

2.2.1.7 緊急時の措置

2.2.1.7.1 保安活動の目的及び目的の達成に向けた活動

緊急時の措置の目的は、事故・故障等（火災、溢水、火山、地震、津波、竜巻、傷病等を含む。）が発生した場合に、速やかにプラントを安全な状態に収束させるとともに、的確な状況の把握及び情報提供を行い、あらかじめ整備した社内外通報連絡体制に従い、社内関係者への迅速な情報の伝達並びに速やかに国及び地方自治体への通報連絡を実施するとともに、一般の方々に対しても適切に情報の公開を行うことである。

また、重大事故（シビアアクシデント）や大規模損壊といった、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法）や原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）に規定される状況となることを防止するため、対応手順を策定し、対処設備を整備するとともに、万一緊急時に至った場合に備え、体制の確立、通報連絡手段の整備及び対応に係る計画を整備し、さらに、これらが適切に実施できるよう、各種訓練を実施することにより、原子力災害の発生又は拡大を防止することである。

2.2.1.7.2 保安活動の調査・評価

2.2.1.7.2.1 組織及び体制の改善状況

事故・故障等発生時及び原子力緊急事態等[※]発生時における一連の対応を実施できる体制が確立されているかを調査するとともに、事故・故障等の経験などを踏まえ、継続的な改善（維持を含む。）が図れているかを評価する。

※原災法では原子力緊急事態を、原子炉の運転等により放射性物質又は放射線が異常な水準で発電所外へ放出された事態と定義している。ここでは、その原子力緊急事態の蓋然性がある事態及びその復旧段階の状況を含めて原子力緊急事態等という。

(1) 調査方法

緊急時の措置に係る対応体制確立などについて、以下の項目により調査する。

- ① 事故・故障等発生時の対応における調査項目
 - a. 事故・故障等発生時の初動体制
 - b. 国及び地方自治体への通報連絡体制
 - c. 状況把握、原因究明、再発防止対策立案等の対応体制
 - d. 事故・故障等に関する情報公開体制
 - e. a.～d.項に係る組織・体制の改善状況
- ② 原子力緊急事態等発生時の対応における調査項目
 - a. 原子力災害予防対策
 - (a) 原子力防災体制の整備
 - (b) 原子力防災組織の運営方法
 - (c) 放射線測定設備及び原子力防災資機材の整備
 - (d) 緊急事態応急対策等の活動で使用する資料の整備
 - (e) 緊急事態応急対策等の活動で使用する施設及び設備の整備、点検
 - (f) 関係機関との連携
 - b. 緊急事態応急対策等
 - (a) 通報・報告等の実施
 - (b) 応急措置の実施
 - (c) 緊急事態応急対策
 - c. 原子力災害事後対策
 - (a) 原子力災害事後対策の計画等
 - (b) 要員の派遣、資機材の貸与
 - d. その他
 - (a) 福井県内の他原子力事業所への協力
 - (b) 福井県外の原子力事業所等への協力
 - e. a.～d.項に係る組織・体制の改善状況

(2) 調査結果

- ① 事故・故障等発生時の対応

a. 事故・故障等発生時の初動体制

(a) 平日昼間の対応

平日昼間においては、事故・故障等を確認した者は所属長又は当直課長に連絡を行い、連絡を受けた所属長は直ちに担当課長に、また当直課長は発電室長に連絡する。

連絡を受けた担当課長又は発電室長は、状況を確認の上、直ちに通報連絡責任者（技術課長）へ連絡し、通報連絡責任者は、トラブル対応指揮者（発災号機担当の運営統括長）へ連絡することとしている。

トラブル対応指揮者は、総括責任者（発電所長）及びその代行者（副所長（技術）又は原子力安全統括）に連絡する。

通報連絡責任者は、原子力事業本部発電グループマネジャー、原子炉主任技術者及び運転検査官などの所内外関係箇所へ連絡を行うとともに関係者の招集を行うこととしている。また、総括責任者又はトラブル対応指揮者は速やかに事故対策会議を開設し、通報連絡、原因究明及び再発防止対策の検討を実施することとしている。

(b) 平日夜間、休日の対応

平日夜間帯及び休日においては、あらかじめ役職者の中から輪番制で当番者6名（全体指揮者1名、ユニット指揮者2名、現場調整当番者1名及び通報連絡当番者2名）及び40名の緊急安全対策要員と24名の運転員（当直員）を合わせて合計70名が、昼夜を問わず発電所構内に待機しており、原子力災害へ対応できる体制を構築している。

事故・故障等を確認した者は直ちに当直課長及びユニット指揮者へ連絡を行うこととしている。

連絡を受けた当直課長は、ユニット指揮者及び発電室長に連絡し、また、発電室長は通報連絡責任者（技術課

長)へ連絡する。

連絡を受けたユニット指揮者は、事故・故障等の状況を把握し、直ちに全体指揮者へ連絡する。全体指揮者は自ら、又はユニット指揮者に指示し、平日夜間は発電グループマネジャー、休日は原子力事業本部休日指揮者に状況を連絡し、状況に応じ連絡体制に沿って原子炉主任技術者及び運転検査官などの所内外関係各所へ連絡するとともに、緊急安全対策要員へ必要な対応を指示し、社内関係者への連絡及び対応要員の招集を行うこととしている。

また、全体指揮者は、速やかに事故対策会議を開設し、通報連絡、現状把握、原因究明及び再発防止対策の検討を実施することとしている。

休日前には当発電所や上位機関などの当番者名・連絡先を記載した休日当番表を社内関係者へ配布し、周知を行っている。

(c) その他

原子力災害発生時に原災法に基づく通報連絡を行うため、副原子力防災管理者（技術系の副所長、安全・防災室長、品質保証室長、運営統括長、技術系課（室）長（土木建築課長及び土木建築工事グループ課長は除く。）及び原子力防災管理者が指名した課（室）長）を選任し、少なくとも1名が防災当番者として発電所構内待機とすることにより、夜間、休日においても迅速な通報連絡を行う体制を確立している。

平日夜間帯及び休日に火災（火災報知器動作含む。）が発生した場合に対応するため、現場調整当番者を選任のうえ発電所構内待機とし、当直課長など火災報知器監視箇所の責任者は、速やかに現場調整当番者へ連絡を行うこととしている。連絡を受けた現場調整当番者は、緊急

時通報システムを用いて、社外の関係箇所へ連絡するとともに、社内関係者への連絡及び対応要員の招集を行うこととしている。

事故・故障等発生時の対応フローを第 2.2.1.7.1 図「事故・故障等発生時の対応フロー」に示す。

傷病者等を発見した場合は、傷病者等の状態、1次系作業の場合には放射性物質による汚染の有無などを確認し、速やかに関係者に連絡を行うとともに、汚染が認められた場合は、除染及び汚染拡大防止措置を講じた上で発電所内の緊急医療処置室又は健康管理室に搬送し、除染及び応急処置などの処置を講じる。また、外部の医療機関への搬送及び治療の依頼などの処置を講じることとしている。

なお、傷病者等の放射性物質による汚染や被ばくの情報は、搬送前に当社から外部の医療機関、消防署及び現地到着時の救急隊員へ伝えることとしている。

傷病者等が発生した場合の外部の医療機関への搬送手段の一つとして、傷病者等を搬送することができる車両を発電所に配備するとともに、協力会社も含めた救急対策訓練や救急法の講習を継続的に実施している。

傷病者等発生時の対応については、第 2.2.1.7.2 図「傷病者等発生時の対応処置」に示す。

b. 国及び地方自治体への通報連絡体制

事故・故障等の発生時には、該当する法律及び地方自治体との安全協定に基づき、第 2.2.1.7.3 図「事故・故障等発生時の通報連絡ルート」の体制に沿って、速やかに国及び地方自治体へファックス、電話により通報連絡を行っている。

その後は、事故・故障等の状況、調査結果などについて適宜通報連絡を行っている。

また、事故・故障等の結果は、事故状況、原因及び対策などを取りまとめ、該当する法律及び地方自治体との安全協定に基づき、報告を行っている。

なお、事故対策会議の構成員に通報連絡の重要性を認識させること、継続的な意識高揚及び正確・迅速な通報連絡ができる体制の維持向上を図るため、訓練を定期的に行っている。

c. 状況把握、原因究明、再発防止対策立案等の対応体制

(a) 事故・故障等の状況の把握

事故対策会議設置後は、総括責任者及び全体指揮者の指揮の下、速やかに事故・故障等の状況を把握し整理を行っている。

(b) 原因究明

事故対策会議において、事故・故障等の状況を踏まえ原因調査の範囲と調査方法を決定し、故障機器の点検、機能の確認などの調査を実施するとともに、その結果に基づき原因究明を行っている。

(c) 再発防止対策の立案

事故対策会議において、原因調査及び原因究明の結果に基づき、再発防止対策及び復旧方法を立案するとともに速やかに対策を実施し、設備機能の回復を図っている。

d. 事故・故障等に関する情報公開体制

事故・故障等の情報については、事故・故障等が発生したとき及び原因と対策が決定した後、記者クラブなどでプレス発表を行っており、プレス発表の内容を当社インターネットホームページに掲載し、一般公開している。

また、事故・故障等の情報は、産官学での情報共有化などを行うため、平成15年10月から（一社）原子力安全推進協会（旧（社）日本原子力技術協会）が運営する原子力発電所の不具合情報を整備・蓄積しているインターネッ

ト上の公開サイト「ニューシア」に掲載し、一般公開している。さらに、高浜発電所内で働く協力会社及び所員には、プレス資料の配布、説明や掲示板への掲載、周知などにより情報の共有化を図っている。

なお、事故・故障等の報告書は、若狭たかはまエルどらんど及び大阪の関西電力原子力情報センター（KNIC）においても一般公開を行っている。

e. 事故・故障等発生時の対応に係る組織・体制の改善状況

事故・故障等の経験などを踏まえた組織・体制に関する改善事例を以下に示す。

平成29年7月、3, 4号機運転再開後の運営管理として、新規制基準への適合状態を維持する業務が増大・高度化した。具体的には、火災、内部溢水、火山、その他自然災害（地震、津波、竜巻）等の設計基準事象（DB）に対応するための体制整備、系統構成や機器配置の管理、工事等に伴う影響評価等の業務に加えて、重大事故等（SA）に対応するための力量を有する要員の確保、手順の管理、各事故シナリオの有効性評価の前提条件を担保するための教育・訓練等の業務が増大・高度化したことから、これらに係る業務プロセスを安全・防災室に集約し、新たに課長（1名）、係長（2名）を配置することで、SA/DBの全体管理業務等の一元管理体制を構築した。

② 原子力緊急事態等発生時の対応

a. 原子力災害予防対策（原子力災害が発生した際に必要となる防災体制、資機材の整備など）

(a) 原子力防災体制の整備

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（原子力災害が生じる蓋然性を含む。）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、発生事象に応じて下表のとおり原

子力防災体制を区分している。

発生事象	原子力防災体制の区分
警戒事象が発生したとき、又は原子力規制庁から警戒事態の発生について連絡を受けたとき	警戒体制
原災法第10条第1項に基づく通報を行ったとき	原子力防災体制

なお、これらの体制は、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、放射性物質の放出開始前から必要に応じた防護措置を講じられるよう、平成24年に改正された原子力災害対策指針において定められた原子力緊急事態区分及び緊急時活動レベル（EAL）の枠組みに基づき、発令される。

また、警戒体制及び原子力防災体制を発令した場合、本部長（原子力防災管理者）、副本部長、発電用原子炉主任技術者、本部附及び8班（総務班他）で構成する原子力防災組織の下で対応に当たる。（第2.2.1.7.4図「発電所原子力防災組織とその主な職務」参照）

(b) 原子力防災組織の運営方法

原子力防災管理者は、原子力防災体制の区分に応じ、原子力防災体制を発令し、原子力防災組織の要員を非常招集してそれぞれの職務につかせるとともに、原子力緊急時対策本部長として、原子力防災組織の活動を指揮することとしている。

また、複数プラント同時に原災法第10条第1項に規定する事象が発生した場合又はそのおそれがあると判断した場合、プラントごとの的確な状況把握、対応のため、プラントごとの指揮者を指名し、対応にあたらせることができるよう、ユニット指揮者を2名配置するとともに、不測の事態に対応するための特命班を必要に応じ編成さ

せ、対応にあたらせることとしている。

(c) 放射線測定設備及び原子力防災資機材の整備

原災法第11条第1項に基づき、発電所敷地内に放射線測定設備を設置し、維持管理しており、それらの設備により測定した放射線量の数値はインターネットホームページなどで公表している。(第2.2.1.7.5図「発電所周辺の放射線測定設備」参照)

また、原災法第11条第3項に基づく原子力防災資機材を確保するとともに定期的に保守点検を行っている。

(第2.2.1.7.1表「原子力防災資機材」参照)

(d) 緊急事態応急対策等の活動で使用する資料の整備

原災法第12条第4項に基づき、緊急事態応急対策拠点施設〔福井県高浜原子力防災センター〕(以下「原子力防災センター」という。)に備え付ける資料は国に提出するとともに、その資料の写しを関係する地方自治体に提出している。

また、組織及び体制、社会環境並びに放射能影響推定に関する資料を緊急時対策所に備え付けている。

(e) 緊急事態応急対策等の活動で使用する施設及び設備の整備、点検

緊急事態応急対策等の活動で使用する施設として、緊急時対策所、集合・退避場所、緊急医療処置室を設置しており、また、緊急事態応急対策等の活動で使用する設備として、気象観測設備、プラントデータ表示システム、事故一斉放送装置、所内放送装置などを整備し、定期的に点検を行っている。

(f) 関係機関との連携

原子力防災専門官、国の機関、関係地方自治体及び防災関係機関などとの間で、原子力防災訓練及び「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」の協議などを通じて、

原子力防災情報の収集・提供などを行い、相互連携を図っている。

また、福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、平成25年1月に原子力緊急事態支援センターが設置され、万が一原子力災害が発生した場合、速やかに緊急出動隊を編成し、発災事業者へ要員の派遣・資機材の搬送及び発災事業者と協働して高放射線量下での原子力災害の対応を行うこととしている。平常時には、原子力災害対応用の遠隔操作ロボット等を集中的に配備・管理し、原子力事業者要員に対する操作訓練を実施している。平成28年12月17日には、美浜原子力緊急事態支援センターとして上記の本格運用が開始され、当社の防災訓練にも参加して連携の確認を行っている。当社は遠隔操作ロボット等の操作訓練を受講し、平成30年度末時点で延べ55名の要員が修了している。

b. 緊急事態応急対策等

(a) 通報・報告等の実施

原子力防災管理者は、原子力防災体制の発令と同時に、原子力事業者防災業務計画で定められた関係機関に対して、同計画で定めた通報・報告様式を用いて、速やかに通報又は報告を行うこととしている。

なお、原子力事業者防災業務計画において原子力防災管理者は、原災法第10条第1項に規定する事象を発見又は発生報告を受けた際には、15分以内を目途として、緊急時通報システムを用いて、内閣総理大臣、原子力規制委員会、関係省庁、原子力防災専門官、所在都道府県、所在市町村、関係周辺都道府県、関係周辺市町村及びその他関係機関に通報するとともに、関係機関へ連絡を行うこととしている。(第2.2.1.7.6図「緊急時の通報(連絡及び報告)経路」参照)

これらの通報を行った後は、プラント状況などの情報収集を行い、原子力事業者防災業務計画で定めた機関に定期的に報告を行うこととしている。

(b) 応急措置の実施

原子力防災管理者（以下「本部長」という。）は、原災法第10条第1項に基づく通報を行った後、事象の拡大を防止し、原子力緊急事態に至らないようにするため、以下の応急措置を行うとともに、その概要を原子力事業者防災業務計画に定める関係機関に報告を行うこととしている。

- ア．退避誘導及び発電所内入域制限（総務班長、広報班長、保修班長、安全管理班長、放射線管理班長）
- イ．放出放射エネルギーの推定（放射線管理班長）
- ウ．消火活動（総務班長、発電班長、保修班長）
- エ．緊急時医療（総務班長、放射線管理班長、保修班長）
- オ．二次災害防止に関する措置（総務班長）
- カ．汚染拡大の防止及び防護措置（総務班長、放射線管理班長）
- キ．線量評価（放射線管理班長）
- ク．要員の派遣、資機材の貸与（本部長）
- ケ．広報活動（広報班長）
- コ．応急復旧（本部長）
- サ．原子力災害の拡大防止を図るための措置（本部長）
- シ．福井県が使用する携帯型映像情報通信システムの運用に関する対応（本部長）
- ス．運搬に係る応急処置（本部長）

注：括弧内は各活動を主に担当する班長を示す。本部全体にわたる活動については担当を本部長とした。

(c) 緊急事態応急対策

本部長は、原災法第15条第1項に基づく報告基準に至った場合、原子力事業者防災業務計画に定める関係機関に報告を行うこととしている。

また、本部長は、前項の応急措置を継続するとともに、原子力防災センターでの原子力災害合同対策協議会への参加や福井県、高浜町などの地方公共団体などが実施する緊急事態応急対策活動が的確かつ円滑に行われるようにするため、原子力防災センターなどに要員の派遣、資機材の貸与を行うこととしている。(第2.2.1.7.2表「緊急事態応急対策における要員の派遣、資機材の貸与」参照)

c. 原子力災害事後対策

(a) 原子力災害事後対策の計画等

本部長は、原子力緊急事態解除宣言があった場合、以下の項目を記載した原子力災害事後対策計画を策定し、関係機関に報告するとともに、同計画に基づいて原子力災害事後対策を行うこととしている。

ア. 原子炉施設の復旧対策に関する事項（情報班長）

イ. 環境放射線モニタリングに関する事項（放射線管理班長）

ウ. 汚染検査、汚染除去に関する事項（放射線管理班長）

エ. 広報活動に関する事項（広報班長）

オ. 被災者の損害賠償請求等への対応のための窓口設置に関する事項（総務班長）

カ. 原子力災害事後対策の実施体制（総務班長）

注：括弧内は計画策定を主に担当する班長を示す。

また、本部長は、あらかじめ定めた基準に基づき、原子力防災体制を解除することとしている。

さらに、本部長は、本店における警戒本部又は原子力緊急時対策本部の本店本部長の協力を得て、原因を究明し、必要な再発防止対策を検討、実施することとしている。

る。

(b) 要員の派遣、資機材の貸与

本部長は、指定行政機関の長、指定地方行政機関の長及び地方公共団体の長並びにその他の執行機関の実施する原子力災害事後対策が、的確かつ円滑に行われるようにするため、要員の派遣、資機材の貸与その他要請に応じて必要な措置を行うこととしている。

d. その他

(a) 福井県内の他原子力事業所への協力

原子力災害が発生した場合は美浜発電所・高浜発電所・大飯発電所間で相互に要員派遣などを行うこととしている。

さらに、日本原子力発電株式会社及び国立研究開発法人日本原子力研究開発機構との間で確認している「若狭地域原子力事業者における原子力災害発生時等の連携に関する確認書」に基づき、福井県内の原子力事業所で原子力災害が発生した場合は、必要な要員の派遣、資機材の貸与及び若狭地域原子力事業者支援連携本部への相互協力を行うこととしている。

また、各事業所（発災事業所を除く。）に支援組織の設置を行うこととしている。（第2.2.1.7.7図「原子力災害時の事業者連携概要」参照）

(b) 福井県外の原子力事業所等への協力

「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」に基づき、福井県外の原子力事業所などとの間で、原子力災害が発生した場合は、相互に必要な要員の派遣及び資機材の貸与などを行うこととしている。

さらに、平成28年4月に、原子力災害が発生した場合の原子力災害の拡大防止対策及び復旧対策をさらに充実させるため、中国電力株式会社、四国電力株式会社及

び九州電力株式会社、同年 8 月にはこれに北陸電力株式会社を加えた 5 社と相互協定を締結した。これを踏まえ、同年 8 月 27 日の高浜発電所での原子力防災訓練において、初めての相互協力による訓練として、避難住民に対する避難退域時検査支援（5 社計 19 名が参加）、テレビ会議を活用した原子力部門トップ間の情報共有（CNO 会議・5 社計 37 名が参加）、資材の支援要請を実施した。今後も、各社の訓練に相互参加することで、緊急時の対応能力及び相互支援能力のさらなる向上に努めていく。

e. 原子力災害発生時に係る組織・体制の改善状況

原子力防災訓練の経験などを踏まえた組織・体制に関する改善事例を以下に示す。

地震・津波に伴う全交流電源喪失時における電源応急復旧及び蒸気発生器への給水確保等緊急時活動を行うための初動対応体制について平成 23 年 5 月に宿直当番体制を導入し、充実を図るとともに、協力会社及びプラントメーカーによる支援体制の強化などを実施している。また、その後平成 27 年 10 月に原子力緊急事態等発生時の対応に係る組織・体制の充実として宿直当番体制の強化を図るため当番者を 70 名に増員している。現在、1, 2 号機の運転再開に向け、SA 対策の高度化も踏まえた体制の構築を進めている。

また、災害発生時に設置される発電所対策本部内においては、各機能班からの連絡・報告又は機能班への対応指示等をすべて本部長（発電所長）が実施していたところ、複数号機同時災害発生時等、情報等が輻輳するような状況下でも本部長（発電所長）の負担を軽減して的確な判断、指示が行えるよう、米国等で導入されている ICS (Incident Command System) を参考として、各機能班を統括する責任者を設定し、本部長（発電所長）の権限を委譲

して対応する体制で事故制圧を図る取組みを平成28年度から導入し、原子力防災訓練において体制及び運営の最適化に係る検証を継続的に進めている。加えて、災害対応者の共通状況認識を図るためのツールである共通運用図（COP：Common Operational Picture）については、共有すべき重要情報を精査するとともに、電力間の横並びを図ったり、使用済燃料ピットの状況に係る報告様式を新規作成したりするなど、様式の見直しを継続的に実施し、その有効性を原子力防災訓練で確認している。

以上のことから、事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応に係る組織・体制は、事故・故障等の経験反映及び原災法等政省令改正などを踏まえて適宜整備、改善されており、現在の組織・体制で一連の対応が実施できるものとなっている。

③ 保安活動改善状況

a. 自主的改善事項の活動状況

マネジメントレビューなどの指示事項及び予防処置における改善状況のうち組織・体制に係るものはなかった。（第2.2.1.7.3表「保安活動改善状況一覧表（緊急時の措置）」参照）

b. 不適合事象、指摘事項などにおける改善状況

不適合事象、指摘事項などにおける改善状況のうち、組織・体制に係るものはなかった。（第2.2.1.7.3表「保安活動改善状況一覧表（緊急時の措置）」参照）

(3) 評価結果

① 事故・故障等発生時の対応

事故・故障等が発生した場合の初動体制、通報連絡体制、状況把握・原因究明・再発防止対策立案の体制が、これまでの経験・事例を踏まえて運用面などの改善（例：トラブル発生時の対外連絡の流れイメージの周知、トラブル初動対応用

QAリストの整備等)が適宜実施されており、事故・故障等発生時の対応が実施できる体制となっていることを確認した。

また、事故・故障等の情報の公開については、プレス発表や当社ホームページへの掲載、インターネット公開サイトへの掲載、報告書の一般公開など、広く情報を公開する体制となっていることを確認した。さらに、高浜発電所内における傷病者等発生時の対応体制、現地での応急処置体制についても、原子力災害に備え、整備・改善が行われており、円滑な対応ができることを確認した。

② 原子力緊急事態等発生時の対応

原子力緊急事態などに備えて、原災法に基づき、体制、要員、資機材などに係る原子力事業者防災業務計画を作成し、毎年見直しを行い、適切に運用することで原子力緊急事態等発生時の体制及び組織に係る必要な改善事項は適切に反映していること、及び平成23年3月に発生した福島第一原子力発電所事故に係る安全性対策の取組事項についても進捗状況に応じ適切に反映していることを確認した。

このことから、高浜発電所における原子力緊急事態等の対応は、継続的な改善が図れていることにより、適切に実施されていると判断した。

(4) 今後の取組み

① 事故・故障等発生時の対応

今後とも事故・故障等が発生した場合、確立された対応体制(初動体制、通報連絡体制、状況把握・原因究明・再発防止対策立案などの対応体制)により対応するとともに、教育・訓練を定期的を実施し、迅速かつ正確な通報連絡ができる体制の維持向上、傷病者等発生時の対応能力の維持向上に努める。

情報公開については、これまでと同様に当社ホームページに掲載するなど広く情報公開に努める。

② 原子力緊急事態等発生時の対応

今後とも、原子力防災訓練の結果、国の防災基本計画や関係地方自治体の地域防災計画の見直しなどの動きを踏まえて、原子力緊急事態等発生時に係る組織・体制の維持向上に努める。

2.2.1.7.2.2 社内マニュアルの改善状況

事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時に係る社内マニュアルの整備状況並びに評価期間中の変遷（改善状況）について調査し、事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応に係る社内マニュアルとして整備され、対応が確実に実施できるものとなっていることを確認し、事故・故障等の経験などを踏まえ継続的な改善（維持を含む。）が図れているかを評価する。

(1) 調査方法

事故・故障等発生時及び原子力緊急事態等発生時に係るマニュアルの整備状況などについて、以下の項目により調査する。

- ① 事故・故障等発生時の対応に係るマニュアルの整備状況
- ② 国及び地方自治体への通報連絡に係るマニュアルの整備状況
- ③ 原子力緊急事態等発生時に係るマニュアルの整備状況
- ④ ①～③項に係る改善状況

(2) 調査結果

- ① 事故・故障等発生時の対応に係るマニュアルの整備状況

事故・故障等発生時の対応は、「設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」に内部溢水、火山、その他自然災害（地震、津波、竜巻）等の発生に備えた又は発生した場合における対応や処置を定め、「高浜発電所技術業務所則」に対応体制や役割分担、事故対策会議の設置と業務内容など、事故・故障等発生時の対応を実施するための

事項を定めている。

また、傷病者等発生時の対応は、「高浜発電所救急対策所則」に、医療機関などへの連絡体制や救急用具の整備、救急処置、搬送、救出活動時の注意事項や安否確認方法、原子力災害対策活動等に従事する者への安定ヨウ素剤の配布及び服用手順、現地消防指揮本部や医療機関との連携事項などの傷病者等発生時に対応を実施するための事項を定めている。

さらに、事故・故障等発生時の対応に必要な「高浜発電所原子炉施設保安規定」は、各課（室）へ配布し、事故対策会議開設場所に備え付けている。また、事故対策会議開設場所には、事故・故障等発生時の対応に必要な「系統図」などの資料を整備している。

火災防護対策の厳格な実施を目的として、現場維持管理のさらなる向上を図った、現場資機材パトロールマニュアルを整備し着眼点を定めている。

② 国及び地方自治体への通報連絡に係るマニュアルの整備状況

事故・故障等発生時の通報連絡については、「高浜発電所技術業務所則」に連絡者及び連絡ルート、資料整備などの通報連絡を実施するための事項を定めている。

また、通報連絡に係る訓練の実施についても定められており、定期的な訓練により、迅速かつ正確な通報連絡の実施に努めている。

さらに、事故・故障等発生時の通報連絡に必要な「緊急連絡一覧表」を、所内関係者へ配布し、事故対策会議開設場所に備え付けている。

③ 原子力緊急事態等発生時に係るマニュアルの整備状況

「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」及び「原子力防災業務要綱」には、原子力災害予防対策として、原子力防災組織の設置、原子力防災体制の発令基準、原子力防災資機材

の整備、緊急事態応急対策等の活動で使用する資料・設備の整備、関係機関との連携などの予防対策の活動内容を定め、緊急事態応急対策等として、通報・報告や避難誘導、要員の派遣、汚染拡大の防止などの応急措置の活動内容を定め、また、原子力災害事後対策として、環境放射線モニタリングなどの事後対策計画の作成及び実施を定めている。

また、シビアアクシデント等の対応として、重大事故等に至るおそれがある事故又は重大事故等が発生した場合に対処するための体制を維持管理していくための実施内容について定めた「高浜発電所重大事故等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所達」、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムにより原子炉施設に大規模な損害が生じた場合に対処するための体制を維持管理していくための実施内容について定めた「高浜発電所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所達」及び炉心損傷へ至った際に事故の進展防止及び影響緩和のために実施すべき措置を総合的観点から判断、選択する際の参考とする「高浜発電所3・4号機事故時影響緩和操作評価所則」を制定している。

- ④ 事故・故障等発生時の対応，国及び地方自治体への通報連絡の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応に係るマニュアルの改善状況

事故・故障等の経験などを踏まえたマニュアルの改善事例を以下に示す。

「高浜発電所技術業務所則」、国及び地方自治体への通報連絡に係るマニュアルは、事故・故障等発生時の通報連絡等の初動対応について規定し、事故・故障等の経験などを踏まえ適宜見直し（例：火災報知器作動連絡票に現場確認中のチェック項目を追加等の帳票の見直し）を行っている。

「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」及び「原子力防

「災害業務要綱」は、原災法及びその関係法令の改正状況、原子力防災訓練の結果、通信手段や放射線管理資機材の見直し、組織体制の見直しなどを踏まえて適宜見直しを行っている。主な改正としては、「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則（通報規則）」（平成29年8月1日公布、平成29年10月30日施行）等の改正を受けた緊急時活動レベル（EAL）に係る規定の見直しがある。（「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」の見直し実績は、第2.2.1.7.4表「高浜発電所原子力事業者防災業務計画修正実績（平成22年度以降）」参照）

また、「高浜発電所重大事故等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所達」、「高浜発電所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所達」及び「高浜発電所3・4号機事故時影響緩和操作評価所則」については、各種訓練結果等を踏まえ、適宜見直しを行っている。

以上のことから、事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応に係るマニュアルは、事故・故障等や原子力防災訓練の経験なども踏まえて適宜整備されており、一連の対応が実施できるものとなっている。

⑤ 保安活動改善状況

a. 自主的改善事項の活動状況

マネジメントレビューなどの指示事項及び予防処置における改善状況のうち社内マニュアルに係るものはなかった。（第2.2.1.7.3表「保安活動改善状況一覧表（緊急時の措置）」参照）

b. 不適合事象、指摘事項などにおける改善状況

不適合事象、指摘事項などにおける改善状況のうち、社内マニュアルに係るものは1件であり、改善活動が継続的に実施されており、再発していないことを確認した。（第

2.2.1.7.3 表「保安活動改善状況一覧表（緊急時の措置）」参照）

(3) 評価結果

事故・故障等発生時の対応に係るマニュアルには、対応体制や役割分担、事故対策会議の運営内容、訓練、通報連絡者や連絡ルート、資機材の整備などを定めているが、これらはこれまでの事故・故障等の経験・事例を踏まえた見直し（例：火災報知器作動連絡票に現場確認中のチェック項目を追加等の帳票の見直し）が適宜実施されており、事故・故障等発生時の対応を実施するための事項が定められていることを確認した。

傷病者等発生時の対応は、「高浜発電所救急対策所則」に、医療機関などへの通報体制や救急用具の整備、救急処置、搬送、救出活動時の注意事項、さらには原子力災害対策活動等に従事する者への安定ヨウ素剤の配布及び服用手順など、傷病者等発生時に対応を実施するための事項が定められており、原子力災害に備え、安定ヨウ素剤服用基準の整備などについての見直しが行われていることを確認した。

また、原子力緊急事態等発生時の対応におけるマニュアルには、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実施するための事項が定められており、原子力防災訓練においてその有効性を確認し、その結果を踏まえた見直しも継続して行われていることを確認した。

さらに、平成23年3月に発生した福島第一原子力発電所事故に係る安全性向上対策の取り組み事項についても進捗状況に応じて適切に反映していることを確認した。

また、高浜3号機第1回安全性向上評価届出書（平成30年1月10日付け関原発第362号）（以下「高浜3号機第1回届出書」という。）における「3.1.4.4. (1)余裕時間を踏まえた大規模損壊手順書の充実」で示した追加措置の内容として、消火水バックアップタンクを活用した復水タンクへの補給による余裕

