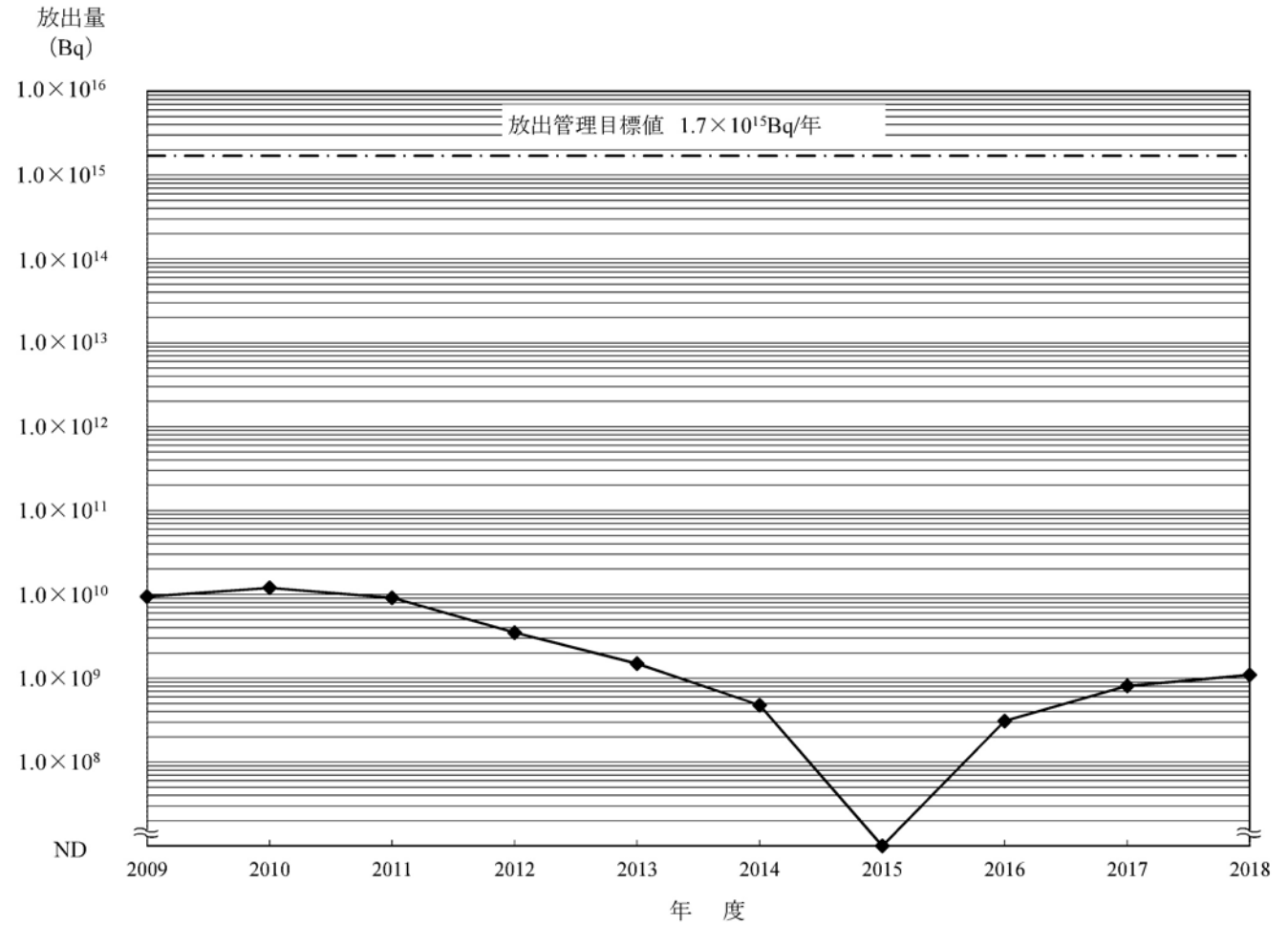
第2.2.1.6-3図 放射性固体廃棄物に係る運用管理フロー

(単位:Bq)

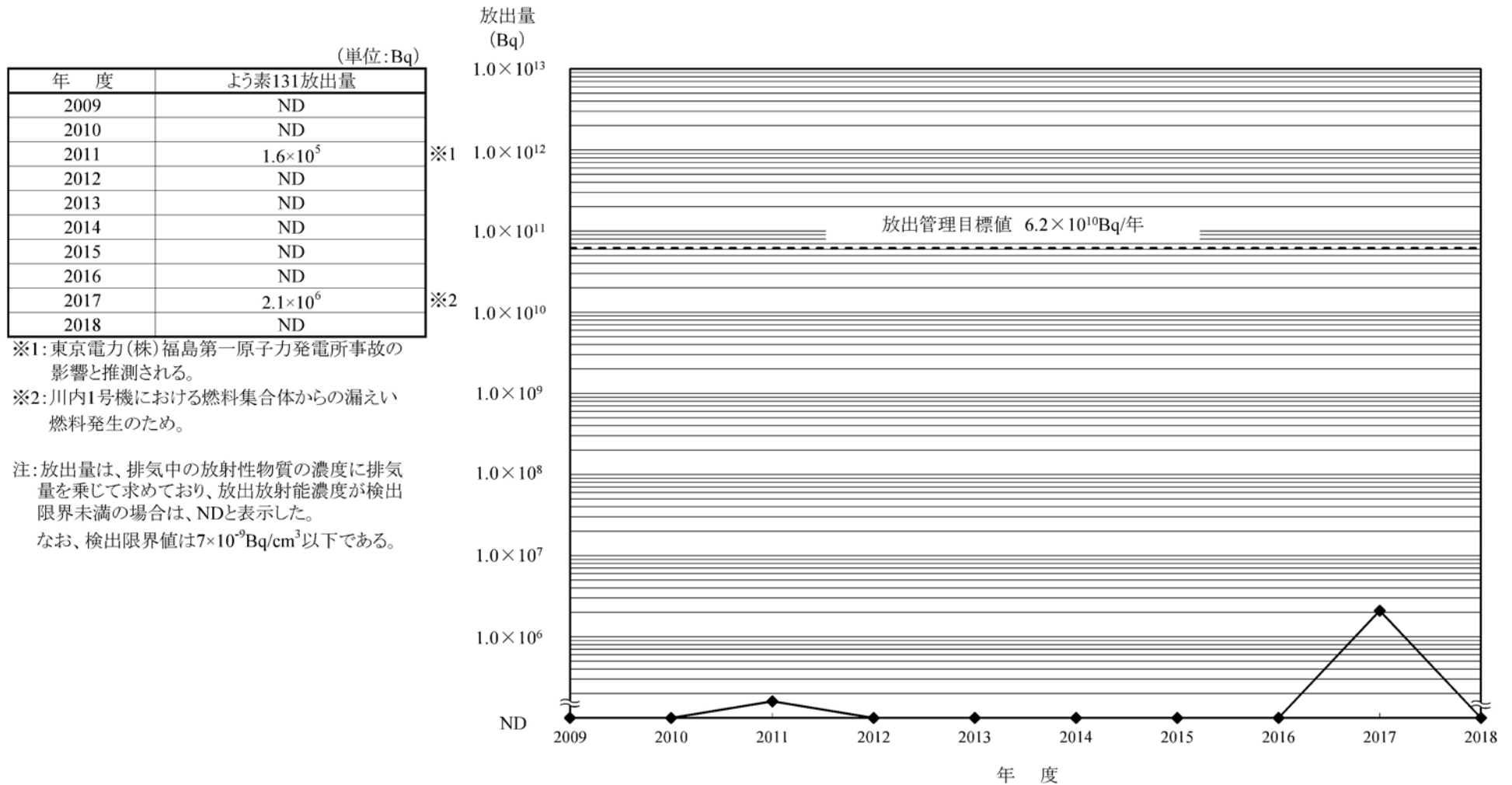
年 度	放射性希ガス放出量
2009	9.4×10^9
2010	1.2×10^{10}
2011	9.1×10^9
2012	3.5×10^9
2013	1.5×10^9
2014	4.8×10^8
2015	ND
2016	3.1×10^8
2017	8.1×10^8
2018	1.1×10^9

※2014年10月以降は希ガス放出量評価方法の見直しを実施

注: 放出量は、排気中の放射性物質の濃度に排気量を乗じて求めており、放出放射能濃度が検出限界未満の場合は、NDと表示した。
なお、検出限界値は $2 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$ 以下である。



第2.2.1.6-4図 放射性気体廃棄物中の放射性希ガスの放出量



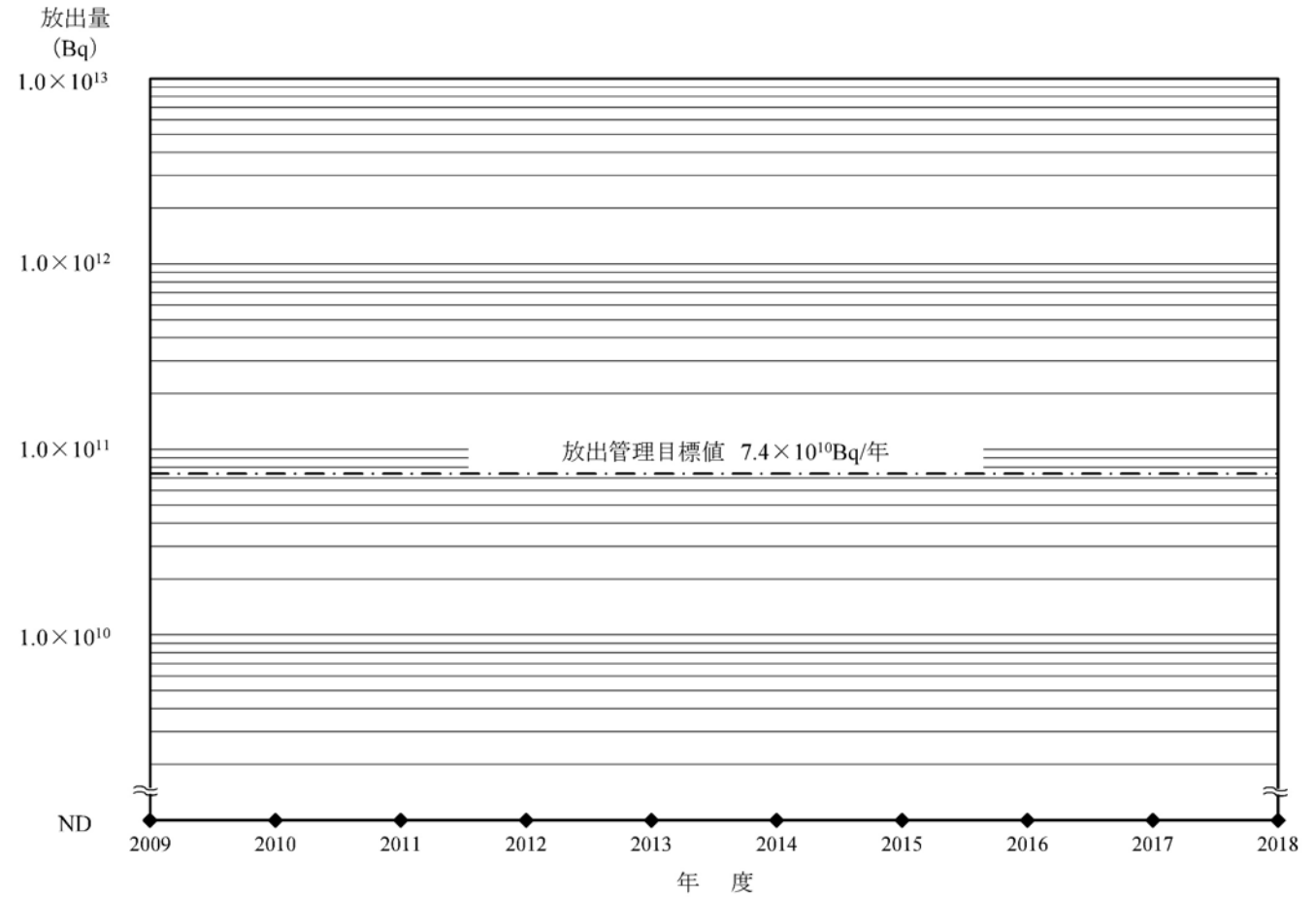
第2.2.1.6-5図 放射性気体廃棄物中の放射性よう素131の放出量

(単位:Bq)

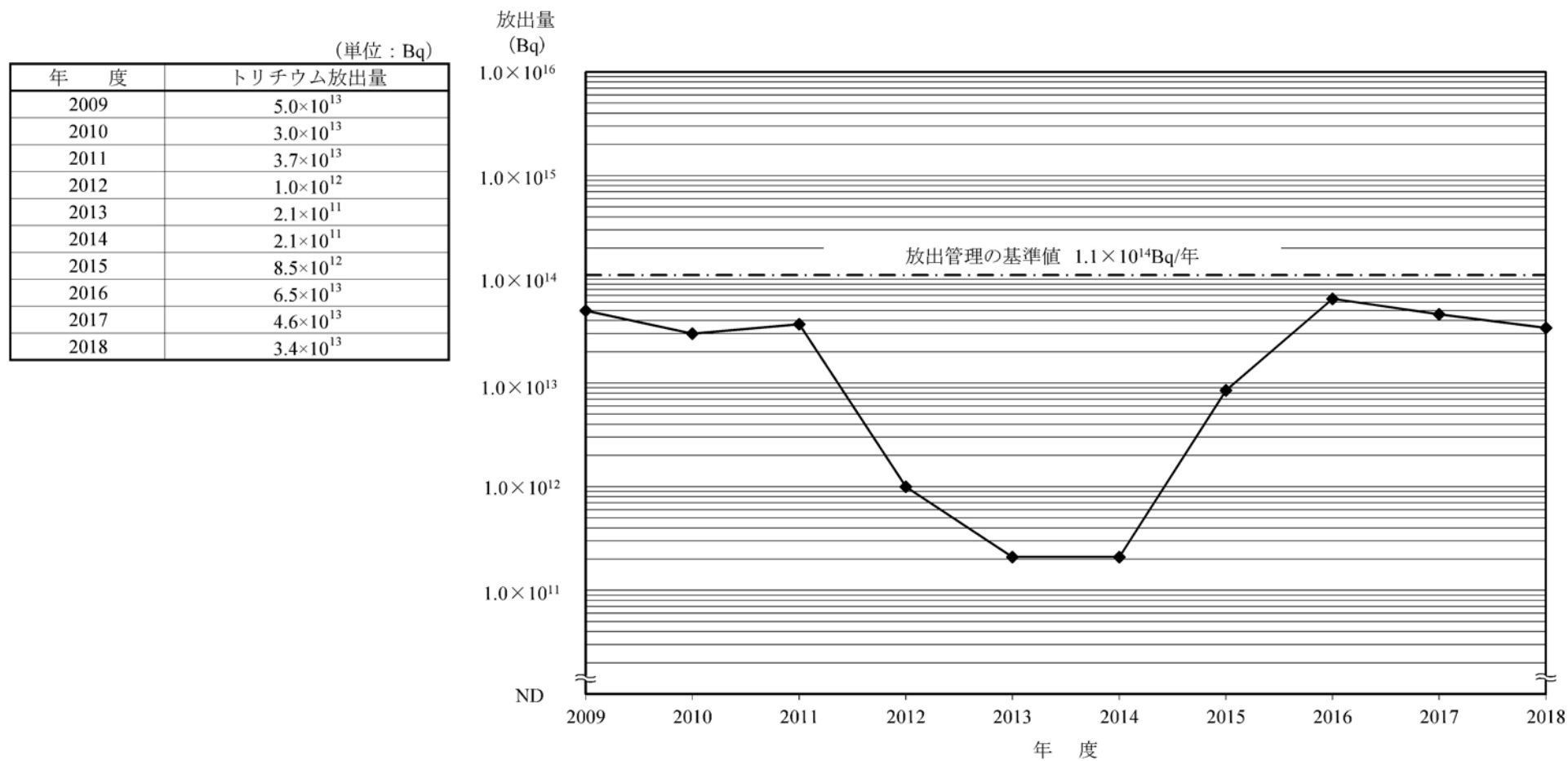
年 度	トリチウムを除く放射性物質放出量
2009	ND
2010	ND
2011	ND
2012	ND
2013	ND
2014	ND
2015	ND
2016	ND
2017	ND
2018	ND

注:放出量は、排水中の放射性物質の濃度に排水量を乗じて求めており、放出放射能濃度が検出限界未満の場合は、NDと表示した。

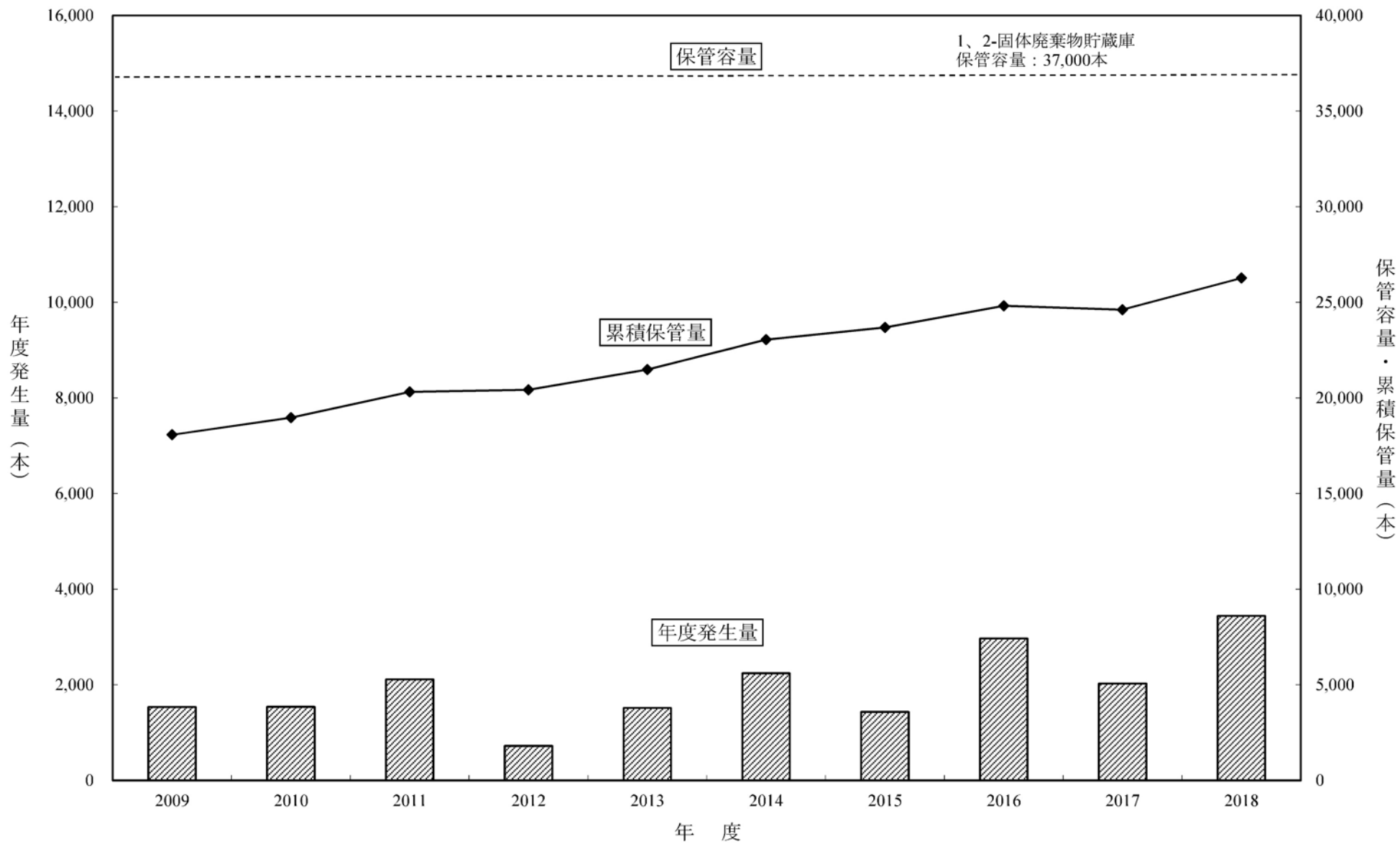
なお、検出限界値は ^{60}Co で代表: $2 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$ 以下である。



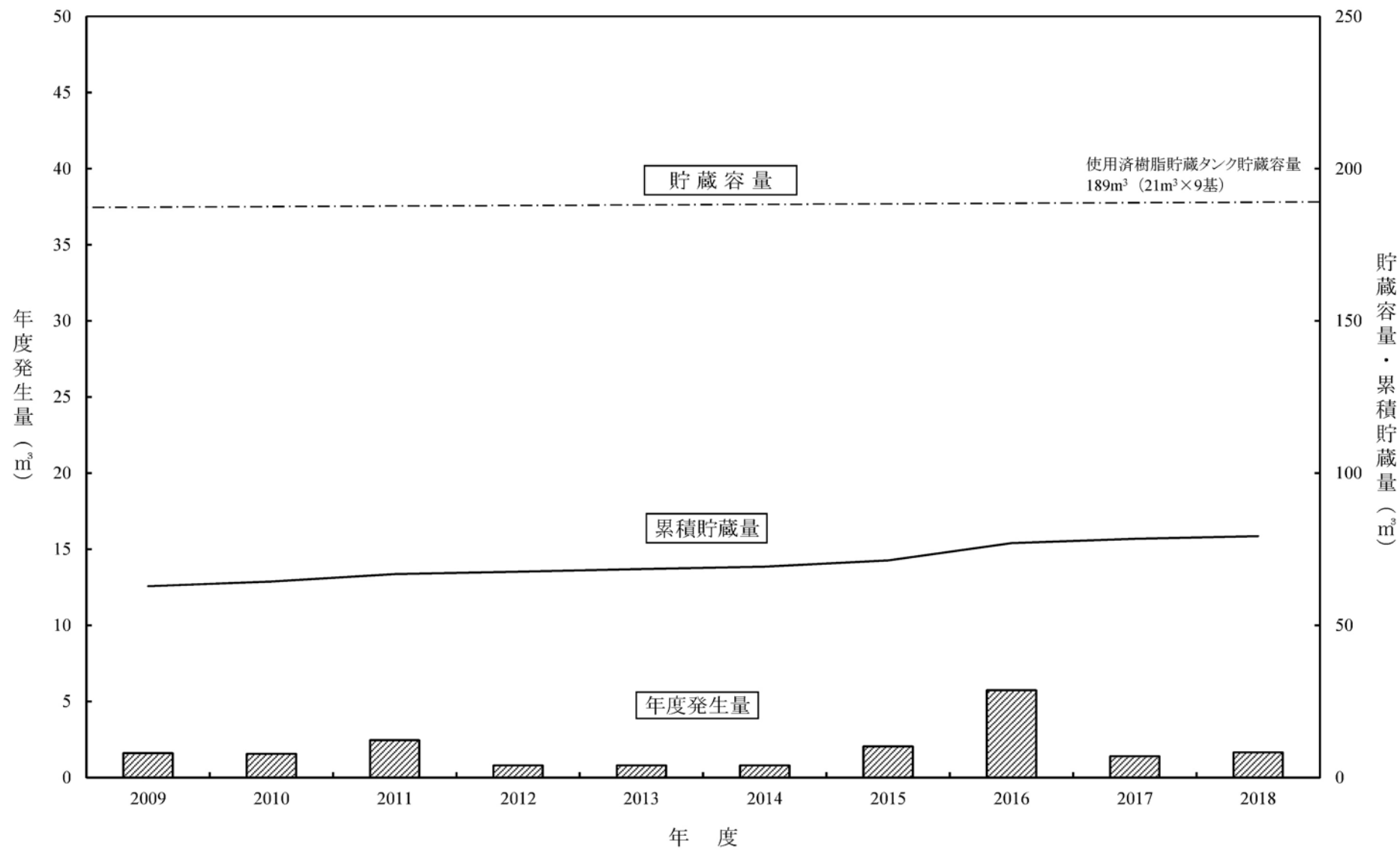
第2.2.1.6-6図 放射性液体廃棄物中の放射性物質(トリチウムを除く)の放出量



第2.2.1.6-7図 放射性液体廃棄物中のトリチウムの放出量



第2.2.1.6-8図 放射性固体廃棄物の発生量、保管量推移



第2.2.1.6-9図 脱塩塔使用済樹脂の発生量、貯蔵量推移

項 目	年 度										備 考
	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018		
気体廃棄物	<ul style="list-style-type: none"> ・漏えい燃料防止対策の実施 										1989年度からペレット水分管理強化
	(1)燃料品質管理強化										
	(2)バップルジェット対策										建設当初から炉心アップフロー化を実施
	(3)異物対策燃料の使用										(1989年度から採用)
	(4)信頼性向上燃料の採用										(2015年度から採用)
	<ul style="list-style-type: none"> ・ガス減衰タンクの設置、運用 										(1984年度設置)
	<ul style="list-style-type: none"> ・気体廃棄物処理設備の運用 										(1983年度設置) 2007年度ガス圧縮装置更新

第2.2.1.6-10図 放射性気体廃棄物放出低減対策の変遷

項 目	年 度	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	備 考
液体廃棄物	・ほう酸回収装置の設置、運用										(1984年度設置)
	・廃液蒸発装置の設置、運用										(1984年度設置)
	・洗浄排水高濃縮装置の設置、運用				川内1、2号機共用						(1996年度設置) 2000年度から水洗いに変更 (国際的な特定フロン全廃)
	・洗浄排水処理装置の設置、運用				川内1、2号機共用						(1983年度設置)

第2.2.1.6-11図 放射性液体廃棄物放出低減対策の変遷

項 目		年 度										備 考	
		2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018			
固体廃棄物	設 備 面	・ベイヤ圧縮装置の設置、運用	川内1、2号機共用										川内1号機：1983年度設置 川内2号機：1985年度設置 (1990年度から共用) (1983年度設置) (2007年度改造) 設備運転時間の延長を可能とした
		・雑固体焼却設備の設置、運用	川内1、2号機共用										
		・雑固体焼却設備改造に伴う焼却量増加	川内1、2号機共用										
		・アスファルト固化装置の設置、運用	川内1、2号機共用										
	管 理 面	・物品持込み制限											(1987年度から実施)
		・消耗品の仕様変更、使用制限											(1988年度から実施)
		・固体廃棄物減容処理											2004年度から焼却灰を減容可能とした