時間延長等の知見についても、「高浜発電所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所達」に適切に反映していることを確認した。

このことから、高浜発電所における事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応におけるマニュアルは、これらの対応が実施できるように整備されており、医療機関との連携事項や事故・故障等の対応経験及び原子力防災訓練結果などを踏まえた継続的な改善が図れていると判断した。

(4) 今後の取組み

今後とも事故・故障等発生時の対応や原子力緊急事態等発生時の対応に係るマニュアルの充実に努める。

2.2.1.7.2.3 教育及び訓練の改善状況

事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応に係る教育・訓練の体系・概要並びに評価期間中の変遷（改善状況）について調査し、事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応に係る要員に対して教育・訓練が実施される仕組みになっていることを確認し、事故・故障等の経験などを踏まえ継続的な改善（維持を含む。）が図られているかを評価する。

(1) 調査方法

事故・故障等発生時及び原子力緊急事態等発生時の対応に係る教育・訓練の体系・概要などについて、以下の項目により調査する。

- ① 事故・故障等発生時の対応に係る教育・訓練に関する調査項目
 - a. 教育・訓練の実施内容
 - b. 対応能力
- ② 原子力緊急事態等発生時の対応に係る教育・訓練に関する調査項目
 - a. 教育・訓練の実施内容

b. 原子力防災組織の構成員の力量

③ ①、②項に係る改善状況

(2) 調査結果

① 事故・故障等発生時の対応に係る教育・訓練

a. 教育・訓練の実施内容

新任の役職者に対しては、事故・故障等発生時の対応について、事故対策会議の業務内容や通報連絡体制、休日当番者の役割、通報連絡に必要な資機材の使用方法などを教育した後、所内通報連絡訓練を実施している。

さらに、事故・故障等発生時の通報連絡を正確・迅速に行うため、事故対策会議の構成員を対象に「高浜発電所技術業務所則」に基づき、次の訓練を実施している。

訓練項目	内 容	頻 度
所内通報連絡訓練	新任の役職者が事象発生時の情報を収集し、通報連絡を行う。	人事異動ごと (新任役職者)
	事故対策会議の構成員が事象発生時の情報収集や通報連絡などの事故・故障等発生時の対応を行う。	1回以上/年
少人数通報連絡訓練	休日の当番者が事象発生時の情報を収集し、通報連絡を行う。	1回以上/月
社外通報連絡訓練	事故対策会議の構成員が事象発生時の情報を取りまとめ、国及び地方自治体などへ通報連絡を行う。	1回/年

特に休日の当番者を対象とした訓練では、事故対策会議構成員である課（室）長（当番者）の事故・故障等発生時の対応能力の維持向上を図るため、当番者のみで事故・故障等が発生したという想定のもと、事故・故障等の発生情報の収集から通報連絡などの対応が迅速かつ的確に実施できるかについて訓練などを実施、確認している。

なお、訓練実施後、対応に問題がないか確認し、課題な

どが認められた場合は、助言や資機材の改善、訓練内容の見直し（例：トラブル発生時の対外連絡の流れイメージの周知、トラブル初動対応用QAリストの整備等）を行っている。

また、内部溢水、火山、その他自然災害（地震、津波、竜巻）等が発生した場合に、迅速かつ的確な対応が行えるよう「設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」に基づき必要な教育・訓練を実施している。（第 2.2.1.7.5 表「設計基準事象対応教育・訓練一覧表」参照）

訓練実施後には、訓練結果を確認し、課題などが認められた場合は、助言や資機材の改善、訓練内容の見直しを行っている。

また、傷病者等が発生した場合、迅速かつ的確な対応が行えるよう「高浜発電所救急対策所則」に基づき、次の教育・訓練を実施している。

訓練項目	内 容	頻 度
救急対策訓練	所員、協力会社社員を対象に負傷者の発生から救急処置の実施、救急隊への引継ぎなどを行う。	1回／年
救急法講習	社外講師を招いて所員に負傷者に対する救急処置などの技術を習得させ、救急法救急員の養成を図っている。	1回以上／年

訓練実施後には、訓練結果を確認し、課題などが認められた場合は、資料整備の改善や訓練内容の見直しを行っている。

火災が発生した場合、正確・迅速な対応ができるよう「高浜発電所防火管理所達」に基づき、次の訓練を実施し

ている。

訓練項目	内 容	頻 度
総合訓練	自衛消防隊（専属消防隊を含む。）を対象に火災の発生から自衛消防隊・専属消防隊の消火活動の実施、公設消防隊への引継ぎなどを行う。	1回／年

火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対して次の教育を実施し力量向上を行っている。

訓練項目	内 容	頻 度
自衛消防隊幹部教育	当直主任を社外機関が実施する教育訓練に参加させ、運転員全体の消火能力のレベルアップを図る。	1回／年

b. 対応能力

事故・故障等発生時の対応が必要な、平日昼間の総括責任者、トラブル対応指揮者、通報連絡責任者、平日夜間・休日当番者の全体指揮者、ユニット指揮者、現場調整当番者は、課（室）長以上のうち、「教育・訓練要綱」などに基づく、力量評価結果「業務遂行に必要な力量を有している」者が行っている。

さらに、新任役職者に事故・故障等発生時の対応に係る教育・訓練を実施し、その後も定期的に通報連絡訓練を実施することにより、事故・故障等発生時の対応能力の維持向上に努めている。

② 原子力緊急事態等発生時の対応に係る教育・訓練

a. 教育・訓練の実施内容

原子力防災組織の構成員に対し、「原子力防災業務要綱」に基づき、原子力災害に関する知識及び技能を習得し原子力災害対策活動の円滑な実施に資するため、全構成員を対象に原子力防災体制・組織についての「原子力防災教育」

を実施し、各班の職務に応じて、放射線防護などの教育を実施している。

また、原子力防災組織の構成員に対し、以下の項目を含む原子力防災訓練を1回／年の頻度で実施している。

訓練項目	内 容
本部設営、通報、連絡	本部の設営及び事象発生から終結までの情報を収集し、関係各所に通報、連絡を行う。
緊急時環境モニタリング	発電所敷地内及び敷地境界付近について、モニタリングカーによる空間放射線量率及び空气中ヨウ素濃度の測定を行う。
発電所退避者誘導	原子力緊急時対策本部からの退避誘導指示に基づき、発電所内の緊急事態応急対策等の活動に従事しない者及び来訪者などを退避誘導員により指定された集合・退避場所に誘導する。

原災法施行後の平成12年度以降の訓練では、原子力防災センターへの要員派遣も行っている。

また、国又は地方自治体が訓練を行う際には、計画策定、訓練実施に参画することにより連携強化を図っている。

訓練実施後には訓練結果を確認し、課題などが認められれば、訓練内容の見直しのほか、「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」の見直し、緊急事態応急対策等の活動で使用する施設及び設備の改善などを行っている。（第2.2.1.7.6表「過去に実施した原子力防災訓練の概要（平成22年度以降）参照」）

さらに、原子力安全推進協会（JANSI）の原子力防災訓練報告会に参加し、他社の原子力発電所における訓練状況を確認する等、情報収集や意見交換を行うことで訓練の改善活動に努めている。

平成23年3月に発生した福島第一原子力発電所事故を

踏まえて、シビアアクシデント対応に係る訓練（全交流電源喪失対応、シビアアクシデント対応に関する措置、事故対応能力向上、事故発生後の対応）計画を策定し、平成24年度から実施している。

また、シビアアクシデントなどに関する一層の理解を促進するため、原子力防災組織の構成員に対して原子力防災教育（特別教育）の計画を策定し、平成24年度から実施している。

平成27年10月以降は、「高浜発電所重大事故等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所達」及び「高浜発電所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所達」に基づき、以下の教育訓練を実施している。

(a) 力量維持向上訓練

重大事故等発生時の事象の種類及び事象の進展に応じた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訓練を実施している。（事故時の役割に応じた必要な訓練を年1回以上実施）

(b) 成立性の確認訓練

有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段に係る要員の役割に応じた成立性を確認するための訓練を実施している。（事故時の役割に応じた必要な訓練を年1回以上実施）

(c) 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消火活動要員との連携を含めた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。（1回／年）

また、高浜3号機第1回届出書における「3.1.3.4. P R Aにより抽出された追加措置」で抽出した追加措置である

「運転員及び緊急時対策要員への教育・訓練プログラム策定への活用」の一つとして、2018年11月に実施した緊急時対策要員の訓練において、PRAから得られた大容量ポンプラインアップ操作のリスク情報に関する知見を活用した。さらに、高浜3号機第1回届出書における「3.1.4.4. (2)緊急時対策本部要員等を対象とした教育・訓練への活用」で示した追加措置の通り、安全裕度評価から得られたクリフエッジが発生するような地震、津波が発生した場合における被害状況の想定等の知見を、教育・訓練に活用している。

b. 原子力防災組織の構成員の力量

緊急時の措置に対応する原子力防災組織の構成員のうち、課（室）長以上は、「教育・訓練要綱」などに基づく、力量評価結果が「業務遂行に必要な力量を有している」者が、また、それ以外の構成員については、「教育・訓練要綱」に基づく力量評価結果を参考に、各課（室）長が原子力防災組織の構成員として職務を遂行できると判断した者が行っている。

さらに、定期的に原子力防災教育、原子力防災訓練を実施することにより、原子力緊急事態等発生時の対応に係る対応能力の維持向上に努めている。

③ 事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応に係る教育・訓練の改善状況

事故・故障等の経験などを踏まえた教育・訓練に関する改善事例を以下に示す。

平成28年度からは、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえると緊急時に現場指揮者クラスが的確に統率するためのリーダーシップ能力（コミュニケーション能力やストレス下の意思決定能力等）向上が重要であることから、発電所における有事の際を想定し、様々な阻害要因を与えるなどスト

レス状況を模擬した訓練（たいかん訓練※）を現場指揮者クラスを対象に試行しており、これまでに延べ84名が参加している。本訓練では、自然災害や人為事象等の普段と異なる事象発生下で、人間の不適切な行動や誤解等による様々な阻害を入れながら、訓練参加者へ適切な負荷を与えることで、ICSを基本とした確実かつ迅速な意思決定、効果的な指揮命令が発揮できるチームビルディング及び個人のコミュニケーション能力等のスキルへの気付きを効果的に引き出せるようにすることが重要である。

※ノンテクニカルスキル向上を目的とした原子力安全システム研究所開発の訓練である。「たいかん訓練」という名称には、実践演習を通じた「体感」による気づきを得る訓練(**Experience Training**)、緊急時対応の核すなわち「体幹」となる人間力の鍛錬(**Core Training**)、そして広い視野とチーム全体を掌握する「大観」を持つための訓練(**Oversight Training**)という3つの意味が込められており、英略称として **ECOTEC** (エコテック、**E**xperience/**C**ore/**O**versight **T**raining for **E**mergency **C**ommanders)とも表記している。

今後、試行実施結果も踏まえた緊急時リーダーシップ能力の向上を図る訓練（たいかん訓練）により、いかなる状況下でも冷静な判断を下し、的確な指揮を執れる能力の向上を図っていく。

以上のことから、事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応に係る教育・訓練は、社内マニュアルに基づき実施しており、事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応に係る一連の対応が実施できるものとなっている。

④ 保安活動改善状況

a. 自主的改善事項の活動状況

マネジメントレビューなどの指示事項及び予防処置における改善状況のうち教育及び訓練に係るものはなかった。

(第2.2.1.7.3表「保安活動改善状況一覧表(緊急時の措置)」参照)

b. 不適合事象、指摘事項などにおける改善状況

不適合事象、指摘事項などにおける改善状況のうち、教育及び訓練に係るものはなかった。(第2.2.1.7.3表「保安活動改善状況一覧表(緊急時の措置)」参照)

(3) 評価結果

① 事故・故障等発生時の対応に係る教育・訓練

事故対策会議の構成員に対する教育・訓練については、新任の役職者を対象とした教育・訓練や休日当番者のみでの訓練を実施するなど、事故対策会議の構成員などに対する訓練を「高浜発電所技術業務所則」や「高浜発電所救急対策所則」に基づき実施していること及び訓練結果などを踏まえて訓練内容の見直しや整備資料の改善などを図っていることを確認した。

また、内部溢水、火山、その他自然災害(地震、津波、竜巻)等発生時の対応能力向上を目的として「設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」に基づく対応要員の訓練を実施していること及び訓練結果などを踏まえて訓練内容の見直しや資機材の改善などを図っていることを確認した。さらに、火災発生時の対応能力向上を目的として、「高浜発電所防火管理所達」及び「高浜発電所火災防護計画」に基づき、初期消火活動を行う要員に対して、消防資機材取扱訓練、119番通報、消火活動計画に基づく訓練、消防総合訓練などを実施していること及び訓練結果などを踏まえて訓練内容の見直し、消防資機材の改善などを図っていることを確認した。

② 原子力緊急事態等発生時の対応に係る教育・訓練

原子力防災組織の構成員に対する教育・訓練については、「原子力防災業務要綱」に基づき、原子力防災訓練などを実施することで継続した構成員の対応能力向上を図っていることを確認した。また、訓練結果を踏まえて、訓練内容の見直しのほか、「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」の見直し、緊急事態応急対策等の活動で使用する施設及び設備の改善などを図っていることを確認した。

さらに、「高浜発電所重大事故等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所達」及び「高浜発電所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所達」に基づき、重大事故等発生時の事象の種類及び事象の進展に応じた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訓練によって対象者の力量維持向上を図るとともに、重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足すること及び有効性評価の前提条件を満足することを重要事故シーケンスに係る対応手段に係る要員の役割に応じた成立性の確認訓練を実施することによって確認した。なお、これらの教育・訓練の対象には、「2.2.1.9 安全性向上に資する自主的な設備」に示す多様性拡張設備を用いた対応手順に関するものを含んでいる。

また、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消火活動要員との連携を含めた実効性等があることを大規模損壊発生時の対応に係る総合的な訓練によって確認した。

以上のことから、事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応に係る教育・訓練は、社内マニュアルに頻度や実施内容などを定めて実施しており、また、対応に問題がないかを訓練などにより確認するとともに、訓練結果などを踏まえた訓練内容や整備資料などの継続的な改善が図れていると判断したが、福島第一原子力発電所事故の教訓を

踏まえると、いかなる状況下でも冷静な判断を下し、的確な指揮を執れる能力をさらに向上させることが重要である。

(4) 今後の取組み

事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応に係る教育・訓練については、今後とも国内外の事故・故障等発生時の対応、訓練結果などから得られる教訓を反映させるなどして充実を図り、事故・故障等発生時及び緊急時の対応要員の知識・技能のさらなる向上に努める。

また、平成28年度より、発電所における有事の際を想定し、様々な阻害要因を与えるなどストレス状況を模擬した訓練（たいかん訓練）を現場指揮者クラスを対象に試行実施中であるが、今後、試行実施結果も踏まえた緊急時リーダーシップ能力の向上を図る訓練（たいかん訓練）により、いかなる状況下でも冷静な判断を下し、的確な指揮を執れる能力の向上を図っていく。

2.2.1.7.2.4 設備の改善状況

事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応における設備（資機材）の整備状況並びに評価期間中の改善状況について調査し一連の対応が確実に実施できるように設備（資機材）が整備されていることを確認するとともに、事故・故障等の経験などを踏まえ、継続的な改善（維持を含む。）が図られていることを評価する。

(1) 調査方法

事故・故障等発生時及び原子力緊急事態等発生時の対応に係る設備（資機材）の整備状況について、以下の項目について調査する。

- ① 事故・故障等発生時の対応に係る設備に関する調査項目
 - a. 設備（資機材）の改善内容
- ② 原子力緊急事態等発生時の対応に係る設備に関する調査項目

a. 設備（資機材）の改善内容

(2) 調査結果

① 事故・故障等発生時の対応に係る設備の改善

以下に主な改善事例を示す。

a. 消防資機材の充実

消防資機材を下記のとおり追加配備している。

(a) 大規模損壊用消防資機材（1%泡消火剤搬送車）

(b) 可搬式消防ポンプ

(c) 安全系ポンプ室火災対応用排煙機

② 原子力緊急事態等発生時の対応に係る設備の改善

以下に主な改善事例を示す。

a. 緊急時対策所の整備、強化

平成23年3月に発生した福島第一原子力発電所事故に係る対応として、地震・津波などで緊急時対策所が使用できない場合に備えて、平成24年4月に3、4号機中央制御室の近傍に代替指揮所を指定し、必要な資機材などの整備を行った。その後、平成25年7月に施行された新規制基準に適合した重大事故等対策等に係る整備の一環として、1、2号機制御建屋に緊急時対策所を設置した。

さらなる強化策として、新たな緊急時対策所（耐震建屋）及び要員の待機場所として緊急時対策所（耐震建屋）へのアクセス性を考慮した免震事務棟¹を設置、運用する計画を策定している。さらに、免震事務棟の設置に合わせて、全交流動力電源喪失時の通信手段の充実策として構内電話交換機の免震事務棟内への移設、非常用電源供給化を計画している。

以上のことから、事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応に係る改善は、現在も継続されて

¹ 免震事務棟については、平成31年3月より運用を開始している。（以下、第2.2.1.2項内にて同様）

いることを確認した。

b. 平成23年3月に発生した福島第一原子力発電所事故に係る安全性向上対策の取組み

原子力安全・保安院の指示文書「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）」、「平成23年福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の原子力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）」及び「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について（指示）（平成23年7月22日付）」を受けて、当社は都度安全対策を講じるとともに、安全設計の妥当性に係る再検証を実施してきた。その後、平成24年9月に原子力規制委員会が発足し、平成25年7月に原子力発電所の新規制基準が施行されたことから、新規制基準に基づき安全性・信頼性の向上を図り、新規制基準適合性に係る設置変更許可、工事計画認可、保安規定変更認可を受けた。（これまでの主な取組みは、第2.2.1.7.7表「福島第一原子力発電所事故以後充実を図った緊急時対策」及び第2.2.1.7.8図「高浜発電所3，4号機における主な安全対策」参照）

高浜発電所固有の課題解決に向けた活動としては、高浜発電所3，4号機の新規制基準適合後の後続プラントでのSA対策に関する審査状況、高浜発電所1～4号機の4基稼動後に想定されるプラントの運用状況を踏まえ、高浜発電所3，4号機のさらなる安全性の向上及び重大事故等への対応体制の高度化を目的とし、新たな重大事故等対策の導入を検討している。具体的には、重大事故等への対応時における給水作業において、事故収束作業の迅速化及び作

業の効率化が必要であることを課題として認識したため、3, 4号機に消防ポンプに代えて送水車を配備することを計画している。ここで、送水車の燃料には地下に設置された燃料油貯油そうの重油を使用できるため、危険物貯蔵庫に保管して地上に設置している消防ポンプ用のガソリン量が低減され、結果的に森林火災やテロ攻撃等に起因する構内の火災発生リスクを低減することができる。

以上の改善状況から、事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応に係る設備の改善は、適宜確実に実施され、現在も継続的改善が図られていることを確認した。

③ 保安活動改善状況

a. 自主的改善事項の活動状況

マネジメントレビューなどの指示事項及び予防処置における改善状況のうち設備に係るものはなかった。(第2.2.1.7.3表「保安活動改善状況一覧表(緊急時の措置)」参照)

b. 不適合事象、指摘事項などにおける改善状況

不適合事象、指摘事項などにおける改善状況のうち、設備に係るものはなかった。(第2.2.1.7.3表「保安活動改善状況一覧表(緊急時の措置)」参照)

(3) 評価結果

① 事故・故障等発生時の対応に係る設備の改善

事故・故障等発生時の対応に係る設備の改善については、消防資機材の充実を図り、確実に実施されていることを確認した。

② 原子力緊急事態等発生時の対応に係る設備の改善

原子力緊急事態等発生時の対応に係る設備の改善については、通報手段の強化等、必要な対応が確実に実施されているとともに、平成23年3月に発生した福島第一原子力発電所事故に係る安全性向上対策の取組事項についても計画的に対

応していることを確認した。

以上の評価結果から、事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応に係る設備の改善状況は、現在も継続的な改善が図られていると判断した。

(4) 今後の取組み

事故・故障発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応に係る設備の改善については、今後とも国内外の事故・故障等発生時の対応、教育訓練結果から得られる教訓を反映させるなど確実に実施し、継続的な改善を図り、対応設備の一層の設備の充実に努める。

2.2.1.7.2.5 実績指標の推移

事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応における保安活動の目的に沿って実績指標及びそのデータの範囲を明確化し、実績指標の時間的な推移を評価対象期間又は定めた範囲について調査し、確実に実施されていることを評価する。

(1) 調査方法

事故・故障等発生時及び原子力緊急事態等発生時の対応に係る実績指標について、以下の項目により調査する。

- ① 原子力事業者防災業務計画修正実績
- ② 原子力防災訓練の実績
- ③ 消防総合訓練の実績

(2) 調査結果

- ① 原子力事業者防災業務計画修正実績

原子力事業者防災業務計画の修正実績については、第2.2.1.7.4表「高浜発電所原子力事業者防災業務計画修正実績（平成22年度以降）」に示すように年1回修正が行われている。これは、原災法第7条第1項に基づき、毎年、原子力事業者防災業務計画が関係地方公共団体の地域防災計画に抵触していないかを確認し、修正の要否を検討し実施しているも

のである。(平成23年度の修正は、関係地方公共団体への意見聴取を行った結果、各地域防災計画に抵触しないことが確認できたことから、修正は行っていない。)

② 原子力防災訓練の実績

原子力防災訓練については、第2.2.1.7.6表「過去に実施した原子力防災訓練の概要(平成22年度以降)」に示すように、年1回確実に実施している。なお、福井県等関係自治体が主催する訓練にも適宜、参加している。

また、訓練結果を踏まえて、情報共有化の向上及び便宜性の向上などのため、資機材の充実及び緊急時対策所のレイアウト変更などを行っている。

③ 消防総合訓練の実績

消防総合訓練の実績については、第2.2.1.7.8表「高浜発電所消防総合訓練の概要(平成22年度以降)」に示すように、年1回確実に実施している。

また、訓練結果を踏まえ、情報伝達、体制の充実などを実施している。

(3) 評価結果

① 原子力事業者防災業務計画修正実績

原子力事業者防災業務計画の修正については、原災法に規定する主旨に基づき継続的かつ確実に実施されていることを確認した。

② 原子力防災訓練の実績

原子力防災訓練は原子力防災業務要綱に基づき年1回実施しており、訓練結果を踏まえ資機材の充実などが図られ、継続的かつ確実に実施されていることを確認した。

③ 消防総合訓練の実績

消防総合訓練は防火管理所達に基づき年1回実施しており、訓練結果を踏まえ情報伝達、体制見直しの改善などが図られ、継続的かつ確実に実施されていることを確認した。

(4) 今後の取組み

原子力事業者防災業務計画の修正については、今後も確実に実施していく。

また、原子力防災訓練、消防総合訓練については、今後も継続的かつ確実に実施するとともに課題を抽出して必要な改善を図っていく。

2.2.1.7.2.6 まとめ

(1) 事故・故障等発生時の対応に係る改善

事故・故障等発生時の対応に係る改善については、社内マニュアルへの反映や必要な資機材の充実及び訓練を踏まえた改善活動が確実に実施されていることを確認した。

(2) 原子力緊急事態等発生時の対応に係る改善

原子力緊急事態等発生時の対応に係る改善については、原子力緊急事態などの体制及び組織に係る改善が図られ社内マニュアルに反映したうえで訓練により有効性を確認するなど、改善活動が確実に実施されていることを確認した。

また、必要な施設、設備についても充実強化が図られていることを確認した。

(3) 今後の取組み

今後も事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応に係る外部・内部評価結果などに対する対応を確実に実施し、継続的な改善を図り、事故・故障等発生時及び原子力緊急事態等発生時の対応について一層の充実に努める。

主な計画として、訓練においては、緊急時に現場の指揮者クラスのリーダーシップ能力が重要であることから、現場の指揮者クラスに対して、緊急時の状況を体感し、訓練参加者全員で訓練を振り返り良好事例を共有する、リーダーシップ能力を高める訓練（たいかん訓練）を導入していくこととしている。また、設備面においては、現状、訓練を実施し対応能力は維持で

きているが、訓練の状況を踏まえた給水作業の迅速化、効率化が必要であることから、消防ポンプに代えて、送水車を重大事故等対処設備として導入することとしている。また、緊急時の体制の維持及び対応能力の向上のため、要員を現状より多く収容できる設備が必要であることから、要員を収容できる施設として、免震事務棟を設置することとしている。

第 2.2.1.7.1 表 原子力防災資機材

分類	原子力防災資機材現況届出書の名称		発電所該当名称	数量	点検頻度	保管場所
放射線障害防護用器具	汚染防護服		汚染防護服	310組	1回/年	緊急時対策所 中央制御室 モニタリングカー
	呼吸用ボンベ付き一体型防護マスク		セルフエアセット	93個	1回/年	第二事務所5階会議室 中央制御室 モニタリングカー他
	フィルター付き防護マスク		ガス・ダスト両用マスク	310個	1回/年	緊急時対策所 中央制御室 モニタリングカー
非常用通信機器	緊急時電話回線		NTT電話回線	1回線	-	緊急時対策所
	ファクシミリ		ファクシミリ装置	1台	2回/年	緊急時対策所
	携帯電話等		携帯電話	7台	-	-
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		排気筒モニタ ・格納容器排気筒モニタ ・補助建屋排気筒モニタ	1台/ユニット 1台/ユニット	定期検査毎 定期検査毎	1,2号補助建屋 3,4号補助建屋
			排水モニタ ・放水ロモニタ	1台/2ユニット	定期検査毎	1,2号放水口 3,4号放水口
	ガンマ線測定用サーベイメータ		高線量当量率サーベイメータ	1台	1回/年	中央制御室
			電離箱式サーベイメータ	2台	1回/年	緊急時対策所 モニタリングカー
			NaIシンチレーション式サーベイメータ	1台	1回/年	モニタリングカー
	中性子線測定用サーベイメータ		中性子線サーベイメータ	2台	1回/年	中央制御室
	空間放射線積算線量計		蛍光ガラス線量計 (RPLD)	4個	1回/年	ホールボディカウント室
	表面汚染密度測定用サーベイメータ		α線用汚染サーベイメータ	1台	1回/年	第二事務所5階会議室
			β線用汚染サーベイメータ	1台	1回/年	緊急医療処置室
	可搬式ダスト測定関連機器	サンプラ	可搬式ダストサンプラ	4台	1回/年	協力会社D棟 モニタリングカー
		測定器	ゲルマニウム波高分析装置	1台	1回/年	ホットカウント室
	可搬式の放射性ヨウ素測定関連機器	サンプラ	可搬式ヨウ素サンプラ	2台	1回/年	協力会社D棟 モニタリングカー
		測定器	ゲルマニウム波高分析装置	1台	1回/年	ホットカウント室
	個人用外部被ばく線量測定機器		個人被ばく線量測定器	200台	1回/年	緊急時対策所
	その他	エリアモニタリング設備		エリアモニタ ・格納容器内高レンジエリアモニタ ・使用済燃料ピット区域エリアモニタ	16台	定期検査毎 1回/年
モニタリングカー		モニタリングカー	移動式行列ソグ設備 車両	1台 1台	定期検査毎 道路運送車 両法による	モニタリングカー 発電所敷地内駐車場
その他資機材	ヨウ素剤		ヨウ素剤	2,000錠	1回/年	健康管理室 緊急時対策所 中央制御室
	担架		担架	1台	1回/年	中央制御室
	除染用具		除染キット	1式	1回/年	緊急医療処置室
	被ばく者の輸送のために使用可能な車両		救急急患輸送車	1台	道路運送車 両法による	発電所敷地内
	屋外消火栓設備又は動力消防ポンプ設備		屋外消火栓	1式	消防法による	屋外
動力消防ポンプ設備			1台	1回/年	特高開閉所エリア	

第 2.2.1.7.2 表 緊急事態応急対策における要員の派遣、資機材の貸与

(発災：高浜発電所)

派遣先	派遣元組織	要員数	貸与する資機材等	数量	実施する主な業務
原子力規制庁緊急時対応センター（ERC）	本店	2名	携帯電話	各1台	・事故情報の提供 ・決定事項の伝達
緊急時モニタリングセンター ^{*1}	本店 美浜発電所 高浜発電所 大飯発電所	28名	モニタリングカー NaIシンチレーション式サーベイメータ 電離箱式サーベイメータ 表面汚染密度測定用サーベイメータ 可搬型モニタリングポスト エアサンプラー（ハイボリューム） エアサンプラー（ローボリューム） 熱蛍光線量計（TLD） TLDリーダー TLDアニール装置 ゲルマニウム波高分析装置 NaIポータブルスペクトルメータ ガラスバッジ等 個人被ばく線量測定器 携帯電話	3台 20台 28台 28台 4台 4台 1台 440個 1台 1台 3台 1台 192個 64台 1台	・初期モニタリング ・中期モニタリング ・復旧期モニタリング
若狭地域原子力事業者支援連携本部 ^{*2} （原子力研修センター内）	本店 美浜発電所 大飯発電所	15名 10名 10名	携帯電話 原子力事業者防災業務計画 関係自治体地域防災計画 若狭地域原子力事業者連携に関する確認書 原子力事業者間協力協定 機材・要員用輸送車両 表面汚染密度測定用サーベイメータ 個人線量計（ポケット線量計）	1台 1冊 各1冊 1式 1式 1台 27台 45台	・各発電所への情報提供 ・事業者間の要員派遣調整 ・オフサイト活動の人員、配置の調整 ・環境放射線モニタリング ・避難退城時検査および除染など
原子力防災センター	本店	9名	携帯電話 発電所周辺地図 事故時操作所則 事故時影響緩和と操作評価に係るマニュアル プラント系統図 プラント主要設備概要 プラント関係プロセスおよび放射線計測配置図 原子炉安全保護系ロジック一覧表 発電機車	1台 1式 1式 1式 1式 1式 1式 1式 1台	・原子力防災センターにおける設営準備（発電機車の準備含む） ・連絡会議への参加 ・本店との情報共有 ・要請事項への協力
所在都道府県、所在市町村、関係周辺都道府県、関係周辺市町村の災害対策本部	本店 高浜発電所	17名 2名	携帯電話	各1台	・事故情報の提供 ・決定事項の伝達 ・技術的事項他の支援
事業所外運搬に係る特定事象発生場所	本店 発災元副原子力防災管理者 高浜発電所	3名 1名 5名	道路地図 安全解析書 携帯電話 NaIシンチレーション式サーベイメータ 電離箱式サーベイメータ 表面汚染密度測定用サーベイメータ 可搬型モニタリングポスト エアサンプラー（ローボリューム） 熱蛍光線量計（TLD） ガラスバッジ等 除染キット 機材・要員用輸送車両	1式 1式 1台 3台 3台 4台 1台 2台 100個 50個 1式 1台	・環境放射線モニタリング ・避難退城時検査および除染など

*1：警戒体制発令時においては、関係機関からの要請に応じて派遣する。

*2：「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」に基づく原子力事業者支援本部が設置され運営開始された後は、若狭地域原子力事業者支援連携本部の活動は原子力事業者支援本部の活動に移行する。