第2.2.1.6-12図 放射性固体廃棄物低減対策の変遷

2.2.1.7 緊急時の措置

(1) 目的

原子力発電所の緊急時の措置においては、発電所の万が一の事故発生時における公衆への影響を最小限にとどめるために、緊急時における体制の確立、通報連絡及び実施に係る社内マニュアル等を整備し、これら一連の対応を適切に実施できる体制を確立し、訓練を実施することにより、原子力災害の発生及び拡大を防止することを目的としている。

(2) 緊急時の措置に係る仕組み及び改善状況

a. 緊急時の措置に係る組織・体制

(a) 緊急時の措置に係る組織・体制の概要

事故・故障等発生時の対応として、電気事業法、原子炉等規制法等で報告が求められている事故・故障等又はこれらに発展するおそれのある異常兆候が発生した場合には、事故・故障等発生時の通報連絡及び処置を迅速、的確かつ円滑に行うための活動を行うこととしている。

原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合において実施すべき措置については、1979年3月の米国スリーマイルアイランド発電所2号機事故(以下「TMI事故」という。)を契機として、1980年6月に原子力安全委員会で決定された「原子力発電所等周辺の防災対策について」(現在は原子力規制委員会で決定された「原子力災害対策指針」)を基本として整備を行った。

その後、1999年9月に発生したJCO東海村ウラン加工施設臨界事故(以下「JCO事故」という。)を踏まえ、原子力事業者の責務の明確化等を目的として制定された「原子力災害対策特別措置法」(以下「原災法」という。)(2000年6月施行)に基づき、「川内原子力発電所原子力事業者防災業務計画」(以下「防災業務計画」という。)を策定し、原子力防災管理者の選任、原子力防災組織の設置等、更なる原子力災害に対する組織・体制等の充実強化を図った。(第2.2.1.7-1表参照)

また、2007年7月に発生した新潟県中越沖地震を踏まえ専属消防隊の設置を含む自衛消防体制強化及び迅速な連絡体制の整備を行った。(第2.2.1.7-2表参照)

さらに、2011年3月の東北地方太平洋沖地震に伴う津波により発生した東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を起因として発出された経済

産業大臣指示文書「平成23年福島第一、第二原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施について(指示)」(平成23年3月30日付け平成23・03・28原第7号)、「平成23年福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施について(指示)」(平成23年6月7日付け平成23・06・07原第2号)等を受け、緊急安全対策等を実施した。

その後、2013年7月に新規制基準が施行され、従来の設計基準事故に対する対応内容の更なる強化(火災、内部溢水、その他自然災害等(地震、津波、竜巻、火山(降灰)等)発生時の対応)、設計想定を超える事象等に対する対応(重大事故等及び大規模損壊発生時の対応)が求められ、新規制基準に適合させるべく、発電所においては、原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備を行うとともに、継続して安全性向上に資するための対策等を実施している。(第2.2.1.7-3表参照)

イ 事故・故障等発生時の組織・体制

各課長は、事故・故障等を確認した場合、速やかに関係課長等へ連絡し、連絡を受けた関係課長等は、事故・故障等発生時の通報連絡体制に沿って、必要な関係先へ通報連絡を行うこととしている。また、休日・時間外(夜間含む)についても、輪番体制を確立し、通報連絡を迅速・的確に行うこととしている。

通報連絡を受けた発電所長は、通常時体制で対応できないと判断した場合、速やかに対策会議を開設し、通報連絡、異常の状況把握、原因究明、当面の対策等について検討を行い、必要な対応を行うこととしている。(第2.2.1.7-1図参照)

なお、社外への通報は、該当する法令等及び地方公共団体との安全

協定に基づき、速やかに国、地方公共団体等へ電話等により通報連絡（第1報）を実施し、その後は、事故・故障等の状況、調査結果等について適宜情報提供を行うこととしている。（第2.2.1.7-2図参照）

さらに、国、地方公共団体等を含めた通報連絡訓練を定期的を実施し、事故・故障等発生時に迅速かつ的確な通報連絡ができる体制の継続的な維持向上を図っている。

ロ 原子力防災組織・体制

原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止その他必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、原子力災害の情勢に応じて緊急時体制を区分している。

原子力災害の発生又は拡大を防止するために必要な活動を行うため、発電所長を原子力防災管理者、発電所の次長職を副原子力防災管理者とした原子力防災組織（第2.2.1.7-3図参照）を設置し、原子力防災要員を選任している。緊急時体制は原子力防災管理者が発令することとしており、発令した場合、速やかに緊急時対策本部を設置し、原子力防災要員等を状況に応じて非常召集することとしている。原子力防災管理者、副原子力防災管理者の選・解任及び原子力防災要員の配置変更については、その都度、国、鹿児島県知事及び薩摩川内市長に届け出ている。

火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害（地震、津波及び竜巻等）により、原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合は、原子力防災組織にて対応を行う。

休日・時間外（夜間含む）も含め、重大事故等発生時の迅速な対応のため、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員を常時確保して

おり、加えて、大規模損壊発生時の迅速な対応のため、専属消防隊を常時確保している。(第2.2.1.7-4表及び第2.2.1.7-4図参照)

さらに、万が一の緊急作業が発生した場合における緊急作業従事者の選定を行っている。

ハ 原子力災害予防対策

(イ) 通報体制及び情報連絡体制の整備

原子力防災管理者は、防災業務計画に示す警戒事態に該当する事象、原災法第10条に該当する事象又は原災法第15条に該当する事象の発生について通報を受けたとき若しくは自ら発見したときの通報連絡のため、あらかじめ通報連絡体制を整備している。

また、原災法第10条に基づく通報を行った後の関係機関への報告及び連絡のため、あらかじめ連絡体制を整備している。

(ロ) 放射線測定設備、原子力防災資機材等の整備

I 放射線測定設備の設置等

発電所敷地境界付近に国の検査を受けた放射線測定設備(以下「モニタリングポスト及びモニタリングステーション」という。)を設置し、定期的に整備・点検を行い、その維持管理を行っている。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションの故障等により監視不能となった場合、速やかに修理する。また、可搬型モニタリングポストを設置し、測定データを収集する等の代替手段を整備している。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションにより測定した放射線量を取りまとめた資料を住民等が閲覧できるように展示館等に配備している。

II 原子力防災資機材の整備

必要な原子力防災資機材については、その整備状況を内閣総理大臣、原子力規制委員会、鹿児島県知事及び薩摩川内市長へ届け出るとともに、代替緊急時対策所及びその他所定の場所に配備し、定期的に保守点検を行い、常に使用可能な状態に整備している。(第2.2.1.7-5表参照)

III 重大事故等対策用資機材及び大規模損壊対策用資機材、その他の資機材等の整備

前項I、II以外の事故収束活動に必要な資機材等について、代替緊急時対策所及びその他所定の場所に配備し、定期的に保守点検を行い、常に使用可能な状態に整備している。

(ハ) 原子力災害対策活動で使用する資料の整備

原子力災害対策活動で使用する資料(第2.2.1.7-6表参照)を発電所、本店及び資機材等保管場所に配備するとともに、緊急事態応急対策等拠点施設(以下「オフサイトセンター」という。)及び原子力規制庁緊急時対応センターに配備する資料として国に提出し、地方公共団体にも提出している。

なお、これらの資料については、定期的に見直しを行っている。

(ニ) 原子力災害対策活動で使用する施設及び設備の整備・点検

発電所においては、代替緊急時対策所、応急処置施設(発電所診療所)、気象観測設備、SPDS、所内放送装置等について、定期的に保守点検を行い、常に使用可能な状態に整備している。また、集合場所を

あらかじめ指定している。

本店においては、資機材等保管場所、原子力施設事態即応センター及びSPDSについて、定期的に保守点検を行い、常に使用可能な状態に整備している。

(ホ) 関係機関との連携

国、原子力防災専門官、上席放射線防災専門官及び地方公共団体等と平常時から、防災情報の収集・提供等を行い、相互連携を図っている。

(ヘ) 周辺住民等への情報提供

平常時から、発電所の周辺住民等に対し、国及び地方公共団体と協調して、放射性物質及び放射線の特性、原子力発電所の概要、原子力災害とその特殊性並びに原子力災害発生時における防災対策の内容について、広報誌等により情報提供を行っている。

ニ 緊急事態応急対策等

(イ) 通報及び連絡

原子力防災管理者は、防災業務計画に示す警戒事態に該当する事象、原災法第10条もしくは第15条に該当する事象の発生について通報を受けたとき又は自ら発見したときは、速やかに国、地方公共団体等に通報を行うとともに、緊急時体制の発令、原子力防災要員の非常召集及び発電所対策本部の設置を行うこととしている。(第2.2.1.7-5図参照)

また、これら通報を行った後には、事故状況の把握を行い、国及び地方公共団体等に報告を行うこととしている。

(ロ) 応急措置の実施

発電所敷地内の原子力災害対策活動に従事しない者、見学者等を発電所敷地外へ避難させる必要がある場合、発電所敷地外へ誘導を行い避難させることとしている。

発電所管理区域内において、傷病者及び放射線障害を受けた者又は受けたおそれのある者を発見した場合は、速やかに関係者へ連絡を行い、傷病者を放射線の影響の少ない場所に救出した後、必要時には応急処置施設に搬送し、応急処置、除染等の措置を講じるとともに、医療機関への移送、治療依頼等を実施することとしている。

また、傷病者に汚染がある場合は、移送前に医療機関、消防署及び現地到着時の救急隊員に汚染がある旨を伝えるとともに、原則として原子力防災要員を付き添わせることとしている。(第2.2.1.7-7表参照)

放射性物質が発電所敷地外へ放出された場合は、放射線監視データ、気象観測データ、緊急時モニタリングデータ等から放射能影響範囲を推定することとしている。

さらに、国からオフサイトセンター運営の準備に入る旨の連絡を受けた場合、又は指定行政機関(原子力規制委員会等)の長及び指定地方行政機関(九州管区警察局等)の長並びに地方公共団体の長、その他関係機関が緊急事態応急対策を実施する場合、副原子力防災管理者及び原子力防災要員の派遣、原子力防災資機材の貸与等を行うこととしている。(第2.2.1.7-8表参照)

(ハ) 緊急事態応急対策

原災法第15条に該当する事象の発生について通報を受けたとき又は自ら発見したときは、国、地方公共団体等に報告を行うこととしている。

また、前項の応急措置を継続するとともに、オフサイトセンター等に派遣された副原子力防災管理者及び原子力防災要員は、原子力災害合同対策協議会等の要請に対し、必要な対応を行うこととしている。

ホ 原子力災害事後対策

(イ) 発電所の対策

原子炉施設の損傷状況・汚染状況の把握、原子炉施設の除染の実施、原子炉施設損傷部の修理・改造の実施、放射性物質の追加放出の防止等について、復旧計画を策定し、国、鹿児島県知事、薩摩川内市長に提出し、速やかに復旧対策を行うこととしている。

(ロ) 原子力防災要員等の派遣等

指定行政機関(原子力規制委員会等)の長及び指定地方行政機関(九州管区警察局等)の長並びに鹿児島県知事、薩摩川内市長及びその他関係機関の実施する原子力災害事後対策のため、副原子力防災管理者及び原子力防災要員の派遣、原子力防災資機材の貸与、その他必要な措置を行うこととしている。

へ 他の原子力事業者への協力

他の原子力事業所で原子力災害が発生した場合、「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」(2000年6月締結、2014年10月改正)に基づき、原子力防災要員の派遣及び原子力防災資機材の貸与、その他必要な協力を行うこととしている。(第2.2.1.7-8表参照)

また、2016年4月には、現行の協力協定に加え、4社(関西電力(株)、中国電力(株)、四国電力(株)、九州電力(株))の地理的近接性を活か

し、原子力災害時のより迅速な対応を図るため、協力要員の派遣や資機材の提供等の追加協力のための協定を締結している。

さらに、2016年8月には、北陸電力(株)が加わり、5社間で協定を締結し、原子力災害の拡大防止対策等の充実を図っている。

ト 火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害発生時の対応

火災が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動(消防機関への通報、消火又は延焼の防止、その他公設消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動を含む。また、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災による影響の軽減に係る措置を含む。)及び内部溢水、火山影響等、その他自然災害(地震、津波及び竜巻等)が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動について、必要な要員の配置、要員に対する教育訓練の実施、保全のための活動に使用する資機材の配備及び保全のための活動を行うための手順書の整備を行っている。

また、上記の保全のための活動に関して、1年に1回、年度初めに評価を実施し、評価結果に基づき必要な措置を講じることとしている。

チ 重大事故等及び大規模損壊発生時の対応

重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模損壊が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動について、必要な要員(請負会社従業員を含む。)の配置・確保、要員に対する教育訓練の実施、重大事故等の発生及び大規模損壊の拡大の防止に必要な措置、アクセスルートの確保、復旧作業及び支援等の原子炉施設の保全のための活動並びに資機材の配備、保全のための活

動を行うための手順書の整備を行っている。

また、上記の保全のための活動に関して、1年に1回、年度初めに評価を実施し、評価結果に基づき必要な措置を講じることとしている。

このように、緊急時の措置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) 緊急時の措置に係る組織・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 防災課副長職位の増置

2019年7月に自然災害業務等へ着実に対応することを目的として、防災課副長を1名増置した。

この結果、緊急時の措置に係る更なる円滑な業務運営の実施が図られた。

b. 緊急時の措置に係る社内マニュアル

(a) 緊急時の措置に係る社内マニュアルの概要

緊急時の措置の社内マニュアルに係る活動については、事故・故障等発生時の対応として、川内原子力発電所における通報連絡及び処置を迅速、的確かつ円滑に行うための具体的取扱いを記載した異常時の措置の社内マニュアルを定めている。

また、原子力災害予防対策、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策を図るため、必要な原子力災害対策業務を記載した非常時の措置の

社内マニュアルを定めている。

(b) 緊急時の措置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。

なお、原災法の施行に伴い、2000年6月に制定した防災業務計画については、毎年検討を行い、必要があると認められるときには、鹿児島県、薩摩川内市と協議の上、修正し、国に届け出るとともに、その要旨の公表を行っている。(第2.2.1.7-9表参照)

イ 降下火砕物(火山灰)対策

2017年12月、実用炉規則が改正され、火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備が新たに求められたことから、火山現象による影響が発生するおそれがある場合又は発生した場合における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備を、2018年12月に保安規定及び社内マニュアルに定めた。

また、万一の高濃度の火山灰による影響等を考慮し、ディーゼル発電機の吸気消音器や可搬型ディーゼル注入ポンプの吸気口に接続するフィルタコンテナを設置した。さらに、降下火砕物によってディーゼル発電機が給電不可となり全交流電源喪失が発生した場合、発電所内外への通信連絡設備の機能の維持及び蓄圧タンク出口弁の閉止操作が必要となるため、通信連絡設備用発電機からこれら設備への給電対策を実施した。また、吸気用のフィルタコンテナは定期的にフィルタを清掃する必要があるため、清掃に使用するコンプレッサ用の電源設備設置工事を実施した。

この結果、更なる降下火砕物対策が図られた。

c. 緊急時の措置に係る教育・訓練

(a) 緊急時の措置に係る教育・訓練の概要

緊急時の措置の教育・訓練に係る活動については、事故・故障等発生時の対応として、発電所の万が一の事故発生時における公衆への影響を最小限にとどめるために、緊急時における一連の対応を適切に実施できるよう教育・訓練を実施している。(第2.2.1.1-1表参照)

イ 危険物保安及び防火・防災管理教育

関係法令に関する知識の習得及び危険物の取扱い並びに防火・防災管理に関する意識の高揚を図るための教育を実施している。

ロ 通報連絡訓練

異常発生時等に社内外の関係先へ、的確かつ迅速に通報連絡できることを確認するための訓練を実施している。(第2.2.1.7-10表参照)

ハ 防災教育

原子力災害対策活動を円滑に行うため、防災体制、防災組織及び活動に関する知識、防災関係設備に関する知識を習得させる教育を実施している。

ニ アクシデントマネジメント*教育

重大事故等及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関することについて教育を実施している。

また、運転員、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員に対し、役割に応じた重大事故等発生時の原子炉施設の挙動に関する知識並びに的確な状況把握、確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識(過酷事故の内容、基本的な対処方法等)の向上を図る知識ベースの教育訓練を実施している。

※発電所の安全設計の評価において想定している事象を大幅に超える事象(シビアアクシデント)への拡大防止又は拡大した場合に、その影響を緩和するための運用・設備両面の措置のこと。

ホ 火災防護教育

火災発生時の措置に関すること、火災防護に対する知識、外部火災・内部火災発生時の措置、消火水放水時の注意事項・注意喚起及び設備影響について、教育を実施している。

ヘ 内部溢水、火山影響等、その他自然災害対応教育

内部溢水、火山影響等及びその他自然災害(地震、津波及び竜巻等)発生時の措置に関する事項について教育を実施している。

ト 原子力防災訓練

非常事態発生時に発電所として対処すべき必要事項の処置並びに防災体制、組織があらかじめ定められた機能を有効に発揮できることを確認するため、総合訓練と要素訓練を実施している。

総合訓練は、発電所、本店及び各支社が連携し、原子力災害発生時に原子力防災組織及び本店原子力防災組織があらかじめ定められた機能を有効に発揮できることを確認することを目的として実施している。(第

2.2.1.7-11表参照)

また、要素訓練は、原子力災害発生時に原子力防災組織があらかじめ定められた機能を有効に発揮できるように、手順書の適応性や必要な要員・資機材確認等の検証等を行うとともに、反復することにより熟練度向上及び手順の習熟を図り、得られた知見から改善を行うことを目的として実施している。

この訓練後には、当社社員による対応状況の自己評価を行い、必要に応じて改善を行うこととしている。(第2.2.1.7-6図参照)

チ 重大事故等発生時の対応に係る総合的な訓練

重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を確認するための総合的な訓練を実施している。

リ 大規模損壊発生時の対応に係る総合的な訓練

大規模損壊発生時のプラント状況の把握、情報収集、的確な対応操作の選択及び指揮者等と専属消防隊との連携を含めた総合的な訓練を実施している。

ヌ 力量習得訓練

技術的能力に係る審査基準で要求される手順に係る役割に応じた力量の維持・向上のための訓練を実施している。

ル 力量維持訓練

重大事故等発生時の事象の種類及び事象の進展に応じて、的確か

つ柔軟に対処するために必要な力量の維持向上を図るための教育訓練を実施している。

フ 成立性確認訓練

重大事故等発生時の対応に係る成立性の確認訓練及び大規模損壊発生時の対応に係る技術的能力の確認訓練を実施している。

ワ 原子力防災訓練への参画

国又は地方公共団体が主催する緊急時通報連絡訓練、緊急時環境モニタリング訓練等の原子力防災訓練に積極的に参画している。(第2.2.1.7-12表参照)

(b) 緊急時の措置に係る教育・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 安全裕度評価から抽出された手順等の教育・訓練

安全裕度評価から抽出された「換気空調系排気ダクト開口部閉止蓋取付手順」等の教育・訓練を2018年度より実施している。

(3) 緊急時の措置に係る設備改善状況

a. 緊急時の措置に係る設備の概要

緊急時の措置に係る設備については、緊急時通信機器を設置するとともに、原子力災害活動で使用する応急処置施設、気象観測設備等を設置している。

b. 緊急時の措置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) 川内2号機常設直流電源設備(3系統目)の火災監視設備設置

2019年11月に、川内2号機常設直流電源設備(3系統目)の火災監視設備設置が完了し、社内マニュアルを改正し運用を開始した。

この結果、川内2号機常設直流電源設備(3系統目)の火災監視が確実に実施されることとなった。

(4) 緊急時の措置に係る実績指標

a. 防災訓練回数

防災訓練回数の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.7-7図に示す。

国又は地方公共団体が主催する原子力防災訓練に参加するとともに、所内においては、原子力防災訓練(2012年度に非常事態対策総合訓練から原子力防災訓練に変更)として、原子力災害の発生を想定した訓練を年1回以上定期的に計画し、実施している。

なお、鹿児島県原子力防災訓練については、2010年度に計画されていた訓練は、出水市の鳥インフルエンザ発生に伴う防疫対策対応のため中止、2011年度に計画されていた訓練は、鹿児島県及び関係市の「原子力災害対策暫定計画」に基づく訓練実施のため中止、2014年度に計画されていた訓練は、関係市町の要援護者の避難支援計画が作成中であったため中止となった。

b. 防災訓練への参加人数

防災訓練への参加人数の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.7-8図に示す。

所内における原子力防災訓練の発電所所員参加人数は、1回あたり約200人、国又は地方公共団体が主催する原子力防災訓練への発電所所員参加人数は、1回あたり約200人で推移している。

c. 訓練等の改善状況

訓練の改善状況について確認した結果を、第2.2.1.7-13表に示す。

訓練の改善については、設備面、運用面の改善を適宜実施していること

を確認した。

(5) 緊急時の措置に係る有効性評価結果

緊急時の措置に係る仕組み(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、緊急時の措置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、緊急時の措置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2.2.1.7-14表参照)

緊急時の措置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、緊急時の措置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、緊急時の措置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) 緊急時の措置活動の結果から抽出した今後の安全性向上のための自主的な取組み

緊急時の措置に関して、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、大容量空冷式発電機予備品購入(共用)を抽出した。

抽出した自主的な取組みの実施に係る具体的な計画については、「2.3 安全性向上計画」にて記載する。

第2.2.1.7-1表 TMI事故及びJCO事故以後充実を図った緊急時対策(1/2)

【TMI事故以後】

緊急時対策関連事項	概要
緊急時対策所の設置	「我が国の安全確保対策に反映させるべき事項について」（1981年7月23日原子力安全委員会決定）において、要求されている機能を有する「緊急時対策所」※1を設置している。 また、中央制御室内の運転員を介さずに事故状況を正確かつ速やかに把握するために必要な環境及びプラント情報の収集ができる設備を設置している。
事故時用モニタ等の設置	事故時の状態を的確に把握するための放射線モニタ及び事故時サンプリングシステムを設置している。
派遣要員、機材の確保	「原子力発電所等に係る防災対策上当面取るべき措置について」※2に基づき、経済産業省の要請があった場合に派遣する要員、機材の確保を図っている。
環境放射線モニタリングマニュアルの整備	緊急時の環境放射線モニタリングマニュアルを整備している。
緊急時対策資料の整備	「原子力発電所等周辺の防災対策について（現：原子力災害対策指針）」（1980年6月30日原子力安全委員会決定）に基づき、緊急時対策資料を整備している。
緊急時用モニタリング設備の整備	緊急時用モニタリング設備が整備され、機材の状態、数量等について定期的に点検を実施している。
緊急時用通信連絡用機材の整備	発電所と本店を結ぶ専用回線（電話、ファックス）を設置するとともに、発電所と国及び地方公共団体を結ぶ専用回線を整備している。

（用語説明） TMI事故：米国スリーマイルアイランド発電所2号機事故

JCO事故：JCO東海村ウラン加工施設臨界事故

※1 2013年7月に新規制基準の施行に伴い、緊急時対策所の機能は代替緊急時対策所に移管された。

※2 2000年6月に原災法等による新しい枠組みが整備されたことから、2000年12月に廃止されている。

第2.2.1.7-1表 TMI事故及びJCO事故以後充実を図った緊急時対策(2/2)

【JCO事故以後】

緊急時対策関連事項	概 要
原子力事業者防災業務計画の作成	「原災法」に基づき、原子力事業者が行う原子力災害予防対策、緊急事態応急対策等について明記した「防災業務計画」を作成している。
原子力防災組織の整備	従来から発電所長を本部長とした原子力防災体制を定めていたが、「原災法」に基づき、発電所長を原子力防災管理者に選任するとともに、副原子力防災管理者及び原子力防災要員を選任し、原子力防災管理者の統括の下、原子力防災組織を設置して災害対策活動が速やかに行われるよう体制の整備を図っている。
通報基準の明確化	従来から発電所において発生した事故・故障については「原子炉等規制法」、「電気事業法」等の法律及び立地県、市との安全協定により通報連絡することが取り決められていたが、「原災法」に基づき国、自治体等に通報すべき事象及び原子力緊急事態宣言を行う事象が明確に規定された。 これを受け、「防災業務計画」で通報基準を明確にしている。
通報連絡体制の充実	「原災法」に規定する事象が発生した場合等に、関係箇所へ直ちに通報するため、従来から設置していた一斉ファックスの送付先を見直すとともに、休日時間外においては輪番体制により通報連絡に万全を期している。
原子力防災資機材の整備	従来から原子力災害対策上必要な防災資機材を配備、整備していたが、「原災法」に基づき、原子力災害発生時又は災害発生防止に必要な資機材の確保・整備を図っている。
オフサイトセンターに備え付ける資料の整備	従来から原子力災害対策等に備え、必要な資料を発電所等に備え付けているが、「原災法」に基づき、オフサイトセンターに備え付けるため必要な資料を国に提出している。
原子力災害対策活動で使用する施設設備の整備・点検	原子力災害対策活動で使用する応急処置施設、気象観測設備等を常に使用可能な状態に整備している。
事業所外運搬事故時の措置の明確化	原子力発電所外における放射性物質（使用済燃料、LLW等）の運搬時に原子力災害が発生した場合においても対応できるよう体制の整備を図っている。
オフサイトセンターへの派遣要員の整備	従来から原子力災害が発生した場合に、国等に要員を派遣することとしていたが、「原災法」に基づき、オフサイトセンターへの派遣要員を整備している。
他の原子力事業者への協力事項の充実	他の原子力事業所において原子力災害が発生した場合に、原子力防災要員の派遣、資機材の貸与等を行えるよう体制及び資機材の整備を図っている。また、原子力事業者間の協力が円滑に実施できるよう、方法等について電力会社9社、日本原子力発電（株）、電源開発（株）、日本原燃（株）の12社で協力協定を締結している。 さらに、2016年4月には、現行の協力協定に加え、4社（関西電力（株）、中国電力（株）、四国電力（株）、九州電力（株））の地理的近接性を活かし、原子力災害時のより迅速な対応を図るため、協力要員の派遣や資機材の提供等の追加協力のための協定を締結し、2016年8月には、北陸電力（株）を加えた5社間での協定を締結し、原子力災害の拡大防止対策等の充実を図っている。
原子力緊急事態支援組織の本格運用	発災時において遠隔操作ロボット等資機材の支援や遠隔操作ロボットの操作要員育成等を行えるよう電力会社9社、日本原子力発電（株）、電源開発（株）、日本原燃（株）の12社で原子力緊急事態支援組織の運営に関する基本協定を締結している。