第 2.2.1.7.3 表 保安活動改善状況一覧表（緊急時の措置）（1 / 2）

マネジメントレビュー

改善活動の契機	活動内容及び活動結果	実施状況	継続性	評価項目	備考
なし	—	—	—	—	

予防処置

改善活動の契機	活動内容及び活動結果	実施状況	継続性	再発の有無	評価項目	備考
なし	—	—	—	—	—	

内部監査（発電所が実施した内部監査）

改善活動の契機	活動内容及び活動結果	実施状況	継続性	再発の有無	評価項目	備考
なし	—	—	—	—	—	

内部監査（経営監査室が実施した内部監査）

改善活動の契機	活動内容及び活動結果	実施状況	継続性	再発の有無	評価項目	備考
なし	—	—	—	—	—	

凡例

実施状況 : ○ : 実施済み △ : 実施中 × : 未実施 — : 実施不要

継続性 : ○ : 改善活動の見直しが継続している × : 改善活動の見直しが継続していない — : 対象外

再発の有無 : ○ : 再発していない × : 再発している — : 対象外

第 2.2.1.7.3 表 保安活動改善状況一覧表（緊急時の措置）（2 / 2）

保安検査

改善活動の契機	活動内容及び活動結果	実施状況	継続性	再発の有無	評価項目	備考
平成 27 年度第 3 回保安検査 保安規定第 13 条(運転員等の確保)第 4 項において「技術課長は、重大事故等の対応を行う要員として、表 13-3 に定める人数を常時確保するとともに、運転員、常駐の本部要員及び常駐の緊急安全対策要員を、発電所内に合計で 70 名以上常時確保する」ことが要求されている。しかし「緊急時対応体制割当表」に従い割当てられた緊急時対策要員 70 名以上が、平日昼間・平日夜間・休日に発電所内に在席していることを確認する要領が所則などに定められていない。	技術業務所則に平日夜間、休日、平日昼間の要員確保の確認方法及び確認記録を残すことを追記すべく改正した。	○	○	○	社内マニュアル	

凡例

実施状況 : ○ : 実施済み △ : 実施中 × : 未実施 - : 実施不要

継続性 : ○ : 改善活動の見直しが継続している × : 改善活動の見直しが継続していない - : 対象外

再発の有無 : ○ : 再発していない × : 再発している - : 対象外

第 2.2.1.7.4 表 高浜発電所原子力事業者防災業務計画修正実績(平成 22 年度以降)

(1 / 2)

年度	内容
平成 22 年度 (平成 22 年 9 月 17 日)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 平成 22 年 4 月に行われた関係する地方公共団体の組織改正に伴う通報箇所の記載修正 2. 放射線障害防護用器具の更新に伴う資機材名称の変更
平成 23 年度 (平成 24 年 1 月 12 日)	<p>関係地方公共団体への事前意見聴取を行った結果、各地域防災計画に抵触しないことが確認できたことから平成 23 年度の修正は実施しない旨、原子力事業本部からの公文書受領。</p>
平成 24 年度 (平成 25 年 3 月 18 日)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 原子力事業者防災業務計画等に関する省令の策定に伴う緊急時対策所及び本店緊急時対策室等、原子力災害予防対策の充実内容の反映 2. 原子力災害対策特別措置法及び関係省令の改正に伴う通報、連絡先の追記及び通報、報告先の名称変更に伴う記載修正
平成 25 年度 (平成 25 年 12 月 19 日)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 原子力災害対策特別措置法及び関係政省令等の改正、並びに原子力災害対策指針改正に伴う緊急時活動レベル (EAL) の定義の追加、警戒事象が発生した場合及び国から警戒事態の連絡があった場合に、発電所及び本店で警戒本部を設置することを追加、及び対策の名称等の記載修正 2. 関係周辺市町村の定義に、協議対象の各府県の地域防災計画で指定された市町村名を追加することによる明確化
平成 26 年度 (平成 27 年 3 月 27 日)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 原子力規制庁及び内閣府の組織改正に伴う通報箇所などの記載修正 2. 社内組織改正 (原子力安全部門設置) に伴う発電所原子力防災組織などの記載修正 3. 若狭地域原子力事業者における原子力災害時等の連携に関する確認書の改定に伴う資機材などの記載修正
平成 27 年度 (平成 28 年 3 月 28 日)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 防災要員の対象範囲の見直しに伴う対象者及び要員が使用する資機材の充実に関する記載修正 2. 社内組織改正 (原子力調達センター及び廃止措置技術センターの設置等) に伴う要員の招集経路等の記載修正 3. シビアアクシデント対策等に関する資機材の記載修正 4. ERS S 伝送データ項目の追加に伴う記載修正

第 2.2.1.7.4 表 高浜発電所原子力事業者防災業務計画修正実績(平成 22 年度以降)

(2 / 2)

年度	内容
平成 28 年度 (平成 29 年 3 月 28 日)	1. 原子力事業所災害対策支援拠点の見直しに伴う原子力事業所災害対策支援拠点の候補場所の記載修正 2. 社内組織改正(電力の小売全面自由化に伴う本店対策本部の組織変更等及び原子力事業本部への原子力訴訟グループ設置等)に伴う防災組織などの記載修正 3. 美浜原子力緊急事態支援センター運用開始に伴う組織概要及び原子力防災組織の業務を一部委託するものとしての業務範囲等の記載修正
平成 29 年度 (平成 29 年 11 月 10 日)	1. 通報規則及び原子力災害対策指針の改正に伴う緊急時活動レベル(EAL)の一部内容変更 2. 原子力規制庁内規「原子力事業者防災業務計画の確認に係る視点等について」の改正に伴う各事業者間で統一した通報様式への修正、モニタリングに関する事項の修正に係る上席放射線防災専門官への指導・助言伺いする旨の追加、警戒事象における連絡手段の明確化 3. 社内組織改正(本店組織改正に伴う総務班への自社需給係設置、発電所組織改正に伴う総務班への安全・防災室の追加)及び原子力規制庁組織改正(原子力災害対策・核物質防護課から緊急事案対策室へ変更、地方放射線モニタリング対策官から上席放射線防災専門官へ変更)に伴う見直し
平成 30 年度 (平成 31 年 1 月 18 日)	1. 緊急時活動レベル(EAL)の事象説明に係る記載の一部見直し(蒸気発生器冷却機能喪失のおそれ、冷却機能の喪失に関する基準) 2. 発送電分離を見据えた組織改正に伴う本店組織名称の見直し

(平成 31 年 1 月末現在)

第 2.2.1.7.5 表 設計基準事象対応教育防災訓練一覧表（1 / 2）

分類 ^{※1}	種別	教育・訓練名	教育・訓練内容	教育種別	実施頻度	対象者	教育・訓練所管箇所
内部 溢水	内部溢水	内部溢水に対する全般教育	<ul style="list-style-type: none"> 内部溢水事象の対処(評価、溢水経路、防護すべき設備)に関する概要 堰、水密扉等の設置の考え方及び運用管理に関する事項 事前評価(設計検証)に関する留意事項に関する事項 内部溢水発生(蒸気噴霧、浸水、被水)後の機能確認に関する留意事項 各種対策設備の追加及び資機材持ち込み等による可燃物量並びに床面積の見直し管理に関する事項 水密コンバートメント等からの漏洩対応に関する事項 廃棄物処理建屋、タービン建屋、屋外タンクからの溢水事象に関する事項 高エネルギー配管と低エネルギー配管の運転時間管理 	保安	1回/年	全所員 (所長は除く)、 専属消防隊	安全・防災室
		内部溢水の評価内容に関する教育	<ul style="list-style-type: none"> 溢水影響評価の手法 配管管理・評価手法 想定破損(浸水、被水、蒸気)、地震時の溢水評価の実施内容 	保安	1回/年	安全・防災室員 技術課員 保修課員 土木建築課員 保全計画課員 のうち、当該設備の 保守管理を行う者	安全・防災室
		内部溢水発生時の運転操作に関する教育・訓練	内部溢水が発生時の判断・運転操作に関する事項	保安	1回/年	運転員	発電室
		火災防護教育	<ul style="list-style-type: none"> 消火活動時の放水に係る注意事項 火災発生時の対応時間に関する事項 消火水放水時の注意事項 消火水による防護対象設備の安全機能への影響確認に関する事項 放水後の放水量の検証に関する事項 	保安	1回/年	全所員 (所長は除く)、 専属消防隊	安全・防災室
火山影響等、 降雪発生時	火山影響等、降雪発生時	火山影響および積雪発生時に対する運用管理に関する教育	<ul style="list-style-type: none"> 降灰時の対応に関する事項 降下火砕物の除去作業に関する事項 積雪の除去作業に関する事項 	保安	1回/年	全所員 (所長は除く)	安全・防災室
		火山影響等発生時の運転操作に係る手順に関する教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> 降灰より防護すべき施設の点検に関する事項 換気空調設備の外気取入口フィルタの点検 換気空調設備の操作(タンク閉止・循環運転等)[降灰時の侵入防止] 水循環系ストレーナの点検及び洗浄[降灰時の閉塞防止] 閉閉所の洗浄[降灰時の影響防止] その他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のうち運転操作に関する事項 	保安	1回/年	運転員	発電室
		火山防護に対する運用管理及び保守・点検に関する教育	<ul style="list-style-type: none"> 降下火砕物より防護すべき施設の保守管理に関する事項 	保安	1回/年	各保修課員 のうち、当該設備の保守 管理を行う者	各保修課
			<ul style="list-style-type: none"> 降下火砕物より防護すべき施設(土建設備)の保守管理に関する事項 	保安	1回/年	土木建築課員 のうち、当該設備の保守 管理を行う者	土木建築課
		火山影響等発生時のディーゼル発電機の機能を維持するための対策および炉心の著しい損傷を防止するための対策に関する教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> 災害の特徴、基本的な対応の考え方及び手順に関する事項 ディーゼル発電機の機能を維持するための対策に関する事項 タービン補助給水ポンプを用いた炉心を冷却するための対策に関する事項 蒸気発生器補助給水ポンプ(電動)を用いた炉心の著しい損傷を防止するための対策に関する事項 その他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に関する事項 	一般	1回/年	緊急安全対策要員	安全・防災室 ^{※2} 放射線管理課 電気保修課 電気保修課
その他 自然災害	地震	地震発生時の対応に関する教育	<ul style="list-style-type: none"> 波及的影響防止に関する事項 原子炉施設への影響確認に関する事項 設備の保管に関する事項 設備の維持管理に関する事項 	保安	1回/年	全所員 (所長は除く)	安全・防災室
			運転操作に関する教育・訓練	保安	1回/年	運転員	発電室
	津波	津波防護に係る運用管理に関する教育	津波来襲時の運用管理、防潮扉の運用に関する事項	保安	1回/年	全所員 (所長は除く)	安全・防災室
		津波防護に係る運転操作手順に関する教育	<ul style="list-style-type: none"> 大津波警報発令時の循環水ポンプ停止(プラント停止) 3.4号機当直課長と1.2号機当直課長の連携を含めた操作手順の教育・訓練 取水路防潮ゲートの閉止操作訓練 	保安	1回/年	運転員	発電室
		津波防護施設等の保守・点検に関する教育	津波防護施設、浸水防護設備、津波監視設備及び影響軽減施設の保守管理に関する事項	保安	1回/年	計装保修課員 タービン保修課員 電気保修課 土木建築課員 のうち、当該設備の保守 管理を行う者	計装保修課 タービン保修課 電気保修課 土木建築課
		燃料等輸送船の緊急退避教育	<ul style="list-style-type: none"> 新規制基準の要求に関する事項 燃料等輸送船の評価、緊急退避に関する事項 退避場所と想定される対応ケースの説明に関する事項 	保安	1回/年	原子燃料課員 放射線管理課員 のうち、輸送業務を行う 者	原子燃料課 放射線管理課
		燃料等輸送船の緊急離岸訓練	<ul style="list-style-type: none"> 非常用電源による岸壁クレーン操作に関する事項 緊急時対応マニュアルに基づく緊急退避に関する事項 	保安	1回/年	原子燃料課員 のうち、輸送業務を行う 者	原子燃料課
	竜巻	竜巻に対する運用管理に関する教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> 竜巻発生時の車両退避等の訓練 竜巻の襲来が予想される場合に関する事項 竜巻発生時の車両退避等に関する事項 竜巻発生時の原子炉施設への影響確認に関する事項 飛来物管理に関する事項 竜巻の対応に関する事項 	一般	1回/年	所員	安全・防災室
		竜巻防護に係る運転操作手順に関する教育	竜巻襲来時における運転操作手順に関する教育・訓練	保安	1回/年	運転員	発電室
		竜巻設備に関する保守・点検に係る教育	竜巻飛来物防護対策設備、竜巻による飛来物の発生を防止するための固縛装置に係る保守・点検	保安	1回/年	安全・防災室員 原子燃料課員 タービン保修課員 電気保修課員 のうち、当該設備の保守 管理を行う者	安全・防災室 原子燃料課 タービン保修課 電気保修課

第 2.2.1.7.5 表 設計基準事象対応教育防災訓練一覧表（2 / 2）

分類※1	種別	教育・訓練名	教育・訓練内容	教育種別	実施頻度	対象者	教育・訓練所管箇所
緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関する教育	燃料体等取扱施設	使用済燃料ピットへの重量物落下防止に係る事項	・使用済燃料ピットへの重量物落下防止に係る措置に関する事項 ・使用済燃料ピットへの重量物落下防止に係る設備の保守・点検に関する事項	保安	1回/年	原子燃料課員 放射線管理課員 土木建築課員 保修課員 のうち、当該設備の保守管理を行う者	原子燃料課 原子炉保修課
			・使用済燃料ピットの水位計・温度計・エアモニタの保守・点検に関する事項	保安	1回/年	計装保修課員のうち、当該設備の保守管理を行う者	計装保修課
	誤操作	誤操作防止教育	・識別管理、弁の施錠管理方法に関する事項 ・識別管理及び施錠管理に関する教育、中央制御室換気空調閉回路循環運転	保安	1回/年	運転員	発電室
			・識別管理に関する教育、換気空調設備及び照明設備（落下防止）に係る保守・点検	保安	1回/年	各保修課員 土木建築課員 のうち、当該設備の保守管理を行う者	各保修課
	安全施設	安全施設の保守・点検に係る教育	・アニュラス空気浄化設備のダクトの一部並びに安全補機室空気浄化設備のダクトの一部及びフィルタユニットに係る保守管理に関する事項	保安	1回/年	原子炉保修課員のうち、当該設備の保守管理を行う者	原子炉保修課
	中央制御室	その他自然災害発生時的確な判断・操作等の技能習得及び保守管理に係る教育	・監視カメラ操作、公的機関からの情報入手（FAX等）に関する事項 ・酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による濃度測定に関する事項 ・気象観測装置の運用管理に関する事項	保安	1回/年	運転員	発電室
			・酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の保守管理に関する事項	保安	1回/年	放射線管理課員のうち、当該設備の保守管理を行う者	放射線管理課
			・監視カメラ、気象観測装置の保守管理に関する事項	保安	1回/年	計装保修課員のうち、当該設備の保守管理を行う者	計装保修課
	安全避難通路	安全避難通路に関する教育	・可搬型照明の使用法に関する事項	保安	1回/年	運転員	発電室
			・作業用照明の保守・点検に関する事項	保安	1回/年	電気保修課員のうち、当該設備の保守管理を行う者	電気保修課
			・可搬型照明の保守・点検に関する事項	保安	1回/年	所長室員のうち、当該設備の保守管理を行う者	所長室
	保安電源	その他自然災害発生時的確な判断・操作等の技能習得及び保守管理に係る教育	・電気設備に係る手順に関する事項及び外部電源系統切替に関する事項 ・変圧器1次側における1相開放故障が検知されない状態における対応	保安	1回/年	運転員	発電室
			・電気設備に係る保守・点検に関する事項	保安	1回/年	電気保修課員のうち、当該設備の保守管理を行う者	電気保修課
	監視設備	モニタステーション及びモニタボストの保守管理に係る教育	・モニタステーション及びモニタボストの電源、警報及びデータ伝送系に係る保守・点検に関する事項	保安	1回/年	放射線管理課員のうち、当該設備の保守管理を行う者	放射線管理課
安全保護回路	安全保護系に関する教育	保守管理や盤の施錠管理、出入管理、パスワード管理等の管理手順に関する教育	保安	1回/年	計装保修課員のうち、当該設備の保守管理を行う者	計装保修課	

※1:運転員のみを対象とした保安教育は、「異常時対応(現場機器対応)、異常時対応(中央制御室内対応)、異常時対応(指揮、状況判断)」として実施する。
 ※2:本教育訓練は安全・防災室が取り纏めを行うが、各手順に関する教育訓練はそれぞれ手順所管課(安全・防災室、タービン保修課、電気保修課、放射線管理課)が行う。

第 2.2.1.7.6 表 過去に実施した原子力防災訓練の概要（平成 22 年度以降）

(1 / 3)

実施年度	訓練概要	訓練結果を踏まえた主な改善事項
平成 22 年度	高浜発電所 3 号機において、各種安全防護設備故障及び発電所外への放射性物質放出を想定し、緊急時組織の各種訓練を実施するとともに、「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡、現場からの退避者誘導などの確認を行った。	<ul style="list-style-type: none"> ・本部内の情報共有機能の向上のための緊急時対策所内レイアウトの変更 ・効率的に对外派遣を実施するためのタイミングの変更
平成 23 年度	高浜発電所 1～4 号機において、地震・津波による全交流電源喪失を想定し、緊急時組織の各種訓練を実施するとともに、「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡、現場からの退避者誘導や「高浜発電所電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動に係る対応所達」に基づく緊急応急対策などの確認を行った。	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流電源喪失時の通信手段の強化 ・資機材配置の変更
平成 24 年度	高浜発電所 1～4 号機において、地震・津波による全交流電源喪失を想定し、緊急時組織の各種訓練を実施するとともに、「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡、現場からの退避者誘導や「高浜発電所電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動に係る対応所達」に基づく緊急応急対策などの確認を行った。	<ul style="list-style-type: none"> ・本部内情報共有ツールの変更
平成 25 年度	高浜発電所 1～4 号機において、地震・津波による全交流電源喪失を想定し、緊急時組織の各種訓練を実施するとともに、「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡、現場からの退避者誘導や「高浜発電所電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動に係る対応所達」に基づく緊急応急対策などの確認を行った。	<ul style="list-style-type: none"> ・本部内における情報周知の際の運用方法の変更 ・情報共有ツールの変更

第 2.2.1.7.6 表 過去に実施した原子力防災訓練の概要（平成 22 年度以降）

(2 / 3)

実施年度	訓練概要	訓練結果を踏まえた主な改善事項
平成 26 年度 (8 月)	高浜発電所 3 号機においては各種安全防護設備故障、4 号機においては全交流電源喪失を想定し、緊急時組織の各種訓練を実施するとともに、「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡、緊急時被ばく医療や「高浜発電所電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動に係る対応所達」等に基づく緊急応急対策などの確認を行った。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 現場資機材の改善
平成 26 年度 (11 月)	高浜発電所 3 号機においては安全防護設備の火災、4 号機においては冷却材の漏えいを想定し、緊急時組織の各種訓練を実施するとともに、「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡や「高浜発電所電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動に係る対応所達」等に基づく緊急応急対策などの確認をシナリオ非提示（ブラインド訓練）方式で行った。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 本部内の情報共有機能の向上のための緊急時対策所内レイアウトの変更
平成 27 年度	高浜発電所 1～4 号機において、地震による全交流電源喪失を想定し、緊急時組織の各種訓練を実施するとともに、「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡や「高浜発電所電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動に係る対応所達」に基づく緊急応急対策などの確認を行った。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 本部内情報共有ツールの変更
平成 28 年度	高浜発電所 3 号機においては全交流電源喪失、1・2・4 号機においては外部電源喪失を想定し、緊急時組織の各種訓練を実施するとともに、「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡や「重大事故等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所達」等に基づく緊急応急対策などの確認をシナリオ非提示（ブラインド訓練）方式で行った。 なお、今回訓練においては、情報が輻輳する状況下においても、本部長の責任、負担を軽減し、的確な判断、指示を行うことができるよう、米国等で取り入れられている ICS（Incident Command System）を参考とした体制で訓練を実施した。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 本部内及び本部外との情報共有ツールの変更 ・ ICS の更なる改善

第 2.2.1.7.6 表 過去に実施した原子力防災訓練の概要（平成 22 年度以降）

(3 / 3)

実施年度	訓練概要	訓練結果を踏まえた主な改善事項
平成 29 年度	高浜発電所 4 号機においては全交流電源喪失、1・2・3 号機においては外部電源喪失を想定し、緊急時組織の各種訓練を実施するとともに、「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡や「重大事故等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所達」等に基づく緊急応急対策などの確認をシナリオ非提示（ブラインド訓練）方式で行った。	<ul style="list-style-type: none"> ・本部内情報共有ツールの変更 ・本部内のレイアウトの改善

高浜発電所を対象とした地方自治体が主催する訓練は平成 26 年度（8 月）及び平成 28 年度、国が主催する訓練は平成 30 年度に実施されており、当社は同訓練に参加するとともに、それに合わせた社内原子力総合防災訓練を実施している。

第 2.2.1.7.7 表 福島第一原子力発電所事故以後充実を図った緊急時対策

(1 / 4)

緊急時対策関連事項	概 要
重大事故等対処設備に対する要求事項	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替電源設備及び可搬型代替注水設備は必要な容量（2セット以上）を配備し、接続口は位置的分散を確保して複数用意した上で、共通要因によって接続不能とならないことを確認している。
復旧作業に対する要求事項	<ul style="list-style-type: none"> 復旧作業を実施するため重大事故等対処設備を配備している。なお、長期的な対応を考慮し、安全上特に重要度が高く、復旧することで複数の設備の機能復帰に寄与できる海水系統及び電源系統に対しては、海水ポンプモータや電源ケーブル等の予備品を確保している。 可搬型重大事故等対処設備による対応のため、建屋外で必要となるアクセスルートを確保するよう、ガレキ撤去用の重機を配備している。
その他の要求事項	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備に必要な燃料をサイト内に備蓄しており、事象発生後7日間以上、事故収束対応を維持できることを確認している。 外部からの支援が可能となるよう、メーカ、協力会社、燃料供給会社等と設備の修理・復旧、ガレキ処理のための資機材の供給、燃料の供給等に係る覚書等を締結している。
手順書の整備、訓練の実施、体制の整備	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故を超える事故に的確かつ柔軟に対処できるよう、あらかじめ事故時操作所則等の手順書を整備し、訓練を行うとともに人員確保等の必要な体制を整備している。
原子炉停止対策	<ul style="list-style-type: none"> 運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象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においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するための手順を整備している。また、対策設備についても設置している。
原子炉冷却材高圧時の冷却対策	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失時、常設直流電源系統喪失時には、タービン動補助給水ポンプを手動で起動し対応する手順を整備している。
原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策	<ul style="list-style-type: none"> 常設直流電源系統喪失時に、主蒸気逃がし弁や加圧器逃がし弁の動作機能を復旧、代替すること等により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を配備している。
原子炉冷却材低圧時の冷却対策	<ul style="list-style-type: none"> 可搬式代替低圧注水ポンプ又は恒設代替低圧注水ポンプにより、水を原子炉へ給水することで原子炉冷却機能を代替する設備を配備している。
事故時の重大事故防止対策における最終ヒートシンク(UHS)確保対策	<ul style="list-style-type: none"> 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する手段として、大容量ポンプの整備による格納容器再循環ユニットを用いた海水への熱の輸送設備、また、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁による2次系冷却機能を用いた大気への熱の輸送設備を配備している。

第 2.2.1.7.7 表 福島第一原子力発電所事故以後充実を図った緊急時対策

(2 / 4)

緊急時対策関連事項	概 要
格納容器内雰囲気冷却・減圧・放射性物質除去対策	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内雰囲気冷却の圧力及び温度、放射性物質濃度を低下させ、炉心の著しい損傷、格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイングから格納容器内へのスプレイングが可能となるように、消防ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ、恒設代替低圧注水ポンプを配備している。また、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプを用いた格納容器再循環ユニットを用いた海水への熱の輸送手段も整備している。 ・ 格納容器スプレイング時の格納容器水位は、格納容器に注水した水量によるものに加え、水位計を新設し、確認手段をさらに追加している。
格納容器の過圧破損防止対策	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内雰囲気冷却の圧力及び温度を低下させるため、大容量ポンプにより海水を格納容器再循環ユニットに直接注水できる設備を配備している。
格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却対策	<ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬式代替低圧注水ポンプ及び恒設代替低圧注水ポンプにより、格納容器スプレイングから格納容器内にスプレイングした水を格納容器最下層に集積させ、最下層にある貫通口を通じて格納容器下部に流入させることにより、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却し、格納容器の破損を防止する対策を整備している。 ・ 格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する際の水位を冷却水の注水の積算水量計や水源となるタンクの水位変化による確認に加え、水位計を新設し、確認手段をさらに追加している。
格納容器内の水素爆発防止対策	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心の著しい損傷により、短期間に発生する水素が、格納容器の健全性に影響を及ぼすような水素爆発を起こす可能性のある濃度に至らないことを評価している。その上で、重大事故時の格納容器内の水素濃度低減を進めるために静的触媒式水素再結合装置を設置している。 ・ 事故初期の格納容器内の水素濃度ピークを制御し、水素濃度低減を図るために格納容器水素燃焼装置（イグナイタ）を設置している。 (13 台/ユニット) ・ 事故時の水素濃度を測定するための設備として、可搬型格納容器内水素ガス濃度計を設置している。
原子炉建屋等の水素爆発防止対策	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器からアニュラス（格納容器と外部遮へい壁との間の空間）へ漏えいする水素がアニュラス内に蓄積し、水素爆発により損傷することがないように、アニュラス空気浄化設備により水素を早期に排出する手順を整備している。 ・ アニュラス内に水素濃度計測装置を設置している。
使用済燃料プールの冷却、遮へい、未臨界確保対策	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために、可搬式代替低圧注水ポンプ及びスプレイングヘッドを配備している。

第 2.2.1.7.7 表 福島第一原子力発電所事故以後充実を図った緊急時対策

(3 / 4)

緊急時対策関連事項	概 要
補給水・水源の確保対策	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準対応設備の水源に加えて、炉心の著しい損傷等の対処に必要なとなる十分な量の水源を確保するとともに、これらの水源から設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に必要な量の水を供給できる設備を配備している。また、格納容器再循環サンプを水源とする高圧再循環設備（高圧注入ポンプ）のモータ他への代替冷却ラインを設置している。
電源確保対策	<ul style="list-style-type: none"> 炉心の著しい損傷の防止、格納容器の破損の防止、使用済燃料貯蔵プールの燃料の損傷の防止及び原子炉停止中に燃料の損傷の防止のために必要となる電力を確保するため、電源車と空冷式非常用発電装置の整備、非常用バッテリーと常用バッテリーの接続、号機間電力融通などを実施している。
制御室	<ul style="list-style-type: none"> 炉心の著しい損傷が発生した場合に、可能な限り、運転員が制御室にとどまり対策操作ができる設備として、制御室の遮へい設計及び換気設計に加え、アニュラス空気浄化設備の早期起動、運転員が事故収束対応にあたる際に必要なマスク、タイベック等の放射線防護用資機材の配備、作業手順を整備している。
緊急時対策所	<ul style="list-style-type: none"> 1, 2号機制御建屋内に緊急時対策所を整備しており、対策要員の放射線管理や被ばく低減対策に必要な資機材を配備している。
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等が発生し、計測機器の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設置している。
監視測定設備	<ul style="list-style-type: none"> 発電所及びその周辺（発電所等の周辺海域を含む。）において、原子炉施設から放出される放射性物質、放射線の状況を監視、測定、記録するための常設モニタリング設備及び代替モニタリング設備を配備している。 風向、風速等を測定、記録する気象観測設備を設置している（可搬型の配備を含む。）。
通信連絡設備	<ul style="list-style-type: none"> 原子力発電所内外（現場間、現場と中央制御室、発電所対策本部（緊急時対策所）と原子炉設置者の本店、原子力事業本部、国及びオフサイトセンターなど）の必要箇所と連絡をとるためのトランシーバー、携行型通話装置、衛星電話などの通信連絡設備を配備している。
敷地外への放射性物質の放出抑制対策	<ul style="list-style-type: none"> 敷地外への放射性物質の拡散を抑制するため、損傷箇所へ放水できる設備として放水砲を配備し、さらに汚染水が海洋へ拡散することを抑制する設備としてシルトフェンス（垂下型汚濁水拡散防止膜）を配備している。

第 2.2.1.7.7 表 福島第一原子力発電所事故以後充実を図った緊急時対策

(4 / 4)

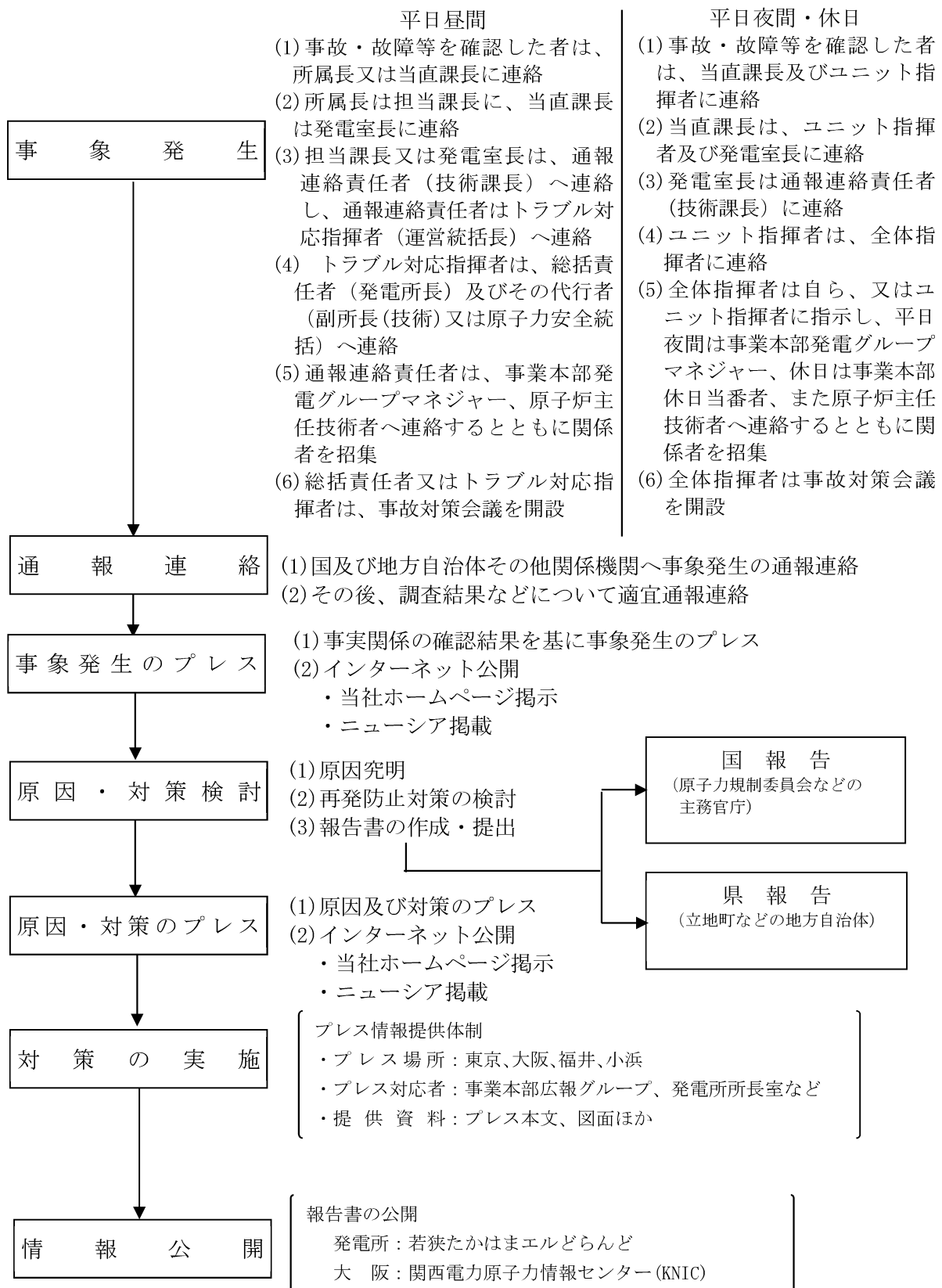
緊急時対策関連事項	概 要
可搬設備等による対応	<ul style="list-style-type: none"> ・大規模な自然災害又は意図的な航空機衝突等のテロリズムなどにより、プラントが大規模に損傷した状況における対応についての手順書を整備している。また、手順書に従って、活動を行うための体制及び資機材についても整備している。
特定重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ付ベント設備、緊急時制御室などの設置を進めているところである。
炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心の著しい損傷のおそれがある設計基準事故を超える事故として想定した事故シーケンスグループに対して、炉心の著しい損傷に至るのを防止するための適切な措置を講じていることを確認している。 ・炉心の著しい損傷に伴って発生するおそれのある格納容器破損モードに対して、格納容器が破損に至るのを防止するための適切な措置を講じていることを確認している。
使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止対策の有効性	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プールに貯蔵されている燃料の損傷のおそれがある事故として想定した事故に対して、燃料の著しい損傷に至るのを防止するための適切な措置を講じていることを確認している。
停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価	<ul style="list-style-type: none"> ・停止中の原子炉において燃料の損傷のおそれがある事故として想定した事故に対して、燃料の著しい損傷に至るのを防止するための適切な措置を講じていることを確認している。
火山影響等発生時の体制整備等に係る対策	<ul style="list-style-type: none"> ・火山現象による影響が発生し、又は発生するおそれがある場合において、原子炉の停止等の操作を行えるよう、①非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策としてカートリッジ型のフィルタを配備したほか、②代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策及び③交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷を防止するための対策に係る体制整備を実施している。
予期せず発生する有毒ガスに係る対策	<ul style="list-style-type: none"> ・予期せず発生する有毒ガスに係る対策として、中央制御室及び緊急時対策所の運転・初動要員について、必要となる空気呼吸具を配備するとともに、着用のための手順及び防護のための実施体制を整備している。
全共用 緊急時対策所	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所全共用の緊急時対策所の設置を進めているところである。

第 2.2.1.7.8 表 高浜発電所消防総合訓練の概要（平成 22 年度以降）（1 / 2）

実施年度	概 要
平成 22 年度	高浜発電所 1 号機屋外主変圧器からの火災発生及び 1 号機管理区域（補助建屋 3 2. 3 m ドラム詰め室前付近）からの火災発生を想定事象とし、初期対応訓練、通報連絡訓練、情報連絡訓練、消火活動訓練を社員及び消防機関、自衛消防隊を対象として、各組織が連携し安全を確保しつつ、迅速かつ的確な消防活動を実施した。
平成 23 年度	高浜発電所 4 号機屋外主変圧器からの火災発生及び 3 号機管理区域（補助建屋 4. 0 m 格納容器スプレイ冷却器室前通路付近）からの火災発生を想定事象とし、初期対応訓練、通報連絡訓練、情報連絡訓練、消火活動訓練を社員及び消防機関、自衛消防隊を対象として、各組織が連携し安全を確保しつつ、迅速かつ的確な消防活動を実施した。
平成 24 年度	高浜発電所 1, 2 号機屋外タービン油タンクからの火災発生及び 2 号機管理区域（補助建屋 3 2. 2 m 補助建屋送気ファン横作業用分電箱）からの火災発生を想定事象とし、初期対応訓練、通報連絡訓練、情報連絡訓練、消火活動訓練を社員及び消防機関、自衛消防隊を対象として、各組織が連携し安全を確保しつつ、迅速かつ的確な消防活動を実施した。
平成 25 年度	高浜発電所 4 号機屋外主変圧器からの火災発生及び 3 号機管理区域（補助建屋 1 0. 5 m B 充てん／高圧注入ポンプ室）からの火災発生を想定事象とし、初期対応訓練、通報連絡訓練、情報連絡訓練、消火活動訓練を社員及び消防機関、自衛消防隊を対象として、各組織が連携し安全を確保しつつ、迅速かつ的確な消防活動を実施した。
平成 26 年度	高浜発電所 2 号機屋外主変圧器からの火災発生及び 1 号機管理区域（管理区域内の火災想定は、1, 2 号機復水処理建屋を火災現場と置き換えて実施）からの火災発生を想定事象とし、初期対応訓練、通報連絡訓練、情報連絡訓練、消火活動訓練を社員及び消防機関、自衛消防隊を対象として、各組織が連携し安全を確保しつつ、迅速かつ的確な消防活動を実施した。
平成 27 年度	高浜発電所 3 号機管理区域（補助建屋 1 7 m ヒートトレース用変圧器）からの火災発生を想定事象とし、初期対応訓練、通報連絡訓練、情報連絡訓練、消火活動訓練を社員及び消防機関、自衛消防隊を対象として、各組織が連携し安全を確保しつつ、迅速かつ的確な消防活動を実施した。
平成 28 年度	高浜発電所 3 号機管理区域（補助建屋 - 2 m A 余熱除去ポンプ室内）及び 3, 4 号機補助ボイラ建屋内火災を想定事象とし、初期対応訓練、通報連絡訓練、情報連絡訓練、消火活動訓練を社員及び消防機関、自衛消防隊を対象として、各組織が連携し安全を確保しつつ、迅速かつ的確な消防活動を実施した。

第 2.2.1.7.8 表 高浜発電所消防総合訓練の概要（平成 22 年度以降）（2 / 2）

実施年度	概 要
平成 29 年度	高浜発電所 3 号機管理区域（補助建屋－2 m A 余熱除去ポンプ室内）及び 3，4 号機補助ボイラ建屋内火災を想定事象とし、初期対応訓練、通報連絡訓練、情報連絡訓練、消火活動訓練を社員及び消防機関、自衛消防隊を対象として、各組織が連携し安全を確保しつつ、迅速かつ的確な消防活動を実施した。



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ことがある。

第 2.2.1.7.1 図 事故・故障等発生時の対応フロー

1. 対応の基本方針

傷病者等発生時の対応の基本は、以下に基づき実施している。

- ・二次災害防止を最優先とする。
- ・傷病者の救命、救急に努める。
- ・汚染や被ばくを伴う場合又はその恐れのある場合は、放射線管理課長の指示に従って汚染拡大防止、被ばく低減のために必要な措置を講じる。

2. 対応フロー

傷病者等発生時には、別紙の「傷病者等発生時の対応フロー」に沿って、速やかに関係者へ連絡を行うとともに、傷病者等に対する応急処置を行うこととしている。

3. 現地における処置、診断

傷病者等が発生した場合、本人又は発見者は傷病者等の状態、傷病の程度、汚染の有無を確認し、所長室課長（総務）又は当直課長へ連絡し、傷病者等を放射線影響の少ない場所に救出し応急処置を行う。所長室課長（総務）又は当直課長は、作業担当課（室）長及び技術課長へ連絡するとともに、前述の通報連絡フローに従い、関係者へ連絡する。

傷病者等の汚染が認められた場合は、除染及び汚染拡大防止措置を講じた上、緊急医療処置室に搬送する。なお、汚染が認められない場合は、状況に応じ緊急医療処置室又は健康管理室に搬送する。

緊急医療処置室においては、傷病者等の救急処置を優先した上で、応急処置、除染措置などを実施する。なお、外部の医療機関での医療処置が必要と判断される場合は、外部の医療機関へ搬送し治療を受ける。

4. 傷病者等の搬送

傷病者等を医療機関に搬送する方法は、原則として公設救急車によるが、必要に応じて自家用救急車、一般車両、ヘリコプターを使用することとしている。

なお、傷病者等の汚染・被ばくの有無については、搬送前に当社より医療機関、消防署及び現地到着時の救急隊員に伝え、受入要請を行う。

また、所長室課長（総務）及び放射線管理課長は、医療機関から診察に対する協力の要請があった場合又は応援が必要と判断される場合は、放射線管理課員及び医療スタッフなどを医療機関に派遣し、汚染拡大防止措置、汚染状況の測定、診療などに必要な器材の提供などについて協力することとしている。

5. 救急用器材の整備及び教育・訓練

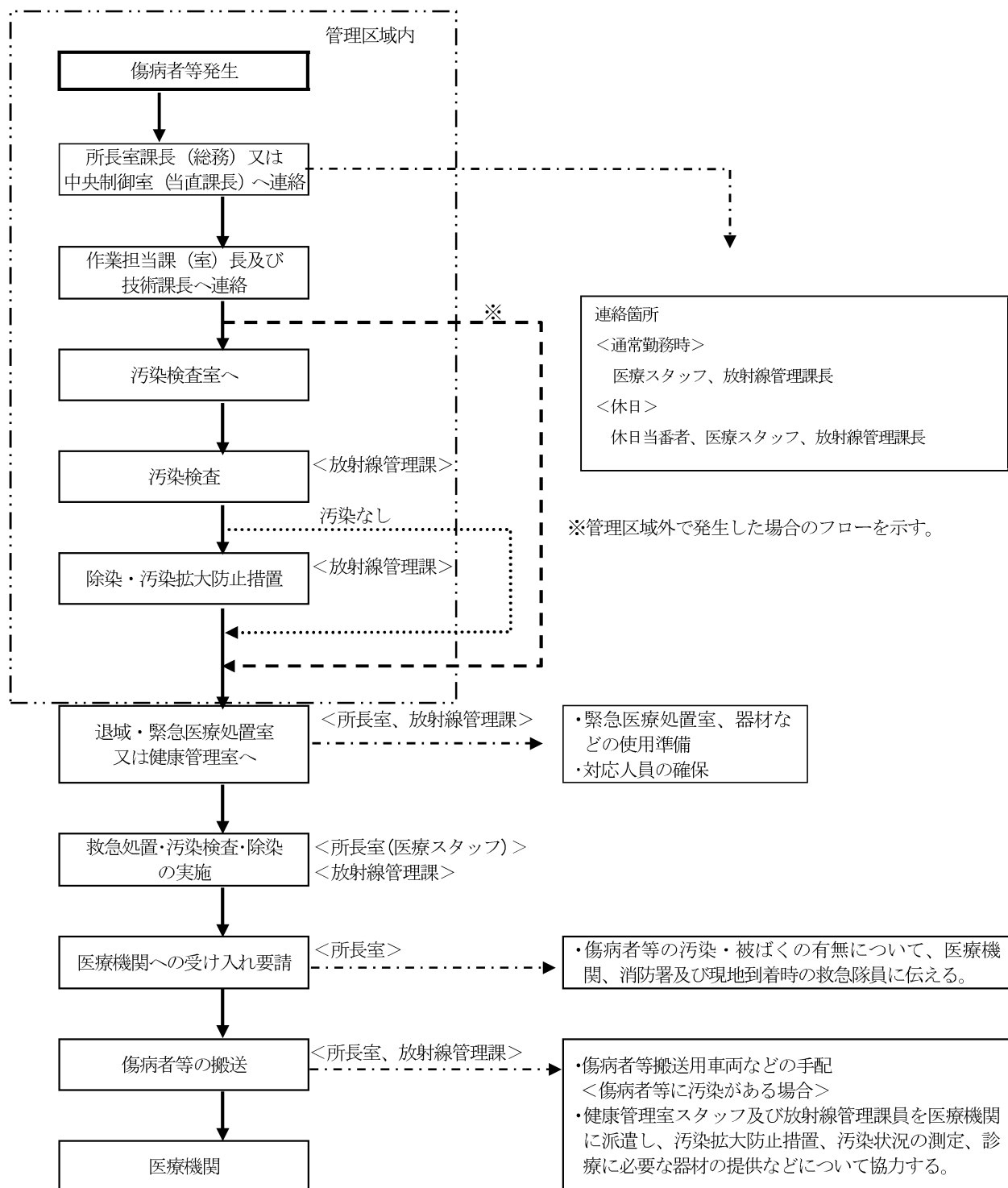
救急用器材、緊急医療処置室、傷病者等搬送用車両、ヘリポートが常時使用できる状態に整備している。

また、教育・訓練においては、年1回以上の頻度で、協力会社も含めた救急対応訓練を実施し、対応の的確性及び迅速性を確認している。

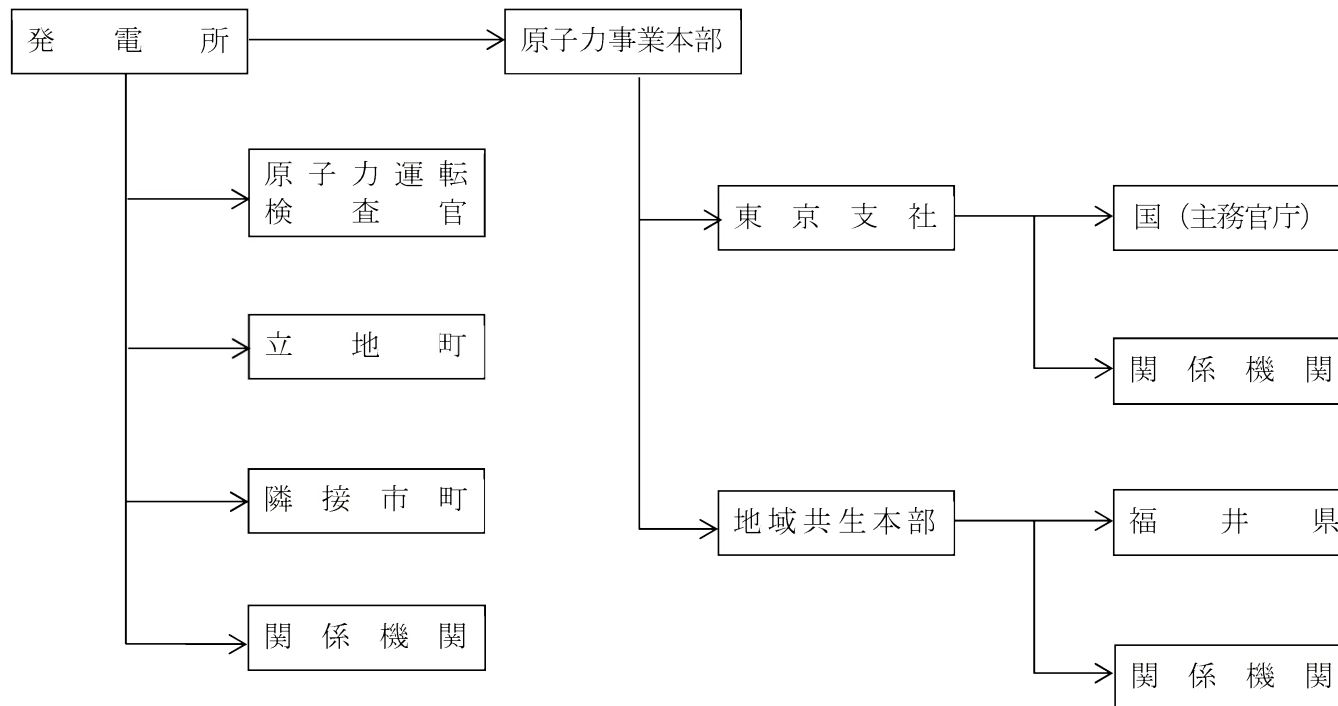
さらに、発電所内における傷病者等の発生時における早急な応急処置の必要性の観点から、発電所員に対して救急法救急員の計画的な養成を行うとともに、年1回講習会を開催し技能維持を図っている。

第 2.2.1.7.2 図 傷病者等発生時の対応処置

傷病者等発生時の対応フロー



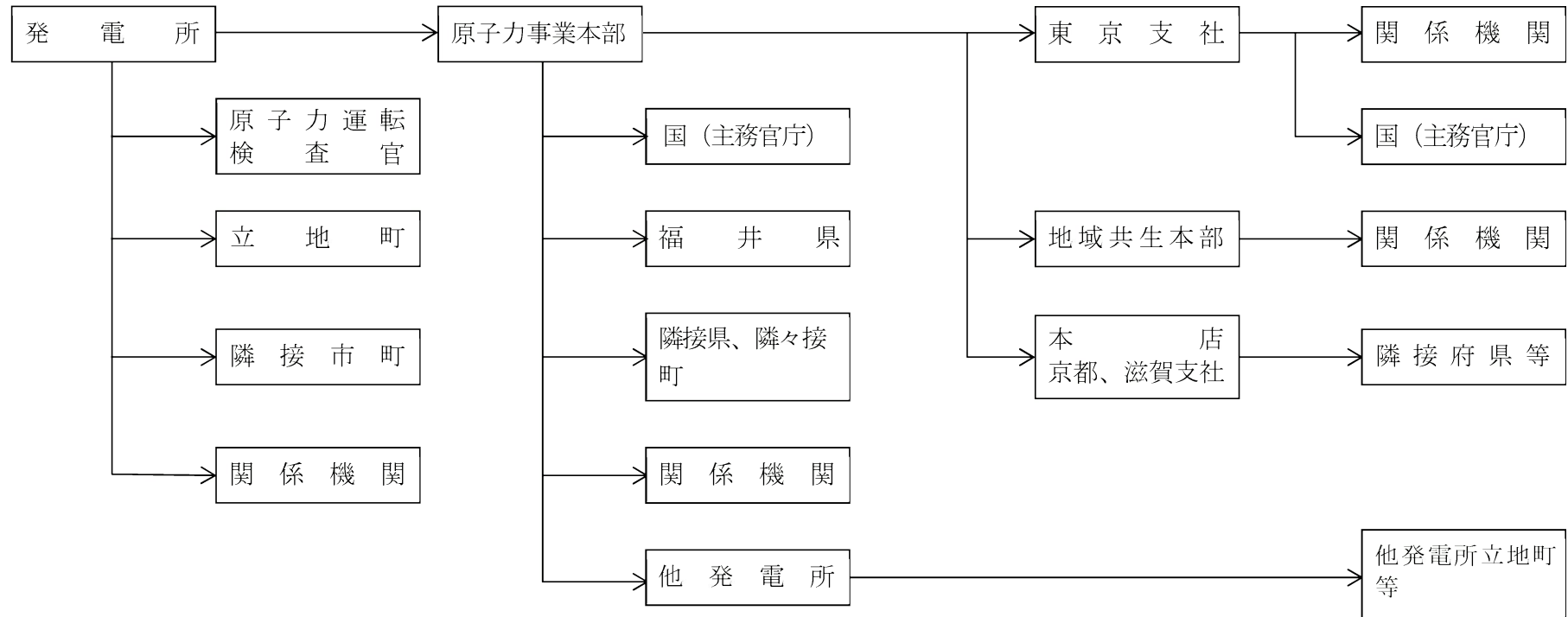
事象発生



*本フローは、連絡箇所を包括したイメージであり、事象内容に応じ連絡箇所が異なる

第 2.2.1.7.3 図(1) 事故・故障等発生時の通報連絡ルート
(事故・故障等に至る恐れのある事象)

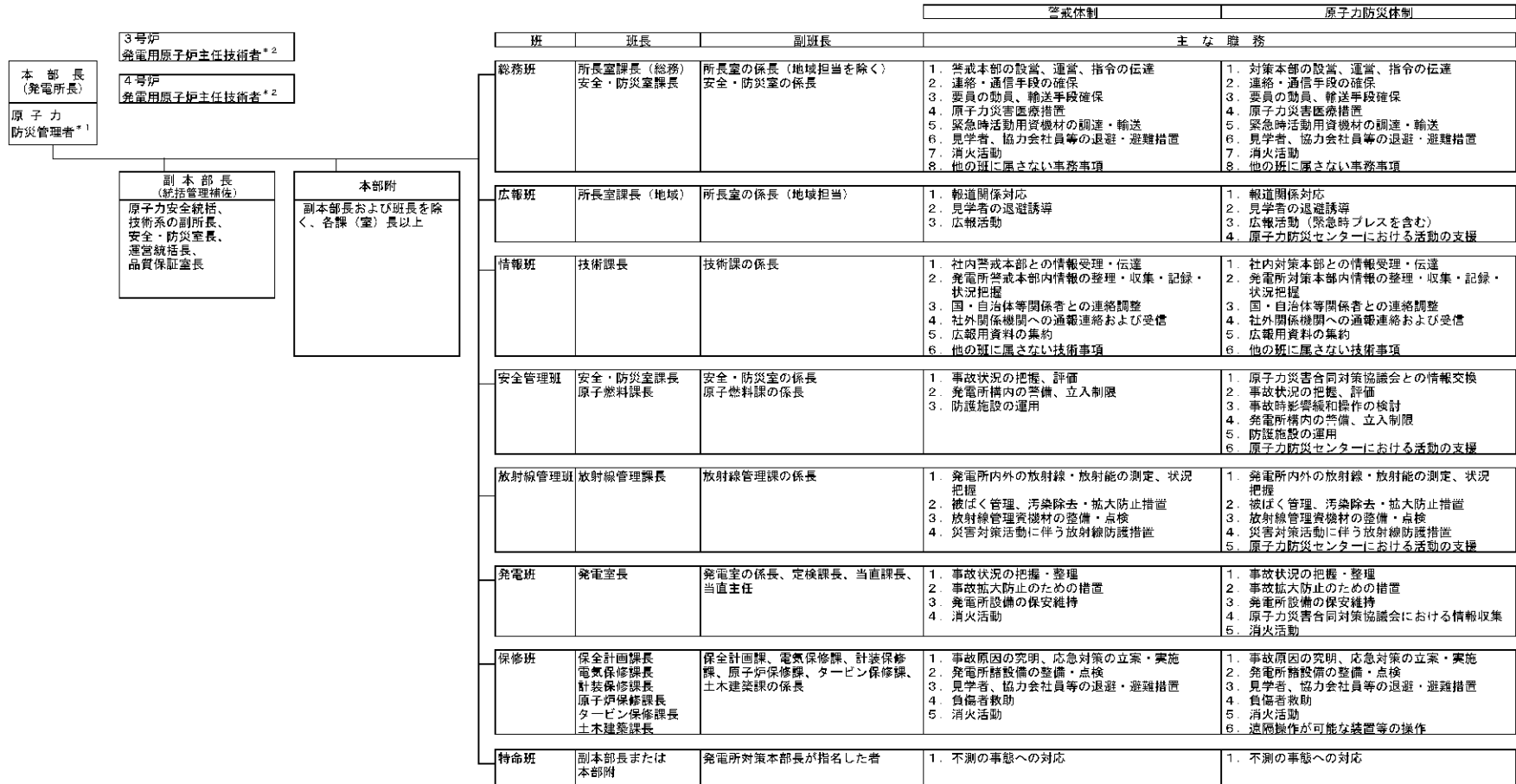
事象発生



*本フローは、通報箇所を包括したイメージであり、事象内容に応じ通報箇所が異なる

第 2.2.1.7.3 図(2) 事故・故障等発生時の通報連絡ルート

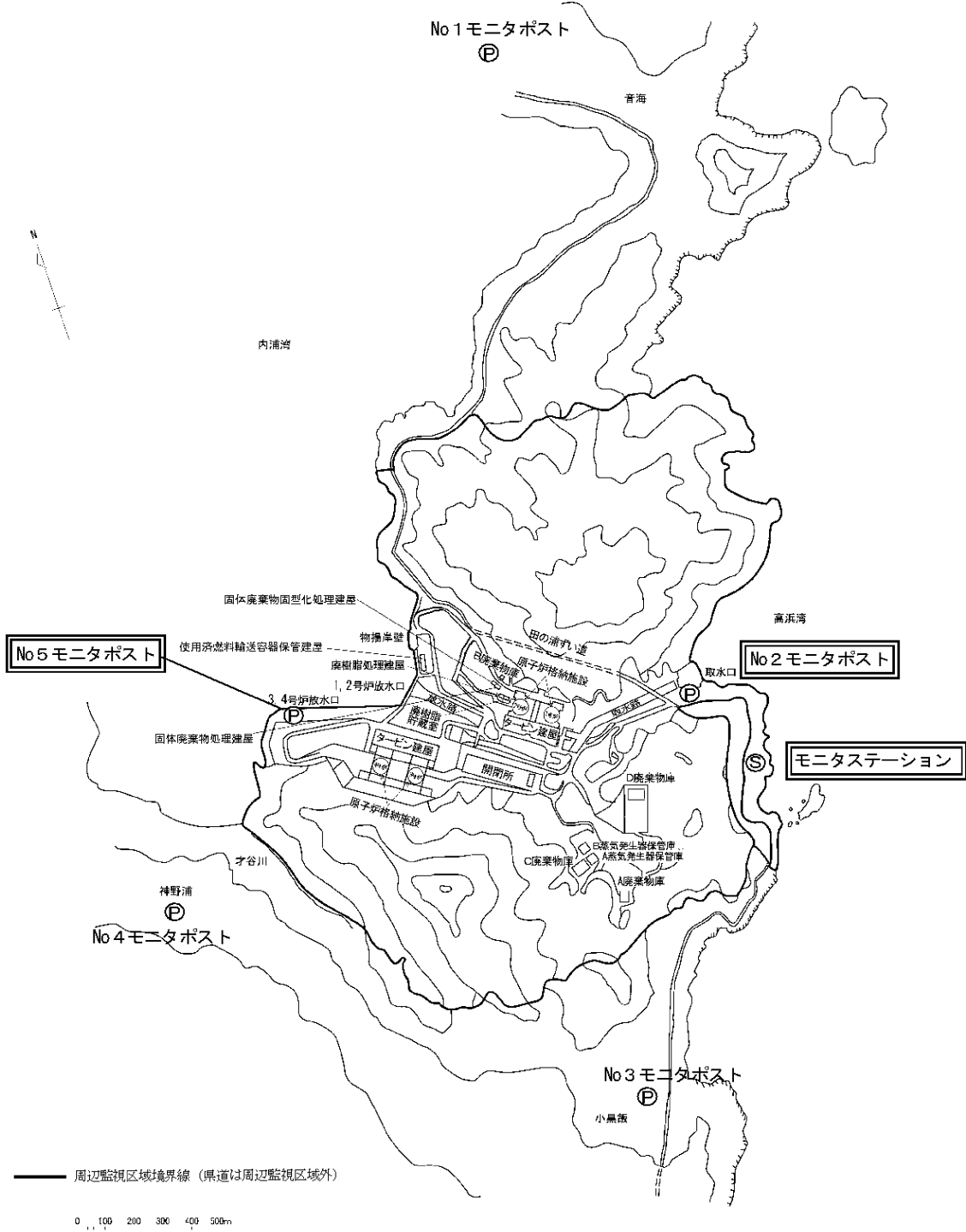
(事故・故障等に至った事象)



* 1：原子力防災管理者は、複数号炉で同時に特定事象が発生した場合または特定事象に至ると判断した場合、以下の対応を行う。
 ・副本部長または本部附から号炉ごとの指揮者を指名して必要な対応にあたる。
 ・号炉ごとの対応者を明確にするよう発電所対策本部の各班長に指示する。

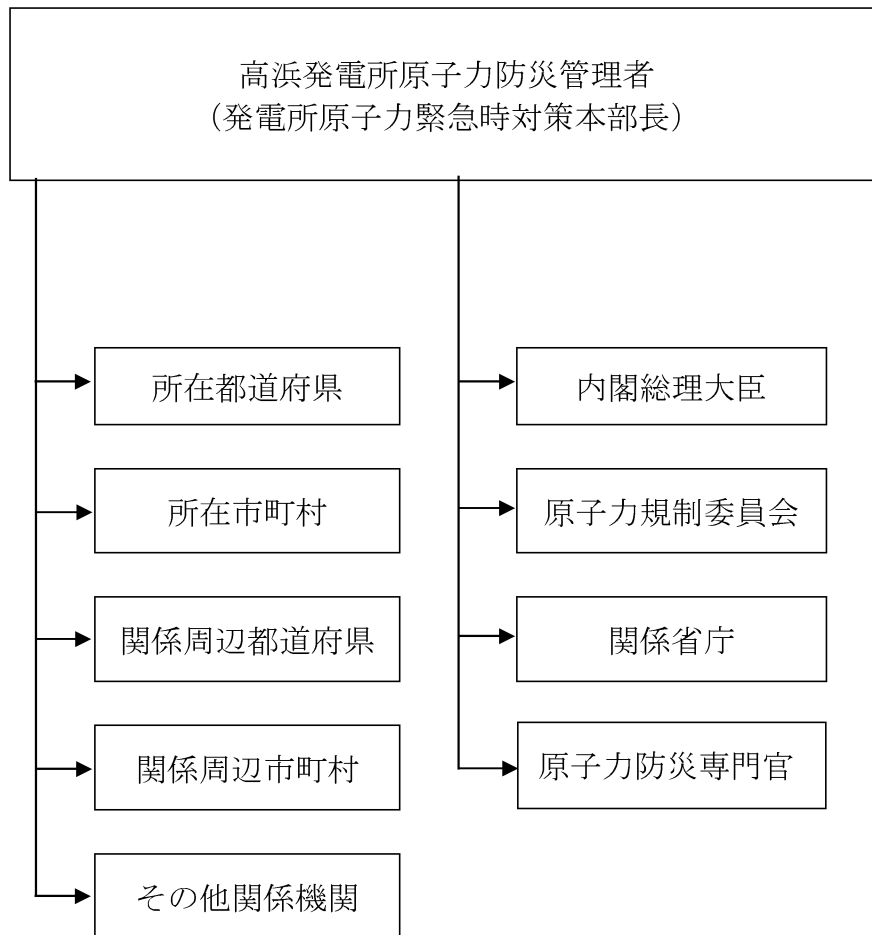
* 2：原子炉主任技術者を兼任する職位が各班の班長となる場合、あらかじめ課（室）長以上から当該の班長を任命しておく。