第2.2.1.7-2表 新潟県中越沖地震を踏まえた対策

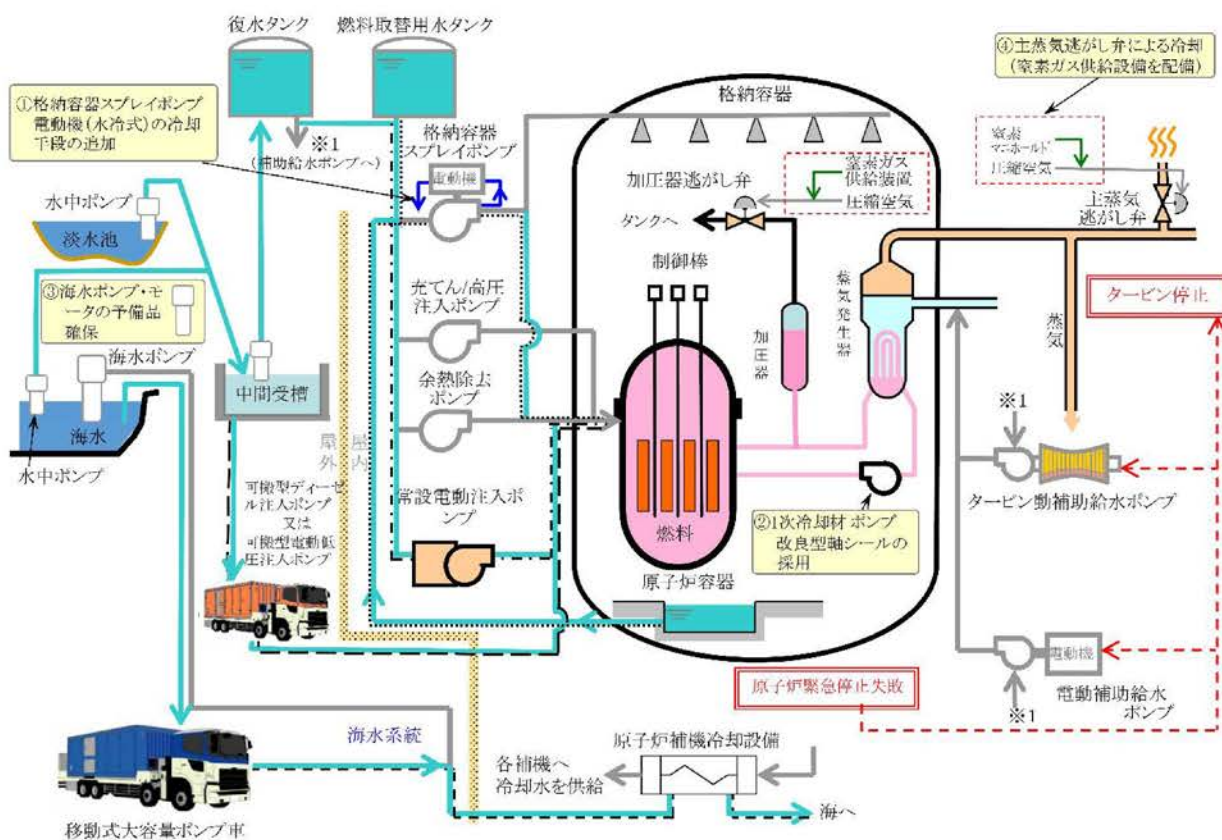
【新潟県中越沖地震以後】

強化対策関連事項	概要
公設消防署に対する専用通信回線の設置	経済産業大臣指示文書「平成19年新潟県中越沖地震を踏まえた対応について(指示)」(平成19・07・20原第1号)に基づき、当社が行う改善計画の対応として、回線輻輳時にも速やかに通報ができる「専用通信回線」及び「衛星携帯電話」を中央制御室等に設置した。
専属消防隊の設置	経済産業大臣指示文書「平成19年新潟県中越沖地震を踏まえた対応について(指示)」(平成19・07・20原第1号)に基づき、当社が行う改善計画の対応として、24時間常駐し、火災発生時に迅速に初期消火活動を可能とする「専属消防隊」を設置した。
化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車の配備	経済産業大臣指示文書「平成19年新潟県中越沖地震を踏まえた対応について(指示)」(平成19・07・20原第1号)に基づき、当社が行う改善計画の対応として、油火災にも対応できるよう、400ℓ毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有する「化学消防自動車」及び「小型動力ポンプ付水槽車」を配備した。
泡消火薬剤の配備	400ℓ毎分の流量で概ね1時間泡放射を行うことができる泡消火剤を配備した。
専属消防隊本部建屋の設置	前項の「専属消防隊」、「化学消防自動車」及び「小型動力ポンプ付水槽車」その他消防資機材を管理する「専属消防隊本部建屋」を設置した。

第 2.2.1.7-3 表 発電所の安全対策 (1/7)
(主な自主的な取組み)

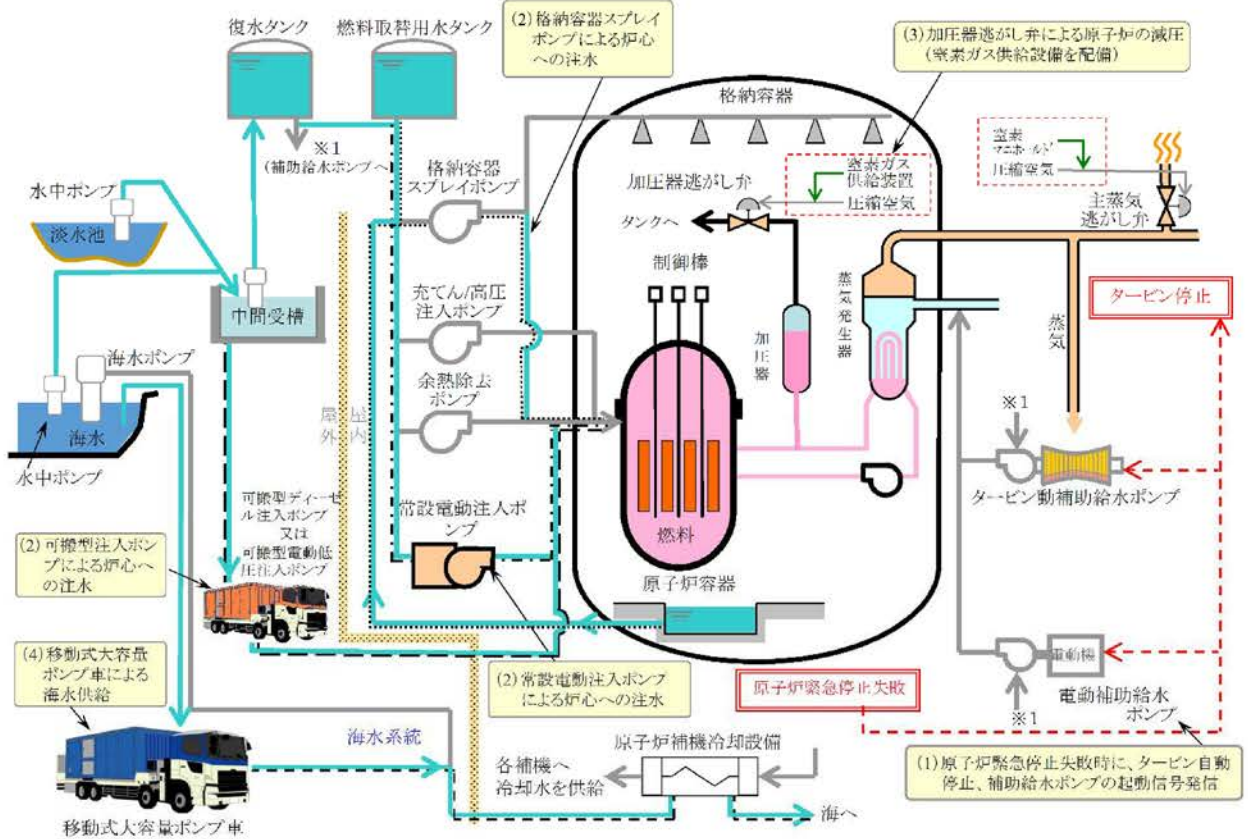
対策項目	内容
① 格納容器スプレイポンプ電動機(水冷式)の冷却手段の追加	・全交流動力電源喪失時、常設の電動機の冷却水が供給されない場合でも、燃料取替用水タンクの水を冷却水として使用できる手段を追加
② 1次冷却材ポンプ改良型軸シールの採用	・重大事故等時の高温高压条件下での耐力を向上させた改良型軸シールに取替え
③ 海水ポンプ・モータの予備品確保	・海水ポンプ・モータが使えなくなった場合を想定し、予備品を確保
④ 主蒸気逃がし弁による冷却	・制御用空気喪失時に、制御用空気の代替手段として窒素マニホールドから窒素を供給し、主蒸気逃がし弁を開弁し、蒸気発生器2次側による冷却を行う

その他、海水ポンプエリアの防水対策、ガレキ撤去用重機等の配備、浸水防止対策、防水対策、原子力防災の強化等を実施



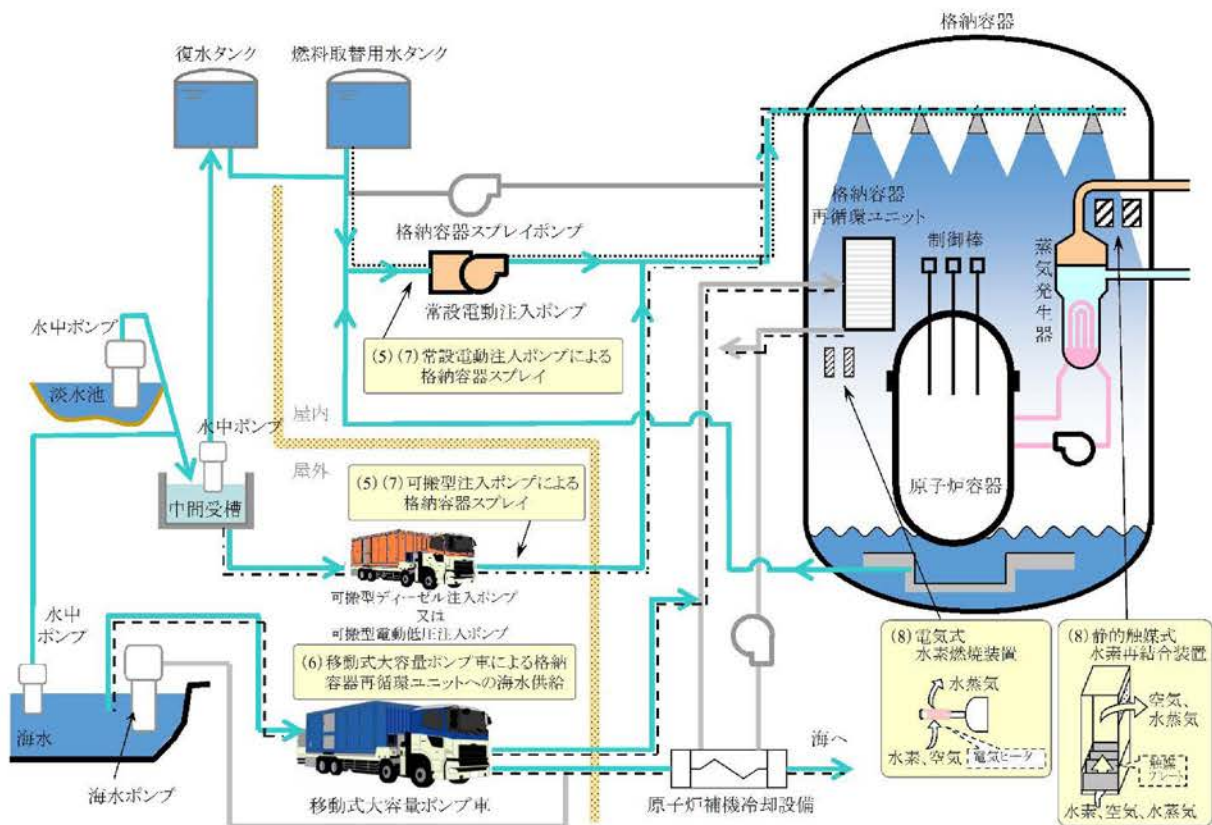
第 2.2.1.7-3 表 発電所の安全対策 (2/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策 (1/6))

対策項目		内容
炉心損傷防止	(1) 原子炉緊急停止失敗の場合の対策	・制御棒が挿入できず原子炉緊急停止に失敗した場合の、原子炉停止手段の整備
	(2) 原子炉冷却機能喪失時の対策	・常設の充てん/高圧注入ポンプや余熱除去ポンプが使用できない場合の、常設電動注入ポンプ、可搬型注入ポンプ又は格納容器スプレイポンプによる炉心への注水及び代替再循環
	(3) 原子炉減圧機能喪失時の対策	・常設の制御用空気が使用できない場合の、加圧器逃がし弁用窒素ガス供給設備を現場に配備
	(4) 最終ヒートシンク (最終的な熱の逃がし場) 確保	・常設の海水ポンプが使用できない場合の、移動式大容量ポンプ車による海水系統への海水供給



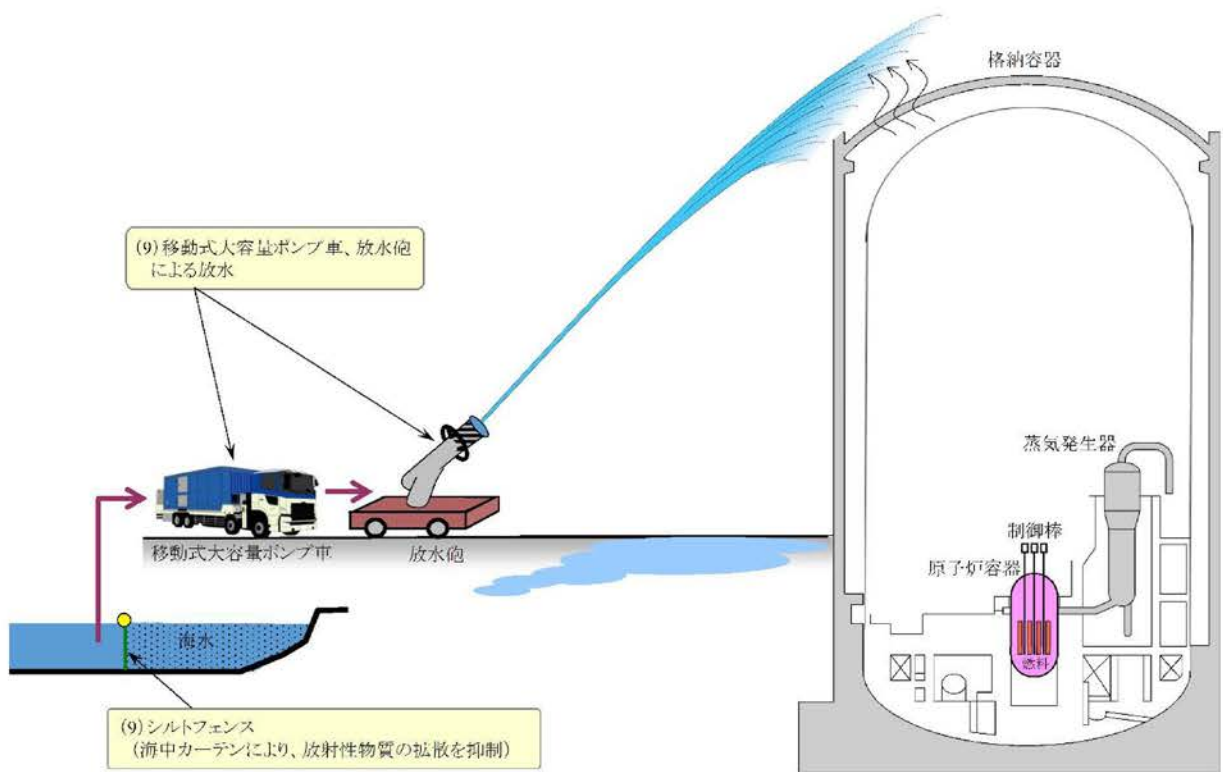
第 2.2.1.7-3 表 発電所の安全対策 (3/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策 (2/6))

対策項目		内容
格納容器 損傷 防止	(5)	格納容器内雰囲気 の冷却、減圧、放射 性物質の低減 ・常設の格納容器ス プレイポンプが使用 できない場合の、常 設電動注入ポンプ 及び可搬型注入ポン プを使用した格納容 器の冷却等
	(6)	格納容器の過圧破 損防止 ・常設設備が使用 できない場合の、移 動式大容量ポンプ 車による、格納容 器再循環ユニット への海水の供給
	(7)	格納容器下部に落 下した溶融炉心の 冷却 ・常設電動注入ポン プ、可搬型注入ポン プを使用した格納容 器スプレイによる、 格納容器下部への 注水
	(8)	格納容器内の水素 爆発防止 ・事故時の格納容 器内の水素濃度を 低減する静的触媒 式水素再結合装置 及び電気式水素燃 焼装置を設置



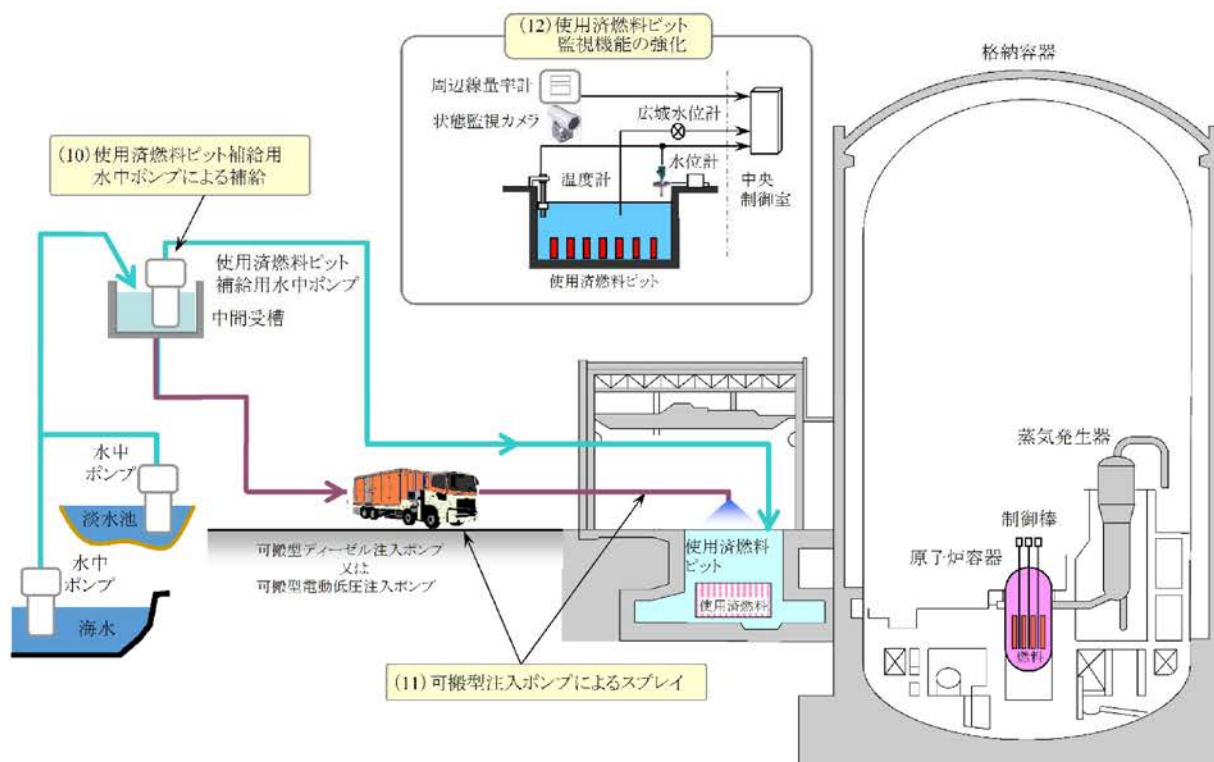
第 2.2.1.7-3 表 発電所の安全対策 (4/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策 (3/6))

対策項目		内 容
放射 性 物 質 拡 散 抑 制	(9)	格納容器破損時等の放射性物質の拡散抑制 ・ 発電所外への放射性物質の拡散抑制のため、移動式大容量ポンプ車、放水砲による放水 ・ シルトフェンスによる海洋への放射性物質拡散抑制



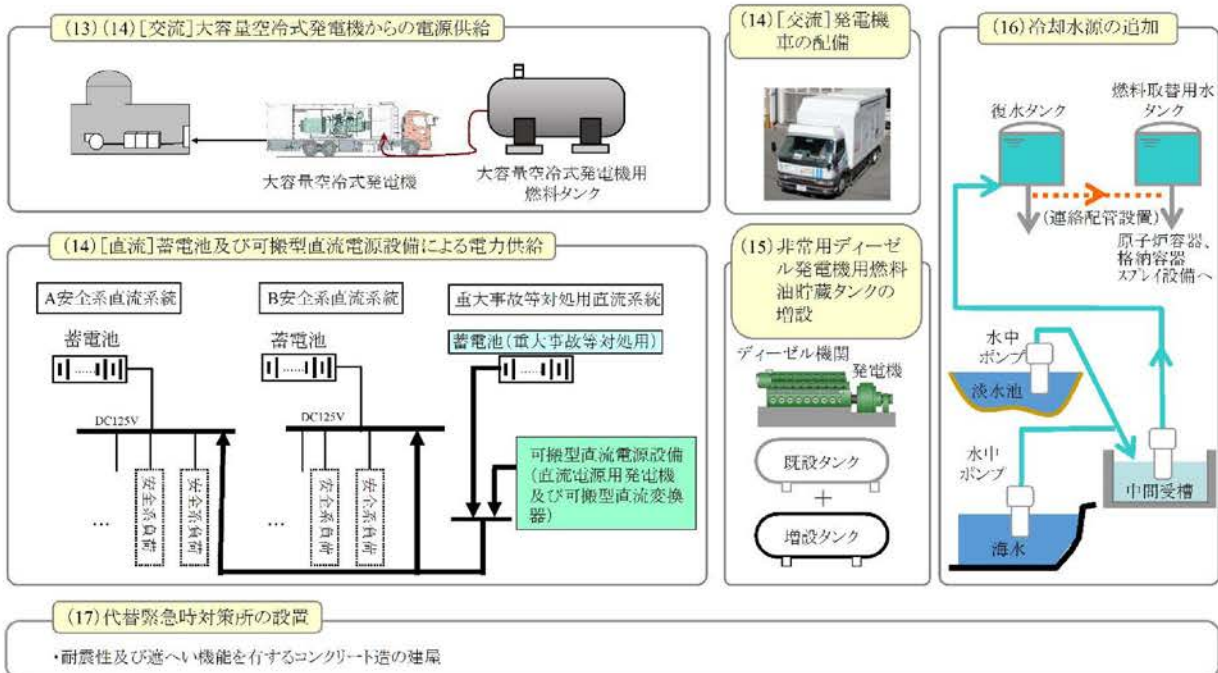
第 2.2.1.7-3 表 発電所の安全対策 (5/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策 (4/6))

対策項目		内容
使用済燃料ピットの冷却	(10)	使用済燃料ピット水の補給による冷却手段の多様化 ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる補給
	(11)	大量の使用済燃料ピット水の漏えい対策 ・使用済燃料ピットへの可搬型注入ポンプによるスプレイ
	(12)	使用済燃料ピット監視機能の強化 ・使用済燃料ピット水位計、温度計、状態監視カメラ、周辺線量率計設置



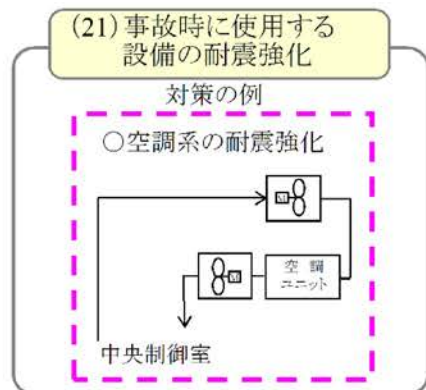
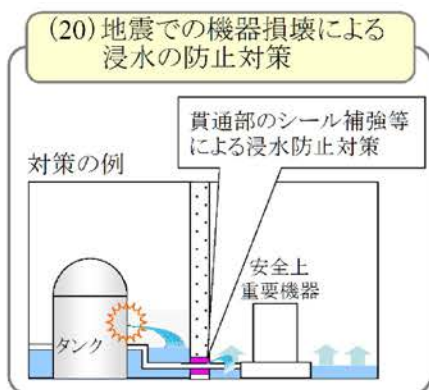
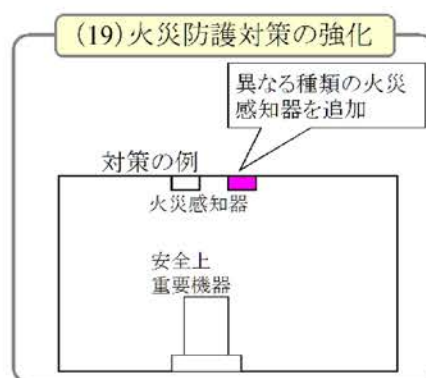
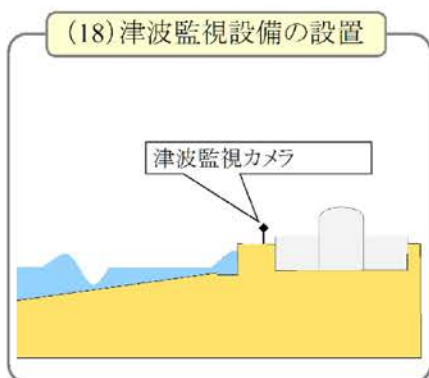
第 2.2.1.7-3 表 発電所の安全対策 (6/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策 (5/6))

対策項目		内 容
電源、水、緊急時対策所	(13) 大容量空冷式発電機の設置	・大容量空冷式発電機を設置し、非常用母線への電源ケーブルを恒設化
	(14) サポート機能の確保	・大容量空冷式発電機の遠隔起動（常設代替電源） ・発電機車の配備（可搬型代替電源） ・蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（重大事故等対処用）による、24時間の電力供給（蓄電池の増設） ・可搬型直流電源設備による、24時間の電力供給（可搬型の配備）
	(15) 燃料油貯蔵タンクの増設	・外部から支援が得られるまでの期間を考慮し、非常用ディーゼル発電機を7日間連続運転できるよう燃料油貯蔵タンクを増設
	(16) 冷却水源の追加	・格納容器スプレイ設備の水源を、常設の燃料取替用水タンクに加え、常設の復水タンクや淡水池・海から供給できる手段を追加
	(17) 現地対策本部としての機能を維持する設備等の整備	・耐震構造で放射線管理機能を有する事故時の指揮所（緊急時対策棟）を設置予定（中長期対策） ・代替緊急時対策所の設置



第 2.2.1.7-3 表 発電所の安全対策 (7/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策 (6/6))

対策項目		内 容	
重大事故防止等に万全を期す対策	(18)	津波監視設備の設置	津波を監視するカメラを設置
	(19)	火災防護対策の強化	火災感知器設置等の火災防護強化
	(20)	地震での機器損壊による浸水の防止対策	建屋内部の容器や配管の破損により、安全上重要な機器が浸水しないよう、建屋内部に面した配管貫通部のシール補強等の浸水防止対策の実施
	(21)	事故時に使用する設備の耐震強化	重大事故対策時に使用する換気空調設備等の耐震性強化



第2.2.1.7-4表 重大事故等対策に係る体制

要員		要員数		構成	要員内訳	任務
運転員(当直員)		12名		号炉毎運転操作指揮者	○当直課長:1名 ○当直副長:1名	○1号炉及び2号炉ごとの運転操作指揮
				号炉間連絡・運転操作助勢者	○当直主任:1名 ○運転操作員:1名	○1号炉及び2号炉間の連絡対応 ○1号炉及び2号炉間の運転操作助勢
				号炉毎中央制御室操作員	○運転操作員:2名	○中央制御室での運転操作対応
				運転対応要員	○運転操作員、巡視員:6名	○運転操作対応
緊急時対策本部要員 (指揮者等)		4名		全体指揮者	○副原子力防災管理者:1名	○全体指揮
				号炉毎指揮者	○社員(管理職):2名	○1号炉及び2号炉ごとの統括管理 ○1号炉及び2号炉ごとの初動後対策対応の現場指揮
				通報連絡者	○社員(管理職):1名	○通報連絡対応 ○緊急時対策本部の運営
重大事故等 対策要員	初動	36名	20名	運転対応要員(初動)	○技術系社員:8名	○運転員(当直員)と合同で初動対策(初動後も継続対応)の運転操作対応 ・電源確保作業 ・蒸気発生器2次側による冷却ほか(主蒸気逃がし弁開弁)
				保修対応要員(初動)	○技術系社員:12名	○初動対策(事象に応じて初動後も初動後対策を継続)の保修作業対応 ・電源確保作業 ・常設電動注入ポンプ起動準備ほか
	初動後		16名	保修対応要員(初動後)	○協力会社社員:16名	○保修作業対応 ・SFPの給水確保 ・移動式大容量ポンプ車起動準備ほか

第2.2.1.7-5表 原子力防災資機材一覧
(原災法に基づく届出に関する設備)

品目		仕様	
放射線障害防護用器具	汚染防護服	・アノラック ・タイベック	
	呼吸用ボンベ付一体型防護マスク	・セルフエアセット	
	フィルター付き防護マスク	・全面マスク ・半面マスク	
非常用通信機器	緊急時電話回線	・緊急時電話回線	
	ファクシミリ	・ファクシミリ	
	携帯電話等	・携帯電話等	
計測器等	排気筒モニタリング設備 その他の固定式測定器	・1号A/B排気筒ガスモニタ ・1号C/V排気筒ガスモニタ ・2号A/B排気筒ガスモニタ ・2号C/V排気筒ガスモニタ ・試料放射能測定装置	
	γ線測定用サーベイメータ	・γ線測定電離箱サーベイメータ ・γ線測定ポケットサーベイメータ	
	中性子線測定用サーベイメータ	・中性子線測定サーベイメータ	
	空間放射線積算線量計	・蛍光ガラス線量計	
	表面汚染密度測定用サーベイメータ	・α線表面汚染測定シンチレーションサーベイメータ ・β線表面汚染測定GM汚染サーベイメータ	
	可搬式ダスト測定関連機器	・可搬式ダストサンブラ ・ダスト・ヨウ素サンブラ(モニタリング車載分) ・ダスト測定器(モニタリング車載分)	
	可搬式の放射性ヨウ素測定関連機器	・可搬式ヨウ素サンブラ ・ヨウ素測定器(モニタリング車載分)	
	個人用外部被ばく線量測定器	・警報付ポケット線量計 ・ガラスバッジ	
	その他	エアロモニタリング設備	・1号C/V内高レンジエアモニタ ・1号SFPエアモニタ ・1号SFP排気ガスモニタ ・2号C/V内高レンジエアモニタ ・2号SFPエアモニタ ・2号SFP排気ガスモニタ
		モニタリングカー	・モニタリングカー
その他資機材	ヨウ素剤	・ヨウ化カリウム丸	
	担架	・担架	
	除染用具	・除染キット	
	被ばく者の輸送のために使用可能な車両	・ワゴン車	
	屋外消火栓設備又は動力消防ポンプ設備	・屋外消火栓設備	

第2.2.1.7-6表 原子力災害対策活動で使用する資料

資 料 名
1. 発電所周辺地図 ① 発電所周辺地域地図 (1/25,000) ※ ② 発電所周辺地域地図 (1/50,000) ※
2. 発電所周辺航空写真パネル※
3. 発電所気象観測データ ① 統計処理データ※ ② 毎時観測データ※
4. 発電所周辺環境モニタリング関連データ ① 空間線量モニタリング配置図※ ② 環境試料サンプリング位置図※ ③ 環境モニタリング測定データ※
5. 発電所周辺人口関連データ ① 方位別人口分布図 ② 集落の人口分布図 ③ 市町村人口表
6. 主要系統模式図 (各ユニット)
7. 原子炉設置許可申請書 (各ユニット) ※
8. 系統図及びプラント配置図 ① 系統図 ② プラント配置図※
9. プラント関連プロセス及び放射線計測配置図 (各ユニット)
10. プラント主要設備概要 (各ユニット)
11. 原子炉安全保護系ロジック一覧表 (各ユニット)
12. 規定類 ① 原子炉施設保安規定※ ② 原子力事業者防災業務計画※
13. 「運転基準」緊急処置編

・本表の1～12の資料は、オフサイトセンター、鹿児島県、薩摩川内市、いちき串木野市、阿久根市、鹿児島市、出水市、日置市、始良市、さつま町及び長島町の災害対策本部等に備え付ける資料を示す。

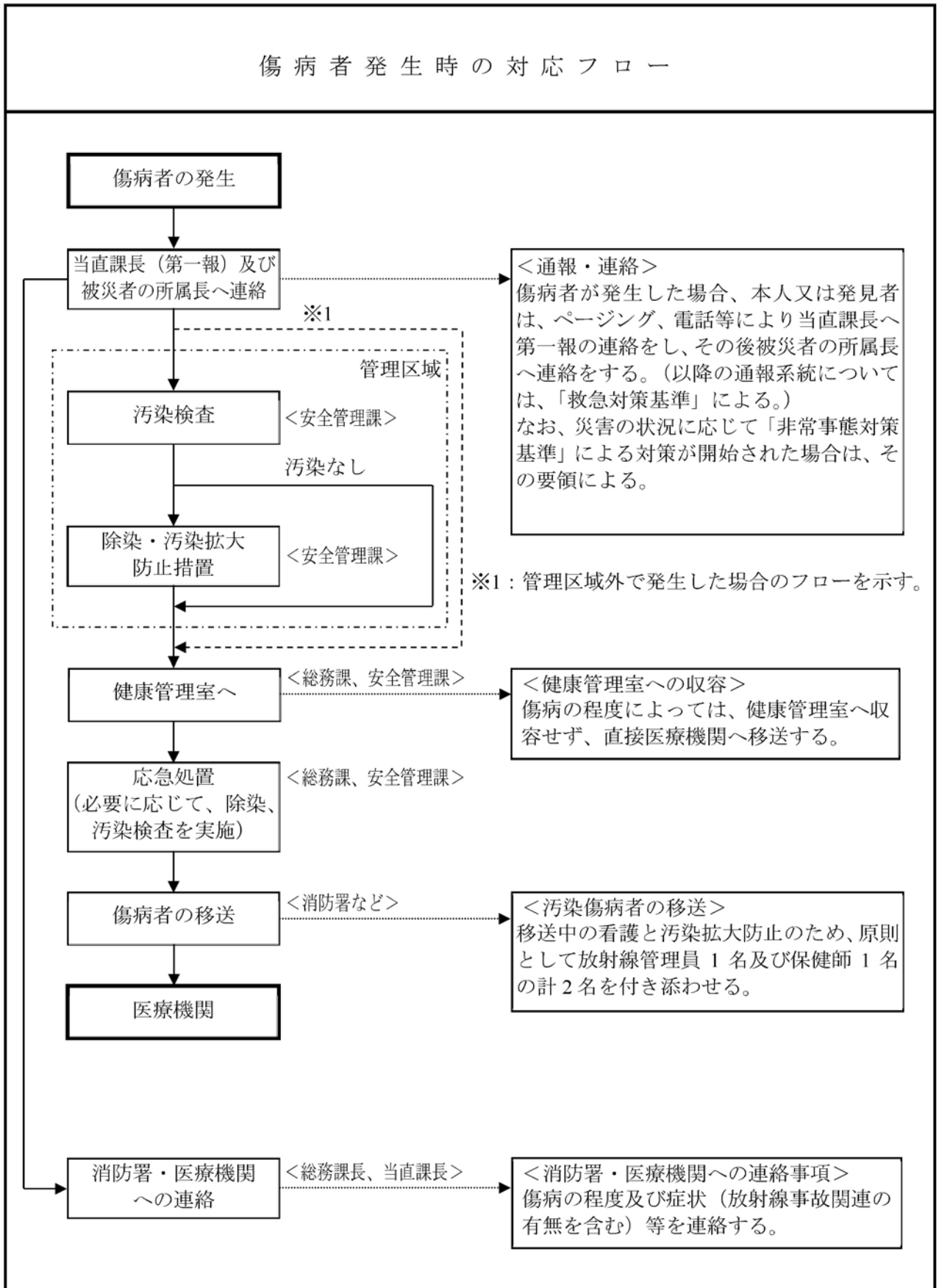
・本表の□の資料は、原災法第12条第4項に基づき、オフサイトセンターに備え付けるために、内閣総理大臣に提出する資料を示す。

・本表の※の資料は、原子力事業所災害対策支援拠点で使用する資料を示す。

第2.2.1.7-7表 傷病者発生時の対応処置(1/2)

No.	項目	傷病者発生時の対応処置
1	傷病発生時の基本原則	<p>(1) 救出、退避に当たっては、人命及び身体の安全を第一とする。</p> <p>(2) 救急の対応が必要となる傷病が発生した場合は、直ちに関係箇所に正確かつ迅速な連絡及び報告を行う。</p> <p>(3) 放射性物質による汚染を伴う場合は、傷病者を安全な場所に移したのち、当社の放射線管理上の指示に従って、速やかに除染を行うとともに汚染の拡大を防止する。</p>
2	対応フロー	<p>傷病者が発生した場合は、別紙「傷病者発生時の対応フロー」に基づき、速やかに関係者へ連絡するとともに、傷病者に対する応急処置を実施する。</p> <p>(第2.2.1.7-7表「傷病者発生時の対応処置(2/2)」参照)</p>
3	救出及び救急の処置	<p>発見者は、その状況を速やかに確認し、ページング、電話等により当直課長(中央制御室)及び被災者の所属長に通報するとともに付近の者と協力して救出及び救急処置に着手する。</p> <p>但し、傷病者等が汚染しているとき、又は、汚染しているおそれがあるときは安全管理課長が指示する除染等と併行して実施する。</p> <p>当直課長及び被災者の所属長は、「救急対策基準」の通報系統等により迅速かつ適確に通報・連絡する。</p>
4	傷病者の移送	<p>傷病者を医療機関に移送する方法は、緊急性、傷病の内容、傷病発生時の事情に応じて適宜選択する。</p> <p>なお、消防署及び医療機関への連絡事項として、傷病の程度及び症状(放射線事故関連の有無を含む)等を事前に連絡する。</p> <p>また、傷病者に汚染がある場合は、移送中の看護と汚染拡大防止のため、原則として放射線管理員1名及び保健師1名の計2名を付き添わせる。</p>
5	救急用品の整備及び教育訓練	<p>救急用品等を常に使用できる状態に整備している。</p> <p>また、傷病者の発生時における早急な応急処置の必要性の観点から、当社社員及び協力会社員を対象に消防署員による「普通救命講習会」を継続的に開催している。</p>

第2.2.1.7-7表 傷病者発生時の対応処置(2/2)



第2.2.1.7-8表 原子力防災要員等の派遣、原子力防災資機材等の貸与一覧

【川内原子力発電所で原子力災害が発生した場合】

項 目	準 備 数
副原子力防災管理者	1名
原子力防災要員	10名
サーベイメータ	10台
ダストサンプラ	10台
蛍光ガラス線量計	100個
ガラスバッジ等	50個
業 務 車	1台
設備関係資料	1部

【他の原子力事業者の原子力事業所で原子力災害が発生した場合】

項 目	準 備 数 [※]
協力要員	30名
GM汚染サーベイメータ	36台
NaIシンチレーションサーベイメータ	2台
電離箱サーベイメータ	2台
ダストサンプラ	6台
個人線量計（ポケット線量計）	100個
高線量対応防護服	20着
全面マスク	100個
汚染防護服（タイベック）	3,000着
汚染防護服（ゴム手袋）	6,000双
遮蔽材	200枚
放射能測定用車両	1台
可搬型モニタリングポスト	9台

※：当社の総数を示す。

第2.2.1.7-9表 原子力事業者防災業務計画の修正実績

修正日	項 目	主な修正内容
2019年2月27日	「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の一部を改正する規則」施行に伴う記載の修正	・当該規則施行(2018年6月8日)に伴い、緊急時活動レベル(EAL [※])の表現等、関連する記載の修正
	「原子力災害対策指針」改正に伴う記載の修正	・当該指針全部改正(2018年7月25日)に伴い、用語の定義の記載を修正
	原子力緊急事態支援組織保有資機材の最新化に伴う記載の修正	・原子力緊急事態支援組織が保有する資機材について、最新の情報へ記載の修正

※ EAL;Emergency Action Level

国の原子力災害対策指針で定められた緊急事態の区分(警戒事態、施設敷地緊急事態、全面緊急事態)に対し、発電所の状況が、いずれに該当するかを事業者が判断する基準

第2.2.1.7-10表 通報連絡訓練の実績

実施年度	概要
2018年度 (2018年10月23日実施)	川内1、2号機において、地震による1、2号機原子炉トリップを想定し、通報連絡訓練を実施した。
2019年度 (2019年7月25日実施)	川内1、2号機において、1号機原子炉トリップを想定し、通報連絡訓練を実施した。

第2.2.1.7-11表 原子力防災訓練の実績

実施年度	概要
<p>2018年度 (2018年10月23日実施)</p>	<p>総合訓練として原子炉冷却材漏えい、全交流電源喪失により原子炉の冷却機能がすべて喪失し、原子力災害対策特別措置法第15条事象に至る原子力災害等を想定し、緊急時組織の各訓練を実施した。 なお、10月23日の総合訓練以外に、要素訓練(原子力災害医療訓練、モニタリング訓練、緊急時対応訓練、通報訓練、AM訓練、避難誘導訓練、緊急事態支援組織対応訓練)を実施した。</p>
<p>2019年度 (2019年10月4日実施)</p>	<p>総合訓練として原子炉冷却材漏えい、全交流電源喪失により原子炉の冷却機能がすべて喪失し、原子力災害対策特別措置法第15条事象に至る原子力災害等を想定し、緊急時組織の各訓練を実施した。 なお、10月4日の総合訓練以外に、要素訓練(緊急事態支援組織対応訓練、通報訓練、モニタリング訓練、原子力災害医療訓練)を実施した。</p>

第2.2.1.7-12表 鹿児島県原子力防災訓練の実績

年度	実施年月日	当社が参加・実施した訓練	備考
2018	2019年2月9日	<ul style="list-style-type: none"> ○災害対策本部等設置・運営訓練 ○オフサイトセンター参集・運営訓練 ○緊急時通信連絡訓練 ○緊急時モニタリング訓練 ○避難退城時検査・原子力災害医療措置訓練 ○避難・避難誘導・屋内退避訓練 ○発電所における事故拡大防止訓練 <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対応訓練 ・通報連絡訓練 ・発電所対策本部運営訓練 ・AM(アクシデントマネジメント)訓練 ・モニタリング訓練 ・原子力災害医療訓練 	—

第2.2.1.7-13表 訓練の改善状況(1/5)

年度	主な気付事項		対応内容
2017	原子力防災訓練	<p>○ ERC※への情報共有方法のより一層の改善として、情報の速やかな入手・伝達を図るため、ERC対応ブース内の体制や設備状況シートの活用方法等について検討する。</p>	<p>○ 以下のERC対応ブース内の体制や設備状況シートの活用方法について改善を図り、より一層のERCへの速やかな情報共有が可能になった。 (2017年度玄海訓練にて検証済)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ERCカウンターパート(ERCへの発話者)を1名から2名体制に変更するとともに、全体統括者を新たに1名配置し、それぞれの役割分担を明確化したことで、情報の整理及びERC対応ブース内の連携が改善された。 ・ ERC対応ブース内に、発電所TV会議システム内での情報共有内容の入手者及び本店即応センター内での情報共有内容の入手者を配置し、リアルタイムでの情報収集を行うとともに、ERC対応ブース内に情報伝達することで、速やかな情報の共有が図られた。 ・ 発電所対策本部及び本店即応センターに配置している設備状況シート作成者間において、設備状況の変更の都度連携を行い、速やかな設備状況シートの更新によって、ERCへの迅速な状況報告が可能となり、今後の対応戦略等の報告に活用が図られた。 <p>□ 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。</p>
		<p>○ 本店即応センターへの情報共有の迅速化を図るため、都度、設備状況シートを本店即応センターにFAX送信し、情報共有を行ったが、更なる本店即応センターへの情報共有の迅速化を図るため、設備状況シートの運用について検討する。</p>	<p>○ 発電所対策本部及び本店即応センターに配置している設備状況シート作成者間において、設備状況の変更の都度連携を行い、速やかな設備状況シートの更新によって、ERCへの迅速な状況報告が可能となり、今後の対応戦略等の報告に活用が図られた。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替緊急時対策所に設置したTVカメラを本店即応センターでリアルタイムに「設備状況シート」や「戦略シート」を確認し共有することができ、迅速な情報共有のための体制及び設備が有効に機能していることを確認した。 <p>□ 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。</p>
	鹿児島県 原子力防災訓練	○ 問題となる事項はなかった。	—

※ERC;Emergency Response Center:緊急時対応センター

第2.2.1.7-13表 訓練の改善状況(2/5)

年度	主な気付事項		対応内容
2018	原子力防災訓練	<p>○「戦略シートを活用した事故対応の全体を俯瞰した戦略報告ができていないこと」を踏まえ、戦略シートについて、事故の進展予測、設備の準備状況及び対応戦略の優先順位が容易に把握できる様式とするなど、プラント全体を俯瞰した説明が容易となるシートへの見直しを検討する。</p>	<p>○『戦略シート』による「事故進展予測と対応戦略」の情報と、『設備状況シート』による「戦略の進捗」の情報を1枚にまとめた『設備状況・戦略シート』への見直し*を実施することで戦略報告の改善が図られ、プラント全体を俯瞰した説明が容易となった。</p> <p>*【見直し内容】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・『設備状況・戦略シート』に「全体戦略」欄を設け、策定した戦略の機能区分に優先順位を記載するフォーマットとすることで、プラント全体としての対策の優先順位(全体戦略)とそれに基づく、SA設備の優先順位が明確となり、全体を俯瞰した戦略の迅速かつ正確な説明を行うことが可能となった。 ・『設備状況・戦略シート』に「進展予測」、「全体戦略」、「設備の準備状況」を記載することで、これまで『戦略シート』と『設備状況シート』に重複して記載していた「設備の準備状況」の整合を図る時間が不要となり、プラント状況の迅速な把握が可能となった。 <p>□ 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。</p>
		<p>○「発電所一本店即応センター—ERC間で、最新のプラント状況や対応状況に係る共有が行えていない場面があったこと」を踏まえ、プラント状況等の確実な共有を行うため、優先すべき報告内容のポイントを検討するとともに、ERC対応ブースをサポートするための本店即応センター内体制について検討する。</p>	<p>【本店即応センター(総括班 他)】</p> <p>○ 優先すべき報告内容のポイント(発話ポイント)に「プラント全体を俯瞰した(止める、冷やす、閉じ込める、電源)設備の状況」を明確に発話することとし、併せて作成した発話の例を活用した報告が概ねできており、本店即応センター内及びERC対応ブースへの情報提供能力が向上し、確実な共有を行うことができた。</p> <p>□ 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。</p>

第2.2.1.7-13表 訓練の改善状況(3/5)

年度	主な気付事項		対応内容
2018	原子力防災訓練	(続き)	<p>【本店即応センター(総括班 他)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 本店即応センター内の情報共有を強化するため、本店総括班にERC対応ブースとのカウンターパートを配置し、入手した確定情報について連絡メモによる伝達を取入れ、更には、連絡メモの内容をERC対応ブースへ説明を加えながら伝達することで、情報量や正確性が向上した。 ○ 各班によるプラント状況等の積極的な周知や新たに作成したSFP状況シート等により、ERC対応ブースへのサポートを強化し、ERC対応ブースへの情報提供能力が向上した。 □ 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。
		<p><再掲></p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 「発電所－本店即応センター－ERC間で、最新のプラント状況や対応状況に係る共有が行えていない場面があったこと」を踏まえ、プラント状況等の確実な共有を行うため、優先すべき報告内容のポイントを検討するとともに、ERC対応ブースをサポートするための本店即応センター内体制について検討する。 	<p>【本店即応センター(ERC対応ブース)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 優先すべき報告内容のポイント(発話ポイント)に「プラント全体を俯瞰した(電源、1次系、2次系)設備の状況」を明確に発話することとし、併せて作成した発話の例を活用した報告が概ねできており、ERCへの簡潔かつ正確な情報提供能力が向上し、確実な共有を行うことができた。 □ 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。
			<p>【本店即応センター(ERC対応ブース)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ ERCへの発話者にEAL関係説明者を増員し、発話者3名体制とし、それぞれの役割分担を明確にした結果、メインスピーカの負荷軽減に効果的であり、プラント状況の十分な把握時間が確保され、ERCへの状況説明の改善が図られた。 (昨年度の川内原子力防災訓練後に実施した玄海原子力防災訓練時にも改善の有効性を確認) ○ プラント情報入手者が、発話者をサポートするため、本店即応センター内に提供されたプラント状況変化の情報(事象、発生時刻、EAL判断等)を連絡メモにより伝達していた。このことにより、情報の正確性、情報の発信漏れ防止に効果的であり、情報共有の改善が図られた。

第2.2.1.7-13表 訓練の改善状況(4/5)

年度	主な気付事項		対応内容
2018	原子力防災訓練	(続き)	【発電所】 <input type="radio"/> 本店総括班とのカウンターパートは、本店即応センター内の情報がERCへ報告されているか等の確認をしていた。このことにより、情報の正確性、情報の発信漏れ防止に効果的であり、情報共有の改善が図られた。 <input type="checkbox"/> 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。
		<input type="radio"/> 「本店即応センターとの情報共有において、発電所内ではプラント状況等の発話が行われているものの、必要な情報のポイント(号機、時間、EAL等)の一部がタイムリーに発言されなかったため、本店即応センターへの情報共有に支障を来す場面があった。」を踏まえ、本店即応センターへプラント状況等の確実な伝達を行うため、優先すべき報告内容のポイントを検討する。	【発電所】 <input type="radio"/> 優先すべき報告内容のポイント(発話ポイント)にプラント状況報告として「号機、時間、EAL等」を明確に発話することとし、併せて作成した発話の例を活用した報告が概ねできており、本店即応センターへの簡潔かつ正確な情報提供能力が向上し、確実な伝達を行うことができた。 <input type="checkbox"/> 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。
		<input type="radio"/> 発電所対策本部内での会話が確実に本店即応センターで入手できるよう、集音マイクから個別マイクへの変更を検討する。	【発電所】 <input type="radio"/> 音声入手手段として集音マイクに加え個別マイク(ハンドマイク)を配備し、発電所対策本部内での発話の際には個別マイクを使用するよう改善を行ったことで、即応センターでは、発電所対策本部内の会話が確実に入手できるようになり、プラント状況の迅速な情報共有が可能となった。また、情報共有の更なる改善のため、発電所対策本部内に卓上ベルを配備し、緊急報告時に使用したことは情報共有の確実な伝達に効果的であった。 <input type="checkbox"/> 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。
		<input type="radio"/> 通報連絡文の記載に誤りがないよう通報連絡文確認時は、バックデータ等により、数値も含めて確認するよう手順への反映を検討する。	【発電所】 <input type="radio"/> 「緊急時対策本部運営時の心得」を見直し、通報連絡文の作成時には、バックデータ等により数値も含めて確認することを仕組みに取り込み実施したことで通報連絡文の誤りが発生しなかったことから記載誤り防止対策の改善が図られた。 <input type="checkbox"/> 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。

第2.2.1.7-13表 訓練の改善状況(5/5)

年度	主な気付事項		対応内容
2018	原子力防災訓練	<ul style="list-style-type: none"> ○ EAL判断フローを活用したEALに関する先読みした該当条件説明を多用するなど、更なる改善を図る。 	<p>【本店即応センター】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 緊急事態区分毎の事象を把握し易いEAL判断フローフォーマットの特徴を活かし、先読みしたEAL該当条件説明が、プラント状況変化の場面で実施できており、EAL判断フローを活用した情報共有の改善が図られた。 □ 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。
		<ul style="list-style-type: none"> ○ 原災法第10条確認会議、15条認定会議において適切な情報発信を行うため、優先すべき報告内容のポイントを検討する。 	<p>【本店即応センター】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 優先すべき報告内容のポイント(発話ポイント)に、EAL判断時刻として原子力防災管理者が判断した時刻や、プラント全体を俯瞰した予測進展と対応戦略を明確に発話することとし、併せて作成した発話の例を活用した報告が概ねできており、ERCへの簡潔かつ正確な情報提供能力が向上し、適切な情報発信を行うことができた。 □ 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。