第 2.2.1.7.4 図 発電所原子力防災組織とその主な職務

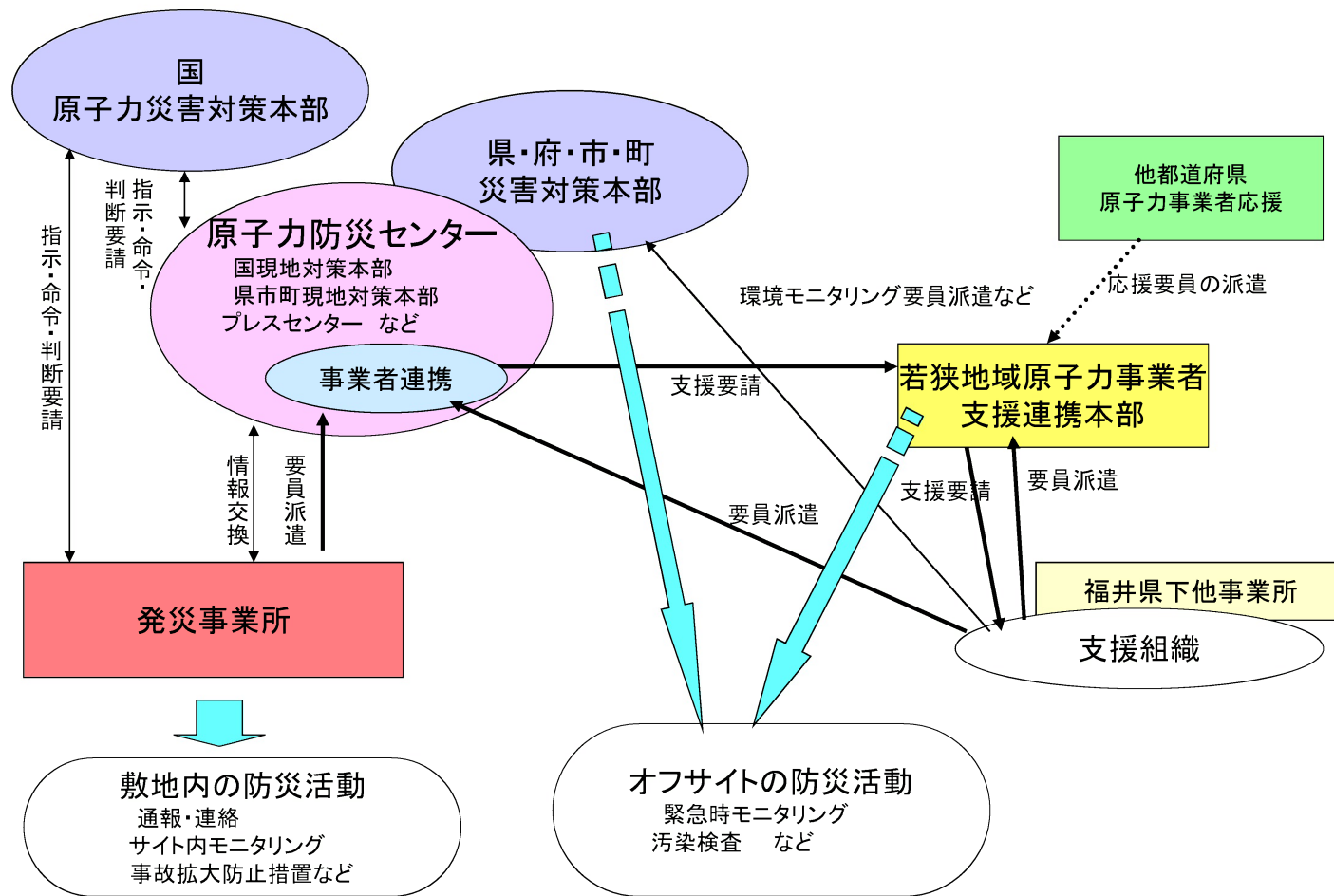


 : 原子力災害対策特別措置法第11条第1項に基づく放射線測定設備

第 2.2.1.7.5 図 発電所周辺の放射線測定設備



第 2.2.1.7.6 図 緊急時の通報（連絡及び報告）経路



第 2.2.1.7.7 図 原子力災害時の事業者連携概要

自然現象から発電所を守る備え(事故発生防止)

地震

○発電所周辺の断層の運動性等について、詳細な調査を実施。

保守的に運動性等を評価し、地震想定を引上げ。(基準地震動Ss:700ガル) 約830箇所に耐震補強等実施。

配管補強の例

津波

○最大規模の津波を想定し、取水路防潮ゲート(T.P.+8.5m)、放水口側防潮堤(T.P.+8.0m)を設置。

取水路防潮ゲート
放水口側防潮堤

<水位上昇側>(入力津波高さ)
・取水路閉塞部前面:T.P.+6.2m
・3、4号機海水ポンプ室前面:T.P.+2.8m
・放水路(奥):T.P.+6.7m
<水位下降側>(入力津波高さ)
・3、4号機海水ポンプ室前面:T.P.-2.5m

外部火災

○森林火災の延焼を防ぐため、発電所施設周辺の樹木を伐採し、幅18mの防火帯を確保。

内部火災

○火災の影響軽減の各防護対策を追加実施。
・ケーブル等に耐火シートを巻き付け。
・異なる種類の火災検知器やハロゲン消火設備に加え、スプリンクラー等を追加設置。

スプリンクラーの設置
耐火シート
火災検知器
ケーブルトレイへの耐火シートの設置
消火水バグアップタンクの設置

重大事故等対策(事故進展防止)

電源設備

○外部電源の強化や、所内電源を多重化・多様化

外部電源(既設5回線)
使用できない場合に備え
非常用ディーゼル発電機(既設)【4台/2ユニット】
電源車【5台/2ユニット】
空冷式非常用発電装置【4台/2ユニット】

冷却機能の強化

○海水取水手段の多様化

海水ポンプ(既設)
海水ポンプモーター予備品
使用できない場合に備え
非常用ディーゼル発電機(既設)【4台/2ユニット】
消防ポンプ【14台/2ユニット】
大容量ポンプ【3台/2ユニット】
可搬式代替低圧注水ポンプ【5台/2ユニット】

○蒸気発生器の冷却手段の多様化
・電動補助給水ポンプ(既設)
・ターボ補助給水ポンプ(既設)
使用できない場合に備え
○炉心の直接冷却手段の多様化
・非常用炉心冷却設備(既設)

中庄ポンプ【2台/2ユニット】(当社の自主的な安全対策)

放射性物質の放出抑制対策

○放水砲(大気拡散抑制)【3台/2ユニット】
○大容量ポンプ(放水砲専用)【2台/2ユニット】
○シルトフェンス(海洋拡散抑制)

格納容器の水素爆発防止対策

16 静的触媒式水素再結合装置【5台/ユニット】
17 原子炉格納容器水素燃焼装置(イグナイタ)【13台/ユニット】

電巻

○飛来物から機器を守るために電巻対策設備を設置※
※過去の日本最大風速(92m/秒)を上回る、風速100m/秒の電巻が発生した場合、鋼製材が飛来すると想定

《上面》鋼鉄製の金網で飛来物のエネルギーを吸収
《側面》鋼板で貫通を阻止

アクセスルート確保

○がれき撤去用重機を配備



第 2.2.1.7.8 図 高浜発電所 3, 4 号機における主な安全対策

2.2.1.8 安全文化の醸成活動

2.2.1.8.1 保安活動の目的及び目的の達成に向けた活動

安全文化の醸成活動の目的は、「安全文化醸成の方針」（第2.1.1図「安全を第一とした原子力事業の運営に係る品質方針」参照）に則り、組織及び組織を構成するトップから現場第一線までの一人ひとりが、安全最優先の意識を持って、原子力発電所の安全（プラント安全、労働安全、社会の信頼）を維持・改善するためのあらゆる活動に取り組んでいる状態であるよう、安全最優先の意識・行動を浸透させ、維持していくことである。そのため、次の活動を実施している。

- ・「安全を第一とした原子力事業の運営に係る品質方針」に基づく発電所の自律的な保安活動に取り組むとともに、CSR活動（コンプライアンスの徹底を含む、企業としての社会的責任を全うするための活動）などにも積極的に取り組む。各種活動には、前年度の安全文化評価結果より抽出された課題に対する重点施策を含める。
- ・保安活動を含むあらゆる活動を対象に、安全文化評価を実施する。評価は、「組織・人の意識、行動」、「安全の結果（プラント安全、労働安全、社会の信頼）」、「外部の評価（地域の声、原子力安全検証委員会の意見、幅広いステークホルダーからの意見）」の3つの切り口から実施する。
- ・安全文化の醸成活動の実施状況を評価し、評価方法などに関して抽出された課題に対して改善を行う。

2.2.1.8.1.1 安全文化の醸成活動の仕組み

平成16年8月9日の美浜発電所3号機二次系配管破損事故（以下「美浜発電所3号機事故」という。）の調査を進める中で、「原子力設備二次系配管肉厚の管理指針（PWR）」を不適切に運用していたことが明らかになった。当社は、この運用について、安全確保の観点から改めるべき重大な問題であると認識した。ま

た、この事故の直接的及び間接的な原因を踏まえ、「美浜発電所3号機事故再発防止に係る行動計画」を公表し、社長の宣言「安全を守る。それは私の使命、我が社の使命」と5つの基本行動方針のもと、二度とこのような事故を起こしてはならないと固く誓い、再発防止対策の着実な実施と安全文化の再構築に全社を挙げて取り組み、再徹底することで、美浜発電所3号機事故の反省と教訓を深く心にとどめ、安全最優先に取り組むことを継承している。

また、平成19年8月の「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の改正において「安全文化を醸成するための体制（経営責任者の関与を含む。）に関すること」を保安規定に定めることが規定されたことを受け、当社は、原子炉施設保安規定の第2条の2に「安全文化の醸成」について規定し、これを受けて制定した「安全文化要綱」（平成20年6月24日制定）に従って安全文化の醸成のための活動を実施している。

さらに、平成25年7月の「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」の施行に伴い、品質マネジメントシステムに安全文化醸成活動などが含まれたため、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」に安全文化醸成活動を規定するとともに、「安全文化通達」（平成25年7月3日制定）を新たに制定した。

加えて、福島第一原子力発電所事故から得られた教訓を踏まえ、今後とも安全最優先で原子力発電事業を運営していくための基本方針として社達「原子力発電の安全性向上への決意」（平成26年8月1日制定）（第2.1.2 図「原子力発電の安全性向上への決意」参照）を新たに制定した。

なお、これらの社内標準については、必要の都度見直しを実施している。

2.2.1.8.1.2 安全文化の醸成活動の概要

当社は、安全文化醸成のための活動の基本的な考え方として、「安全を第一とした原子力事業の運営に係る品質方針」と同一である「安全文化醸成の方針」に則って実施する、「①美浜発電所3号機事故再発防止対策をはじめとした保安活動やCSR活動などを含むあらゆる活動の実施」、「②それらを評価する安全文化評価」及び「③前年度の安全文化評価結果より抽出された課題に対する重点施策の策定と実施」により、安全文化醸成を行っている。ここで、①の活動は、安全最優先を日々実践する機会として、安全文化醸成における根源的な活動であるが、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」などで定め、実施している。

このため、安全文化醸成のための活動として、毎年度、次の(1)～(3)を実施し、PDCAサイクルを回している。(第 2.2.1.8.1 図「安全文化醸成の活動の全体像」参照)

(1) 年度計画の策定

原子力部門の年度計画は、前年度の安全文化評価結果及びそれに基づく社長からの指示事項を踏まえ、安全管理グループチーフマネジャーが作成し、原子力安全文化推進委員会に付議した後、原子力事業本部長の承認を得る。

発電所の年度計画は、上述の社長からの指示事項及び前年度の発電所安全文化評価結果を踏まえ、安全・防災室長が作成し、発電所長の承認を得て安全管理グループチーフマネジャーに報告する。

なお、年度計画には、安全文化評価及び重点施策について、その実施に係る体制、方法などを含む。

(2) 重点施策の実施

原子力部門の重点施策については、重点施策を所管する部門統括が、関連する組織と連携して、実施、管理及び評価を行う。また、原子力安全文化推進委員会が重点施策の実施状況を確認する。

発電所の重点施策については、各所管箇所において策定する

活動計画に基づき実施し、実施状況について、安全・防災室長が取りまとめ、半期ごとに発電所長まで報告している。

(3) 安全文化の評価

発電所の評価は、安全・防災室長が、発電所の年度計画及び「安全文化要綱」で定める安全文化評価要領に基づき、発電所安全文化評価結果案を作成し、発電所安全文化評価会議に付議した後、発電所長の承認を得て安全管理グループチーフマネージャーに報告する。

原子力部門の評価は、安全管理グループチーフマネージャーが、年度計画及び「安全文化要綱」で定める安全文化評価要領に基づく発電所評価結果、原子力事業本部の各部門¹の評価（以下「原子力事業本部の部門の評価」という。）結果、本店の各室・本部²の評価（以下「室等の評価」という。）結果及び各指標などを踏まえ、原子力部門の安全文化評価結果案及び年度計画の実施状況の評価案を作成し、原子力安全文化推進委員会に付議した後、原子力事業本部長の承認を得る。

評価は、保安活動を含むあらゆる活動を対象として、「①組織・人の意識と行動」、「②安全の結果」、「③外部の評価」の3つの切り口から行う。①の評価は、安全文化の要素である「トップのコミットメント」、「コミュニケーション」、「学習する組織」の3本柱について、安全文化評価の視点ごとに行い、改善すべき課題を抽出する。②の評価は、「プラント安全」、「労働安全」、「社会の信頼」について傾向などを分析し、安全文化評価の視点に反映すべき課題を抽出する。③の評価は、地域の声、原子力安全検証委員会の意見、幅広いステークホルダーからの意見などから安全文化評価の視点に反映すべき課題を抽出する。さらに、これらの評価で抽出された課題に対し、重点施策の方

¹ 原子力企画部門、原子力安全部門、原子力発電部門、原子力技術部門、原子燃料部門及び地域共生部門の6部門

² 評価対象は、経営監査室、原子燃料サイクル室、総務室、調達本部及び土木建築室

向性を策定する。(第 2.2.1.8.2 図「安全文化評価の枠組み」参照)

また、安全文化の醸成活動の実施状況を評価し、評価方法などに関して抽出された課題に対して検討し、次年度計画の策定時に改善を行う。

これらの評価の結果については、マネジメントレビューのインプットとし(第 2.2.1.8.1 表「保安活動改善状況一覧表(安全文化の醸成活動)」参照)、毎年度末に社長へ報告し、社長からの指示を受ける。

上記の評価とは別に、安全文化醸成活動に関連して、全社を挙げて原子力安全を推進するべく、全ての部門の役員等が委員として参画する「原子力安全推進委員会」で広い視野から議論することに加え、社外の有識者を主体とした「原子力安全検証委員会」で法律、原子力、品質管理、安全等それぞれの分野の有識者から独立的な立場で助言等を受けている。

2.2.1.8.2 安全文化の醸成活動の実施状況の調査・評価

高浜発電所 3 号機の安全性向上評価(第 1 回)届出書(平成 30 年 1 月)の調査対象期間であった平成 22 年 3 月から平成 29 年 7 月以降における安全文化の醸成活動を対象として、改善活動と実績指標を調査した結果を以下に示す。

2.2.1.8.2.1 改善活動の調査

安全文化の醸成活動の改善活動のうち、主な活動について、安全文化の 3 本柱(トップのコミットメント、コミュニケーション、学習する組織)ごとに調査した。なお、調査に当たっては、組織・体制、社内マニュアル及び教育・訓練の側面が含まれていることを確認している。

また、安全文化の醸成活動の仕組みに係る改善活動を調査した。

(1) トップのコミットメントに係る活動

トップのコミットメントに関する評価の視点は次の4つとしている。

- ① 安全（プラント安全、労働安全、社会の信頼）を何よりも優先するというプライオリティが明確か
- ② 組織の権限と責任が明確で適切であるか
- ③ 現場第一線はトップの考え、価値観を理解し、実践しているか（協力会社を含む）
- ④ 資源投入、資源配分は適切か

これらの視点に関連する改善活動を次に示す。

- a. 社達「原子力発電の安全性向上への決意」の制定（社内マニュアルに係る活動）

福島第一原子力発電所事故から、原子力発電固有のリスクに対する認識や向き合う姿勢が十分ではなかったのではないかということを経験として学んだ。今後とも安全最優先で原子力発電事業を運営していくためには、それらの教訓を踏まえ、将来世代に引き継ぐ原子力安全に係わる理念を改めて明文化するとともに、すべての役員及び従業員が、原子力発電の意義・必要性を再認識し、誇りと使命感をもって、全社一丸となり原子力発電のたゆまぬ安全性向上に取り組むことが極めて重要である。そのため、「原子力発電の安全性向上への決意」を策定し、社達として平成26年8月に制定した。

- b. 美浜発電所3号機事故再発防止対策（組織・体制に係る活動）

美浜発電所3号機事故再発防止対策として、安全最優先の価値観徹底について膝詰め対話の計画的な実施、協力会社の方々との実効的な対話活動について情報共有データベースによる対応状況の管理の実施、公聴活動の声を広報活動に活かす仕組みの構築など、それぞれ日常業務などで取組みを継続している。

（この活動は2.2.1.8.2.1(2) コミュニケーションに係る活動

でもある。)

c. 基本行動方針の策定及び継続（組織・体制に係る活動）

平成17年3月に、「美浜発電所3号機事故再発防止に係る行動計画」を公表し、美浜発電所3号機事故のような事故を二度と起こしてはならないという固い決意のもと、社長の「安全を守る。それは私の使命、我が社の使命」という宣言と、5つの基本行動方針を策定し、それらに基づき具体的な行動計画を展開することを明確にした。

平成17年5月には、上記の方針を「安全を第一とした原子力事業の運営に係る品質方針」として「原子力発電の安全に係る品質保証規程」に規定した。それ以降、毎年度末のマネジメントレビューにおいて、変更の必要性を検討している。検討結果を踏まえた品質方針の変更状況は下表のとおり。

平成17年5月	平成24年5月	平成26年8月
新規制定	平成23年3月に発生した福島第一原子力発電所事故を踏まえた見直し	社達「原子力発電の安全性向上への決意」の制定に伴う見直し
前文：略	変更なし	前文に「品質方針に基づく活動により安全文化を高め」を追加
(c) 安全のために保守管理を継続的に改善し、メーカ、協力会社との協業体制を構築します	(c) 原子力の安全性を継続的に向上し、国内外のメーカ、協力会社等との連携を強化します	(c) 原子力の特性を十分認識し、リスク低減への取組みを継続します
(d) 地元の皆さまからの信頼の回復に努めます	(d) 地元をはじめ、社会の皆さまからの信頼の回復に努めます	(d) 地元をはじめ社会の皆さまとのコミュニケーションを一層推進し、信頼の回復に努めます
(e) 安全への取組みを客観的に評価し、広くお知らせします	変更なし	(e) 安全への取組みを客観的に評価します

【品質方針】

- (a) 安全を何よりも優先します
- (b) 安全のために積極的に資源を投入します
- (c) 原子力の特性を十分認識し、リスク低減への取組みを継続します
- (d) 地元をはじめ社会の皆さまとのコミュニケーションを一層推進し、信頼の回復に努めます
- (e) 安全への取組みを客観的に評価します

「安全を第一とした原子力事業の運営に係る品質方針」は、カード大の印刷物にして社員に配布し、常時携帯可能にすることで、折に触れて確認できるようにしており、安全最優先の意識・行動の浸透を図っている。

また、定期的に原子力事業本部の幹部を発電所に招請し、安全最優先のメッセージを常駐する協力会社の幹部に直接伝えることで、安全文化再構築に向けた活動に関する協力要請を継続して行っている。

d. 幹部から現場への伝達（組織・体制に係る活動）

協力会社との対話活動（発電所幹部対話、キーパーソン対話）を実施し、発電所幹部から現場へ安全最優先の意識を伝達している。至近の実施状況は下表のとおり。

	平成27年度	平成28年度	平成29年度
発電所幹部対話	41回	41回	45回
キーパーソン対話	2回	2回	2回

e. 発電所運営目標の制定（組織・体制に係る活動）

平成21年4月より、発電所の中長期にわたる安全・安定した運営に向けて、当社と協力会社共通の運営方針として「高浜発電所運営方針」を策定、共有してきたが、よりプラント運営に直結したものとすべく、年度の目標と重点取組みに焦点を絞った「発電所運営目標」への見直しを図っている。平成30年度は、目標として労働安全を含む以下の3点

を掲げている。

- (a) 3, 4号機について通常のサイクルに戻す
- (b) 1, 2号機の再稼動に向けて安定した軌道に乗せる
- (c) 「労働災害ゼロ」を達成する

f. 保守管理における役割分担の明確化（組織・体制及び社内マニュアルに係る活動）

美浜発電所3号機事故の再発防止対策の検討において、保守管理に関する当社・メーカー・協力会社の役割分担の方法を明確化すべきとの課題が抽出され、社内標準（原子力発電所請負工事一般仕様書に関する要綱指針など）に規定して明確化した。これに基づき、平成18年度以降、「役割分担表」の考え方を各工事の仕様書へ展開した。平成21年3月に「役割分担表」の活用効果をアンケートにより確認した結果、定着していることが確認できた。

また、協力会社の方々が現場作業を実施するうえで重要な基本動作の徹底について、原子力事業本部が作成した入構時安全衛生教育ツールを用いて新規入構者に対する安全教育を行うとともに、協力会社の作業責任者を対象とした安全管理研修の実施及び当社社員も含めた安全体感研修を行い、危険に対する感受性の向上など、保守管理を実践していくうえで重要な諸施策を継続している。

g. 安全最優先の定期検査工程策定（組織・体制及び社内マニュアルに係る活動）

美浜発電所3号機事故の再発防止対策の検討において、定期検査工程策定に関して協力会社などと十分な調整が必要との課題が抽出された。これに対応して、平成17年9月に定期検査工程の策定に当たっては、安全最優先の考え方で、メーカー、協力会社の方々とコミュニケーションを図りながら策定することを社内標準（原子力発電業務要綱など）に明記するとともに、発電所においては、現場作業の実態を踏まえた

個別定検工程の検討において、安全を最優先とした工程を実現するため、協力会社の方々と十分な協議を実施し、必要に応じて定検日数を延長したり、現場の狭隘部における輻輳作業など作業エリアの調整が必要な特別工事については、当社が中心となって関係箇所と調整を行ったりするなど、安全を最優先に定期検査工程の策定を実施する活動を継続している。

h. 高経年対策グループ、原子力工事センター、保修グループの設置（組織・体制に係る活動）

美浜発電所3号機事故の再発防止対策の検討の中で、原子力事業本部による現場第一線の状況把握及び支援の強化が必要との課題が抽出され、平成17年8月に、原子力事業本部に「高経年対策グループ」及び「原子力工事センター」を設置した。また、平成18年9月に原子力事業本部に「保修グループ」を設置した。

平成22年6月には、発電所支援窓口である保修グループと、工事などの実施に当たって特に連携を要する電気技術グループ、機械技術グループ、原子力工事センターが別部門であり、調整などに時間を要していたため、この問題点の解消及び連携強化、更には磐石な工事計画の立案をねらいとして、これらのグループを「原子力発電部門」に移管し、それぞれ「保修管理グループ」、「電気設備グループ」、「機械設備グループ」に名称変更した。

また、同時期に原子力保全に係る業務手続きの効率化及びITシステム再構築の概要設計を目的として「原子力保全業務・IT最適化プロジェクトチーム」を設置した。なお本チームは、平成26年6月にシステムの再構築が完了したことから廃止した。

i. シビアアクシデント対策プロジェクトチームの設置（組織・体制に係る活動）

平成23年3月に発生した福島第一原子力発電所事故の各

調査報告書を踏まえ、更なる安全性・信頼性を確保し、今後更にシビアアクシデント対策を強化する観点から、これまで専門業務・分野に応じて原子力事業本部の各グループ及び土木建築室が進めてきたシビアアクシデント対策について、新知見や国内外情報などを収集し、シビアアクシデント対策の実施計画について検討を行う部門横断的な組織として、平成24年9月に原子力事業本部原子力企画部門の中に「シビアアクシデント対策プロジェクトチーム」を設置した。

j. 原子力安全部門及び原子力安全統括の設置（組織・体制に係る活動）

平成26年6月に、原子力部門の安全性向上の強化を目的として原子力技術部門及び原子力発電部門に分散している原子力安全機能を集約し、原子力事業本部原子力安全部門を新たに設置した。

また、発電所には、「原子力安全を統括する職位」として新たに「原子力安全統括」を設置した。平成26年8月に、社達「原子力発電の安全性向上への決意」が制定されたことを受けて、リスクの継続的な除去、低減及び発電所全体での認識共有の観点から「高浜発電所原子力リスク等検討会」を設置した。同検討会は、主査を原子力安全統括とし、案件に応じて主査が指名する各課（室）長が参加し、発電所の日常運営活動における原子力リスク、放射線リスク等を抽出し、対策要否及び対策内容を決定している。

k. 副所長（土木建築）の設置（組織・体制に係る活動）

平成29年1月20日、高浜発電所2号機格納容器上部遮蔽工事のため設置していた大型クレーン1台のクレーンジブが倒壊し、2号機燃料取扱建屋の屋根端部を变形させる事故が発生したことを受け、当面1、2号機を中心に土木関係の大型工事が本格化することを見据え、発電所土木建築要員及び関係工事を総括的に管理する責任者として、新たに副所長

(土木建築) を平成 29 年 4 月に設置し、安全管理を強化している。

1. マネジメント研修の実施 (教育・訓練に係る活動)

美浜発電所 3 号機事故の再発防止対策の検討の中で、設備に関する知識以外の「安全文化、マネジメント、法令、技術基準、品質保証」などに関する教育が不足していたという問題点が抽出されたため、平成 17 年度以降、経営層 (役員クラス) に対しては安全文化の理解を深める教育、原子力部門マネジメント層 (原子力関連役員から発電所運営統括長クラス) に対しては品質保証、安全文化、企業倫理、組織マネジメントなどのマネジメント能力の向上を図る教育をそれぞれ継続的に実施している。

(2) コミュニケーションに係る活動

コミュニケーションに関する評価の視点は次の 4 つとしている。

- ① 経営層、原子力事業本部、発電所幹部は、不具合事象、懸念事項を含めて、現場第一線の状況をしっかり把握しているか
- ② 組織内、組織間の連携は良好か (原子力事業本部一発電所、発電所内)
- ③ 協力会社・外部関係組織との意思疎通・連携が十分図られているか
- ④ 外部へのタイムリーかつわかりやすい情報提供を行い、外部からの声に耳を傾けているか

これらの視点に関連する改善活動を次に示す。

a. 膝詰め対話の実施 (組織・体制に係る活動)

美浜発電所 3 号機事故の再発防止対策の検討の中で、社長、原子力事業本部長等の経営層が安全最優先の思いを、現場第一線に直接伝えられておらず、現場第一線の声が経営層に直接伝わりにくかったとの反省から、経営層と現場第一線が直

接対話する「膝詰め対話」を平成17年度以降継続して実施している。

経営層からは「安全最優先」、「CSR」などについて自らの言葉で現場第一線に伝達しており、現場第一線の社員はその思いを受け止めるとともに、発電所運営の中で感じる課題等に係る率直な意見も多く出され、これらの声が改善に反映されているなど、良好なコミュニケーションを実施することができている。また、膝詰め対話自体に対する意見を踏まえて、膝詰め対話の実施方法についても改善しながら継続して実施している。

(この活動は2.2.1.8.2.1(1) トップのコミットメントに係る活動でもある。)

b. 発電所と原子力事業本部の連携強化（組織・体制に係る活動）

平成20年度の安全文化評価において、定期検査期間中などにおける主要工事及び各職能における懸案事項について、発電所と原子力事業本部のコミュニケーションが十分でなく、連携の強化が必要であるとの課題が抽出された。これに対応するために、平成21年度から平成22年度の重点施策として「発電所と原子力事業本部との連携強化」が実施され、発電所は各種対策の検討、実施に参画・協力した。また、発電所としても自らの課題として捉え、より積極的なコミュニケーションを行うための所内外への働きかけを継続している。

重点施策の実施に当たって問題点を調査したところ、「原子力事業本部内のグループ間での連携が悪く、発電所での調整に労力がかかる」、「原子力事業本部から発電所の所管箇所にタイムリーな情報提供がなされない」、「ライン以外から工事依頼がある場合に工事内容や役割分担で混乱が生じたことがある」などの問題点が抽出された。これらの問題点に対応するために、平成21年10月にワーキンググループを設置し

て検討し、次の対策などを策定した。

- (a) 原子力事業本部要員及び原子力事業本部関係要員（発電所要員を含む）に対するメッセージを発信（第 2.2.1.8.3 図「メッセージ「事業本部と発電所の連携強化について」」、第 2.2.1.8.4 図「メッセージ「発電所と原子力事業本部の連携強化について」」参照）
- (b) 発電所と原子力事業本部の情報共有の強化：発電所とラインを構成するグループの品質目標として情報共有の強化を設定（定期的な会合の実施など）
- (c) 原子力事業本部の調整機能強化：保守ライン以外の上位機関が指示する工事における業務の分担調整会議の設置
- (d) 保守グループの発電所窓口機能の強化：発電所ごとの担当を充実

これらの対策の結果、ラインの情報連絡が十分なされるようになったなどの効果を確認しており、現在も日常業務として継続して実施している。

また、発電所のパフォーマンスの評価が重要であることを認識し、管理指標（P I）及び原子力事業本部による現場観察（マネジメントオブザベーション）の導入を図る等、発電所のパフォーマンスを評価する活動を充実するとともに、今後、評価結果を受けて発電所のパフォーマンス向上に結びつける活動の充実を図っていく。

- c. 当社・協力会社における意思疎通の強化（組織・体制に係る活動）

当社に懸念事項を伝達する仕組みとしては、協力会社アンケート、提案、意見要望の受理制度等の仕組みがあり、受け取った懸念事項は社内でも共有・検討し、対応を検討したうえで、その結果を懸念事項を提出した方に対応要否の判断理由も付して伝達する仕組みがある。

平成19年度の原子力部門安全文化評価において、現場に

における協力会社の方々とのコミュニケーションを充実するために、当社社員がもっと現場に出向く必要があることが課題として抽出された。このため、平成20年度の重点施策として「当社社員が現場に行く機会の拡大」などの活動を実施したが、社員・協力会社アンケート結果では、社員と協力会社のギャップが継続して大きかったことから、自由記述欄への記入率が高い「工程への意見」、「関電社員への意見」及び特にギャップが大きい「社員に対してものを言いやすい」、「現場に足を運んでいる」、「迅速なフィードバック」に着目して、平成21年度以降、重点施策「当社と協力会社における意思疎通の強化」に継続して取り組んでいる。

具体的には、安全最優先の定期検査工程などを作業員の方々に理解してもらえるよう定期検査説明会の開催やビラの配布、社員のコミュニケーション意識を向上させるよう協力会社の方々との一体感醸成活動や職場懇談会などにおけるコミュニケーションレベルアップ集を用いたマナー意識向上活動、安全最優先の定期検査工程の対応策として作業エリア・工程調整機能の向上や工事管理依頼の期限管理などを実施している。

当社社員と協力会社の方々との意識のギャップを完全になくすことは困難であるものの、これらの取組みについてはその効果を確認しつつ、継続的に改善活動を実施していく。

d. 地元の方々と経営層との直接対話（原子力懇談会）（組織・体制に係る活動）

美浜発電所3号機事故の再発防止対策の検討の中で、当社の経営層が、地元の方々と直にコミュニケーションをとる機会がなく、地元の声を経営に十分活かせていなかったとの問題点が抽出されたことから、地元との対話活動の方法を見直して充実を図ることとし、その1つとして地元の方々と経営層との直接対話活動を平成17年度から継続して実施してい

る。

e. 地元の方々に対する安全文化の再構築状況の説明（組織・体制に係る活動）

地元の方々に対して、安全文化の再構築状況を分かり易く説明し、地域の信頼回復に努めるため、以下の事項などを実施し、現在も日常業務として継続して取り組んでいる。

- ・ 広聴活動の声を広報活動に活かす仕組みの構築
- ・ PR誌やTVCMなどを通じた広報
- ・ 協力会社も含めた社内PR誌の発行

また、平成23年3月に発生した福島第一原子力発電所事故後には、「高浜発電所だより」、「越前若狭のふれあい特別号」の発行や、ケーブルTV、地元ローカルTVなどで当社の安全対策の状況をタイムリーにお知らせする活動を実施している。

f. 高浜3，4号機新規規制基準適合のための安全性向上対策及び高浜1，2号機運転期間延長に係る説明（組織・体制に係る活動）

平成25年7月に施行された新規規制基準適合のための高浜3，4号機の安全性向上対策工事の進捗状況等や高浜1，2号機運転期間延長への取組みについて、広報誌の発刊、ケーブルTVの活用、視察受入れ、見学会の開催、当社社員による地元各戸への訪問活動等により、地元をはじめ社会の皆様へお知らせを実施している。

(3) 学習する組織に係る活動

学習する組織に関する評価の視点は次の6つとしている。

- ① 安全を確保するために必要な技術力を維持・向上しているか（協力会社を含む）
- ② ルールは遵守されているか。業務改善のためのルール見直しに努めているか
- ③ トラブルや不具合、海外情報を踏まえた主体的な問題解決、

改善活動を実施しているか

- ④ 外部意見の積極的聴取、業務への反映を行っているか
- ⑤ 現状への問いかけ・リスク評価や組織全体のリスク感知能力を通じて、更なる安全性、信頼性の向上及び労災の未然防止に努めているか
- ⑥ 原子力事業本部、発電所の社員のモチベーションが維持、向上されているか

これらの視点に関連する改善活動を次に示す。

a. 若手社員育成策の充実、強化（教育・訓練に係る活動）

平成19年度の安全文化評価において、若手社員の現場経験機会の不足、OJTの不足などの課題が抽出されたことから、平成20年度から平成23年度まで重点施策として「若手社員育成策の充実、強化」を実施した。主な取組内容は次のとおり。

(a) 若手社員の技術力推移の経年観察評価

保修課、管理課などへ新規に配属された若手社員を対象に、経年的に技術力を観察し、育成方法の改善の必要性を判断することを目的として、平成20年度に「若手社員の技術力推移の経年観察評価マニュアル」を制定し、運用を開始した。

(b) 若年層教育の強化

- ・ 保修課への大卒新規配属者の育成目標の明確化
- ・ 高専卒・高卒新規配属者の育成策検討
- ・ 育成体制としての指導者を固定化するペアリングの実施
- ・ 保修課実務講習による早期立ち上がり支援
- ・ 大卒社員向け発電実習への制御・主機実習導入
- ・ 発電実習課題発表会
- ・ 保修机上業務の手引きの整備

b. 協力会社の力量の維持・向上に向けた支援（組織・体制、

社内マニュアル及び教育・訓練に係る活動)

定期検査では、設備メンテナンスごとに点検・保守に携わる請負会社を固定し、同一の請負会社が繰り返し施工することで、継続的に品質を確保している。そこで、将来に亘る定期検査工事などの工事力を確保するために、協力会社の力量把握の充実・強化及び協力会社が継続的に人材育成、教育、訓練を実施していくための支援を充実している。現在の取組状況は次のとおりである。

(a) 協力会社の力量把握の充実・強化

- ・作業責任者、棒芯（リーダ）の中長期の育成計画を確認：平成20年6月に、元請会社に対し、調達要求事項として、技能認定資格者（作業責任者、棒芯）の育成計画を定期的に報告することを請負工事一般仕様書に反映した。
- ・協力会社の力量把握に関する当社の指導・助言：平成21年2月には、元請会社に対し、調達要求事項として、元請会社の協力会社も含めた必要な力量、力量把握方法、育成計画及び教育訓練の実施内容を明確にし、当社に提出する品質保証計画書に明記することを依頼した。また、当社は、提出された品質保証計画書を審査するとともに、定期的な品質監査の中で、元請会社の実施状況を確認している。

(b) 継続的な人材育成

- ・作業者が定着、育成しやすい環境の醸成：平成20年度下期に、工事量の平準化を目的として、定期検査対象機器の点検を実施している代表的な協力会社に対し、年間契約の実施及び熟練技術者の若狭地域への定着を図ることを目的として、熟練技術者による日常管理業務の拡大（機器の日常点検、保守計画・作業要領のレビュー）を実施した。この結果、対象協力会社からは

この施策が有効であるとの評価が得られ、保修課からも、品質・安全の向上につながる取組みであるとの意見が得られたことから、当社と協力会社が相互に目的意識を共有化、浸透を図りながら、対象協力会社を拡大して取り組んでいる。

- ・教育訓練に係る情報の共有：主要な元請会社へ、当社の研修センターの設備の概要や原子力人材育成事業（国の費用助成制度）などを説明し、利用を慫慂した。また、利用の状況の確認及び使い勝手について聞き取り調査を実施し、利用してもらいやすいように設備・運用の面の改善を図っている。

c. 法令遵守に係る発電所への支援（法令相談窓口の明確化）
（社内マニュアルに係る活動）

平成22年度の安全文化評価において、プラントの運転に影響を及ぼす可能性があり得た法令違反の発生を踏まえ、法令上の手続きのより確実な実施に向けた取組みを充実していく必要があるとの課題が抽出された。このことから、平成23年度に重点施策として「法令上の手続きのより確実な実施に向けた取組みの充実」を実施した。具体的には、火力部門との比較などを行い、業務遂行に当たって確認が必要な法令を再抽出し、法令遵守支援ツールに追加したほか、法令等適合性チェックシートにおいて、個別のチェック欄を設けていなかった「その他法令」についても、手続きが必要となる可能性のある法令が法令遵守支援ツールを通じて容易に検索・抽出できるようにし、手続き不要と判断したことが審査過程で確認できるように様式を改善した。

d. 想定リスクの意識付けの更なる向上と徹底（組織・体制及び教育・訓練に係る活動）

トラブルの未然防止のためには、トラブルや不具合を契機としない日常業務におけるチェックやアクションが重要であ

り、日常業務における現場第一線レベルで想定されるリスク意識喚起を目的として次の活動を実施している。

- ・協力会社の作業計画書読み合わせへの参加
- ・上司から部下への問いかけ
- ・ハットヒヤリ活動
- ・トラブル事例研修

ハットヒヤリ活動については、発電所での業務に従事する者のハットヒヤリ経験を活かした取組みとして

- ・発電所所員へのハットヒヤリ事例の1人1件登録活動の推進
- ・協力会社へのハットヒヤリ事例の定期的な提出の奨励
- ・収集した事例の分析結果の安全衛生委員会や安全衛生協議会を通じた周知

等を継続的に実施している。活動の結果は毎年度評価し、次年度の活動計画に反映すべき事項の抽出に努めている。

また、平成29年1月20日に発生した高浜発電所2号機格納容器上部遮蔽工事のため設置していた大型クレーン1台のクレーンジブ倒壊事故を受けて、原子力安全、労働安全双方の観点から、リスクマネジメントの更なる充実及びリスク感受性を高めていくための取組みを行っている。

具体的には、リスクマネジメントの更なる充実に向けたシステムの構築及び運用として、以下を実施している。

- ・リーダー層を含めた工事を行う当社社員、協力会社社員のリスクマネジメントの更なる充実及びリスク感受性を高めるため、発電所リスクレビュー会議（設備変更管理検討会）において、工事準備段階におけるレビューを実施している。会議には発電所長又は原子力安全統括以下、当該工事に直接・間接的に関係する主任技術者、技術アドバイザー、各課（室）長他が参加し、工事リスク（自然事象による影響を含め、プラントへの影響、過渡変化、

暫定運用の影響等により生じるリスク)の安全上重要な機器等への影響について議論している。検討結果は適宜作業計画等に反映するとともに、リスク意識・情報の共有を図っている。

- ・日々のミーティングにて気象情報をはじめ共有すべき情報(不適合情報他)の周知を行い、気象に関する注意報が発令している場合は、現場作業におけるリスクの有無を確認し、発電所長以下発電所幹部が対応を決定している。指示及び周知すべき事項は、所員及び協力会社に伝達され、当社が発電所の安全対策の確認、協力会社の指導を行っている。
- ・協力会社が提出する日々の安全作業指示書の受取り、現場立会い、安全パトロールなどの機会にコミュニケーションを行うことにより、リスクに関する意識付けを行っている。
- ・原子力事業本部、発電所他が参加するデイリーミーティングにおいて、気象情報をはじめ最新のプラント状況を共有している。また、発電所における日々のリスクに関する議論の結果を踏まえたリスク対応状況を共有するとともに、必要に応じて原子力事業本部が対応等の指示を行っている。
- ・リスク管理項目「自然災害、火災等による設備損壊、人身災害(発電所構内における建屋外での工事用資機材の不適切な使用及び安全上重要な設備への影響を含む)」について、原子力事業本部所管グループが講じたリスク対策の取組み状況を四半期ごとに集約・報告している。

また、工事に潜むリスクを洗い出すことで個人レベルでの感受性を高めていくための活動として以下を実施している。

- ・社員のリスクに対する感受性を向上させるための教育を実施し、受講者アンケートの結果を確認し、必要な改善、

テキストの更新などを行い、以降の教育に反映している。

- ・協力会社（安全担当）を対象に、現場パトロールやパトロール開始前の着眼点説明（事例検討）及び終了後の反省会を通じて、リスクに対する着眼点や感受性を養う教育を実施している。
- ・土木建築関係者が原子力プラントの重要設備などについて理解を深めるため、発電所の土木建築課・土木建築工事グループの要員を対象に、原子力発電施設に詳しい要員を講師として、プラント内をウォークダウンしながら、重要設備を含めた設備の位置、その機能、損壊時の影響などを学ぶ教育を実施している。
- ・土木建築関係の協力会社の作業責任者以上の元請職員を対象に、原子力の特性の理解と発電所構内工事のリスクに対する感受性を高める教育を実施している。

なお、重大な労働災害や経験の浅い作業員の労働災害が未だ発生していることから、労働災害の撲滅に向けた取組みの充実を行っている。本取組みを通じて、労働災害に関する知識の普及、浸透を図り、その発生の未然防止に向けた努力を続けている。結果として、平成30年度の労働災害発生件数は11件（うち熱中症3件）であり、平成29年度の16件（うち熱中症1件）と比べて抑制を図れている。

- ・労働安全管理活動に対して的確な指導・助言を行っていただくため、平成17年9月に配置した「安全技術アドバイザー」による現場パトロールを、原則として隔週1回実施していたところ、労働災害の撲滅に向けて平成29年3月から週1回、4月から週3回に強化している。
- ・平成29年9月より、労働災害撲滅に向けたアクションプラン（第2.2.1.8.2表「労働災害撲滅に向けたアクションプラン実施内容」参照）を策定・展開し、平成30年4月からはそれらの取組みを安全衛生活動計画に落とし

込んでいる。活動内容は、過去発生した労働災害の原因を詳細に分析し、その対策を取りまとめたものである。具体的には、現場パトロールの強化（対象工事及びパトロール要員の拡大）に加え、TBMの充実（通常のリスクアセスメントでは拾いきれないような、準備、後片付け等の軽微な作業についてもTBMで議論する等）により個人のリスク感受性向上を図りつつ、作業員の体調管理強化等も実施している。

- ・平成30年10月に発生した高浜1号機での協力会社作業員の負傷を受け、再発防止対策として、準備、後片付け等の軽微な作業にも配慮した当社社員による安全指導の実施、作業責任者による作業開始前の現地確認の徹底等を実施している。なお、作業責任者に対し、災害防止のリーダーとしてのその職務を再認識させるための教育も実施している。
- ・平成26年4月から、同種及び類似災害の防止と日常的に労働安全意識を高めることを目的に「労災再発防止カレンダー」を作成しており、当社関係部署及び安全衛生協議会参加各社に毎月配布して、掲示やミーティング等での活用を奨励している。

これらの取組みについては、仕組み、運用の面からその効果を適宜確認しつつ、リスク感受性を高めるための教育を含めて改善、充実を図っている。

- e. 世界原子力発電事業者協会（以下「WANO」という。）ピアレビュー及び原子力安全推進協会（以下「JANSI」という。）によるピアレビュー（組織・体制に係る活動）

原子力発電所のより一層の安全性・信頼性向上を図ることを目的に、平成24年11月及び平成30年4月にWANOピアレビューを、平成28年7月にJANSIによるピアレビューを受け入れた。

ピアレビューは、専門家からなるレビュー専門チームが、現場作業の観察やインタビューなどを通じ、他の発電所の参考となるような取組みや世界の最高水準と比較して更に改善できるところについて事業者と議論を交わすことで、改善点を見出し、自主的改善により原子力発電所の安全性や信頼性を一層向上させることを目的としている。

それぞれのレビューの結果、改善が必要と評価された提言に対しては、対応策を検討してその実施状況をフォローしている。

なお、高浜3，4号機再稼動に向けた準備状況を確認するため、平成27年7月にWANOのリスタートレビューの受入れも実施している。

f. 不具合などを踏まえた主体的な問題解決（組織・体制に係る活動）

プラントの運用に伴って発生した不適合については、着実に処理を進めている。また、不適合のうち安全上重要な事象や組織としての問題が潜在している可能性のある事象については、根本原因分析を実施している。その他の活動としては以下のものがある。

(a) 高浜発電所原子力リスク等検討会

平成26年10月、社達「原子力発電の安全性向上への決意」の制定を受け、原子力安全、放射線安全等に係る事故・トラブルの未然防止及び発電所全体での認識共有のため、「高浜発電所原子力リスク等検討会」を設置した。本検討会では原子力安全統括を主査とし、発電所の日常運営活動及び外部情報等から得られる原子力リスク、放射線リスク等に関する情報に対し、対策要否及び対策内容を決定している。検討結果については、発電所内に周知するとともに、原子力事業本部原子力安全部長に報告している。

本検討会では、例えば系統構成の変更が長期間に亘って

複雑に実施される場合にそれぞれの段階に応じた適切な補償措置が施されるよう検討を行った。

(b) パフォーマンス観察、評価の実施

JANSIピアレビューにおいて、安全関係法令やリスクアセスメント項目以外の不安全な作業習慣に関する指摘がなされたことを受け、高浜発電所における不安全行為を是正するための取組みを向上するべく、当社及び協力会社それぞれの視点から不安全行為等を抽出するためのパフォーマンス観察を平成28年12月から実施している。

- ・当社社員・協力会社の共通指標となる現場観察シートを新たに作成し、滞在型パトロールにて不安全行為を抽出し、本シートに記入する。
- ・作業員とのコミュニケーションを図り、不安全行為等はその場で「コーチング」する。
- ・観察結果から、不安全行為慣行の原因、協力会社の傾向を分析し、改善活動計画を立案・実施する。

g. JANSIによる安全文化アセスメント（組織・体制に係る活動）

平成21年1月に日本原子力技術協会（現：JANSI）による安全文化アセスメントのうち、現場診断として、安全文化の観点でインタビュー及びアンケート結果を踏まえた評価を行った。

平成27年2月にも同様の現場診断を受診し、発電所幹部、特別管理職、一般管理職、担当者の計45名へのインタビュー及びアンケート結果を踏まえた評価を行った。この結果、高浜発電所では概ね良好な結果が得られ、安全文化が醸成されているとの評価を受けた。特に、各部門においては課長、係長クラスがリーダーシップを発揮し、職場内で同じ価値観を持ち、他部門と連携しながら業務を遂行している様子が窺われたとされた。一方で、技術伝承（技術力）については、

多くの所員から再稼動に当たっての不安感が示され、また安全最優先の浸透についても、限られた時間とリソースの中で業務を進める難しさを感じている様子が一部の所員から見られたとされた。この結果に対しては、既に発電所の安全文化評価結果から具体的な取組みを継続的に実施中であったため、引き続き確実に取り組んでいくこととした。

h. 安全文化醸成に係る教育の充実（教育・訓練に係る活動）

平成26年10月及び平成27年10月、平成26年度の原子力部門の重点施策の取組みとして福島第一原子力発電所事故からの反省、社達「原子力発電の安全性向上への決意」の制定経緯とその概要及び安全文化を高めていくために実践する姿勢・行動を解説するeラーニングを原子力部門の社員を対象として実施した。

実施後に取組状況を分析した結果、eラーニングの完了率は高く、受講後のアンケート結果では9割程度が有益と回答しており、「安全性向上の取組みの重要性の理解」の観点から有益であったと評価している。

eラーニング内容については、受講者の要望を踏まえて修正を加え、継続して実施している。平成30年度は、社達の更なる浸透・定着を図るため、前年度実施したeラーニング受講者からの要望（具体的な事例の紹介等）を踏まえた見直しを行い、原子力部門の社員を対象に実施した。実施後の取組み結果としては、完了率及び受講後アンケートの肯定的な回答率は高く、社達の浸透に有益であったと評価している。

（この活動は2.2.1.8.2.1(1) トップのコミットメントに係る活動でもある。）

(4) 安全文化の醸成活動の仕組みに係る調査

安全文化の醸成活動の仕組みに係る改善活動を次に示す。

① 安全文化評価の実施と展開（組織・体制に係る活動）

安全文化評価は、平成19年度から継続的に実施しており、

評価に当たっては、発電所運営指標、主要協力会社との意見交換結果、当社社員を対象とした職場の安全風土調査、安全最優先の取組みや意識に関する協力会社アンケートの結果などの各種情報を総合的に分析している。

平成23年度には、その年の3月に発生した福島第一原子力発電所事故を踏まえた評価を実施し、広い視野から規制の枠にとどまらず原子力安全の更なる確保に取り組んでいく必要があることを確認した。また、この評価結果を受け、平成24年度には、原子力事業本部の部門の評価を地域共生本部へ展開するとともに、福島第一原子力発電所事故に関する国などの調査報告書における安全文化に係る指摘事項を踏まえ、安全文化評価の枠組み（評価の視点、あるべき姿など）の見直しを実施した。

平成25年度には、7月に施行された「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」の規定を受け、安全文化醸成活動が品質マネジメントシステムに含まれたことを踏まえ、原子力安全文化推進委員会の事務局及び委員から総合企画本部（現：経営企画室）を除いたが、安全文化評価活動の客観性確保の観点から、総合企画本部をオブザーバーとした。また、中間状況確認を見直し、事業本部長が必要と認めた場合に実施するよう運用方法を見直した。

平成26年度には、各部門の評価において、経営監査室、原子燃料サイクル室、総務室、購買室（現：調達本部）、土木建築室、関西電力能力開発センター³の評価を追加実施した。

平成28年度には、年度評価に加えて、平成29年1月20日に発生した高浜2号機格納容器上部遮蔽工事のため設置していた大型クレーン1台のクレーンジブ倒壊事故に対して、

³ 能力開発センターは、原子力発電の安全に係る品質保証組織の見直しにより平成30年6月廃止

安全文化の3本柱（トップのコミットメント、コミュニケーション、学習する組織）に示す14の視点に基づいて個別評価を実施し、年度評価から抽出された内容と併せて平成29年度の重点施策を決定し、改善活動に取り組んだ。

評価方法と評価結果の変遷を第2.2.1.8.3表「安全文化評価方法と評価結果の変遷」に示す。

このように、前年度の結果を踏まえてPDCAサイクルを回しており、安全文化評価の仕組みを継続的に改善している。

② 原子力安全文化推進委員会の設置（組織・体制に係る活動）

安全文化評価に加え、安全文化醸成の活動の年度計画の策定、活動の進捗状況の評価を審議する「原子力安全文化推進委員会」を設置するとともに、原子力安全文化推進委員会の業務を機動的に遂行するために必要な事項を審議することを目的として、その下に「原子力安全文化推進WG」を設置している。

平成25年7月に実施した安全文化醸成活動を品質マネジメントシステムに含める変更に伴い、原子力安全文化推進委員会の委員は、品質マネジメントシステムに含まれる組織の委員に限定し、その他の委員はオブザーバーに変更した。

③ 安全文化醸成に係る社内マニュアルの制改正（社内マニュアルに係る活動）

安全文化醸成の活動の計画、実施、評価、改善を確実に実施するために、「安全文化要綱」を平成20年6月に制定し、平成23年8月に原子力事業本部各部門評価及び中間状況確認の実施を追加する改正、平成25年3月に地域共生本部評価を追加する改正を実施した。

平成25年7月には「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」の施行に伴い、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」に安全文化醸成活動を規

定し、「安全文化通達」を制定した。これらは、その後、平成26年6月に原子力発電の安全に係る品質保証組織の見直し（原子力安全部門の新規設置ほか）に伴う改正を実施した。「安全文化要綱」についても、「原子力安全文化推進委員会運営の手引」の内容を取り込んで改正した。さらに、平成26年6月には原子力発電の安全に係る品質保証組織の見直し（原子力安全部門の新規設置ほか）に伴う改正を実施した。平成27年6月には調達本部の設置、本店各室の評価の追加に伴う改正を実施した。平成27年7月には原子力技術部門統括（土木建築）の追加に伴う改正を実施した。

また、②で記載した原子力安全文化推進委員会の運営について定めた「原子力安全文化推進委員会運営の手引」を平成20年5月に制定した。調査対象期間中における改正として、平成24年6月に本店組織の一部変更を反映する改正を実施したが、先述のとおり、平成25年7月の「安全文化要綱」改正において本手引の内容を反映し、本手引は廃止した。

このように、社内マニュアルに関しては、実態を踏まえた改正を継続的に実施している。

④ 社達「原子力発電の安全性向上への決意」の制定（社内マニュアルに係る活動）

2.2.1.8.2.1(1)a.に記載したとおり、福島第一原子力発電所事故から、原子力発電固有のリスクに対する認識や向き合う姿勢が十分ではなかったのではないかということを経験として学んだ。今後とも安全最優先で原子力発電事業を運営していくためには、それらの教訓を踏まえ、将来世代に引き継ぐ原子力安全に係わる理念を改めて明文化するとともに、すべての役員及び従業員が、原子力発電の意義・必要性を再認識し、誇りと使命感をもって、全社一丸となり原子力発電のためまぬ安全性向上に取り組むことが極めて重要である。そのため、「原子力発電の安全性向上への決意」を策定し、社達と

して平成26年8月に制定した。

⑤ 安全文化醸成に係る教育の充実（教育・訓練に係る活動）

「発電設備の点検結果に係る再発防止対策行動計画」（電工第9号、平成19年5月18日）の「IV. 全電力での取組」のうち、「【電2】安全文化醸成に係る教育の充実」のひとつとして、平成20年度から、下記の既存の教育に安全文化について織り込み、年に1～2回実施している。

- ・ヒューマンファクター（HE防止）研修：入社2年目の社員
- ・ヒューマンファクター（安全意識・モラル）研修：職場の上席担当者
- ・新任役職者研修：原子力部門の新任役職者

また、それぞれの研修後にはアンケートを実施し、受講者の理解度の把握及び良好点、改善点を抽出し、研修計画に反映することにより、研修内容の継続的な改善を図っている。

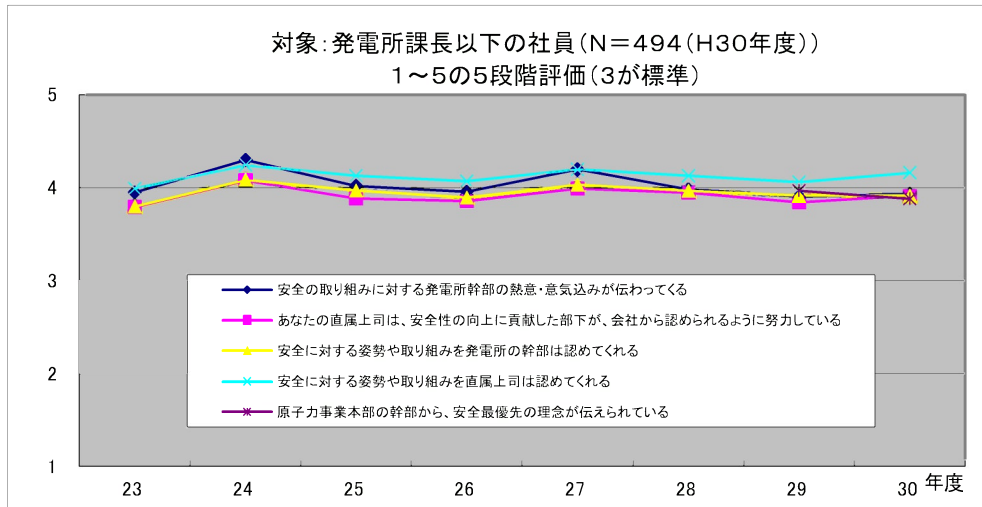
2.2.1.8.2.2 実績指標の調査

安全文化の要素ごと及び安全文化の醸成活動の仕組みについて、それぞれ次の指標を設定し、その推移を調査、自己分析を実施した。

(1) トップのコミットメントに係る活動

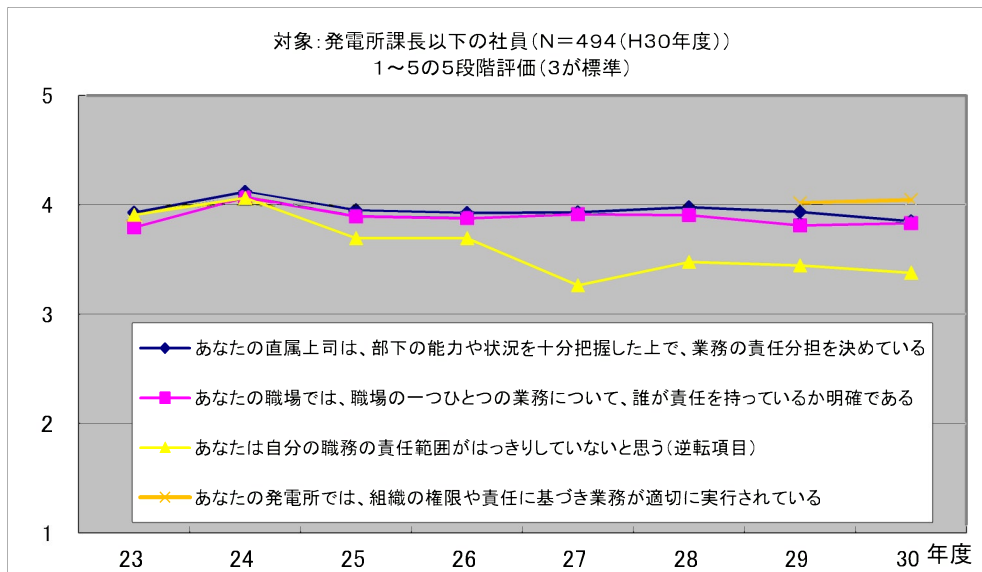
トップのコミットメントに係る活動の効果を評価する観点から、選定した実績指標及び調査した内容を次に示す。

① 安全風土調査「組織の安全姿勢」に関する結果



組織の安全姿勢の結果については、全体的に肯定的な割合が高い状態で推移している。

② 安全風土調査「権限と責任」に関する結果



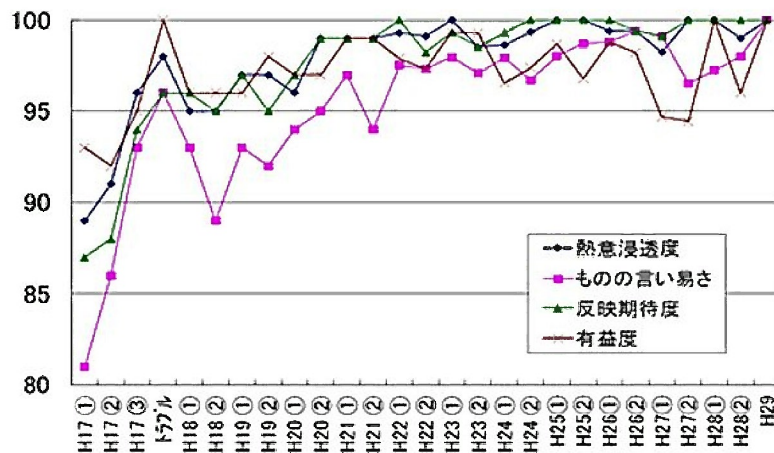
「業務の責任分担を決めている」などの権限と責任に関する結果は、全体的に肯定的な割合が高い状態で推移している。一方、「自分の職務の責任範囲の明確さ」の結果は、少し低いレベルで推移している。

(2) コミュニケーションに係る活動

コミュニケーションに係る活動の効果を評価する観点から、選定した実績指標及び調査した内容を次に示す。

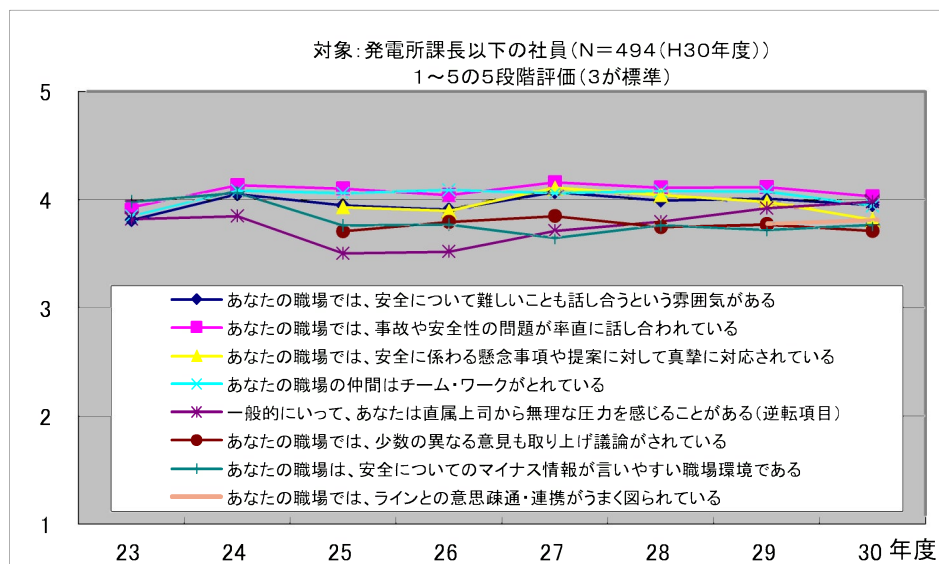
① 膝詰め対話の実施回数及びアンケート結果

項目	H25年度 (H24.12月～H25.11月)	H26年度 (H25.12月～H26.11月)	H27年度 (H26.12月～H27.11月)	H28年度 (H27.12月～H28.11月)	H29年度 (H28.12月～H29.11月)
膝詰め対話 回数	○社長 3回 ○副事業本部長 15回	○社長 2回 ○本部長 4回 ○本部長代理 2回 ○副事業本部長 12回	○社長 3回 ○本部長 1回 ○本部長代理 2回 ○副事業本部長 12回	○社長 3回 ○副事業本部長 13回	○社長 0回 ○副事業本部長 11回



膝詰め対話で、経営層や原子力事業本部幹部が現場第一線の社員から業務運営上の率直な意見を聴取し、確実に対応しており、経営層が現場第一線の抱える課題や安全文化上の気付き事項を把握する有意義な場として機能している。

② 安全風土調査「コミュニケーション」に関する結果

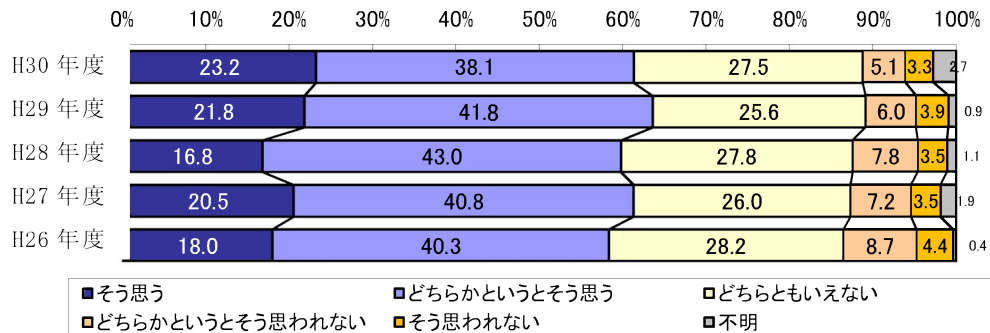


「あなたの職場の仲間はチーム・ワークがとれていると思う」など、職場のコミュニケーションに関する結果は、全体

的に肯定的な割合が高い状態で推移している。

- ③ 協力会社アンケート「関西電力社員は、みなさまに対して発電所を一緒に支える大切なパートナーとして接している」の結果

< N = 5,534 (H30 年度) >

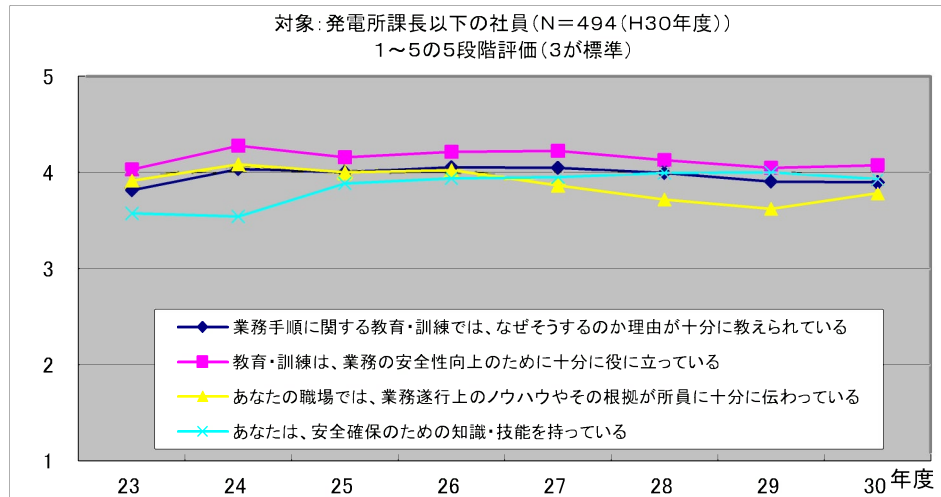


協力会社の方々へのアンケート「関西電力社員は、みなさまに対して発電所を一緒に支える大切なパートナーとして接している」については、肯定的な割合は、過半数を越えて推移しているものの、自由記述では厳しい意見も散見されている。