第 2.2.1.7-14 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(緊急時の措置に係るもの)(1/4)

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	<p>業務の管理</p> <p>(川内1号機安全確保上重要な行為等の保安検査(2017年度第3四半期)) SA等要員訓練時の保安検査</p> <p>現場シーケンス訓練「全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場合)」 海水ストレーナ上蓋取替作業(モックアップ)において、海水ストレーナのフランジ面のボルト・ナットを何度か落とし、その度にボルト・ナットを拾い作業を進めていたが、実際の現場は床面(グレーチング)と海水ストレーナとの間に隙間があり、落としたボルト・ナットがその隙間から抜け落ちてしまうことも考えられることから、ボルト・ナットを落とさないように注意して作業を行う必要がある。</p> <p>(是正状況) ・訓練関係者に対して実際の現場を意識してボルト・ナットの取り扱いに注意して作業するよう2018年9月から実施している成立性確認訓練のオリエンテーションにおいて周知している。 ・「移動式大容量ポンプ車による海水通水手順書」を2018年3月8日に改正し、ボルト・ナットを落とさないよう注意して作業することを追記した。</p>	<p>「業務の管理」に係る7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。</p>	無
	<p>(川内1号機安全確保上重要な行為等の保安検査(2017年度第3四半期)) SA等要員訓練時の保安検査</p> <p>現場シーケンス訓練「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」 復水タンクの仮設水位計取付け作業において、仮設水位計(透明ホース)に水位確認用の浮玉が入っていない状態で作業を終了していた。</p> <p>(是正状況) ・訓練関係者に対して仮設水位計に浮玉が入っていることの確認を確実に行うよう2018年9月から実施している成立性確認訓練のオリエンテーションにおいて周知している。 ・「中間受槽から1号(2号)復水タンクへの給水手順書」を2018年3月8日に改正し、作業実施者が、仮設水位計に浮玉が入っていることを作業終了前に確認することを追記した。 ・仮設水位計を運搬する際、仮設水位計の中に入っている浮玉が抜け出ないようにホースの先端部を改造した。</p>		

第 2.2.1.7-14 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(緊急時の措置に係るもの)(2/4)

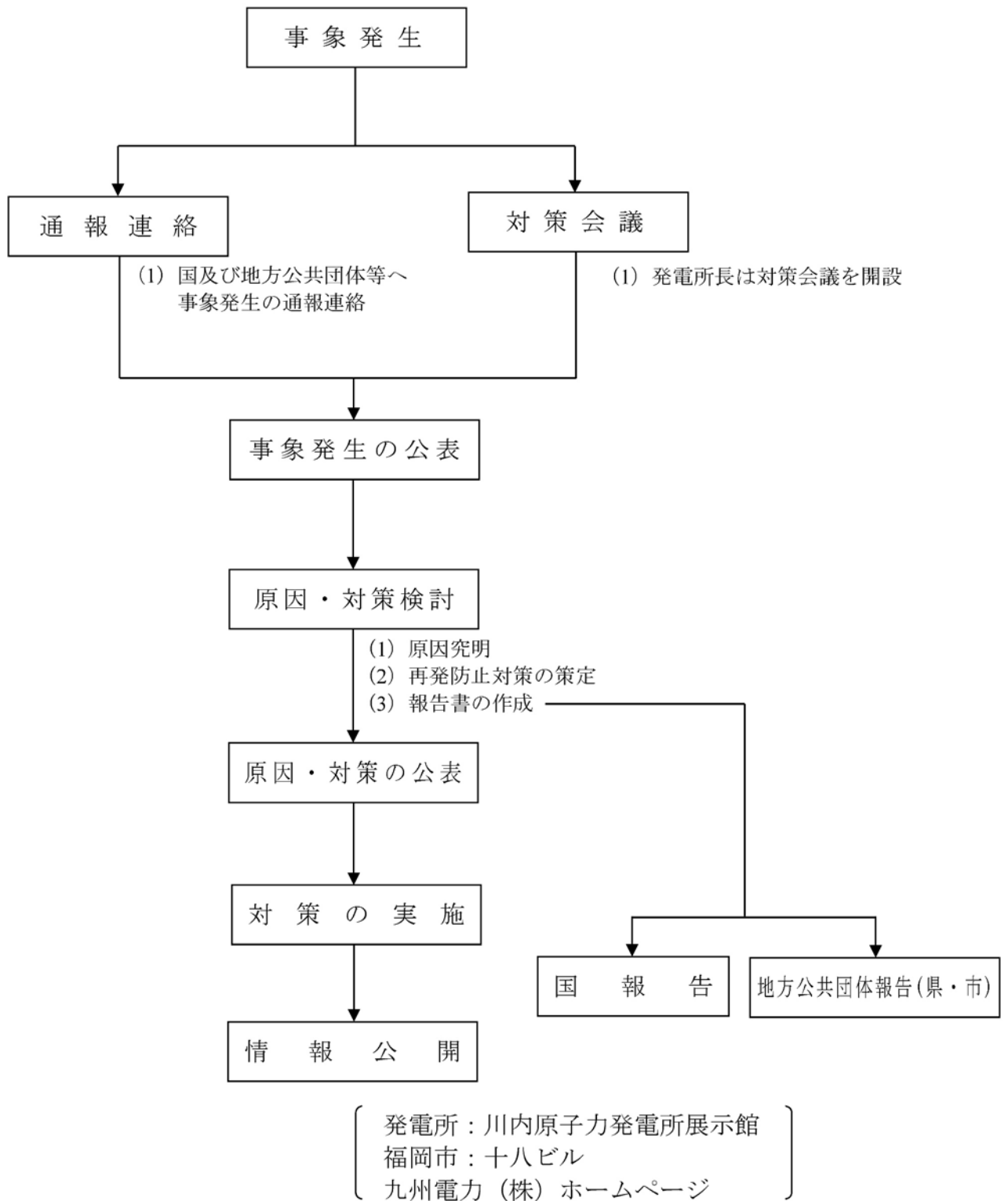
保安規定条文	不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1	業務の管理	前のページと同じ	無
	<p>(川内1号機安全確保上重要な行為等の保安検査(2017年度第3四半期)) SA等要員訓練時の保安検査</p> <p>現場シーケンス訓練「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」 海水ストレーナ上蓋取替作業(モックアップ)において、海水ストレーナのパッキン・エレメントの状態確認を十分に行わず作業を終了していた。</p> <p>(是正状況) ・訓練関係者に対してパッキン・エレメントの状態確認を確実に行うよう2018年9月から実施している成立性確認訓練のオリエンテーションにおいて周知している。 ・「移動式大容量ポンプ車による海水通水手順書」を2018年3月20日に改正し、作業実施者が、パッキン・エレメントの状態確認が完了していることを上蓋取り付け前に確認することを追記した。 ・モックアップ用の海水ストレーナにエレメントの模型を装着し、エレメントの状態確認を確実に出来るようにするとともに、パッキンの劣化に備え、予備品を準備した。</p>		

第 2.2.1.7-14 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(緊急時の措置に係るもの)(3/4)

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	<p>(川内1、2号機安全確保上重要な行為等の保安検査(2018年度第4四半期)) 重大事故等要員訓練時の保安検査</p> <p>現場シーケンス訓練「全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場合)」 重大事故等発生時においては、保修対応要員は緊急時対策本部の設置状況に応じて当直課長又は指揮者の指示に基づいて作業準備を行うとともに、当直課長又は指揮者に対して作業完了等の連絡を行う必要があるが、保修対応要員が使用する手順書において、当直課長の指示により作業準備を行うこと及び当直課長に作業完了の連絡を行うことが単一的に定められていることを気付き事項として指摘した。</p> <p>(是正状況) 保修対応要員は、緊急時対策本部の設置状況に応じて指揮者の指示に基づいて作業準備を行うとともに、指揮者に対して作業完了等の連絡を行うこともあることから、「保安規定に基づく保修業務要領」を改正し、緊急時対策本部等の設置状況に合わせて手順書に記載された「当直課長」を「指揮者」に読み替えることを追記した。</p>	前のページと同じ	無
		<p>(川内1、2号機安全確保上重要な行為等の保安検査(2018年度第4四半期)) 重大事故等要員訓練時の保安検査</p> <p>現場シーケンス訓練「全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場合)」 宮山池取水ピットから川内1号機用の中間受槽までの間のホースの敷設において、ろ過水貯蔵タンク付近でホースを鋭角的に折り返して敷設していたため、通水した際にホースが屈曲(キンク)し、また、訓練終了までそのままの状況であったことから、ホース敷設時の最小曲げRの考慮、屈曲(キンク)発生時の対応等について気付き事項として指摘した。</p> <p>(是正状況) ・訓練テキストの注意事項に、ホースを敷設する際、ホースの曲がりを緩やかにする旨を追記した。 ・現場シーケンス訓練Ⅱの関係者事前打合せの場においても注意喚起を行った。</p>		

第 2.2.1.7-14 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(緊急時の措置に係るもの)(4/4)

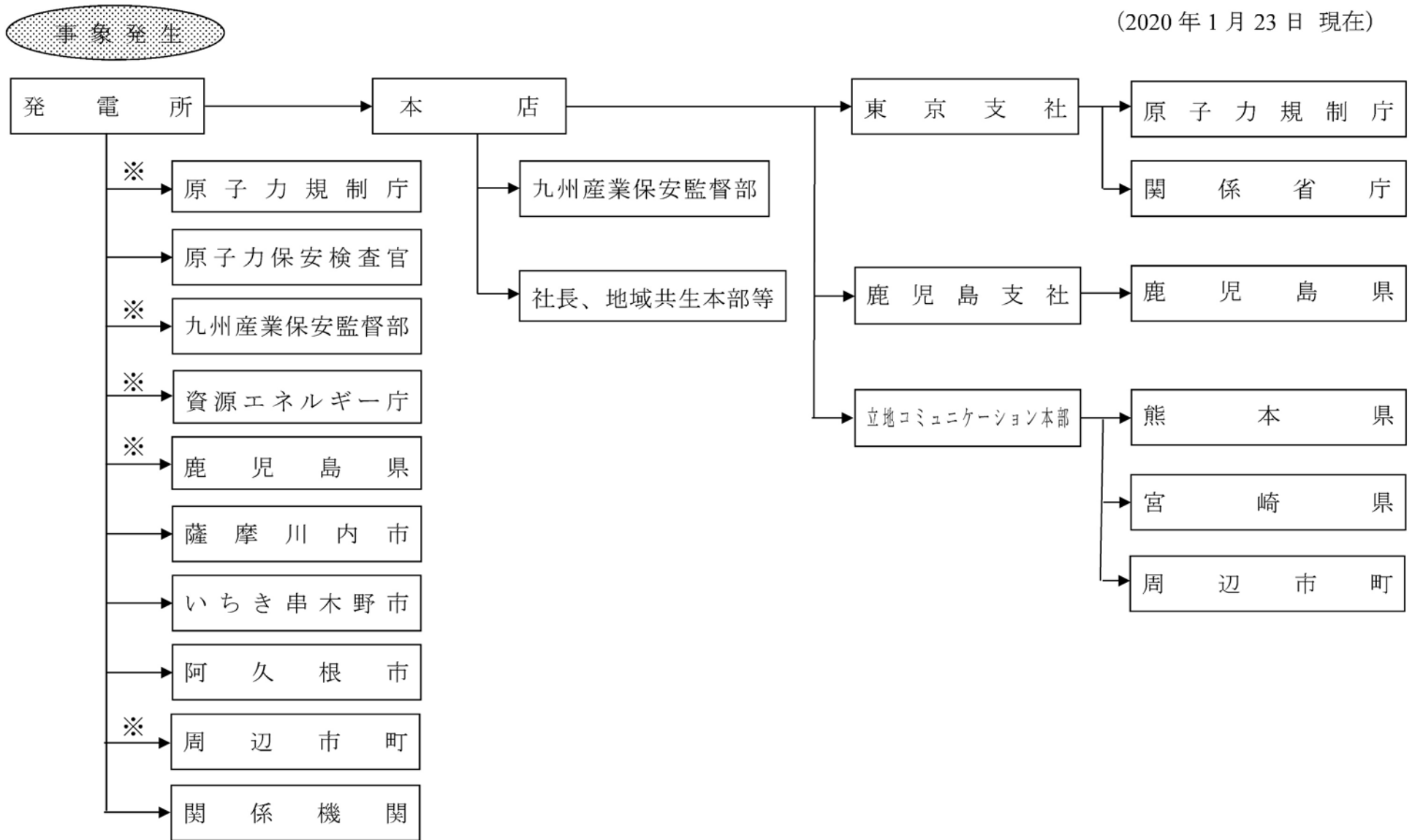
保安規定条文	不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1	<p>業務の管理</p> <p>(川内1、2号機安全確保上重要な行為等の保安検査(2018年度第4四半期)) 重大事故等要員訓練時の保安検査</p> <p>現場シーケンス訓練「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」 「大容量空冷式発電機用燃料タンクへの燃料給油手順」に、燃料油貯蔵タンクのマンホール内の酸素濃度の判定値及び燃料油貯蔵タンク1Aから燃料油をすべて抜き取った後の他の燃料油貯蔵タンクから燃料油を抜き取る手順が明確に定められていないことを気付き事項として指摘した。</p> <p>(是正状況) 手順書に酸素濃度の判定値及び1A 燃料油貯蔵タンクから燃料油をすべて抜き取った後の他(1B、2A、2B)の燃料油貯蔵タンクから燃料油を抜き取る手順を追記した。</p>	前のページと同じ	無



注：本フローは一般的なフローであり、状況によって異なる場合がある。

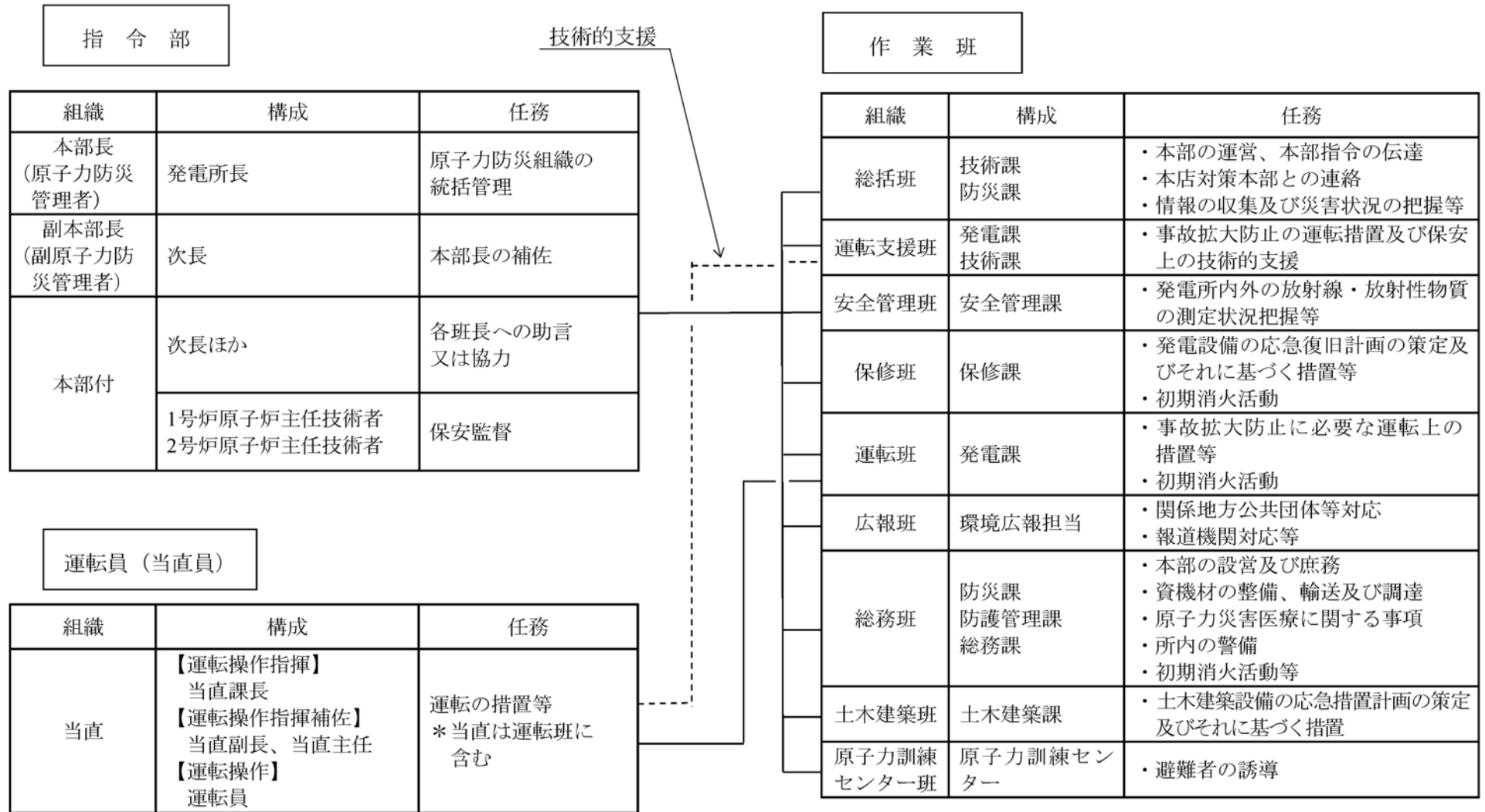
第2.2.1.7-1図 事故・故障等発生時の対応フロー

(2020年1月23日現在)

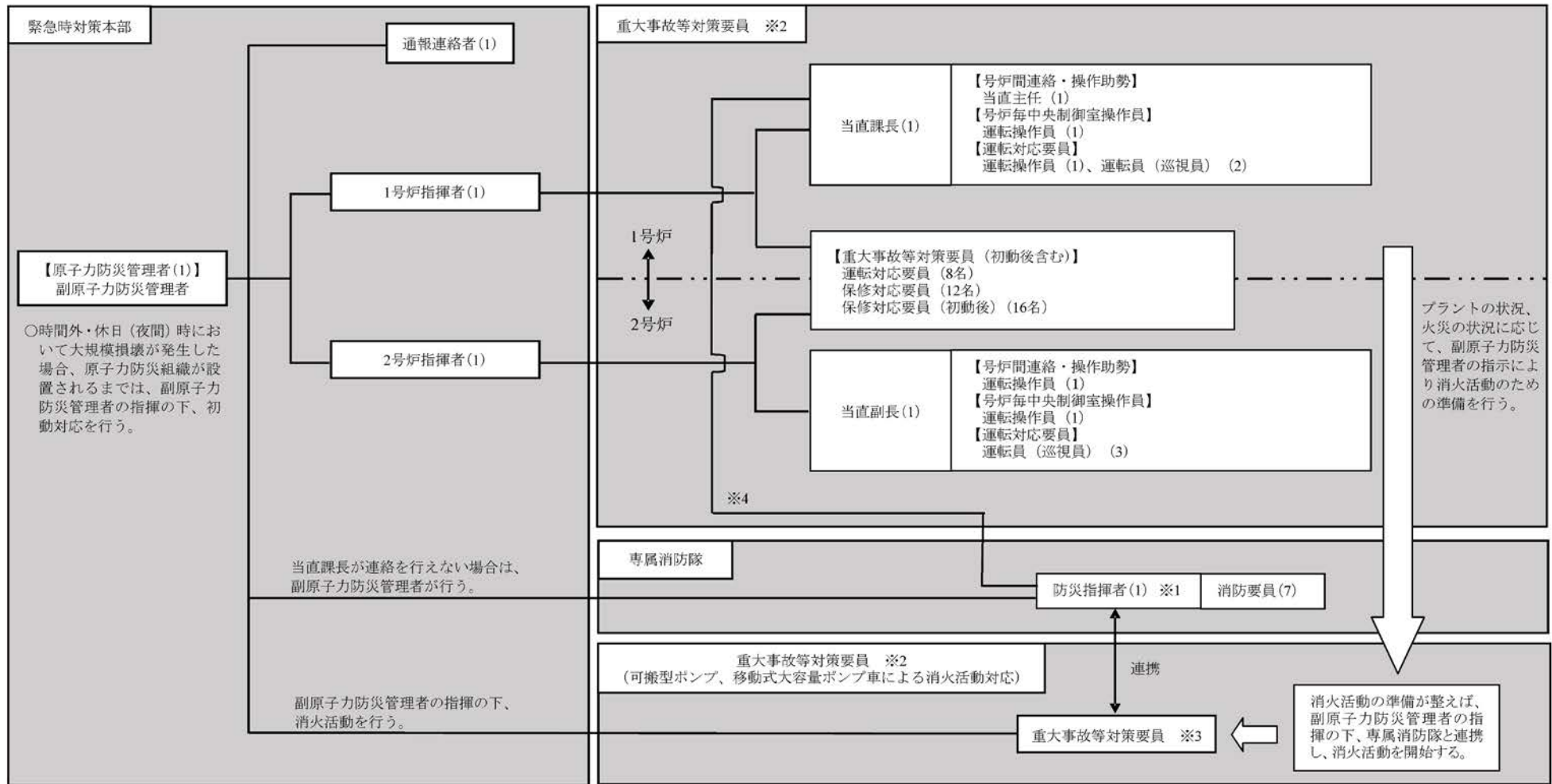


※：第1報のみ発電所から直接連絡
九州産業保安監督部への連絡は、電気関係報告規則第3条第1項関係のみ

第2.2.1.7-2図 事故・故障時の通報連絡ルート



第2.2.1.7-3図 原子力防災組織とその主な任務



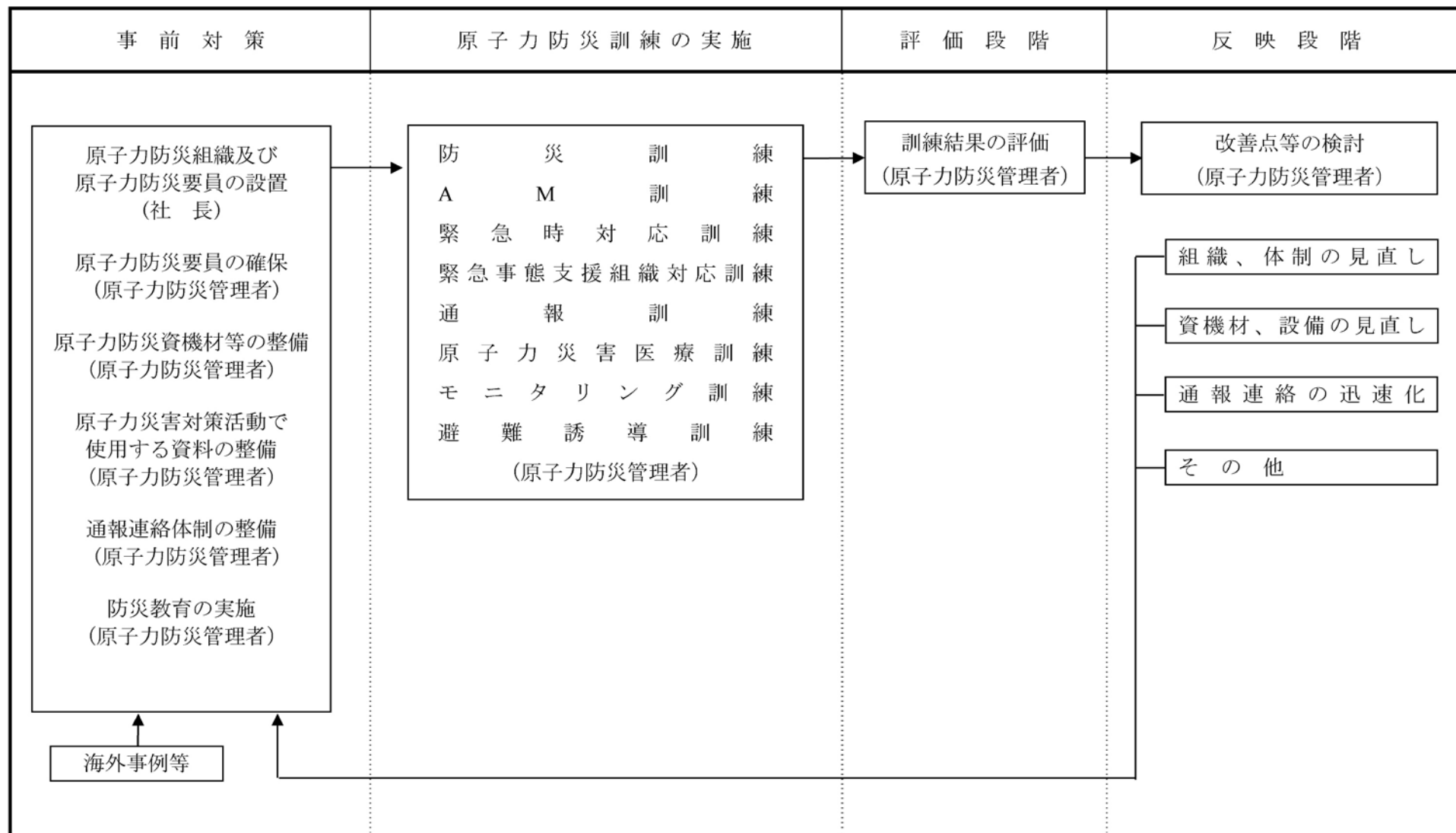
- ※1 大規模損壊発生時、早期に対応可能な化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車を用いて専属消防隊による消火活動を実施する。なお、現場での通信連絡については、プラントの復旧対応と同時使用をさけるため原則として別の無線通話装置の回線を使用する。
緊急時対策本部との連絡については無線通話装置等を使用し、副原子力防災管理者の指揮により対応を行う。
- ※2 大規模損壊発生時、火災及びプラントの被災状況に応じ、副原子力防災管理者の指示により可搬型ポンプ又は移動式大容量ポンプ車を用いた消火活動を実施する。
- ※3 重大事故等対策要員による消火活動を行う場合は、プラントの復旧対応と同時使用をさけるため、別の無線通話装置の回線を使用する。緊急時対策本部との連絡については無線通話装置等を使用し、副原子力防災管理者の指揮により対応を行う。
- ※4 火災発生時の第1報連絡

第2.2.1.7-4図 大規模損壊発生時の初動対応体制

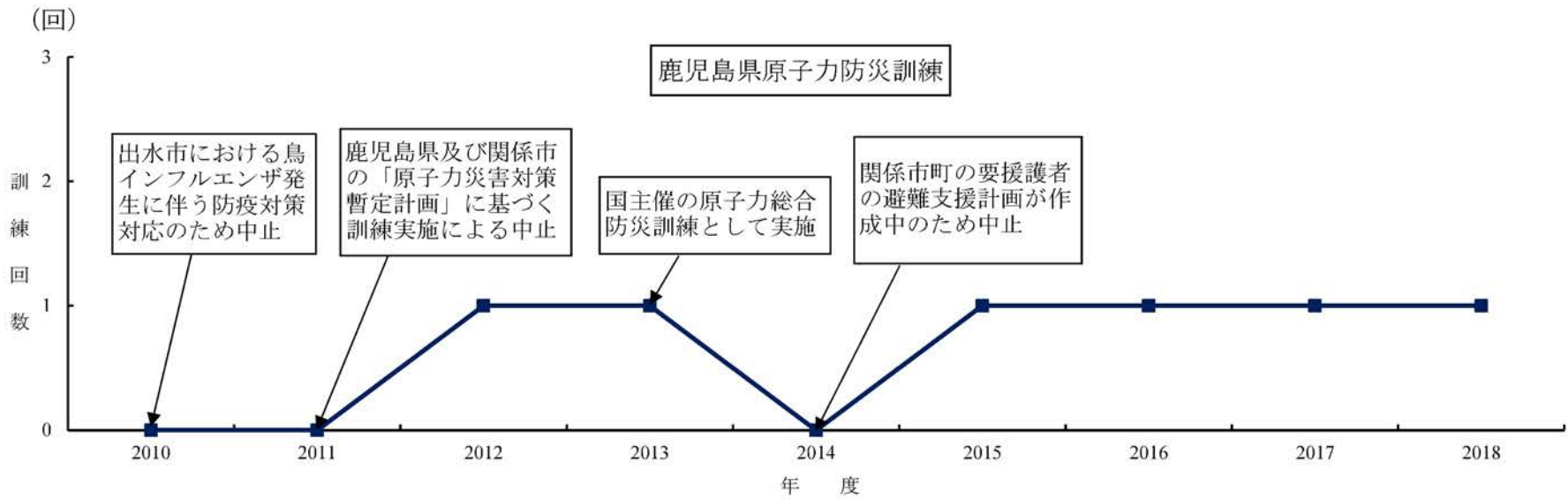
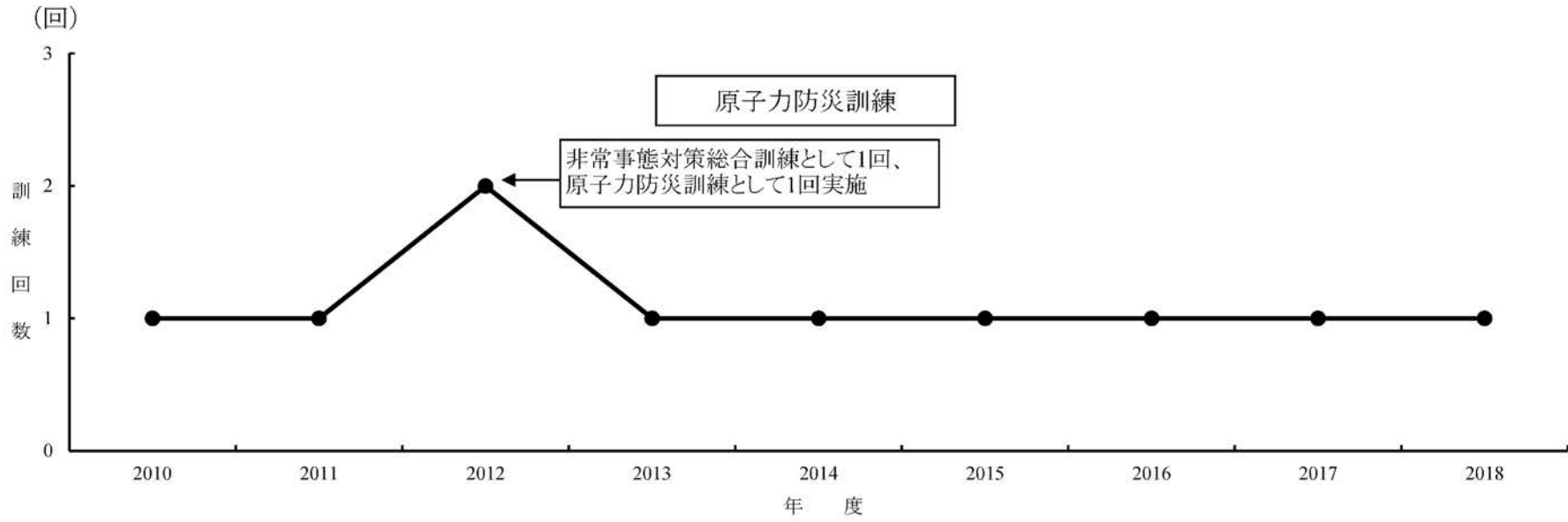
(2020年1月23日現在)



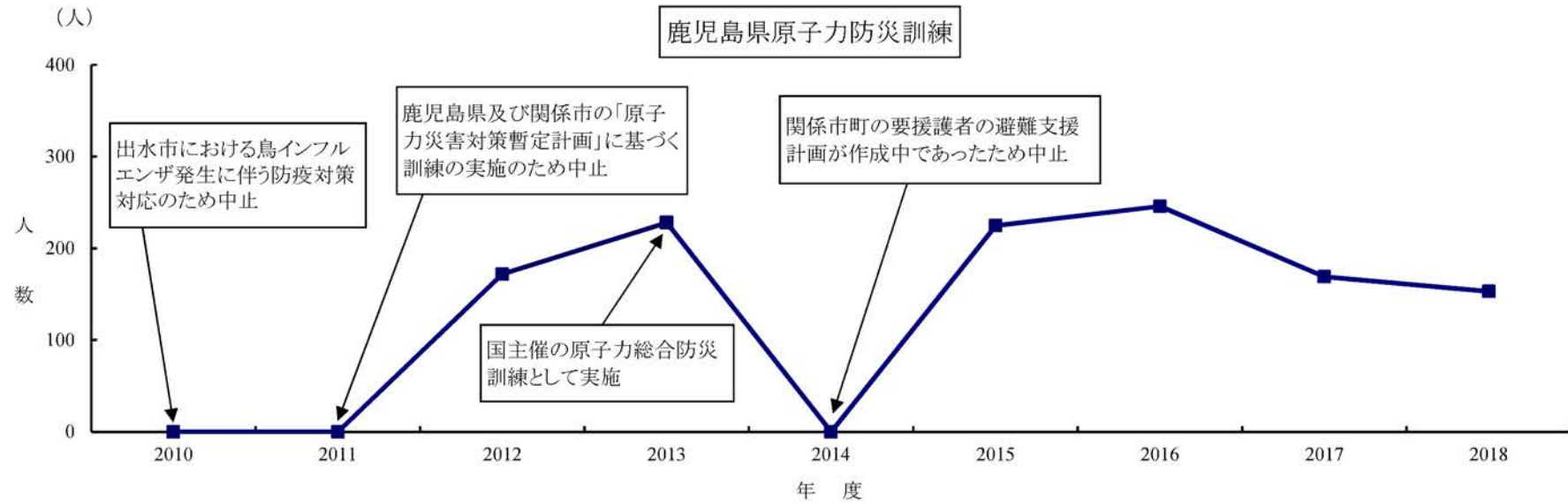
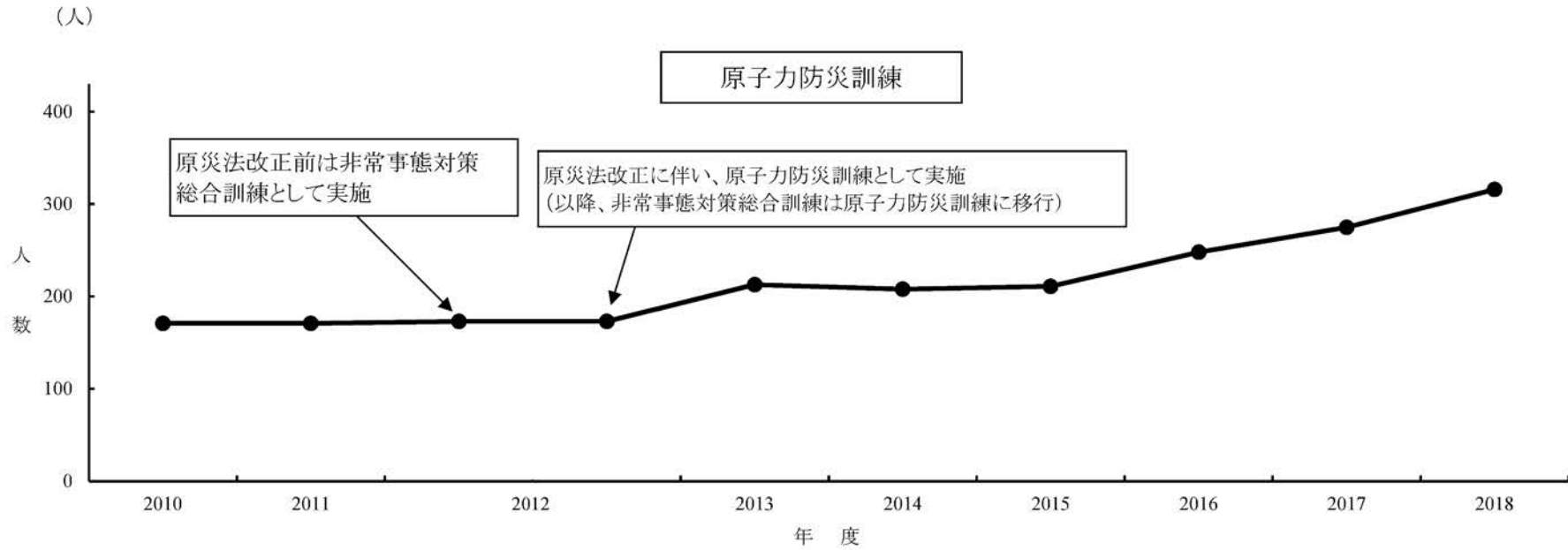
第2.2.1.7-5図 緊急時の通報(連絡及び報告)経路



第2.2.1.7-6図 原子力防災訓練の運用管理フロー



第2.2.1.7-7図 防災訓練回数



第2.2.1.7-8図 防災訓練への参加人数

2.2.1.8 安全文化の醸成活動

(1) 目的

原子力発電所の安全文化の醸成活動は、原子力安全を最優先とした保安活動を確実なものとするために、安全文化を醸成するための活動を計画し、実施し、定期的に評価し、継続的に改善することを目的としている。

(2) 安全文化の醸成活動に係る仕組み及び改善状況

a. 安全文化の醸成活動に係る仕組みの概要

川内原子力発電所においては、従来から安全を最優先とした保安活動を実施しており、協力会社も含め、安全意識の向上等に係る活動に取り組んできた。

具体的には、安全文化に関して、発電所員に対する発電所長の訓話、ポスターの掲示、安全パトロールによる現場指導及び監督、ヒューマンファクター検討会を通じてのヒヤリハット事例の収集・分析、発電所員と協力会社員との意見交換会及び広報誌への掲載による情報公開等を実施してきた。

2006年度マネジメントレビューの結果を受けて安全文化に係る活動を体系的に取り組むものとして、「安全」を基盤とし公正・公明かつ誠実に活動するため、2007年5月に「原子力安全文化醸成活動計画」を策定し、活動を行った。

2006年に発覚した電力会社でのデータ改ざんや必要な手続きの不備等の問題を受け、実用炉規則の一部が改正(2007年12月14日施行)された。

これを受け、原子力安全を最優先とする価値観を組織全体に浸透させ、原子力発電所の安全を最優先とした保安活動を確実なものとするために、2007年12月14日に社長が「原子力安全文化醸成方針」(その後、2012年5月30日に見直されている。)を制定した。

また、2007年12月、保安活動を実施するに当たっての基礎となる安全文化を醸成するための管理の枠組みを保安規定に規定し、2008年4月には、原子力安全を最優先とした保安活動を更に確実なものとするために、安全文化を醸成する活動(以下「安全文化醸成活動」という。)の計画(Plan)・実施(Do)・評価(Check)・改善(Act)(以下「PDCA」という。)を行うサイクルについて有効性を継続的に改善するため、安全文化醸成に係る社内マニュアル

ルを制定した。

2008年度からは、その社内マニュアルに基づき、毎年度、「安全文化醸成重点活動計画」を策定し、前年度の活動結果を計画に適宜反映し、適切に教育・訓練等を行いながら、安全文化醸成活動を実施している。

2013年7月、実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則の施行を受け、「原子力安全文化醸成方針」は「品質方針」(2.1.1基本方針参照)に取り込まれ、品質保証活動の中で安全文化醸成活動を実施する体制となっている。(第2.2.1.1-2図、第2.2.1.1-3図参照)

なお、原子力安全・保安院(現在は原子力規制委員会)においては「検査の在り方に関する検討会」の議論を踏まえ、事業者の安全文化・組織風土に劣化兆候がないかという観点で、「規制当局が事業者の安全文化・組織風土の劣化防止に係る取り組みを評価するガイドライン(以下「安全文化評価ガイドライン」という。)」(平成19年12月14日付け平成19・12・03原院第1号)を2007年12月に策定し、保安検査等において事業者の取り組みを安全文化評価ガイドラインに従って評価している。

b. 安全文化の醸成活動に係る仕組みの改善状況

内部評価及び外部評価の結果により抽出された仕組み(組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)の改善状況を以下に示す。

(a) リーダーシップに関する更なる浸透・定着のための活動の実施

リーダーシップに関する更なる浸透・定着を図るため、安全文化醸成活動の一環として、原子力安全教育を継続的に実施しており、その中で安全文化及び安全のためのリーダーシップの更なる浸透・発揮に向けた意識向

上を図っている。

この結果、本店組織の要員及び発電所員に対して、更なるリーダーシップの浸透・定着が図られた。

- (b) 他所(玄海原子力発電所)の規制機関の評価に対する改善提案の連絡を受けた場合の対応の社内マニュアルへの追加

2019年3月に、発電所の安全文化醸成活動に係る社内マニュアルの改正を行った。改正内容は、他所(玄海原子力発電所)の規制機関の評価に対する改善提案の連絡を受けた場合の対応の社内マニュアルへの明確化である。

この結果、安全文化醸成活動の確実な実効性の向上が図られた。

- (c) 改善措置活動の運用開始に伴う社内マニュアルへの追加

2019年12月の改善措置活動(CAP)の運用開始に伴い、安全文化醸成に繋がる日常的な活動として、改善措置活動(CAP)を社内マニュアルへ追加した。

(3) 安全文化の醸成への取組み

a. 安全文化醸成に係る具体的な取組み

安全文化を醸成していくためには、「安全文化の醸成された状態」に対して、組織の現状がどうなっており、どこに課題があって、どのように強化しなければならないかを把握する必要があるが、安全文化は本来無形で目に見えにくいものであり、安全文化の状態を把握するのは困難である。

しかしながら、当社では、安全文化を効果的に醸成していくために、組織として「安全文化の醸成された状態」を共通認識し、それを目指し、活動を行っていくことが必要であると考え、「安全文化の醸成された状態」を以下のとおり定義している。

「安全を最優先する価値観を組織要員が持ち、その価値観が組織の中で共通認識として得られ、その共通認識に基づいて行動がなされている状態」

これにより、原子力安全文化醸成方針を含む品質方針を踏まえ、組織における「安全文化の醸成された状態」を把握する際の主要項目として4つの安全文化要素が安全文化醸成に係る社内マニュアルに定められている。

川内原子力発電所においては、2008年度から安全文化醸成活動を以下のとおり計画し、実施し、定期的に評価し、継続的に改善することに必要な実施事項について、安全文化醸成に係る社内マニュアルを定め実施している。

安全文化醸成に関する業務フローの概要を第2.2.1.8-1図に示す。

(a) 計画

イ マネジメントレビューからのアウトプットのうち、社長のコミットメントである

原子力安全文化醸成方針を含む品質方針及びマネジメントレビューに報告される安全文化を醸成するために関係する事項の評価を組織内へ周知・徹底する。

- ロ 安全文化要素と発電所における日常活動の関連について、明確化し、周知することで、自らの活動が安全文化の醸成にいかに関与し貢献しているか認識させる。
- ハ 安全文化醸成重点活動計画を年度ごとに策定し、組織内へ速やかに周知するとともに安全文化醸成活動に関する教育等を通じて、再周知し、重点活動の推進を図る。

(b) 実施

- イ 発電所員は、日常活動及び重点活動を適切に実施し、安全文化醸成活動に取り組んでいる。
- ロ 日々の安全文化醸成活動の取組みにおいて、改善が必要と認められた場合には、必要な改善を行っている。

(c) 評価

- イ 期中及び年度末に、日常活動及び重点活動への取組みについて評価し、その結果、改善が必要と認められた場合には、必要な改善を実施する。
- ロ 日常活動においては、安全文化醸成に係る社内マニュアルに定められた「安全文化の醸成された状態(安全文化評価指標)」を視点として評価し、その結果、各安全文化要素で安全文化の醸成された状態から劣化兆候の傾向が認められた場合には、必要な改善を行い、安全文化醸成活動の強化を図る。

ハ 発電所における安全文化を効果的に醸成させ、安全文化醸成活動を推進させていく観点から、原子力監査室が実施する安全文化醸成活動に関する監査を受け、監査の結果、改善すべき事項が認められた場合には、改善の処置を実施する。

ニ 年度末に発電所における安全文化醸成活動の総合評価を実施し、結果を安全・品質保証部長へ報告し、実施部門における総合評価として取りまとめられる。その結果は、原子力発電本部長による評価を受け、改善の指示を受けた場合には、改善の処置を実施する。

(d) 改善

「(c) 評価」及びマネジメントレビューにより取りまとめられた改善の実施を通じて、安全文化醸成活動を継続的に改善する。

b. 安全文化要素

安全文化醸成に係る社内マニュアルにおいて、組織における「安全文化の醸成された状態」を把握する際の主要項目として、以下の4項目の安全文化要素を定めており、それらの状態を把握することで、安全文化の劣化兆候を確認している。

- ・ 安全を最優先とする方針と実行
- ・ 安全を確保する仕組み
- ・ 学習する組織
- ・ コミュニケーション

なお、規制当局の安全文化評価ガイドラインにおいて、評価する視点として、トップマネジメントのコミットメント、上級管理者の明確な方針と実行等の

14項目の安全文化要素が定められており、当社の安全文化要素との関連は、第2.2.1.8-2図に示すとおり、当社の安全文化要素との関連を整理し、両者の整合性を確認している。

また、第2.2.1.8-1表に、安全文化要素ごとに安全文化の醸成に繋がる日常活動を整理し、安全文化の醸成状態を確認している。

c. 安全文化要素に沿った改善状況

4項目の安全文化要素に対して、安全文化醸成活動に係る改善状況を確認した。

主な改善状況は以下のとおりである。

(a) 安全を最優先とする方針と実行に係る改善状況

イ 原子力安全文化醸成方針に関する方針及びスローガンの周知

安全文化醸成に係る社内マニュアルに基づき、毎年度、社長のコミットメントの内容と整合を図った安全文化醸成重点活動計画を策定し、原子力安全文化醸成方針及び年度スローガンの浸透を図るため、所内及び協力会社の各所へのポスター掲示や、小冊子及び携帯カードにまとめて配付する等の周知活動を継続的に実施している。

ロ 発電所長による安全文化に関する訓話等の実施・周知

発電所長による安全文化に関する訓話を毎年度実施するとともに、次長・課長等による講話を毎月初めに実施し、社内イントラネット等を通じて周知し、繰り返し確認できるようにしている。

ハ 川内1号機所内電源設備点検作業中の人身事故の教訓を風化させない活動の実施

2010年1月に発生した川内1号機人身事故から得た安全に対する教訓を風化させない活動として、2011年度から、当該事故が発生した日を「安全再確認の日」と定め、毎年度、協力会社を含めた全所員が参加する全体集会等を開催している。

(b) 安全を確保する仕組みに係る改善状況

イ 原子力の安全性・信頼性を確保する活動の実施

原子力の安全性・信頼性を確保する活動として、関係各課及び協力会社との連絡調整を行い、施設定期検査の対応を確実に実施した。また、新規制基準対応工事等について、工程管理、関係箇所との情報共有、懸案事項処理等を着実にいった。

(c) 学習する組織に係る改善状況

イ 安全文化に関する教育の実施

発電所における保安に関するすべての活動は原子力安全文化を基礎としており、安全文化に関する知識の習得及び原子力安全の重要性を理解させ、安全意識の向上及び安全文化の醸成を図るため、原子力安全教育を実施している。

また、2014年度から、発電所員に対し、原子力安全教育を通じて、原子力安全に係るリスクの認識及び日々の保安活動におけるリスクへの意識向上を図るための教育及び一人ひとりが安全のために日常業務の中で率先垂範して行っている行動がリーダーシップに繋がること等、リーダーシップの浸透・定着を目的とした教育を実施している。

(d) コミュニケーションに係る改善状況

イ 協力会社とのコミュニケーション活動の実施

協力会社への安全文化醸成活動の更なる浸透を図るため、協力会社との意見交換会の実施、受注者品質保証監査を利用した安全文化に関する情報等の紹介、各課委託先とのミーティング等のコミュニケーション活動等を継続的に実施している。

d. 安全文化要素に沿った改善状況の評価

今回の調査期間における安全文化の醸成活動に係る仕組みの改善状況について、安全文化要素との関係を第2.2.1.8-2表に示す。

このように、安全文化要素に沿った改善活動が、安全文化の醸成活動に係る仕組み(組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)及び設備の改善状況に示される安全文化醸成に繋がる日常的な活動においても確認されることから、日常の保安活動が安全文化の醸成された状態に繋がっており、安全文化の醸成活動の目的が達成されていると評価できる。

(4) 安全文化の醸成活動に係る実績指標

a. 安全文化醸成活動の実績

安全文化醸成に係る取組みは、安全文化醸成に係る社内マニュアルに基づき、安全文化醸成活動を計画し、実施し、評価し、改善を行っている。今回の調査期間の安全文化醸成活動の主な実績については、第2.2.1.8-3表のとおりである。

主な安全文化醸成活動の内容について、以下に示す。

(a) 安全文化に関する年度スローガンの策定、掲示

発電所員及び協力会社員から安全文化に関するスローガンを毎年度募集、選定し、発電所員及び協力会社員へ周知するとともに、発電所の各所に掲示し、意識高揚を図っている。(第2.2.1.8-4表参照)

(b) 発電所長による安全文化に関する訓話等の実施

発電所長による安全文化に関する訓話を毎年度実施するとともに、次長・課長等による講話を毎月初めに実施し、社内イントラネット等を通じて周知し、繰り返し確認できるようにしている。

(c) 安全文化に関する教育の実施

発電所における保安に関するすべての活動は原子力安全文化を基礎としており、安全文化に関する知識の習得及び原子力安全の重要性を理解させ、安全意識の高揚及び安全文化の醸成を図るため、原子力安全教育を実施している。

また、原子力安全教育を通じて、原子力安全に係るリスクの認識、日々の保安活動におけるリスクへの意識向上を図るための教育及び一人ひとりの

が安全のために日常業務の中で率先垂範して行っている行動がリーダーシップに繋がること等、リーダーシップの浸透・定着を目的とした教育を実施している。

(d) 発電所員と協力会社員との意見交換会の実施

発電所員と協力会社員との意見交換会を実施し、協力会社からの要望を収集、検討を実施し、必要に応じて改善を実施している。また、日常の業務においても意見交換を実施しており、あらゆる場を通じたコミュニケーションの充実による保安活動の効果的運用を図っている。

(e) 安全文化醸成重点活動計画の策定

安全文化醸成に係る社内マニュアルに基づき、毎年度、安全文化醸成重点活動計画を策定し、計画に基づき、安全文化醸成活動を実施し、その結果を評価し、次年度計画に反映等改善を図っている。(第2.2.1.8-5表参照)

b. 安全文化に関する教育の受講率

安全文化に関する教育は、原子力安全教育等を通じ、原子力安全文化醸成方針・スローガン、年度の活動計画及び安全文化醸成に係る社内マニュアルを基にしたPDCAの仕組み等の内容について実施しており、発電所員は、毎年度教育を受講することで安全文化の更なる醸成に向けた意識向上を図っている。

安全文化に関する教育の受講率について、安全文化に関する教育の受講率の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.8-3図に示す。

2013年度から2014年度にかけては、新規制基準適合性審査対応に伴う

長期出張等による影響により少し減少したが、高く維持されており、安全文化に関する知識及び原子力安全の重要性に関する意識の維持・向上が図られていることを確認した。

c. 安全文化に問題があり発生した不適合件数

安全文化に問題があり発生した不適合発生件数について確認した結果、今回の調査期間において、安全文化に問題があり発生した不適合は発生していない。

(5) 安全文化の醸成活動に係る有効性評価結果

社内マニュアルに基づく安全文化の醸成活動が適切に実施されており、これまでの安全文化醸成状態の自己評価及び規制機関等の第三者評価においても安全文化の醸成された状態から顕著な劣化兆候の傾向は認められていないことから、安全文化の醸成活動が有効に機能していると評価できる。

第2.2.1.8-1表 安全文化要素と日常活動との関連(1/2)