(3) 学習する組織に係る活動

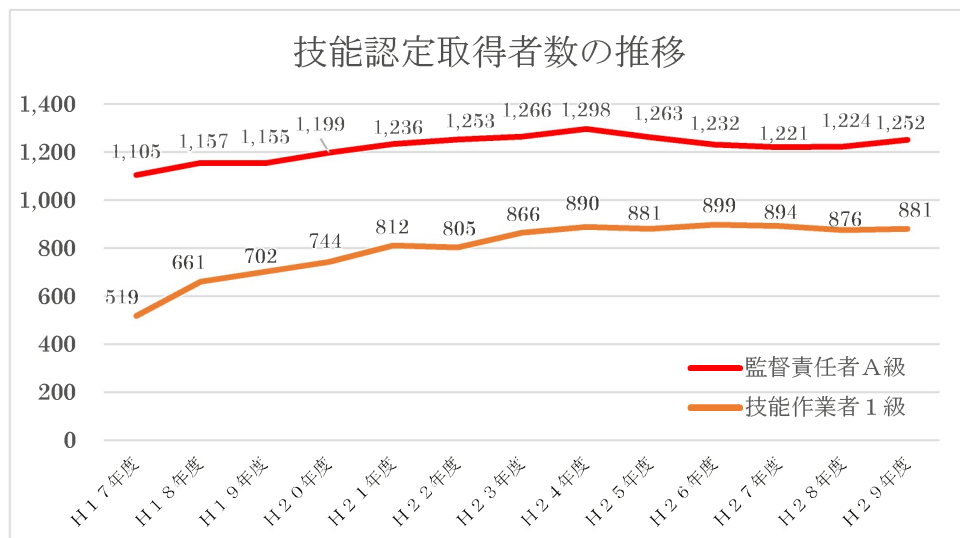
学習する組織に係る活動の効果を評価する観点から、選定した実績指標及び調査した内容を次に示す。

① 安全風土調査「安全確保のための知識・技能」に関する結果



安全確保のための知識・技能の結果について、全体的に肯定的な割合が高い状態で推移しているが、「ノウハウや根拠が十分に伝わっている」は下げ止まり、上昇に転じている。

② 協力会社技能認定取得者数



技能認定取得者数は緩やかに増加していたところ、平成25年度以降は現状維持の傾向であるが、当社が要求している協力会社に必要な技術力は維持されている。

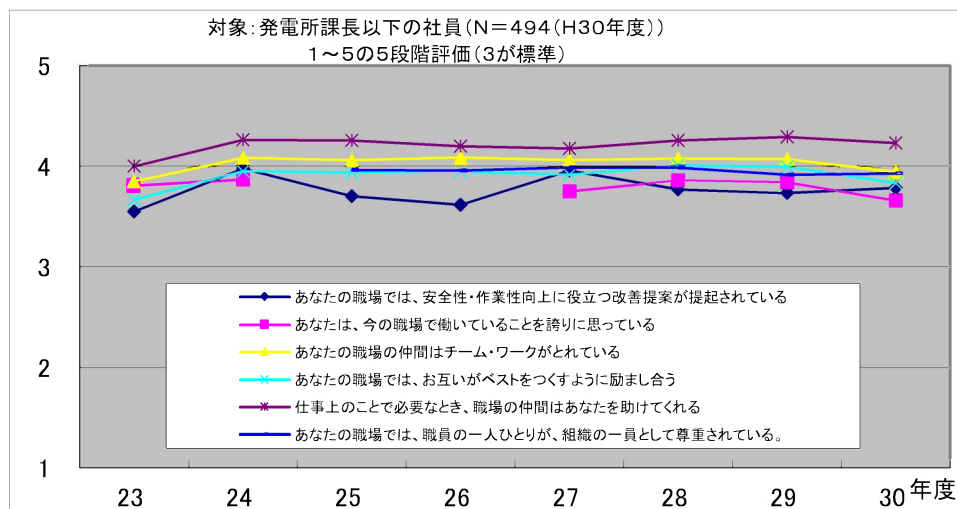
③ 外部の意見の取得機会

項目・年度	26	27	28	29	30
IAEA OSART					
WANO ピアレビュー		★ 大飯 ▲ 美浜・高浜 ■ 高浜	★ 本店 ■ 大飯	▲ 大飯 ■ 大飯	★ 高浜・美浜
JANSI ピアレビュー			★ 高浜 ★ 美浜		
ロイド監査	●		●		

★：通常ピアレビュー
▲：フォローアップ
■：再起動前

WANOのピアレビュー、ロイド社監査などについて、継続的に受け入れるなど、外部の意見を聴取し、指摘事項は改善に努めている。

④ 安全風土調査「モチベーション」に関する結果



「あなたの職場では、お互いがベストをつくすように励まし合う」など、組織のモチベーションに関する結果は、一部指標に低下が見られるものの、全体的に肯定的な割合が高い状態で推移している。

(4) 安全文化の醸成活動の仕組み

安全文化の醸成活動の仕組みに係る活動の効果を評価する観点から、選定した実績指標及び調査した内容を次に示す。

① 原子力安全文化推進委員会の開催実績

	開催日	議題
第 6 回	平成 2 2 年 4 月 2 6 日	平成 2 2 年度原子力部門安全文化醸成のための活動年度計画について
第 7 回	平成 2 2 年 1 0 月 2 2 日	平成 2 2 年度安全文化中間評価について 平成 2 2 年度原子力部門安全文化醸成のための活動年度計画（変更案）について
第 8 回	平成 2 3 年 3 月 1 日	平成 2 2 年度安全文化評価の実施結果及び重点施策の実施結果について
第 9 回	平成 2 3 年 5 月 3 1 日	平成 2 3 年度安全文化醸成活動年度計画及び重点施策の実施計画について
第 10 回	平成 2 3 年 1 0 月 2 1 日	平成 2 3 年度安全文化中間状況確認結果について
第 11 回	平成 2 4 年 2 月 2 8 日	平成 2 3 年度安全文化評価の実施結果及び重点施策の実施結果について
第 12 回	平成 2 4 年 5 月 3 0 日	平成 2 4 年度安全文化醸成のための活動年度計画について
第 13 回	平成 2 4 年 1 0 月 1 2 日	平成 2 4 年度安全文化中間状況確認結果について 平成 2 4 年度安全文化醸成のための活動年度計画の改訂について
第 14 回	平成 2 5 年 2 月 2 8 日	平成 2 4 年度安全文化評価の実施結果及び重点施策の実施結果について
第 15 回	平成 2 5 年 5 月 1 5 日	平成 2 5 年度安全文化醸成のための活動年度計画について
第 16 回	平成 2 5 年 1 0 月 2 8 日	平成 2 5 年度安全文化中間状況確認結果について
第 17 回	平成 2 6 年 3 月 4 日	平成 2 5 年度安全文化評価の実施結果及び重点施策の実施結果について
第 18 回	平成 2 6 年 5 月 2 2 日	平成 2 6 年度安全文化醸成のための活動年度計画について

	開催日	議題
第19回	平成26年11月12日	平成26年度安全文化重点施策の実施状況について 更なる安全性向上を目指す観点からの安全文化評価方法の充実について
第20回	平成27年3月2日	平成26年度安全文化評価の実施結果及び重点施策の実施結果について
第21回	平成27年6月3日	平成27年度安全文化醸成のための活動年度計画について
第22回	平成27年11月30日	平成27年度原子力部門安全文化重点施策の実施状況について
第23回	平成28年3月18日	平成27年度安全文化評価の実施結果及び重点施策の実施結果について
第24回	平成28年5月19日	平成28年度安全文化醸成のための活動年度計画について
第25回	平成28年11月30日	平成28年度安全文化重点施策の実施状況について 評価の視点③に係る社達を踏まえた記載の追加について
第26回	平成29年3月8日	平成28年度安全文化評価の実施結果及び重点施策の実施結果について
第27回	平成29年5月30日	平成29年度安全文化醸成のための活動年度計画について
第28回	平成29年12月8日	平成29年度安全文化重点施策の実施状況について
第29回	平成30年3月2日	平成29年度安全文化評価の実施結果及び重点施策の実施結果について
第30回	平成30年5月15日	平成30年度安全文化醸成活動のための活動年度計画について
第31回	平成30年10月19日	平成30年度安全文化重点施策の実施状況について

「原子力安全文化推進委員会運営の手引」が平成20年5月に制定されて以降、平成25年7月に「安全文化要綱」に引き継がれたが、ルールに定められているとおり、「安全文化醸成のための活動計画（年度計画）」、「年度計画に定める活動

の進捗状況」、「安全文化の評価」などが毎年審議されていることから、安全文化醸成活動の仕組みが構築され、機能していると評価できる。

② 高浜発電所安全文化評価会議の開催実績

	開催日	議題
第3回	平成23年1月31日	平成22年度高浜発電所の安全文化醸成のための活動結果について
第4回	平成24年1月27日	平成23年度高浜発電所の安全文化醸成のための活動結果について
第5回	平成25年1月27日	平成24年度高浜発電所の安全文化醸成のための活動結果について
第6回	平成26年2月6日	平成25年度高浜発電所の安全文化醸成のための活動結果について
第7回	平成27年1月29日	平成26年度高浜発電所の安全文化醸成のための活動結果について
第8回	平成28年2月5日	平成27年度高浜発電所の安全文化醸成のための活動結果について
第9回	平成29年2月1日	平成28年度高浜発電所の安全文化醸成のための活動結果について
第10回	平成30年1月29日	平成29年度高浜発電所の安全文化醸成のための活動結果について

高浜発電所においては、発電所長を議長とする「高浜発電所安全文化評価会議」を平成20年12月に設置し、安全文化醸成の状況に関する評価案を審議することを、「高浜発電所運営会議所達」で規定しており、安全文化醸成活動の仕組みは確立されていると評価できる。

2.2.1.8.2.3 安全文化醸成活動の実施状況の評価

2.2.1.8.2.1 及び 2.2.1.8.2.2 で調査した結果を踏まえ、安全文化

の要素ごと及び安全文化の醸成活動の仕組みについて評価した。

(1) トップのコミットメントに係る活動

美浜発電所3号機事故以降は、再発防止対策として、社長自らが「安全を第一とした原子力事業の運営に係る品質方針」を定め、毎年度末に変更の必要性を確認し、発電所の幹部を含む経営層が、訓示や膝詰め対話など機会あるごとに安全最優先のメッセージを発信しているとともに、発電所においても発電所運営方針を作成し周知を図っており、安全最優先の価値観が浸透してきていると受け止めている社員は多くなっている。

ただし、平成23年3月に発生した福島第一原子力発電所事故を踏まえ、広い視野から規制の枠にとどまらず、原子力の安全を何よりも優先するプライオリティが明確になっているか、原子力の安全をチェックできる体制になっているかについて、注視しながら活動に取り組んでいくこととしている。

発電所固有の活動の具体例としては、平成26年6月に「原子力安全を統括する職位」として新たに「原子力安全統括」を設置した。また、同年8月に社達「原子力発電の安全性向上への決意」が制定されたことを受けて、リスクの継続的な除去、低減及び発電所全体での認識共有の観点から高浜発電所原子力リスク等検討会を設置した。本検討会では、発電所の日常運営活動における原子力リスク、放射線リスク等を抽出し、対策要否及び対策内容を決定している。

以上のように、継続的に改善活動を実施しており、トップのコミットメントに係る活動は適切かつ有効であり、今後とも仕組みが有効に機能していくと評価できる。

(2) コミュニケーションに係る活動

美浜発電所3号機事故以降は、再発防止対策として、経営層と現場第一線の膝詰め対話が継続的に実施され、経営層から安全最優先のメッセージを伝えるとともに、現場第一線からは業務運営上の率直な意見などが出されており、経営層と現場第一

線が同じ認識を共有している。また、膝詰め対話の有効性に関するアンケート結果は、「経営層の熱意が伝わってくる」項目や「有益であると感じている」項目の割合が高いレベルで推移している。

発電所と原子力事業本部の連携については、平成21年度の重点施策として連携強化に取り組むとともに、日常業務においても、各ラインで会議体などを通じて、情報共有の活発化を図ることにより、コミュニケーションが改善されてきている。原子力事業本部内の連携については、グループをまたがる案件や新規案件発生時に調整がうまくいっていない場合があったことから改善を図っている。

また、協力会社の方々との意思疎通については、平成20年度に「当社社員が現場に行く機会の拡大」、平成21年度には「当社・協力会社における意思疎通の強化」を重点施策として実施し、コミュニケーションの充実に取り組んでいる。この結果、協力会社の方々へのアンケートにおいて、「関西電力社員は、みなさまに対して発電所を一緒に支える大切なパートナーとして接している」については、肯定的な割合は過半数を越えて推移しているが、自由記述では厳しい意見も散見されており、発電所では、発電所幹部が率先して現場にパトロールに行くことを実践し、不具合や懸案事項の把握に努めるとともに、当社社員が現場に足を運ぶ動機付けを与えるなどの活動に取り組んでいる。

外部への情報提供については、トラブルなど、必要な情報については安全協定などに基づき、県・立地町・地元のオピニオンリーダーなどへのタイムリーな情報発信の実施、地元の方々と経営層の直接対話を実施したりするなど、地域とのコミュニケーションの充実を図っている。また、福島第一原子力発電所事故後には、事故を踏まえた当社の取組状況や平成25年7月に施行された新規規制基準適合のための高浜3、4号機の安全性

向上対策工事の進捗状況等や高浜1, 2号機運転期間延長への取組みについて、広報誌の発刊、ケーブルTVの活用、視察受入れ、見学会の開催、訪問活動等により、地元をはじめ社会の皆様へお知らせを適宜実施しており、今後とも地域の方々に適時適切な丁寧な理解活動を心がけていくこととしている。

以上のように、継続的に改善活動を実施しており、コミュニケーションに係る活動は適切かつ有効であり、今後とも仕組みが有効に機能していくと評価できる。

(3) 学習する組織に係る活動

平成16年8月に美浜発電所3号機事故が発生し、事故原因の調査を進める中で、原子力発電所における「原子力設備2次系配管肉厚の管理指針(PWR)」の不適切な運用が判明した。また、設備に対する知識付与を中心とした教育となり、「法令、技術基準などに関する教育が不足していた」、「不具合発生時のリスク管理が十分ではなかった」、「協力会社作業員の世代交代時期を迎えているが、技術伝承を積極的に支援する姿勢ではなかった」、「トラブルの水平展開の要否の検討は電力会社ごとに行い、検討結果の情報共有も不十分であった」などの問題点が抽出された。

これらの対応として、美浜発電所3号機事故以降は、再発防止対策、又は安全文化評価から抽出された課題について対策を実施している。

若手社員の育成、技術伝承として、平成20年度以降、重点施策「若手社員育成策の充実、強化」において、若手社員の育成に関する具体的な方策を実施しており、有効に機能している。また、協力会社の技術力の維持の観点では、当社から重要機器の定期検査工事に関する調達管理で要求している「技能認定資格者」について一定の人員を確保している。ただし、若手社員の育成を含む技術力の維持・向上については、引き続き安全文化評価において課題として抽出されていることから、重点施策

の具体策を展開しており、今後とも、これらの活動を継続していくこととしている。

ルール遵守、見直しについては、法令相談窓口を明確化して、法令の不適切な運用や手続き漏れの防止に努めるとともに、社内標準を継続的に見直している。

トラブルや不具合を踏まえた主体的な問題解決、改善活動については、発生した不適合は着実に処置しており、不適合のうち安全上重要な事象や組織としての問題が潜在している可能性のある事象については、根本原因分析をしている。また、不適合情報はC A P活動などを通じて各箇所と共有している。

トラブル・労災の未然防止については、ハットヒヤリ活動や労働安全衛生マネジメントシステムにおけるリスクアセスメントが継続的に実施されていること、また、原子力安全統括を主査とする「高浜発電所原子力リスク等検討会」を平成26年10月に設置して活動を開始していることなどから、リスク感知能力は醸成されてきている。一方で、2号機において大型クレーン倒壊事故が発生したこと、重大な労働災害や経験の浅い作業員の労働災害が未だ発生していることから、当面1, 2号機を中心に土木関係の大型工事が本格化することを鑑み、更なる改善活動が求められている。既に、平成29年3月より発電所リスクレビュー会議を設置し、工事準備段階においてプラントへの重大な影響・重篤災害に至るリスク抽出・対策の検討結果を関係者にてレビューしているほか、平成29年9月より労働災害撲滅に向けたアクションプランを掲げ、現場パトロールの強化、TBMの充実、作業員の体調管理強化等により、労働災害の発生防止に係る活動の更なる強化に努めることで、原子力安全、労働安全双方の観点から、作業に潜むリスクに係る組織及び個人の感受性を高めている。このように、今後ともリスク感知能力の向上を図り、トラブル・労災発生防止活動の深化を図りながら継続して実施していくこととしている。

外部意見の積極的聴取、業務への反映については、WANOのピアレビュー、JANSIのピアレビュー、ロイド社監査などを継続的に受け入れ、指摘事項などの改善に取り組んでいる。

ただし、平成23年3月に発生した福島第一原子力発電所事故を踏まえ、海外からの情報や外部の指摘などについては、より積極的な情報収集・反映をしていくなど、広い視野から規制の枠にとどまらず、原子力安全の更なる確保に取り組んでいくこととしている。

社員のモチベーションについて、安全風土調査結果では、全体的に肯定的な割合は高い状態を維持している。

以上のように、継続的に改善活動を実施しており、学習する組織に係る活動は適切かつ有効であり、今後とも仕組みが有効に機能していくと評価できる。

(4) 安全文化の醸成活動の仕組み

安全文化の醸成活動については、平成19年度に安全文化評価を試行として開始して以降、毎年、社長の指示及び前年度評価結果の反映並びに評価の枠組み、評価の視点、あるべき姿、指標及び重点施策などを含めた年度計画の策定、重点施策の実施、安全文化評価を実施してPDCAサイクルを回しており、継続的に改善する仕組みが確立されている。

安全文化の醸成活動の組織・体制に関しては、品質マネジメントシステム体系図に定める組織の各部門の長が参画した「原子力安全文化推進委員会」において、年度計画の策定、活動の進捗状況の評価、安全文化評価を審議しており、幅広い観点からの評価を行っている。

社内マニュアルに関しては、原子炉施設保安規定に「安全文化の醸成」を規定したことに基づき、「安全文化要綱」、「原子力安全文化推進委員会運営の手引」を制定し、安全文化評価結果を踏まえた改善などに伴う改正を実施してきた。また、平成25年7月の「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」の施行に伴い、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」に安全文化醸成活動を規定し、「安全文化通達」を制定するとともに、前述した「原子力安全文化推進委員会運営の手引」の内容を取り込んで「安全文化要綱」を改正した。

教育・訓練に関しては、平成20年度以降、安全文化に関連性の高い内容を含んでいる既存の教育に安全文化を織り込んで実施するように改善しており、継続的に社員への安全文化の意識の浸透を図っている。

以上のように、安全文化評価を重ねるとともに、協力会社の参画も得るなど、充実を図り、安全文化の醸成活動を行う仕組みを自律的かつ継続的に改善してきていることから、今後とも仕組みが有効に機能していくと評価できる。

第 2.2.1.8.1 表 保安活動改善状況一覧表（安全文化の醸成活動）（1 / 3）

マネジメントレビュー

改善活動の契機	活動内容及び活動結果	実施状況	継続性	評価項目	備考
今年度、抽出された課題について、事業本部・発電所が一体となって積極的にコミュニケーションを図りながら、安全文化の醸成の観点から、適切な対応をとること。 (第12回マネジメントレビュー)	1. 原子力安全システム全体を俯瞰する人材・事故時的確に対応出来る人材育成方策の実施 ① 指揮者を含む事故対応要員に対する教育・訓練の充実・強化 ② 原子力安全に対する理解の深化方策の実施 ・原子炉主任技術者資格試験に向けた学習の支援実施 (平成27年3月完了)	○	○	組織・体制	
事業本部から現場第一線までが、それぞれの持ち場において福島第一原子力発電所事故の教訓を心に刻み、常にリスクを低減し続けるとの決意のもと、原子力安全の向上に取り組むこと。 (第12回マネジメントレビュー)	1. 「原子力安全」を最優先とする価値観の更なる浸透 (1) 福島第一原子力発電所事故からの反省及び安全性向上の取組みの前提となる「安全文化」の周知。 (2) 安全性向上の取組みの前提となる「安全文化」に係る検討と活動 2. 安全文化評価における安全意識の状況の確認 (平成27年3月完了)	○	○	教育・訓練	

凡例 実施状況 : ○:実施済み △:実施中 ×:未実施 -:実施不要

継続性 : ○:改善活動の見直しが継続している ×:改善活動の見直しが継続していない -:対象外

第 2.2.1.8.1 表 保安活動改善状況一覧表（安全文化の醸成活動）（2 / 3）

マネジメントレビュー

改善活動の契機	活動内容及び活動結果	実施状況	継続性	評価項目	備考
<p>協力会社作業員の労働災害が依然として発生していることから、作業リスクへの感受性向上及び安全意識の徹底を図り、確実に労働災害を防止すること。 （平成23年～26年度発電所レビュー）</p>	<p>協力会社TBMへの参加、リスクアセスメントの確実な実施、「日々の安全」を読み上げによる感想や気づきなどの一言発言、労災カレンダー等を用いたトラブル事例の周知・掲示、4R宣言※の輪読発表、現場での部下への問いかけ、トラブル、労災、事故に関するタイムリーな情報提供、各種作業前の打合せや立会時のコミュニケーションにおける基本動作の徹底、類似作業の災害事例の紹介、現場の事前確認や職場内ディスカッションによる労災防止など、安全最優先の意識付けを継続的に行った。 （平成28年3月完了）</p> <p>※1R：ルールを遵守する 2R：労働災害を発生させない 3R：放射線トラブルを発生させない 4R：漏えいを発生させない</p>	○	○	教育・訓練	
<p>「原子力発電の安全性向上への決意」の更なる浸透をはかるために、各所において、安全文化を高めていくための事項に関する行動目標を設定し、実践すること。 （第14回マネジメントレビュー）</p>	<p>安全管理Gと連携し、行動目標の見直し、実践、eラーニング等を実施した。 （平成28年3月完了）</p>	○	○	教育・訓練	

凡例 実施状況 : ○:実施済み △:実施中 ×:未実施 -:実施不要

継続性 : ○:改善活動の見直しが継続している ×:改善活動の見直しが継続していない -:対象外

第 2.2.1.8.1 表 保安活動改善状況一覧表（安全文化の醸成活動）（3 / 3）

マネジメントレビュー

改善活動の契機	活動内容及び活動結果	実施状況	継続性	評価項目	備考
<p>工事量が増加している状況において、リスクへの感受性を高めて労働災害及び設備トラブルの発生防止に向けて取り組むこと。 （平成28年度発電所レビュー）</p>	<p>以下のとおり実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ リスクレビュー会議の開催や、リスクへの感受性を高めるための教育を実施した。 ・ 発電所幹部を含めた関係者でリスク検討会（リスクレビュー会議）、変更管理検討会等を通じ、リスク抽出の所内推進を行った。 ・ 作業計画書の読み合わせ、TBM、現場パトロール等を通じて非常駐を含む協力会社とコミュニケーションを図ることにより、安全意識の向上に努めるとともにリスクマネジメント及びリスク感受性向上に取り組んだ。 （平成30年3月完了） 	○	○	組織・体制 教育・訓練	
<p>工事量・作業量が今後さらに増加することを見据え、労災発生のリスクに対する感受性の向上及び「新アクションプラン」による労働災害撲滅への取組みを確実に行うこと。 （平成29年度発電所レビュー）</p>	<p>「新アクションプラン」を取り込んだ平成30年度安全衛生活動計画に基づき、労災発生のリスクに対する感受性向上及び労働災害撲滅への取組みを確実に行う。</p>	△	—	教育・訓練	

凡例 実施状況 : ○:実施済み △:実施中 ×:未実施 —:実施不要

継続性 : ○:改善活動の見直しが継続している ×:改善活動の見直しが継続していない —:対象外

第 2.2.1.8.2 表 労働災害撲滅に向けたアクションプラン実施内容

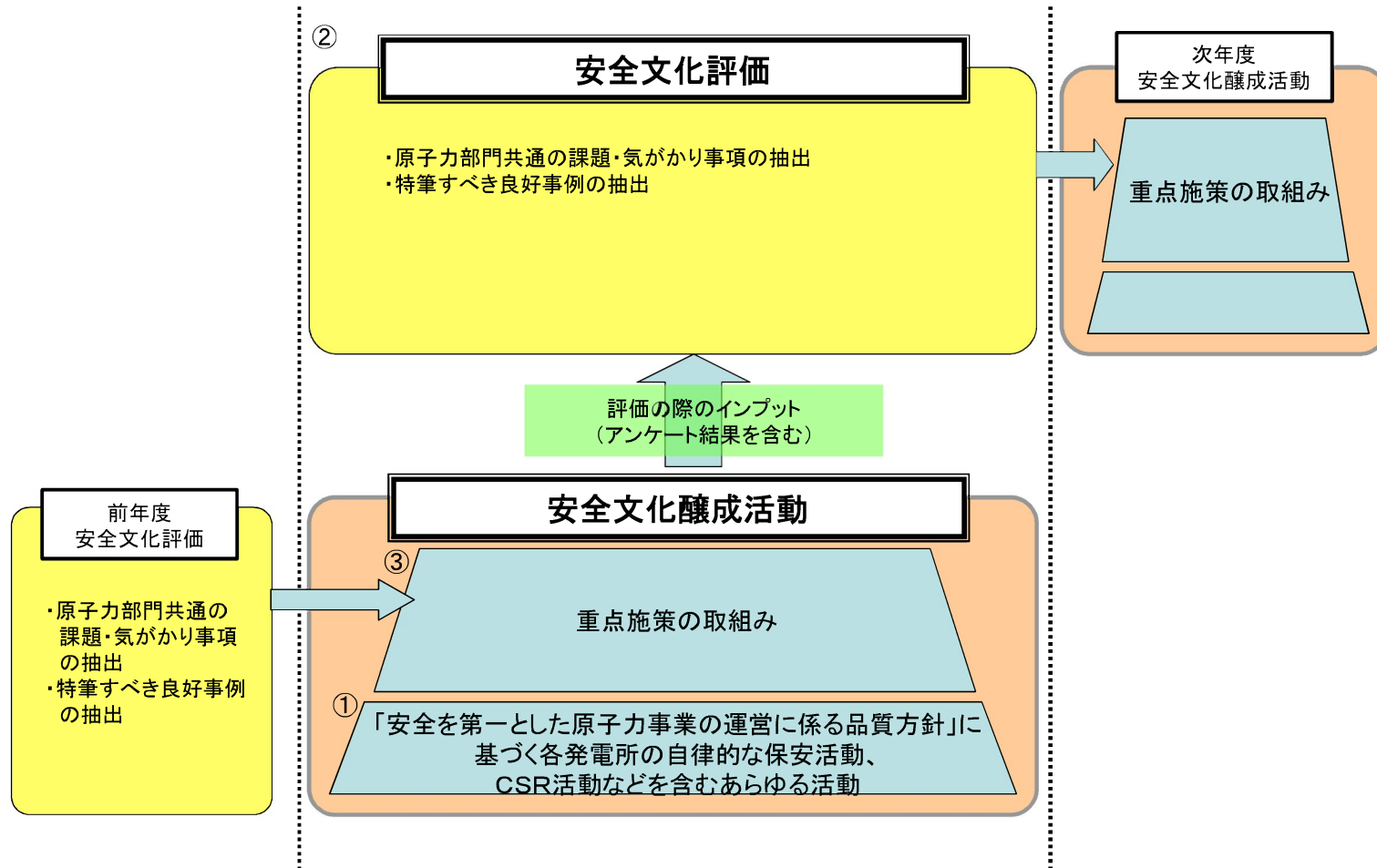
No	分類	対応策	実施概要
1	教育	新規入構者教育の充実	<ul style="list-style-type: none"> ・新規入構者を対象とした安全最優先と原子力の特殊性等の重点教育 ・労災・苦情関係パンフレットを活用した教育の実施（平成30年2月から）
2	教育	土木建築関係作業責任者への教育	<ul style="list-style-type: none"> ・新規の作業責任者を対象に、作業責任者への期待事項、リスク抽出と対策の勘所の教育を実施 ・新規の作業員を対象に、元請による伝達教育の実施 ・当社に対する教育実施結果の報告
3	教育	社外講師による全員教育	<ul style="list-style-type: none"> ・所員・協力会社を対象とした全員教育の実施（安全意識及び作業スキルの向上） ⇒ 危険感受性向上研修（平成30年3月末までに実施） ・新規の作業責任者を対象とした教育の実施 ⇒ 職長能力向上教育研修
4	朝礼 TBM	朝礼及び作業開始前ミーティングにおける体調管理の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・50歳以上及び持病のある方を把握した全作業員の入念な体調管理の実施 ・体調に応じた適切な業務付与の実施 ・当社社員による実施状況のサンプルチェックの実施
5	朝礼 TBM	終礼の実施	<ul style="list-style-type: none"> ・終礼の実施による当日作業のハットヒヤリ・良好事例の共有及び翌日作業への反映の実施 ・ハットヒヤリ事例のサンプル収集と、事例集として共有及び活用の実施（1回/月の収集と配布）
6	朝礼 TBM	TBMの充実	<ul style="list-style-type: none"> ・日々状況が変わる作業員の配置、軽微作業（準備、片付け等）及び3H（はじめて、変更、久しぶり）作業の安全作業指示書への記載とTBMでの議論の実施 ・KYへの「ワンポイントアドバイス」等の図や心得集の活用（具体的な事例による実施） ・当社社員の3H作業のTBMへの参加と実施状況の確認 （土工工事への追加実施事項） ・作業責任者（元請）による作業員全員への翌日作業の前日説明 ・作業員による翌日作業の事前KYの実施、当日TBMでの全員発表及びリスクの共有 ・作業責任者と他工事作業責任者等とのコミュニケーションによる事前のリスク抽出の実施 ・作業責任者によるTBMでの作業員各々の発言へのコメント（褒める、助言）の実施及び相互コミュニケーションの実施 ・作業責任者によるTBMにおける類似作業の災害事例の紹介 ・当社社員による朝礼参加等に合わせた定期的なTBMへの参加と、前項の実施状況の確認
7	現場 強化	現場パトロールの強化	<ul style="list-style-type: none"> ・全工事（機電・土建）を対象とした当社社員によるパトロールの実施（全工事1回/日以上、抜き打ちも実施） ・パトロール時の心得集等の持参・活用
8	現場 強化	作業責任者の増置	<ul style="list-style-type: none"> ・土木建築関係工事への作業責任者の増置 ※使用済燃料ピット耐震補強工事（美浜） ※<u>トップドーム工事（高浜）</u> 等 ・トンネル工事現場への監視カメラの設置
9	現場 強化	安全技術アドバイザーによるパトロールの実施	<ul style="list-style-type: none"> ・安全技術アドバイザーによる専門性の高い指導・指摘を目的としたパトロールの実施（1～3回程度/週）
10	情報 共有	ゼネコン各社との情報共有、ディスカッションの実施	<ul style="list-style-type: none"> ・ゼネコン各社と当社による合同の情報共有、ディスカッションの実施（1回/3ヶ月）
11	リスク アセス	リスクアセスメントの充実	<ul style="list-style-type: none"> ・リスクアセスメントの実施範囲の拡大（準備、片付け等主要でない作業も含む） ・安全管理者による第三者確認の導入 ・工事所管課員、協力会社作業責任者を対象とした安全管理研修の実施