No.	安全文化要素	安全文化の醸成された状態(安全文化評価指標)	安全文化醸成に繋がる日常的な活動
1	安全を最優先とする方針と実行	<p>(1) トップマネジメントが安全を最優先とする方針を示すとともに、そのメッセージが組織要員の全体に繰り返し周知され、認識されている。</p> <p>(2) 各部長及び各所長が、トップマネジメントの方針に基づき、会議や訓話等の各種機会を通じて安全を最優先とするメッセージを発信しているとともに、安全を達成するための目標を策定し、組織要員がその目標に向かって活動することを確実にしている。また、安全達成のための目標は、トップマネジメントの安全を最優先とする方針と整合性がとれ、組織要員が安全を最優先として活動できるものとなっている。</p> <p>(3) 安全を最優先とする業務の計画が策定され、それに基づき業務が実施されている。</p> <p>(4) 組織の体制及び部署の役割・責任・権限が明確化され、それを機能させている。</p> <p>(5) 組織要員が「立ち止まり、考え、行動し、見直す」(STAR: Stop, Think, Act, Review)という姿勢を持ち、安全を損なう要因が潜んでいないか、安全を最優先を怠るとどのような結果が生じるかを常に想起している。</p>	<p>a. 所長は、年頭挨拶、訓話等、機会あるごとに「安全はすべてに優先する」ことを組織要員に対して伝える。②④</p> <p>b. 品質方針を、以下の手段により組織要員へ浸透させ、安全最優先の意識並びに原子力安全に対する当事者意識を醸成する。①④</p> <p>(a) 各課長は、「品質保証活動に関する教育」、「課内教育」等を通じ組織要員へ伝達するとともに、「品質管理及び安全作業教育」において協力会社にも伝達する。</p> <p>(b) 安全品質保証統括室長は、ポスター掲示、携帯用小冊子の配付を行う。</p> <p>c. 所長及び各課長は、「品質マニュアル(基準)」に基づき、品質目標を定める。また、各課長は、それら品質目標を「品質保証活動に関する教育」、「課内教育」等により組織要員へ周知し、品質目標の達成に向け、積極的に参画するよう働きかけを行い、業務に取り組む。②④</p> <p>d. 所長は、前年度活動結果及び社長のコミットメントを踏まえ、発電所において安全文化醸成重点活動計画を策定するとともに、各課長はその計画を課内教育等により組織要員へ周知する。②④</p> <p>e. 各課長等は、原子力安全を最優先とする安全文化の意識浸透を図るため、発電所組織を対象にメッセージを発信する。②④</p> <p>f. 所長及び各課長は、業務・原子力施設に係る意思決定の根拠をタイムリーに組織要員へ説明する。①②④</p> <p>g. 各課長は、プロセスの監視・測定を行い、業務の現状を把握し、改善につなげる。②</p> <p>h. 各課長は、安全文化醸成重点活動計画に基づき、安全文化醸成活動に取り組む。②</p> <p>i. 所長及び各課長は、「品質マニュアル(基準)」及び「職務権限基準」に定められた保安活動を担う体制、部署間の役割・責任・権限に基づき、安全を最優先した業務の計画(基準、業務要領、要領書等)を策定・維持し、実施する。②</p> <p>j. 発電所組織の組織要員は、自らの職務の範囲において、保安活動に対する説明責任を果たす。⑦④</p> <p>k. 所長及び各課長は、業務の計画の策定や業務の実施等に当たっては、立ち止まって考え、常に自らに問いかけ、起こりうる結果を想像して、慎重な意思決定を行う。④</p>
2	安全を確保する仕組み	<p>(1) 法令・ルールの遵守及び安全最優先を無視した組織的活動、並びに集団浅慮による誤った意思決定を避けるための方策が確立され、機能している。</p> <p>(2) 業務・原子力施設に関連する法令・規制要求事項等が明確化され、それらに対して規定文書や各種手順書が曖昧なく明瞭に定められている。</p> <p>(3) 発生した不適合を確実に処理する仕組みが確立され、機能している。</p> <p>(4) ルールや手順等の変更には、変更による安全性への影響等を適切に評価しているとともに、重要度に応じて組織的にチェックする仕組みが確立され、機能している。</p> <p>(5) 安全に直結する作業に関して、作業環境や作業条件が定められ、手順化され、それに基づいて作業が実施されている。また、現場作業が実際どのようなになっているかを管理者が把握する活動が行われている。</p> <p>(6) 安全を優先した無理のない工程・計画が策定されているとともに、進捗に応じて適切に変更が行われている。</p>	<p>a. 以下の仕組みにより、誤った意思決定や組織の閉鎖性を排除し、透明性の高い業務運営を行う。③</p> <p>(a) 社内外の第三者による原子力安全に関する各種評価の活用</p> <p>(b) 安全運営委員会による原子炉施設の保安運営に関する事項の審議</p> <p>(c) 安全品質保証統括室による不適合処理・是正処置の確認</p> <p>(d) プロセス監査による業務に対する要求事項への適合性、有効性の確認</p> <p>(e) 作成・審査・承認のステップを踏んだ文書及び記録の作成</p> <p>(f) 発電所内、発電所一本店組織間での連絡・調整(品質保証連絡会議、運用変更に関する説明会等)</p> <p>b. 各課長は、品質マネジメントシステム文書(規定文書、業務要領等)に各種業務の意思決定プロセスを定め、それに基づき実施する。③⑧</p> <p>c. 各課長は、法令・規制要求事項等を監視し、業務・原子力施設に関連する要求事項は「保安活動に関する法令・規制要求事項等の管理要領」に明確化するとともに、要求事項をレビューした上で対応が必要な場合には、関係箇所と事前に十分な調整を行い、関連する規定文書、業務要領を改正する。また、原子炉施設の保安に係る規定文書の改正に当たっては、必要に応じて安全運営委員会で審議を行う。③⑧</p> <p>d. 安全品質保証統括室長は、不適合を処理する手順を「不適合管理基準」に定め、各課長はそれに基づき不適合を処理する。また、不適合の分類においては、必要に応じて安全品質保証統括室長が定める「不適合管理運用ガイドライン」を参照する。③</p> <p>e. 各課長は、設備・運用方法の変更に当たり、「設備・運用方法等の変更における関連文書(含むチェックシート)の変更要否チェックシート」により、変更に伴う影響等の有無を確認するとともに、必要に応じて安全運営委員会による審議を通して規定文書の改正を行う。⑧⑬</p> <p>f. 各課長は、設計変更が生じた場合は、「設計・調達管理基準」に基づき、その変更内容を明確にするとともに、それに伴う影響を評価し、発生した段階に応じてレビュー、検証及び妥当性確認を実施する。⑬</p> <p>g. 各課長は、作業の実施に当たっては、事前に作業要領書を作成し、作業工程、範囲、方法、手順、体制等を定め、現場において指導、監督し、品質管理並びに事故防止に努めるようルール化し、実施する。⑫⑭</p> <p>h. 各課長は、安全上重要な作業工程については、品質への影響を与えるような無理な工程となっていないか等、関係者との連絡調整を円滑に行うようルール化し、実施する。⑫</p> <p>i. 安全品質保証統括室長は、施設定期検査工程に係る停止時確率論的リスク評価(停止時PRA)を実施する。⑫⑬</p>

※「安全文化醸成に繋がる日常的な活動」欄における丸数字は、第2.2.1.8-2図に示される「規制当局が事業者の安全文化・組織風土の劣化防止に係る取り組みを評価するガイドライン」における以下の安全文化要素との関連を示す。

- ① トップマネジメントのコミットメント、② 上級管理者の明確な方針と実行、③ 誤った意思決定を避ける方策、④ 常に問いかける姿勢、⑤ 報告する文化、⑥ 良好なコミュニケーション、⑦ 説明責任・透明性、⑧ コンプライアンス、⑨ 学習する組織
 ⑩ 事故・故障等の未然防止に取り組む組織、⑪ 自己評価又は第三者評価、⑫ 作業管理、⑬ 変更管理、⑭ 態度・意欲

第2.2.1.8-1表 安全文化要素と日常活動との関連(2/2)

No.	安全文化要素	安全文化の醸成された状態(安全文化評価指標)	安全文化醸成に繋がる日常的な活動
3	学習する組織	<p>(1)現状に満足することなく、組織内での知見、経験や外部とのコミュニケーション結果を蓄積・活用し、継続的に改善していく仕組みが構築され、実施されている。また、確立した仕組みやルールに対しても、安全を考慮の上、より有効性を高めるための改善が自発的に行われている。</p> <p>(2)組織及び個人の能力を高めるための教育・訓練(コンプライアンスを含む)を計画し、実施し、評価し、継続的に改善している。</p> <p>(3)自社のみならず、他社の事故・故障情報並びに良好事例から得られた教訓を基に、事故・故障等の再発及び未然防止のための是正処置、予防処置が実施されている。また、重大な事故・故障に対しては、組織要因にまで遡って原因究明(根本原因分析)が行われ、また、その結果に対しては改善に向けた活動が真摯に行われている。</p> <p>(4)ヒューマンファクターに関する活動によりヒューマンエラー防止に努めている。</p> <p>(5)安全文化の醸成状態を定期的に評価し、その評価結果から得られた課題を次計画へ反映し、安全文化の醸成に努めている。また、外部機関等の第三者評価を受け、その結果を安全文化醸成活動に活用している。</p>	<p>a.安全品質保証統括室長は、「評価改善活動管理基準」に基づき、各種データ(原子力安全の達成に関する情報、監査結果、プロセスの監視及び測定の結果、検査及び試験等)を収集・分析する。各課長は改善が必要と認められた事項について改善を実施する。⑨</p> <p>b.各課長は、社内外の第三者による原子力安全に関する評価結果、原子力業界の内外を問わず優れたパフォーマンスを実現している他組織へのベンチマーク活動等から、必要に応じて改善を行う。⑨⑩⑪</p> <p>c.各課長は、保安活動及び品質保証活動を行う中で自組織、他組織を問わず改善が必要と思われる事項を発見した場合は、「評価改善活動管理基準」に基づく「改善提案書」の仕組みにより自ら改善を提案し、必要に応じ改善を行う。⑨⑭</p> <p>d.発電所組織の組織要員は、設備面、運用面及びその他本来あるべき状態とは異なる状態等の「気付き事項」を発見した場合、「改善措置活動管理基準」に従い、状態報告を行う。⑨⑩</p> <p>e.各課長は、発見した「気付き事項」を「改善措置活動管理基準」に従い、処置を実施する。⑨⑩</p> <p>f.安全品質保証統括室長は、「改善措置活動管理基準」に従い、状態報告の情報分析による問題の特定など、パフォーマンス評価、監視及び測定を行う。⑨⑩⑪</p> <p>g.各課長は、原子力安全の達成に関する情報として、保安検査、定期安全管理審査等の各種検査等における原子力安全達成状況に関する指摘事項等や地元自治体、地元住民をはじめとする利害関係者の原子力安全達成状況に関する意見、要望等を記録し、対応が必要なものは適切に対応する。⑨</p> <p>h.各課長は、「教育訓練基準」に基づき業務に必要な力量を定め、組織要員の力量評価を実施する。原子力訓練センター長は、各要員の技術力を向上させるための教育訓練計画を作成し、各課長はその計画に基づく教育・訓練を実施する。また、各課長は、教育・訓練及びOJTを通じて技術伝承に努めるとともに、率先垂範の姿勢を示し、リーダーシップ能力の育成を図る。⑨</p> <p>i.各課長は、「コンプライアンス行動指針」に従い、自らの行動を律するとともに「コンプライアンス研修」等により、コンプライアンス意識の向上を図る。⑧⑭</p> <p>j.各課長は、「原子力安全教育」、「品質保証活動に関する教育」、「品質管理及び安全作業教育」等の各種教育の実施、安全品質保証統括室長は、安全文化醸成活動スローガンの設定・掲示により、所員の安全を最優先とした活動の意識向上を図る。⑨⑭</p> <p>k.各課長は、本店が情報選別した「予防処置基準」に定める検討対象情報を入手し、予防処置の必要性を評価し、処置が必要と判断されたものは処置を実施する。⑨⑩</p> <p>l.各課長は、必要に応じて、不適合・是正処置報告書を発電所内に回覧するとともに、社内イントラネット上に掲示し情報共有を図る。⑨⑩</p> <p>m.根本原因分析チームは、「根本原因分析実施基準」に基づき、「No Blame Culture(人を責めない文化)」の考えのもと不適合事象等から本来あるべき姿を阻害する潜在的な組織要因を見つけ出し、各課長は根本原因分析結果に対応した再発防止及び未然防止を図るための処置を実施する。⑨⑩</p> <p>n.各課長は、発電所内に設置するヒューマンファクター検討会を通して、発電所でのヒヤリハット事例の収集・分析・評価・フィードバックの推進を図る。⑨⑩</p> <p>o.「原子力安全文化醸成活動管理基準」に従い、各課長は安全文化醸成活動の取組み状況を評価するとともに、安全品質保証統括室長はその評価結果を踏まえ安全文化の醸成状態を評価し、継続的な改善を実施する。⑩</p> <p>p.各課長は、規制当局による保安検査、原子力監査室が実施する監査、安全文化及び安全のためのリーダーシップに対する独立評価等を通じて安全文化醸成活動に関する評価を受けた場合、その評価結果を安全文化醸成活動に活用する。⑩</p>
4	コミュニケーション	<p>(1)Face-to-Faceでの双方向コミュニケーションが活発に行われているとともに、報告・連絡・相談が習慣付けられている。</p> <p>(2)管理者と若手社員、経営層と技術担当者等の間の意識ギャップを埋め、相互に理解し合うための活動が行われている。</p> <p>(3)管理者は、個人的なエラーやニアミス等の些細な問題であっても懸念なく報告するよう組織要員に奨励するとともに、自ら率先して規範を示している。</p> <p>(4)コンプライアンスに抵触する等の問題に遭遇した場合に、弱い立場の者が不利益を被らず相談できる制度が設けられている。</p> <p>(5)地元自治体や地元住民、規制当局が何を求めているのか、相手の立場に立って考え、タイムリーに分かり易く情報の提供、説明が行われている。</p> <p>(6)安全に寄与した組織や個人に対しては、称賞がなされている。</p>	<p>a.所長及び各課長は、所内会議、課内会議及び本店組織との連携により階層間や組織間での情報伝達等のコミュニケーションにより円滑な業務運営を図り、問題の報告に価値を認める等、活力ある風通しの良い職場環境の整備に努める。⑥⑭</p> <p>b.所長及び次長は、「発電所幹部と一般職との懇談会」を開催し、話しやすい環境づくり及びモラルの維持・向上に向けた取組みを行う。⑥⑭</p> <p>c.各課長は、「協会社と発電所員との意見交換会」の開催等により供給者とコミュニケーションを取り、安全を確保するための幅広い改善に資する情報の収集、円滑な業務遂行、職場の活性化及び安全文化に対する意識の共有化を図る。⑥⑭</p> <p>d.各課長は、「安全衛生協議会」、「品質管理及び安全作業教育」等の各種会議、教育を通じて、ニューシア情報、不適合情報等の協力企業との情報共有を図る。⑥</p> <p>e.各課長は、業務に対する要求事項に適合しない状況が発生した場合には、「不適合管理基準」に基づき不適合・是正処置報告書を作成し、必要な権限者へ報告を行う。⑤</p> <p>f.発電所組織の組織要員は、設備面、運用面及びその他本来あるべき状態とは異なる状態等の「気付き事項」を発見した場合、「改善措置活動管理基準」に従い、状態報告を行う。⑤⑥</p> <p>g.各課長は、発電所内に設置するヒューマンファクター検討会を通して、発電所でのヒヤリハット事例の収集・分析・評価・フィードバックの推進を図る。⑤</p> <p>h.各課長は、通常時、事故・故障時を問わず、以下のとおり積極的な情報公開を行うとともに、地域のみならずとの良好な関係の維持に努める。⑦</p> <p>(a)規制当局、自治体、プレス等への情報発信・説明</p> <p>i.所長は、原子力安全に貢献した部署又は個人(協会社も含む)に対し表彰する活動を行う。⑭</p> <p>例) (a) 発電所におけるトラブルの未然防止、早期発見への貢献 (b) 安全文化醸成につながる活動、提言の実践 (c) 積極的な業務改善の提案、実施 (d) 受注者監査等での良好事例</p>

※「安全文化醸成に繋がる日常的な活動」欄における丸数字は、第2.2.1.8-2図に示される「規制当局が事業者の安全文化・組織風土の劣化防止に係る取り組みを評価するガイドライン」における以下の安全文化要素との関連を示す。
 ①トップマネジメントのコミットメント、②上級管理者の明確な方針と実行、③誤った意思決定を避ける方策、④常に問いかける姿勢、⑤報告する文化、⑥良好なコミュニケーション、⑦説明責任・透明性、⑧コンプライアンス、⑨学習する組織
 ⑩事故・故障等の未然防止に取り組む組織、⑪自己評価又は第三者評価、⑫作業管理、⑬変更管理、⑭態度・意欲

第 2.2.1.8-2 表 仕組みの改善状況と安全文化要素との関係(1/2)

仕組みの改善状況		安全文化の要素	備考
評価結果	改善状況		
(改善提案書) —	(教育・訓練の改善) 保安検査官が評価した2017年度の「安全文化・組織風土劣化防止に係る取組の総合評価について(指導)」において受けた取組要請事項に対して、「引き続き基準・要領等の改善に係る活動を実施するとともに、発電所組織として、基準・要領等を管理された状態でレビューし、必要に応じて記載内容の適正化を図ること。」及び「4つの安全文化要素の評価に当たっては、保安検査等の有無を十分に考慮すること。」については、2018年度の安全文化醸成重点活動計画に反映されており、その活動の中で進めていくこと及び「安全文化・組織風土劣化防止に係る取組の総合評価について(指導)」を「業務連絡票」を発行し関係者へ周知するとともに、「保安規定教育」を通じて、当該事案について紹介する改善提案を採用した。 (2019年度)	・ 学習する組織	
(改善提案書) —	(社内マニュアルの改善) 玄海原子力発電所に対し、玄海原子力規制事務所より「安全文化・組織風土劣化防止に係る取り組みの総合評価について(指導)」が提出され、「取り組み要請事項」として「玄海3、4号機ディーゼル発電機室用二酸化炭素消火装置の点検中において設備上の代替措置が取られていなかったこと、また玄海3号機脱気器の空気抜き管から微小の蒸気漏れが発生したことから、安全を確保する上で何が重要か「常に問いかける姿勢」の観点から立ち止まり考える姿勢で保守管理等の改善に取り組んでいただきたい。」と要請を受けたため、川内原子力発電所においても、原子力安全教育にて当該要請事項を周知する改善提案を採用した。 (2018年度)	・ 学習する組織	
(本店改善提案書) —	「2018年度原子力安全教育」に玄海3、4号機非常用ディーゼル発電機室用二酸化炭素消火装置点検時の代替措置不備を反映する改善提案を採用した。 (2018年度)	・ 安全を最優先とする方針と実行	

第 2.2.1.8-2 表 仕組みの改善状況と安全文化要素との関係(2/2)

仕組みの改善状況		安全文化の要素	備考
評価結果	改善状況		
<p>(マネジメントレビュー結果に対する川内原子力発電所の対応状況について)</p> <p>原子力発電所の保安活動をより実効的かつ的確に実施していくための品質マネジメントシステムの更なる高度化に取り組んでいくこと。 原子力リスクへの意識を高め、一人ひとりが当事者意識をもってリーダーシップを発揮していける組織風土の醸成に取り組み、原子力安全を最優先とする文化の更なる醸成を図ること。 (2017年度)</p>	<p>「原子力安全教育」を通じて、原子力のリスク意識や当事者意識を持ったリーダーシップの発揮について意識向上を図った。 (2018年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 学習する組織 	
<p>(マネジメントレビュー結果に対する本店組織の対応状況について)</p> <p>原子力発電所の保安活動をより実効的かつ的確に実施していくためのQMSの更なる高度化に取り組んでいくこと。 原子力リスクへの意識を高め、一人ひとりが当事者意識をもってリーダーシップを発揮していける組織風土の醸成に取り組み、原子力安全を最優先とする文化の更なる醸成を図ること。 (2017年度)</p>	<p>安全文化醸成重点活動計画に基づき、安全文化及び安全のためのリーダーシップの更なる浸透・発揮に向けた活動を以下のとおり実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子力安全教育において、「リーダーシップの更なる浸透・発揮に向けた教育」、「玄海3号機脱気器空気抜き管からの蒸気漏れ事象について、事象やその影響、得られた教訓などの教育」を実施 ・ JANSI提供のeラーニング「リーダーシップとは」を実施 <p>コンプライアンス委員会等で示された不適切事象について、再発及び類似事象発生の防止のため、関係各所に周知し、情報共有を図った。 (2018年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 学習する組織 	
<p>(マネジメントレビュー結果に対する本店組織の対応状況について)</p> <p>原子力発電所の安全・安定運転の達成・継続に必要な組織及び人員体制の整備を図るとともに、多岐にわたる課題や業務に的確に対応していくための資源の有効活用に取り組むこと。 あらゆる事態にも迅速かつ的確に対応できるよう高い意識をもって実効性のある教育・訓練に取り組む、危機管理能力の維持・向上に取り組むこと。 (2017年度)</p>	<p>原子力教育訓練計画、原子力一般教育の実施計画に基づき、教育・訓練等が実施されていることを、実施報告書により確認した。 各教育は、適切な時期(定期異動を考慮)に教育を行うとともに、過年度における受講者の意見や、最新知見の反映等を踏まえた教育資料の見直しを行い、教育の質向上に取り組んでいる。 (2018年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 学習する組織 	
<p>(川内原子力発電所安全運営委員会)</p> <p>—</p>	<p>(社内マニュアルの改善) 他所(玄海原子力発電所)の規制機関の評価に対する改善提案の連絡を受けた場合の対応について追加 ・ 原子力安全文化醸成活動管理基準 (2018年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 安全を最優先とする方針と実行 	

第2.2.1.8-3表 安全文化醸成活動の実績

主な活動内容	年 度	活 動 実 績								
		2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018
安全文化に関する年度スローガンの検討、掲示		○	○	○	○	○	○	○	○	○
発電所長による安全文化に関する訓話の実施		○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全文化に関する教育の実施		○	○	○	○	○	○	○	○	○
発電所員と協力会社員との意見交換会の実施		○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全文化醸成重点活動計画の策定		○	○	○	○	○	○	○	○	○

第2.2.1.8-4表 原子力安全文化醸成活動スローガン

年 度	ス ロ ー ガ ン
2010年度	続けよう、高めよう、一人ひとりの安全意識、みんなで守る原子力！
2011年度	全ての安心は安全から みんなで築く安全文化 明るく照らそう原子力
2012年度	話そう 動こう つづけよう みんなが主役の安全文化
2013年度	決意新たに一致団結・総合力！安全文化は一人ひとりの力の積み重ねから
2014年度	一人ひとりが「安全最優先」の意識を高め、みんなで築こう安全文化
2015年度	一致団結・総合力で 高める信頼・届ける安心 みんなで育む安全文化
2016年度	一人一人が安全最優先の意識を持って行動し 高めよう安全文化
2017年度	1人ひとりのリーダーシップで高まる意識と技術力 みんなでつくろう安全文化
2018年度	安全はすべてにおいて最優先 みんなの意識と行動で 築く我らの安全文化
2019年度	僅かな変化も見逃さない 未然に防ぐ意識をもって 続けるわれらの安全文化

第2.2.1.8-5表 重点活動への取組み状況(2018年度の例)(1/3)

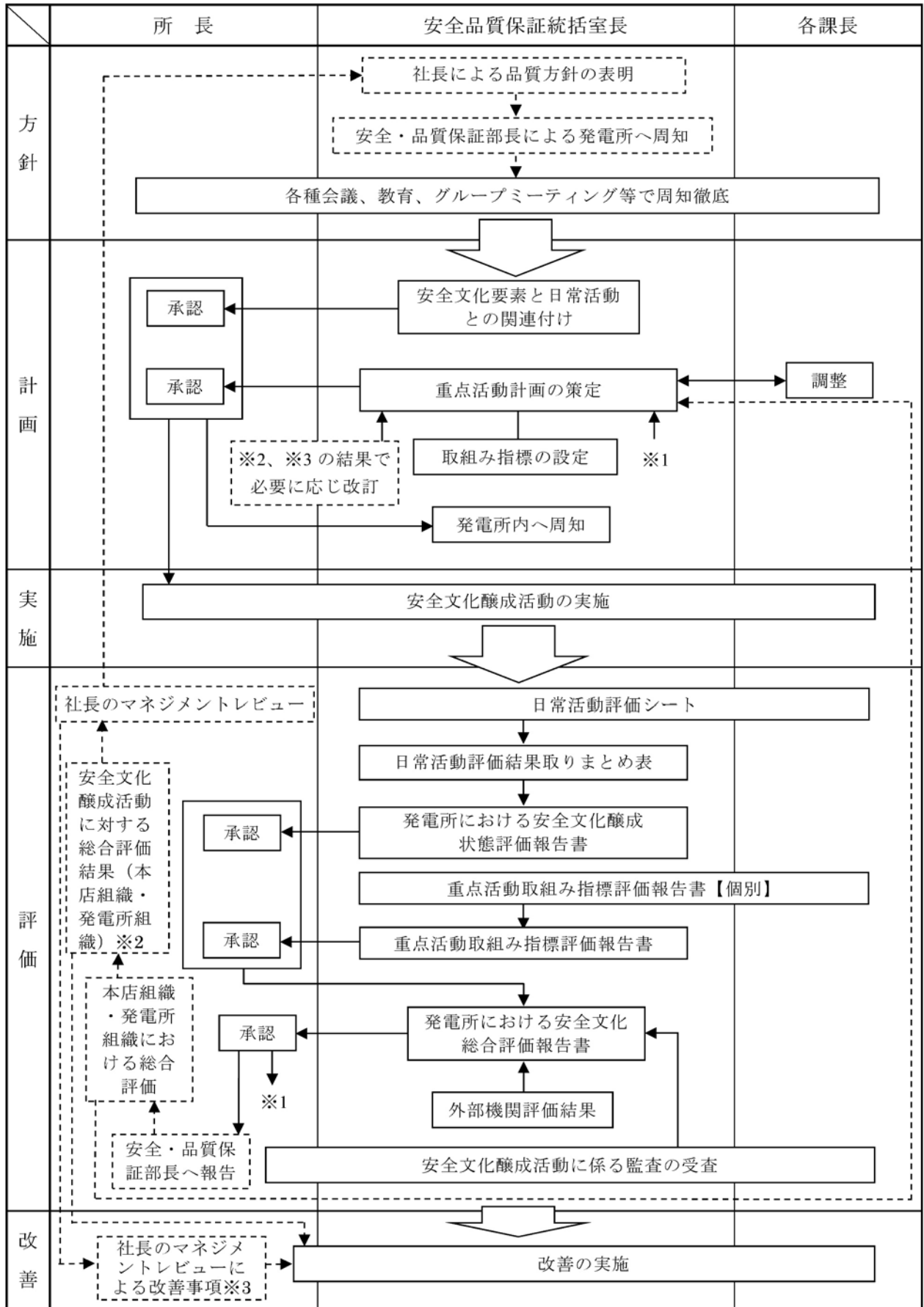
安全文化要素	活動計画(取組み指標)	活動実績	評価結果	次年度への改善事項
<p>安全を最優先とする方針と実行</p> <p>コミュニケーション</p>	<p>安全・リスクに対する意識向上及び安全性・信頼性を確保するための、発電所組織幹部による期待事項等の発信、良好な組織風土/職場環境の醸成に向けた活動</p> <p>(1) 所長及び管理職による各種会議、ミーティングなど様々な機会を通じた原子力に関する諸業務遂行に関する期待事項等の発信</p> <p>(2) 働き方改革を見据えた時間外労働削減に向けた取組み</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・所長は、所内連絡会議、課長会議及び朝ミーティング等を通じて、適宜、原子炉安全補助施設、2号機蒸気発生器取替工事等の発電所全般に跨る主要な業務に対する期待事項を所員に示した。 ・管理職は、課内会議及びミーティング等で、諸業務遂行に関する期待事項等の内容について、適宜周知した。 ・労働時間に関する勉強会を開催した。 ・施設定期検査期間中、帰宅通勤バスを従来の1時間前倒して運行した。 ・朝ミーティング等の場を通じて、月1日以上の休暇取得奨励を実施した。 ・時間外労働を要請する対象者・時間・要請内容を管理職が本人へ確認し、時間外要請を最低限に留めた。 ・休暇取得が少ない課員へのフォロー(管理職が他の課員へ業務を割り振るなどして休暇を取得)を行った。 ・時間外労働を実施する際の上長からの要請及び時間外管理簿による時間外管理の徹底を実施した。 ・時間外労働要請の厳正化及び原則通勤バスでの退社による時間外労働の削減、積極的な休暇取得等「早く帰る文化、休む文化」の浸透を図った。 	<p>取組み指標に示す活動が確実に行われており、十分な活動が行われている。</p>	<p>(1) 安全・リスクに対する意識向上・信頼性確保する取組みは今後も重要であることを踏まえ、引き続き重点的に取り組む。</p> <p>(2) 次年度が働き方改革元年であるため、「働き方改革関連法の遵守に向けた取組みの実施」として引き続き重点的に取り組む。</p>
<p>安全を最優先とする方針と実行</p>	<p>「1号機所内電源設備点検作業中の人身事故」を風化させない活動</p> <p>(1) 1/29を「安全再認識の日」と定め、協力会社を含めた全所員が参加する全体集会等の開催</p> <p>(2) 所長による訓話の実施及び周知</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・人身事故が発生した1/29を「安全再認識の日」と定め、協力会社を含めた全所員が参加する全体集会等を開催した。 ・所長による訓話の実施及び周知を行った。 		<p>事故の教訓を風化させない活動として重要であるため、次年度においても、重点活動として取り組む。</p>

第2.2.1.8-5表 重点活動への取組み状況(2018年度の例)(2/3)

安全文化要素	活動計画(取組み指標)	活動実績	評価結果	次年度への改善事項
<p>安全を確保する仕組み</p> <p>コミュニケーション</p>	<p>原子力発電所の安全・安定運転に向けた、施設定期検査及び原子炉安全補助施設等への対応を確実にし、原子力の安全性・信頼性を確保する活動</p> <p>(1) 原子力発電所の安全・安定運転に向けた、施設定期検査及び原子炉安全補助施設等の工事の確実な実施(自ら積極的に安全を追求する姿勢を持って業務を実施する。)</p> <p>(2) 施設定期検査及び原子炉安全補助施設等への会議体を通じた適切な対応の実施(関係箇所との綿密な連絡・調整を行い、確実に実施する。)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・川内1号機第23回、川内2号機第22回施設定期検査及び定期安全管理審査の対応を確実に実施し、基準・要領等に基づき、安全を追求する姿勢を持って業務に取り組んだ。 ・作業前ミーティングにおける4S(整理・整頓・清潔・清掃)及びRKY活動を徹底し、点検作業及び検査等を確実に実施した。 ・原子炉安全補助施設のうち、認可された設備について工程調整及び工事を着実に実施している。 ・被ばく低減の取り組みが確実に行われるよう、日間及び週間工程会議等にて、従事者の被ばく線量周知を実施した。 ・川内1号機第23回、川内2号機第22回施設定期検査の工程等の検討及び関係箇所との調整を行い、施設定期検査の対応を確実に行った。 ・原子炉安全補助施設等設置工事について、原則として毎月実施の全体会議及び月2回実施の担当者会議により、工程管理、関係箇所との情報共有、懸案事項処理等を着実に行った。 ・原子炉安全補助施設等の設置に向けた工事を着実に実施し、「特定重大事故等対処施設のうち火災防護設備の火災区域(区画)構造物に係る第1回使用前検査」を受検した。 ・施設定期検査について月間、週間、及び日間工程会議、また、原子炉安全補助施設等設置工事について、全体会議及び担当者会議並びに緊急時対策棟等に関する会議に適宜参加するとともに、関係箇所との連絡・調整を行い、工認対応や工事の着手に向けた活動を着実に実施し、安全性・信頼性を確保する活動に取り組んだ。 	<p>取組み指標に示す活動が確実に行われており、十分な活動が行われている。</p>	<p>次年度においても、原子炉安全補助施設工事等の主要業務は継続することから、原子力の安全性・信頼性を確保する活動は重点活動として取り組む。</p>

第2.2.1.8-5表 重点活動への取組み状況(2018年度の例)(3/3)

安全文化要素	活動計画(取組み指標)	活動実績	評価結果	次年度への改善事項
安全を確保する仕組み 学習する組織	「基準・要領等の改善を適切に実施する」活動等 (1) 「基準・要領等の改善」に係る活動の継続実施及び基準・要領等のレビューの確実な実施 (2) 安全文化醸成活動の日常活動評価において、安全文化評価指標に基づいた確実な評価の実施	・組織改正及び法令等の改正に伴う基準・要領の改正等、関係箇所との情報共有、連絡・調整等を図りながら、必要となる改正を確実に行った。 ・「品質マニュアル(基準)」等 また、保安規定に係る規定文書について、保安規定と関連基準・要領との整合性、記載の適正性等の観点からレビューを実施した。 ・安全文化醸成活動の日常活動評価において、安全文化評価指標に基づいた確実な評価を実施した。	取組み指標に示す活動が確実に行われており、十分な活動が行われている。	次年度においては、品質保証検討会を通じて、関連文書との整合性、記載の適正性等の観点からレビューすることの重要性を再認識させる。
学習する組織	僅かな変化を気付きとして認識し、異常を未然に防ぐ意識の向上を図るための活動 (1) 玄海3号機脱気器空気抜き管からの蒸気漏れ事象について、本事象やその影響、得られた教訓などについて原子力安全教育を通じて周知	・原子力安全教育を通じて、玄海3号機脱気器空気抜き管からの蒸気漏れ事象について、本事象やその影響、得られた教訓などについて周知し、僅かな変化を気付きとして認識し、異常を未然に防ぐ意識の向上を図った。		僅かな変化を気付きとして認識し、異常を未然に防ぐための意識向上を図る活動が重要である等の意見があったことから、次年度においては、軽微な事象を気付きとする改善措置活動(CAP)の本格運用に向けた定着を図ることを踏まえた重点活動として取組む。
学習する組織	安全文化及び安全のためのリーダーシップの更なる浸透・発揮に向けた活動 (1) JANSI提供のe-ラーニング「リーダーシップとは」の実施	・安全文化及び安全のためのリーダーシップの更なる浸透・発揮に向けた活動として、JANSI提供のe-ラーニング「リーダーシップとは？」を実施した。		—



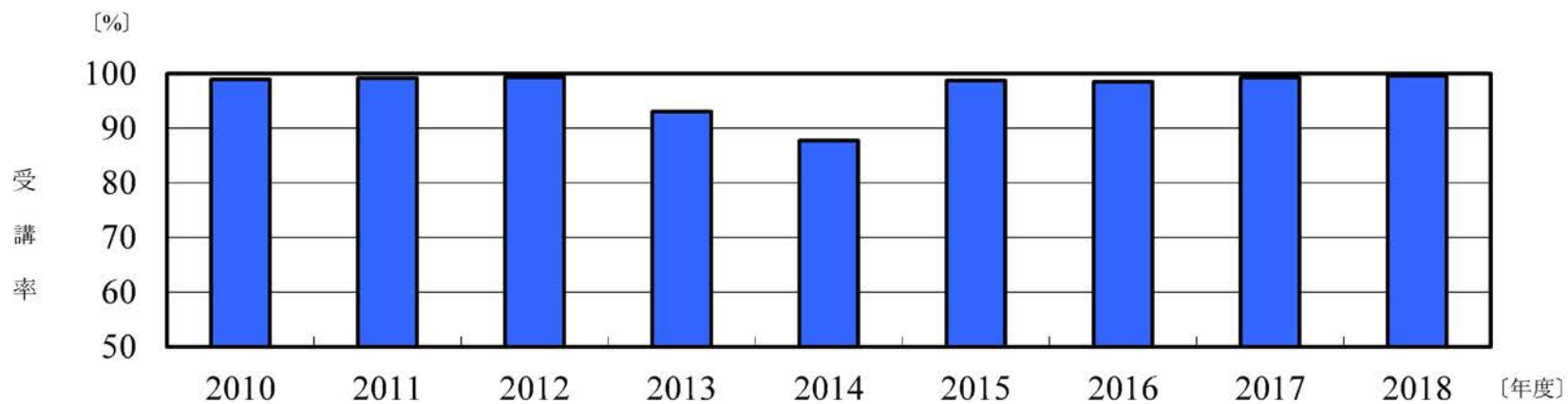
第2.2.1.8-1図 安全文化醸成に係る業務フロー

原子力安全文化醸成マニュアル(要則)	
安全文化要素	安全文化の醸成された状態(安全文化評価指標)
1. 安全を最優先とする方針と実行	<p>(1)トップマネジメントが安全を最優先とする方針を示すとともに、そのメッセージが組織員全体に繰り返し周知され、認識されている。</p> <p>(2)各部長及び各所長が、トップマネジメントの方針に基づき、会議や訓話等の各種機会を通じて安全を最優先とするメッセージを発信しているとともに、安全を達成するための目標を策定し、組織員がその目標に向かって活動することを確実にしている。また、安全達成のための目標は、トップマネジメントの安全を最優先とする方針と整合性がとれ、組織員が安全を最優先として活動できるものとなっている。</p> <p>(3)安全を最優先とする業務の計画が策定され、それに基づき業務が実施されている。</p> <p>(4)組織の体制及び部署の役割・責任・権限が明確化され、それを機能させている。</p> <p>(5)組織員が「立ち止まり、考え、行動し、見直す」(STAR: Stop, Think, Act, Review)という姿勢を持ち、安全を損なう要因が潜んでいないか、安全最優先を怠るとどのような結果が生じるかを常に想起している。</p>
2. 安全を確保する仕組み	<p>(1)法令・ルールへの遵守及び安全最優先を無視した組織的活動、並びに集団浅慮による誤った意思決定を避けるための方策が確立され、機能している。</p> <p>(2)業務・原子力施設に関連する法令・規制要求事項等が明確化され、それらに対して規定文書や各種手順書が曖昧なく明確に定められている。</p> <p>(3)発生した不適合を確実に処理する仕組みが確立され、機能している。</p> <p>(4)ルールや手順の変更には、変更による安全性への影響等を適切に評価しているとともに、重要度に応じて組織的にチェックする仕組みが確立され、機能している。</p> <p>(5)安全に直結する作業に関して、作業環境や作業条件が定められ、手順化され、それに基づいて作業が実施されている。また、現場作業が実際どのようになっているかを管理者が把握する活動が行われている。</p> <p>(6)安全を優先した無理のない工程・計画が策定されているとともに、進捗に応じて適切に変更が行われている。</p>
3. 学習する組織	<p>(1)現状に満足することなく、組織内での知見、経験や外部とのコミュニケーション結果を蓄積・活用し、継続的に改善していく仕組みが構築され、実施されている。また、確立した仕組みやルールに対しても、安全を考慮の上、より有効性を高めるための改善が自発的に行われている。</p> <p>(2)組織及び個人の能力を高めるための教育・訓練(コンプライアンスを含む)を計画し、実施し、評価し、継続的に改善している。</p> <p>(3)自社のみならず、他社の事故・故障情報並びに良好事例から得られた教訓を基に、事故・故障等の再発及び未然防止のための是正処置、予防処置が実施されている。また、重大な事故・故障に対しては、組織要因にまで遡って原因究明(根本原因分析)が行われ、またその結果に対しては改善に向けた活動が真摯に行われている。</p> <p>(4)ヒューマンファクターに関する活動によりヒューマンエラー防止に努めている。</p> <p>(5)安全文化の醸成状態を定期的に評価し、その評価結果から得られた課題を次計画へ反映し、安全文化の醸成に努めている。また、外部機関等の第三者評価を受け、その結果を安全文化醸成活動に活用している。</p>
4. コミュニケーション	<p>(1)Face-to-Faceでの双方向コミュニケーションが活発に行われているとともに、報告・連絡・相談が習慣付けられている。</p> <p>(2)管理者と若手社員、経営層と技術担当者等の間の意識ギャップを埋め、相互に理解し合うための活動が行われている。</p> <p>(3)管理者は、個人的なエラーやミス等の些細な問題であっても懸念なく報告するよう組織員に奨励するとともに、自ら率先して規範を示している。</p> <p>(4)コンプライアンスに抵触する等の問題に遭遇した場合に、弱い立場の者が不利益を被らず相談できる制度が設けられている。</p> <p>(5)地元自治体や地元住民、規制当局が何を求めているのか、相手の立場に立って考え、タイムリーに分かり易く情報の提供、説明が行われている。</p> <p>(6)安全に寄与した組織や個人に対しては、表彰がなされている。</p>

規制当局が事業者の安全文化・組織風土の劣化防止に係る取り組みを評価するガイドライン	
安全文化要素	安全文化・組織風土の劣化防止に係る取り組みを評価する視点
(1)トップマネジメントのコミットメント	<p>①トップマネジメントが安全を最優先するという明確なメッセージを組織の末端まで浸透させている。</p> <p>②安全確保の目標と利益追求等の目標の間に相克を感じることなく活動できる方針を示しそれを実行している。</p>
(2)上級管理者の明確な方針と実行	<p>①安全確保活動に関する方針を示し、それを実行している。</p> <p>②安全を最優先した資源計画(予算計画、人員計画、設備更新計画、保守・保全計画)が立案され、その実行(安全性、重要性、緊急度等)に対応した優先順位と計画のずれに対する修正を含む)が行われている。</p> <p>③組織全体(本社、発電所)の保安活動を担う体制及び部署間の役割・責任・権限を定め、それを機能させている。</p>
(3)誤った意思決定を避ける方策	<p>①安全に関わる誤った意思決定や組織の閉鎖性(集団浅慮等)を排除するための具体的な方策が確立され機能している。</p> <p>②保安活動における意思決定に当たっては、品質マネジメントシステムにより定められた意思決定システムに従っている。</p>
(4)常に問いかける姿勢	安全に関わる自らの行動や機器の状況、さらに組織のあり方等について常に問いかける姿勢が組織構成員に定着化している。
(5)報告する文化	個人的なエラーやヒヤリハット事例、組織にとって望ましくないと思われる情報等を懸念なく報告できる雰囲気が職場に醸成されている。また上級管理者が率先してその規範的な役割を果たしている。
(6)良好なコミュニケーション	<p>①社内コミュニケーション(上下間、組織横断)が有効に機能している。</p> <p>②協力会社との対話や要求事項の伝達が適切に行われ、伝達したことが浸透している。</p> <p>また相互理解を促進するコミュニケーションの場づくりに努めている。</p>
(7)説明責任・透明性	説明を要する事態が発生した場合は、地元住民や国民、規制当局にタイムリーで透明性の高い情報提供を行っている。また相互理解を促進するコミュニケーションの場づくりに努めている。
(8)コンプライアンス	<p>①ルールが適切かつ有効であることを確実にするためのルールの維持管理(タイムリーな見直し、改訂、改廃、新規作成等含む)がなされている。</p> <p>②コンプライアンスが日常業務に定着している。</p> <p>(注)コンプライアンス:組織の目的を実現するために、法令・規制要求事項を遵守するとともに、その背後にある社会的要請に応え原子力安全を達成するための社内ルール(原子力安全に関する標準、基準手順書等)等を遵守すること。</p> <p>③コンプライアンスに問題を感じたときには、それについて提言できる制度や雰囲気が醸成されている。</p>
(9)学習する組織	<p>①教育・訓練、力量評価、選抜・資格等により経営者、管理者を含む組織各層の構成員の育成と動機付けを図り、組織の技術力を維持・向上させている。</p> <p>②保安活動に関連する知見・情報・データを蓄積し、関係部署へ伝達されている。</p> <p>③自社及び国内外の重要な事故・故障から得られた知見を蓄積し、学習し、改善活動に反映させている。</p> <p>④ヒューマンエラーやヒヤリハット分析から得られた知見を蓄積し、学習し、改善活動に反映させている。</p>
(10)事故・故障等の未然防止に取り組む組織	事故・故障等を未然に防止するため、事故・故障等の根本原因分析、不適合管理、是正処置・予防処置等から得られた知見が組織に伝達されている。
(11)自己評価又は第三者評価	<p>①安全文化醸成活動の形骸化防止を図るため、自己評価又は第三者評価を行っている。</p> <p>②安全文化醸成の達成度及び安全文化劣化兆候を把握するための指標を定め、自己評価を行っている。</p>
(12)作業管理	無理のない工程計画や現場の作業実施、作業環境の改善等を行っている。
(13)変更管理	<p>①組織(協力会社を含む)の変更時に、安全性への影響等の適切な評価と変更管理を行っている。</p> <p>②ルールや手順の変更時に、安全性への影響等の適切な評価をし、変更後の管理を行っている。</p>
(14)態度・意欲	<p>①従業員の日常業務の意欲や姿勢の向上、モチベーション高揚、労務の適正化等に取り組んでいる。</p> <p>②管理者のリーダーシップ、管理の意欲や姿勢の向上等に取り組んでいる。</p> <p>③良好な職場風土の醸成に取り組んでいる。</p>

第2.2.1.8-2図 安全文化評価ガイドラインと安全文化要素との関連

年度	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018
安全文化に関する教育の受講率 (%)	98.9	99.2	99.3	93.0	87.7	98.7	98.5	99.3	99.6



第 2.2.1.8-3 図 安全文化に関する教育の受講率

2.2.1.9 安全性向上に資する自主的な設備

原子炉等規制法第43条の3の6及び第43条の3の14に規定する基準(重大事故等対策に限る。)により必要とされた機器等以外のものであって、事故の発生防止に資する機器及びその運用方法等の措置について、以下に示す。

(1) 多様性拡張設備

技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備を多様性拡張設備と位置付けた。

多様性拡張設備の概要、運用方針、期待される効果及び運用手順(人員配置及び指揮命令系統)等について、第2.2.1.9-1表に示す。

(2) 追加的に配備した設備

工事計画に記載した「保安規定第83条重大事故等対処設備」に規定する所要数に予備を含めた数量に加え、自主的に同一仕様の設備を追加配備している。追加配備した設備を第2.2.1.9-2表に示す。

(3) 自主的に設置した設備

上記、多様性拡張設備及び追加的に配備した設備のほかに、自主的に設置した設備を第2.2.1.9-3表に示す。

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (1/56)

No	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
1	緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備の多様性拡張設備	原子炉が停止できない場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉出力を抑制し原子炉を未臨界に移行することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	手動による原子炉緊急停止	電動発電機電源(所内常用母線440V遮断器操作スイッチ)(中央盤)	2個	—	運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象(ATWS)が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉を緊急停止する。	耐震性がないものの、サポート系である電源系を遮断することにより制御棒を全挿入できることから、原子炉を緊急停止する代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】未臨界の維持	緊急処置訓練
				電動発電機電源(電動発電機出力遮断器スイッチ)(現場盤)	2個	—				
				原子炉トリップ遮断器スイッチ(現場盤)	2個	—				
				制御棒操作スイッチ(中央盤)	1個	—				
			原子炉出力抑制(手動)	タービン非常停止操作スイッチ(中央盤)	1個	—	中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合でかつ多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)が作動しない場合、中央制御室からの手動操作によりタービン手動トリップ、主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水ポンプの起動を行うことで原子炉出力を抑制するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する。	耐震性がないものの、中央制御室にて速やかな操作が可能であるため、原子炉出力を抑制する代替手段として有効である。		

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (2/56)

No	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用するすべての設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照	補助給水ポンプが使用できない場合に、常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】S/G除熱機能の維持	緊急処置訓練	
				蒸気発生器水張ポンプ	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照						
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	補助給水ポンプが使用できず、更に電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合に、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドラァイアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】S/G除熱機能の維持 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業(超音波流量計取り付け) ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
					復水タンク	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-2表参照					
					燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
					タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					
蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-13表参照	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合に、常用系設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開弁し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	常用系電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】S/G除熱機能の維持	緊急処置訓練				
弁の機能回復	窒素ポンプによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ポンプ(主蒸気逃がし弁用)	26本	種類：鋼製容器 容量：46.7ℓ 本体材料：マンガン鋼	制御用空気が喪失した場合に、窒素ポンプ(主蒸気逃がし弁用)により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。	使用時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作が可能となり、運転員等の負担軽減となる。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 ・窒素ポンプを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練			

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (3/56)

No	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の多様性拡張設備	加圧器逃がし弁故障時又は蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、1次冷却材の減圧は可能であるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照	補助給水ポンプが使用できない場合に、常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練
				蒸気発生器水張ポンプ	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照						
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	復水タンク	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-2表参照					
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
					燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
			タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照							
			蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-13表参照	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合に、常用系設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開弁し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	常用系電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練	
			加圧器補助スプレイ	加圧器補助スプレイ弁による減圧	加圧器補助スプレイ弁	1台	種類：止め弁 呼び径：2B 弁箱・弁蓋：ステンレス鋼	加圧器逃がし弁の故障により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に、加圧器補助スプレイ弁を中央制御室にて開弁し減圧を行う。	常用電源及び化学体積制御系の充てんラインが健全であれば、充てん/高圧注入ポンプ起動により1次系の減圧が可能であり、加圧器逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練
					充てん/高圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照					

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (4/56)

No	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練		
3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の多様性拡張設備	全交流動力電源又は直流電源が喪失しても、重大事故等対処設備により、1次冷却材を減圧するために必要な補機を回復できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	弁の機能回復	窒素ポンプによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ポンプ(主蒸気逃がし弁用)	26本	種類：鋼製容器 容量：46.7t 本体材料：マンガン鋼	窒素ポンプ(主蒸気逃がし弁用)により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。	使用時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作が可能となり、運転員等の負担軽減となる。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 ・窒素ポンプを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練		
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	非常用炉心冷却設備による原子炉への注入機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防車による代替炉心注入	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-22表参照	非常用炉心冷却設備である充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合は、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプ(以下「消火ポンプ」という。)によりろ過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。	ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-6表参照	なお、消火ポンプが使用できない場合においても、消火用水系統に消防自動車を接続することで消防自動車から原子炉へ注水する。	消防を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】炉心冷却の維持 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (6/56)

No	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	非常用炉心冷却設備による原子炉への注入機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」第1.5-10表参照		原子炉補機冷却機能喪失事象と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	補機冷却水に用いる空調用冷凍機が耐震Sクラスの能力を持たないが、空調用冷水系統が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入	緊急処置訓練
			代替再循環運転	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替再循環運転	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」第1.5-10表参照		1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合に、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)を用いた代替再循環運転により原子炉への注水を行い、併せて、移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。	補機冷却水に用いる空調用冷凍機が耐震Sクラスの能力を持たないが、空調用冷水系統が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】補機冷却機能喪失(その1) ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替再循環運転	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (7/56)

No	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練			
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	原子炉圧力容器に残存溶融デブリが存在する場合においても、重大事故等対処設備により、残存溶融デブリを冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却手順等	格納容器水張り(格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ)	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照	炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心は原子炉圧力容器を破損し格納容器下部に落下するが、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに注入することで溶融炉心を冷却する。 原子炉圧力容器に溶融デブリが残存した場合、その溶融デブリ量が多ければ、自身の崩壊熱により原子炉下部キャビティに溶融落下するため、原子炉圧力容器に溶融デブリが残存することは考えにくい。原子炉圧力容器に残存溶融デブリが存在することを想定し、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより格納容器内への注水による残存溶融デブリの冷却(格納容器水張り)を行う。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練			
					ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照							
					消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-28表参照							
					ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-6表参照							
					可搬型電動低圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型電動ポンプ用発電機	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照							
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照							
					燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照							
					タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照							

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (8/56)

No	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去系による炉心の冷却ができない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照	補助給水ポンプが使用できない場合に常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	補助給水ポンプが使用できず、更に電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合に、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練
				蒸気発生器水張ポンプ	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照						
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照						
			可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照	可搬型ディーゼル注入ポンプが使用できない場合に、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練		
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照										
		蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-13表参照		主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合は、中央制御室にて常用系設備であるタービンバイパス弁により蒸気発生器から蒸気放出を行う。	常用系電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練	

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (9/56)

No	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去系による炉心の冷却ができない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、低温停止への移行が必要な場合は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービン室排水ピットに滞留させ、水質を確認し排出する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード運転 ・保守基準 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
				タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					
			蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	全交流動力電源が喪失し、タービン動補助給水ポンプが使用できない場合に、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 ・保守基準 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業(超音波流量計取り付け) ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照				
					タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照				

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (10/56)

No	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去系による炉心の冷却ができない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード		可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照		主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、低温停止への移行が必要な場合は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービン室排水ピットに滞留させ、水質を確認し排出する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 ・蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード運転 保守基準 保安規定に基づく保守業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料油貯蔵タンク						
		余熱除去ポンプの故障等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	燃料取替用水タンクからの重力注入による代替炉心注入	燃料取替用水タンク(重力注入)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照		運転停止中のミッドループ運転中において、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、燃料取替用水タンクからの重力注入により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 なお、燃料取替用水タンクの重力注入は燃料取替用水タンクの水頭圧を利用するため、燃料取替用水タンクの水頭圧が低下した場合は、重力注入を停止する。	プラント状況により燃料取替用水タンクの水頭圧が1次冷却材圧力を下回り、炉心へ注入できない可能性があるが、比較的早く準備ができるため、代替手段とし有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練