第 2.2.1.8.3 表 安全文化評価方法と評価結果の変遷（1 / 2）

	評価手法	評価結果
平成 19 年度 (試評価)	発電所と原子力事業本部を一体とした原子力部門を対象とした総合的な評価を実施	概ね良好な評価であり、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、学習する組織を中心に、改善が必要な課題や将来に向けた気がかり事項があることを確認
平成 20 年度 (本格導入・ 発電所へ展開)	各発電所評価と原子力部門評価を実施 ○各発電所が、原子力事業本部が定めた要領に従いながらも、独自に評価の取組方法を検討し、評価を実施 ○各発電所の評価結果、重点施策の実施状況、指標等のインプット情報に基づき、原子力部門の評価を実施	平成 19 年度と同程度の概ね良好な評価であり、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、平成 19 年度からの課題に加え、社内や協力会社のコミュニケーションに改善が必要な課題があることを確認
平成 21 年度 (スモール事業本 部評価試行)	各発電所評価、スモール事業本部評価、原子力部門評価を実施 ○発電所評価に当たって、協力会社からの参画を追加 ○スモール事業本部評価については、発電所とラインを形成するグループと重点施策を管理するグループを対象とした評価を試行として実施 ○原子力部門の中間評価を追加	平成 20 年度と同程度の概ね良好な評価が得られ、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、平成 20 年度からの課題については、一部を除き、引き続き重点的に取り組む必要があることを確認
平成 22 年度 (原子力事業 本部の各部 門へ展開)	各発電所評価、原子力事業本部の各部門の評価、原子力部門評価を実施 ○原子力事業本部の各部門の評価については、各部門(原企・発電・技術・原燃)の評価を実施	平成 21 年度と同程度の概ね良好な評価が得られ、安全文化の劣化の徴候は見受けられなかったが、平成 21 年度からの課題については、一部を除き、引き続き重点的に取り組む必要があることを確認
平成 23 年度	各発電所評価、原子力事業本部の各部門の評価、原子力部門評価を実施 ○原子力安全文化推進WGからの指示により各発電所にて福島第一原子力発電所事故を踏まえた評価(福島へ派遣された人が感じたことから得た教訓、福島事故の対応状況など)の実施	平成 22 年度と同程度の概ね良好な評価が得られ、安全文化の劣化の徴候は見受けられなかったが、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、広い視野から規制の枠にとどまらず原子力安全の更なる確保に取り組んでいく必要があることを確認、また、昨年度以前から引き続き抽出されている課題については、一歩踏み込んで、重点的に取り組む必要があることを確認
平成 24 年度	各発電所評価、原子力事業本部の各部門の評価、原子力部門評価を実施 ○原子力事業本部の各部門の評価については、地域共生本部の評価を追加実施	平成 23 年度と同程度の概ね良好な評価が得られ、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、平成 23 年度からの課題については、引き続き重点的に取り組む必要があることを確認

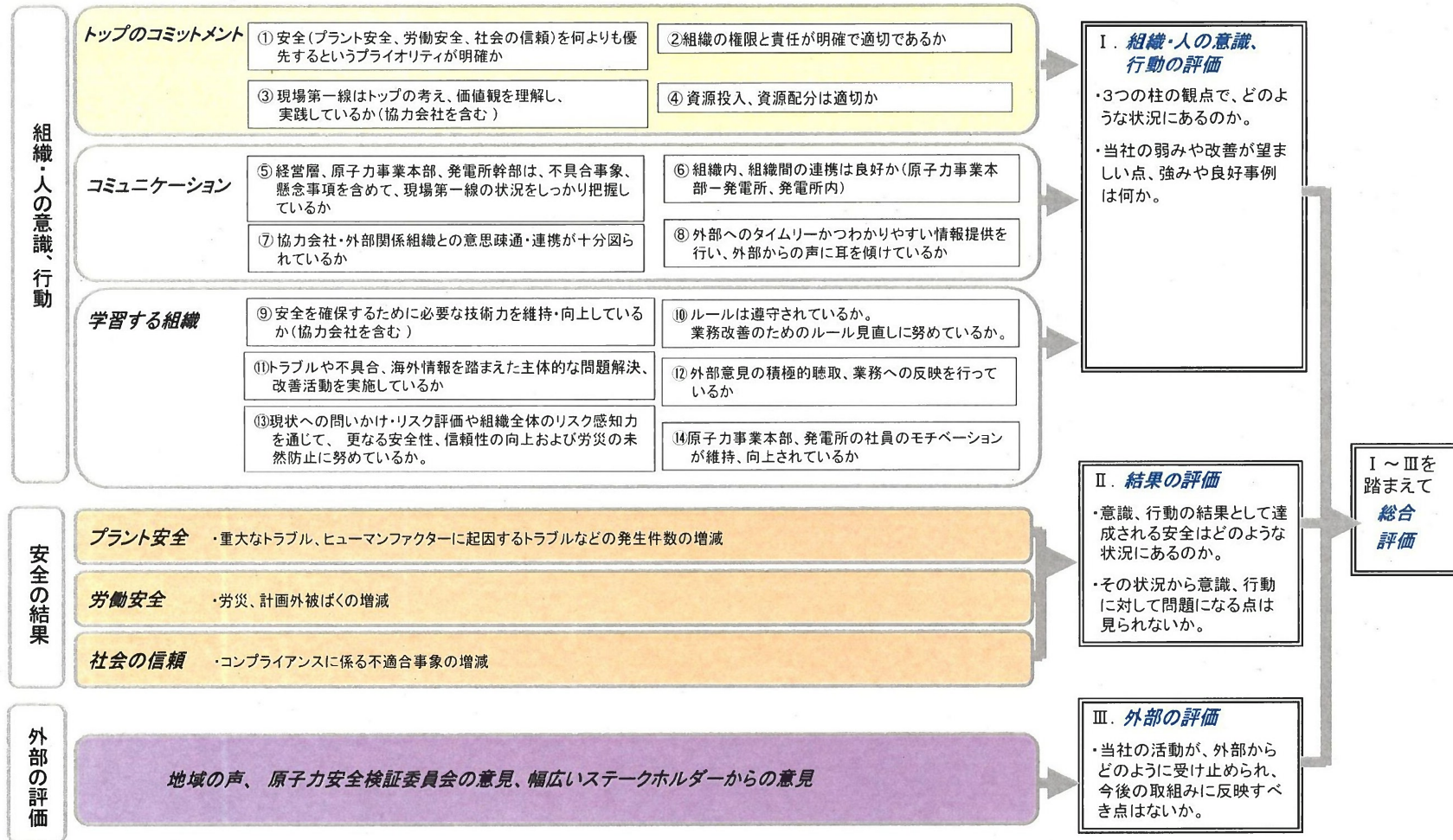
第 2.2.1.8.3 表 安全文化評価方法と評価結果の変遷（2 / 2）

	評価手法	評価結果
平成 25 年度	各発電所評価、原子力事業本部の各部門の評価、原子力部門評価を実施	平成 24 年度と同程度の概ね良好な評価が得られ、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、平成 24 年度からの課題については、引き続き重点的に取り組む必要があることを確認
平成 26 年度	各発電所評価、原子力事業本部の各部門の評価、室等の評価、原子力部門評価を実施 ○原子力部門のうち、原子力事業本部を除いた本店各室・センターの箇所（経営監査室、原子燃料サイクル室、総務室、購買室（現：調達本部）、土木建築室、能力開発センター）ごとの評価を追加実施	平成 25 年度と同程度の概ね良好な評価が得られ、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、平成 25 年度からの課題については、一部を除き、引き続き重点的に取り組む必要があることを確認
平成 27 年度	各発電所評価、原子力事業本部の各部門評価、室等の評価、原子力部門評価を実施	平成 26 年度と同程度の概ね良好な評価が得られ、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、平成 26 年度からの課題については、一部を除き、引き続き重点的に取り組む必要があることを確認
平成 28 年度	各発電所評価、原子力事業本部の各部門の評価、室等の評価、原子力部門評価を実施	平成 27 年度と同程度の概ね良好な評価が得られ、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、平成 27 年度からの課題については、一部を除き、引き続き重点的に取り組む必要があることを確認
平成 29 年度	各発電所評価、原子力事業本部の各部門の評価、室等の評価、原子力部門評価を実施	平成 28 年度と同程度の概ね良好な評価が得られ、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、平成 28 年度からの課題については、一部を除き、引き続き重点的に取り組む必要があることを確認



第 2.2.1.8.1 図 安全文化醸成の活動の全体像

評価の枠組み



2.2.1.8.52

第 2.2.1.8.2 図 安全文化評価の枠組み

平成21年10月9日
原子力発電部門統括
肥田 善雄

原子力事業本部の皆さんへ

事業本部と発電所の連携強化について

皆さんには、日ごろから原子力事業の円滑な運営ならびに原子力発電所の安全安定運転のためにご尽力いただき感謝を申し上げます。

さて、事業本部と発電所の連携強化については、昨年度の安全文化評価の結果、抽出した課題の一つであり、今年度の重点施策の一つとして認識、取り組みいただいているところです。連携の強化と言うと仰々しいですが、膝詰め対話などの場でも日ごろからみなさんをお願いしております、基本的にはコミュニケーションをより充実して頂くことにつきますかと思います。

昨年度の安全文化評価の中で問題として取り上げられました具体的な事例について、各所のご意見などを調査しました結果、

- ・ 対外的な制約から一定の期限内に対処する必要のある業務を行なう中で、コミュニケーションが不十分となった
- ・ 対外折衝箇所と工事施工箇所とでラインが異なり、コミュニケーションが不十分となった

このような共通的な要因が見受けられました。

これらの観点から特にお願いしたい点は、

- ・ 事業本部指示により発電所で対応すべき工事が予め予想される場合については、対外折衝状況や検討状況などを関係箇所へ前広に情報提供を行う。
- ・ 基本方針で、事業本部内の各グループで役割分担した内容(合議した内容)については、各ラインから発電所へ情報提供を行うか、検討段階から発電所を含めた情報提供を行う。
- ・ 特に折衝箇所と施工箇所のラインが跨るような業務については、縦のコミュニケーションだけでなく、事業本部、発電所各々の横のコミュニケーションも回りつつ情報の共有に努める。

また、社員アンケート結果などから、コミュニケーションに関する項目では、全般的に緩やかな改善傾向にあるものの、事業本部の思いと発電所の受け止めでギャップの大きいものがありますので、事業本部から発電所に出張等で行かれたときには、例えば発電所で行われているミーティングなどにも同席していただくなど、より積極的なコミュニケーションに努めていただきたいと思います。

最後に事業本部長就任時のお話にありました「心技対」の対は体でなく対面での対、つまりコミュニケーションを指した言葉です。ちょっとした気配り、思いやりを持って意思疎通を十分に行っていたら、円滑な業務運営に努めていただきますようお願いいたします。

第 2.2.1.8.3 図 メッセージ「事業本部と発電所の連携強化について」

平成22年6月9日
原子力事業本部長
八木 誠

原子力事業本部関係の皆さんへ

発電所と原子力事業本部の連携強化について

皆さんには、日ごろから原子力事業の円滑な運営ならびに原子力発電所の安全安定運転のためにご尽力いただき感謝を申し上げます。

さて、平成20年度安全文化評価の結果、発電所計装修課・安全防災室と原子力事業本部電気技術グループ・安全防災グループで連携して実施していくべき工事中において、コミュニケーションがうまくとれず業務分担等に時間を要した事例等が顕在化しました。このため、昨年度の安全文化評価の重点施策の一つとして、発電所と事業本部の連携強化について取組むことといたしました。その結果、スモール事業本部として、次のような対策を行うことにしましたので、発電所の皆さんも事業本部の各グループに協力して、連携の強化を進めていただきたいと思います。

- ① 情報共有の強化を図るため、テレビ会議を利用した対話、事業本部の発電所キャラバンなど連携強化に係る活動を品質目標に定める
- ② ラインを跨ぐ工事について、分担調整に手間取っているものが発生した場合に調整するための分担調整会議を設置し、保修グループを中心に運用する
- ③ 組織改正にあわせ保修グループの発電所保修課の窓口機能を強化する

なお、昨年度のCSRアンケートでは、テレビ会議を利用した対話、大型工事における発電所キャラバン、日常業務を通じた対話により、発電所と事業本部の連携におけるギャップは縮まるなど改善されてきております。

しかしながら、安全文化評価において、工事以外でも事業本部各グループに跨る案件や新規案件発生時に、事業本部グループ間で調整できていないなど、スモール事業本部各グループのセルフチェックで気がかり事項が抽出されております。また、核物質防護規定の変更手続きの不適切な対応において、コミュニケーションが悪かったなどの要因があったことから、発電所から前広な相談やリスク情報の伝達がしやすい状況にあるか注視が必要であるとの評価結果となっております。このため、本年度も、発電所と事業本部の連携強化について、重点施策として取組んでおります。

こうした状況を踏まえ、発電所および事業本部の皆さまについては、引き続き、日常業務を通じた連携強化活動に努めていただきたいと思います。

仰々しい対策等打つことにしましたが、連携強化とは、基本的にはコミュニケーションをより充実して頂くことにつきますかと思います。そのため、私が、機会あるごとに、お願いしております、みなさん一人ひとりが、「心・技・対」の心構えを持って日々の業務に取り組んでいただくことであり、特に、「対」である真正面から向き合う「誠心誠意」のコミュニケーション、つまり、ちょっとした気配り、思いやりを持って意思疎通を十分に行っていたら、円滑な業務運営に努めていただきますようお願いいたします。

*：「ゆるぎない使命感(=心)」、「磨き続ける技術力(=技)」、「真正面から向き合う「誠心誠意」のコミュニケーション(=対)」

第 2.2.1.8.4 図 メッセージ「発電所と原子力事業本部の連携強化について」

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、事故の発生及び拡大の防止に資する自主的な措置を整備している。これらは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であり、多様性拡張設備と位置付けている。

多様性拡張設備は柔軟な事故対応を行うために対応手段とともに選定していることから、高浜発電所3号機に配備している多様性拡張設備について、機能ごとに分類される対応手順に従って、多様性拡張設備、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備及び仕様等を整理し、第2.2.1.9.1.1表から第2.2.1.9.1.19表及び第2.2.1.9.2.1表から第2.2.1.9.2.15表に示す。

なお、多様性拡張設備を用いる手順に係る教育・訓練については、重大事故等対処設備に係る教育・訓練の枠組みの中で実施することとしており、その実施状況については、「2.2.1 保安活動の実施状況」において、調査、評価を行っている。

第2.2.1.9.1.1表 多様性拡張設備整理表 (1 / 19)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順	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においても炉心の著しい損傷を防止するため、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とともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	原子炉保護系ロジック盤 又は 安全保護系プロセス計装 又は 原子炉核計装	手動による原子炉緊急停止	-	A T W S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。	【重大事故等対処設備】 原子炉トリップスイッチ（中央盤手動操作） 【多様性拡張設備】 MGセット電源（常用母線440V しゃ断器スイッチ）（中央盤手動操作） 制御棒操作レバー（中央盤手動操作） MGセット電源（MGセット出力しゃ断器スイッチ）（現場手動操作） 原子炉トリップしゃ断器スイッチ（現場手動操作）
			制御棒クラスタ 又は 原子炉トリップしゃ断器 又は 原子炉保護系ロジック盤 又は 安全保護系プロセス計装 又は 原子炉核計装	原子炉出力抑制（自動）	-	A T W S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、重大事故等対処設備であるA T W S緩和設備の作動により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格納容器の健全性を維持する。	【重大事故等対処設備】 A T W S緩和設備 〔蒸気発生器水位異常低による〕 ・タービントリップ ・主蒸気隔離 ・電動補助給水ポンプ ・タービン動補助給水ポンプ 主蒸気隔離弁 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 緊急ほう酸濃縮（中央盤手動操作）
				原子炉出力抑制（手動）	-	A T W S緩和設備の自動信号が発信するものの、原子炉を未臨界に移行するために必要な機器等が自動作動しなかった場合、中央制御室から手動によりタービントリップ、主蒸気隔離弁の閉操作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格納容器の健全性を維持する。	【多様性拡張設備】 タービントリップスイッチ（中央盤手動操作） 【重大事故等対処設備】 主蒸気隔離弁（中央盤手動操作） 電動補助給水ポンプ（中央盤手動操作） タービン動補助給水ポンプ（中央盤手動操作） 復水タンク 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 緊急ほう酸濃縮（中央盤手動操作）
				ほう酸水注入	-	A T W S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、原子炉の出力抑制を図った後、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備によりほう酸水の注入を行い負の反応度を添加するとともに、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離する。	【重大事故等対処設備】 ほう酸タンク ほう酸ポンプ 緊急ほう酸水補給弁 充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク ほう酸注入タンク

第2.2.1.9.1.2表 多様性拡張設備整理表 (2 / 19) (その1)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ 又は 復水タンク 又は 主蒸気逃がし弁	1次系のフィードアンドブリード	-	蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が喪失した場合、燃料取替用水タンク水を充てん/高圧注入ポンプにより原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁の開操作により原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。	【重大事故等対処設備】 充てん/高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁 燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器
			電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ 又は 復水タンク	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りポンプによる蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できない場合、脱気器タンク水を常用設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する。	【多様性拡張設備】 電動主給水ポンプ 蒸気発生器水張りポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動) 発電機(蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用) 復水タンク
					蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)による蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できず、さらに電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプが使用できない場合に蒸気発生器圧力が約3MPa [gage] まで低下している場合、復水タンク水を蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)により蒸気発生器へ注水する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
主蒸気逃がし弁	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	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出ができない場合、常用設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開操作し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	【多様性拡張設備】 タービンバイパス弁			

第2.2.1.9.1.2表 多様性拡張設備整理表 (2 / 19) (その2)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	サポート系機能喪失時	タービン動補助給水ポンプ 全交流動力電源 又は 直流電源	補助給水ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	非常用油ポンプの機能が喪失した場合、現場で専用工具を使用しタービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁を押し上げること及びタービン動補助給水ポンプ起動弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替え又は復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水流量調節弁後弁の開度を調整し、1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作） タービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）
			電動補助給水ポンプ 全交流動力電源 又は タービン動補助給水ポンプ 補助油ポンプ		空冷式非常用発電装置によるタービン動補助給水ポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプへの給電）	全交流動力電源が喪失した場合かつ、常設直流電源系統が健全な場合に、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、タービン動補助給水ポンプ付き補助油ポンプの起動及びタービン動補助給水ポンプ起動弁の開放により、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替え又は復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水流量調節弁後弁の開度を調整し、1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー
					空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復	全交流動力電源が喪失した場合、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 なお、電動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替え又は復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	

第2.2.1.9.1.2表 多様性拡張設備整理表 (2 / 19) (その3)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	サポート系 機能喪失時	主蒸気逃がし弁 全交流動力電源 (制御用空気) 又は 直流電源	主蒸気逃がし弁の 機能回復	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	主蒸気逃がし弁は、駆動源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であるため、駆動源が喪失した場合、弁が閉止するとともに中央制御室からの遠隔操作が不能となる。この場合、現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行う場合、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。蒸気発生器伝熱管破損の徴候が見られた場合に、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。 なお、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した際の現場操作時は状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁（現場手動操作） 【多様性拡張設備】 窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用） 大容量ポンプ B格納容器外制御用空気圧縮機（海水冷却）
					窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。 この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。また、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合でも対応が可能である。 なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。	
					大容量ポンプを用いたB格納容器外制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復	全交流動力電源が喪失した場合、大容量ポンプを用いてB格納容器外制御用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通水して制御用空気系を回復し、主蒸気逃がし弁の機能を回復する。 この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。 なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。	
		-	-	監視及び制御	加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定	原子炉を冷却するために1次冷却系及び2次冷却系の保有水を加圧器水位計、蒸気発生器水位計により監視する。また、これらの計測機器が機能喪失又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。	【重大事故等対処設備】 加圧器水位計 蒸気発生器広域水位計 蒸気発生器狭域水位計 蒸気発生器補助給水流量計 復水タンク水位計
				補助給水ポンプの作動状況確認	蒸気発生器2次側による炉心冷却のために起動した補助給水ポンプの作動状況を蒸気発生器補助給水流量計、復水タンク水位計、蒸気発生器水位計により確認する。		
				加圧器水位（原子炉水位）の制御	燃料取替用水タンク水等を恒設代替低圧注水ポンプ等により原子炉へ注水する場合、流量を調整し加圧器水位を制御する。		
				蒸気発生器水位の制御	蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合、補助給水流量を調整し、蒸気発生器水位を制御する。		

第2.2.1.9.1.3表 多様性拡張設備整理表 (3 / 19) (その1)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ 又は 復水タンク 又は 主蒸気逃がし弁	1次系のフィードアンドブリード	-	蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器逃がし弁を用いて1次冷却系を減圧する。ただし、この手順は1次系のフィードアンドブリードであり、燃料取替用水タンク水を充てん/高圧注入ポンプにより原子炉へ注水し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開操作する。	【重大事故等対処設備】 加圧器逃がし弁 充てん/高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンブ 格納容器再循環サンブスクリーン 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 燃料取替用水タンク
			電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ 又は 復水タンク	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りポンプによる蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できない場合、脱気器タンク水を常用設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する。	【多様性拡張設備】 電動主給水ポンプ 蒸気発生器水張りポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動) 発電機(蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用) 復水タンク
				蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)による蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できず、さらに電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプが使用できない場合に、蒸気発生器圧力が約3MPa〔gage〕まで低下している場合、復水タンク水を蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)により蒸気発生器へ注水する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。		
			主蒸気逃がし弁	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	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出ができない場合、常用設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開操作し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	【多様性拡張設備】 タービンバイパス弁

第2.2.1.9.1.3表 多様性拡張設備整理表 (3/19) (その2)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備	
原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	加圧器逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、復水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプが運転していなければ、蒸気発生器2次側による炉心冷却による1次冷却系の減圧のため、中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 【多様性拡張設備】 電動主給水ポンプ 蒸気発生器水張りポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動) 発電機(蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用) 復水タンク	
					電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できない場合、脱気器タンク水を常用設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する。		
					蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)による蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できず、さらに電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプが使用できない場合に、蒸気発生器圧力が約3MPa [gage] まで低下している場合、復水タンク水を蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)により蒸気発生器へ注水する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。		
					蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁による蒸気放出	加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、主蒸気逃がし弁の開を確認し、蒸気発生器2次側による炉心冷却による1次冷却系の減圧が開始されていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開放していなければ中央制御室にて開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び1次冷却系の減圧を行う。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁 【多様性拡張設備】 タービンバイパス弁
					タービンバイパス弁による蒸気放出	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出ができない場合、常用設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開操作し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。		
					加圧器補助スプレイ	加圧器補助スプレイ弁による減圧	加圧器逃がし弁の故障等により、1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器補助スプレイ弁を中央制御室で開操作し減圧を行う。	【多様性拡張設備】 加圧器補助スプレイ弁

第2.2.1.9.1.3表 多様性拡張設備整理表 (3/19) (その3)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順	サポート系機能喪失時	タービン動補助給水ポンプ 全交流動力電源 又は 直流電源	補助給水ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	非常用油ポンプの機能が喪失した場合、現場で専用工具を使用しタービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁を押し上げること及びタービン動補助給水ポンプ起動弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替え又は復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水流量調節弁後弁の開度を調整し、1次冷却系の圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作） タービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）
			電動補助給水ポンプ 全交流動力電源 又は タービン動補助給水ポンプ 補助油ポンプ		空冷式非常用発電装置によるタービン動補助給水ポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプへの給電）	全交流動力電源が喪失した場合かつ、常設直流電源系統が健全な場合に、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、タービン動補助給水ポンプ付き補助油ポンプの起動及びタービン動補助給水ポンプ起動弁の開を確認することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替え又は復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水流量調節弁後弁を調整し、1次冷却系の圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー
					空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復	全交流動力電源が喪失した場合、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 なお、電動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替え又は復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	

第2.2.1.9.1.3表 多様性拡張設備整理表 (3 / 19) (その4)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順	サポート系機能喪失時	主蒸気逃がし弁全交流動力電源(制御用空気)又は直流電源	主蒸気逃がし弁の機能回復	主蒸気逃がし弁(現場手動操作)による主蒸気逃がし弁の機能回復	主蒸気逃がし弁は、駆動源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であるため、駆動源が喪失した場合、弁が閉止するとともに中央制御室からの遠隔操作が不能となる。この場合に現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系を減圧する。 主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。蒸気発生器伝熱管破損の徴候が見られた場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。なお、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した際の現場操作時は状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁(現場手動操作) 【多様性拡張設備】 窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁作動用) 大容量ポンプ B格納容器外制御用空気圧縮機(海水冷却)
					窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁作動用)による主蒸気逃がし弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁作動用)により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。 この手順は、主蒸気逃がし弁(現場手動操作)に対して中央制御室から遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。また、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合でも対応可能である。 なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。	
					大容量ポンプを用いたB格納容器外制御用空気圧縮機(海水冷却)による主蒸気逃がし弁の機能回復	全交流動力電源が喪失した場合、大容量ポンプを用いてB格納容器外制御用空気圧縮機へ補機冷却水(海水)を通水して制御用空気系を回復し、主蒸気逃がし弁の機能を回復する。 この手順は、主蒸気逃がし弁(現場手動操作)に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。 なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。	

第2.2.1.9.1.3表 多様性拡張設備整理表 (3 / 19) (その5)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順	サポート系機能喪失時	加圧器逃がし弁全交流動力電源(制御用空気)又は直流電源	加圧器逃がし弁の機能回復	窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復	加圧器逃がし弁は、駆動源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であり、全交流動力電源喪失により格納容器外制御用空気圧縮機が停止し、制御用空気が喪失した場合は開操作が不能となる。加圧器逃がし弁の機能回復（駆動用空気回復）として、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）を空気配管に接続し、中央制御室からの操作による1次冷却系を減圧する。 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）は、想定される重大事故等が発生した場合の格納容器内圧力においても加圧器逃がし弁が確実に作動する容量及び圧力のポンベを配備している。 なお、加圧器逃がし弁1回の動作に必要な窒素量は、ポンベ容量に対し少量であり、事故時の操作回数も少ないことから、事象収束まで必要な量を十分に確保する。	【重大事故等対処設備】 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用） 可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用） 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用） 空冷式非常用発電装置 可搬式整流器 燃料油貯油そう タンクローリー 【多様性拡張設備】 大容量ポンプ B格納容器外制御用空気圧縮機（海水冷却）
					可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復	加圧器逃がし弁は駆動源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であり、全交流動力電源喪失により格納容器外制御用空気圧縮機が停止し、制御用空気が喪失した場合は開操作が不能となる。加圧器逃がし弁の機能回復（駆動用空気回復）として、可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）を空気配管に接続し、中央制御室からの操作による1次冷却系を減圧する。	
					可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復	加圧器逃がし弁は、駆動電源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であるため、常設直流電源が喪失した場合は、電磁弁が作動せず開操作が不能となる。そのため、加圧器逃がし弁機能回復（直流電源回復）として、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧する。 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、想定される重大事故等が発生した場合の格納容器内圧力においても加圧器逃がし弁が確実に作動する電源容量のバッテリーを配備している。なお、加圧器逃がし弁用電磁弁消費電力は、バッテリー容量に対し少量であり、事象収束まで必要な量を十分に確保する。	
					空冷式非常用発電装置及び可搬式整流器による加圧器逃がし弁の機能回復	加圧器逃がし弁は、駆動電源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であるため、常設直流電源が喪失した場合は、電磁弁が作動せず開操作が不能となる。そのため、加圧器逃がし弁機能回復（直流電源回復）として、空冷式非常用発電装置及び可搬式整流器により直流電源を供給し、中央制御室からの操作による1次冷却系を減圧する。	
					大容量ポンプを用いたB格納容器外制御用空気圧縮機（海水冷却）による加圧器逃がし弁の機能回復	加圧器逃がし弁は駆動源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であり、全交流動力電源喪失により格納容器外制御用空気圧縮機が停止し、制御用空気が喪失した場合は開操作ができなくなる。そのため、全交流動力電源が喪失した場合に、大容量ポンプを用いてB格納容器外制御用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通水して制御用空気系を回復し、中央制御室からの操作による1次冷却系を減圧する。	

第2.2.1.9.1.3表 多様性拡張設備整理表 (3 / 19) (その6)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順	高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止	-	加圧器逃がし弁による1次冷却材系統の減圧	炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱の防止	炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧する。	【重大事故等対処設備】 加圧器逃がし弁

第2.2.1.9.1.3表 多様性拡張設備整理表 (3 / 19) (その7)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順	蒸気発生器伝熱管破損	-	1次冷却材系統の減圧	蒸気発生器伝熱管破損発生時減圧継続の手順	蒸気発生器伝熱管破損発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し、1次冷却材の格納容器外への漏えいが生じる。したがって、漏えい量を抑制するための早期の1次冷却系の減温、減圧を行う必要がある。 破損側蒸気発生器を1次冷却材圧力、蒸気発生器の圧力、水位、高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し、破損側蒸気発生器を隔離する。 破損側蒸気発生器の隔離完了後、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作及び加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系と破損蒸気発生器2次側の圧力を均圧させることで、1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。 全交流動力電源喪失発生時においては、高感度型主蒸気管モニタ等による監視が不能となるが、破損側蒸気発生器は1次冷却材圧力、蒸気発生器の圧力及び水位の指示値により判断する。 また、破損側蒸気発生器の隔離ができない場合においても、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却及び1次冷却系の減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁 加圧器逃がし弁
		インターフェイスシステムLOCA	-		インターフェイスシステムLOCA発生時の手順	インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し、1次冷却材の格納容器外への漏えいが生じる。したがって、漏えい量を抑制するため早期の1次冷却系の減温、減圧及び保有水量を確保するための原子炉への注水が必要となる。 格納容器外への1次冷却材の漏えいを停止するため、破損箇所を早期に見出し隔離する。 隔離できない場合、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の漏えい量を抑制する。 低温停止に移行する場合、余熱除去系による原子炉の冷却が困難であれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。 化学体積制御系統から1次冷却材が格納容器外へ漏えいした場合においてもインターフェイスシステムLOCAと同様の徴候を示すが、対応手順は設計基準事故の対象として整備している。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁 加圧器逃がし弁

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4/19) (その1)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備	
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	1次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系機能喪失時	代替炉心注水	余熱除去ポンプ又は充てん/高圧注入ポンプ又は燃料取替用水タンク	A格納容器スプレイポンプ (RHR S-CSS連絡ライン使用) による代替炉心注水	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水する機能が喪失した場合、A格納容器スプレイポンプ (RHR S-CSS連絡ライン使用) により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 A格納容器スプレイポンプ (RHR S-CSS連絡ライン使用) 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用) 仮設組立式水槽 消防ポンプ ガソリン用ドラム缶 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ 1, 2号機淡水タンク
					恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	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水する機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。		
					電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水	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水する機能が喪失した場合、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1, 2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。		
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	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水する機能が喪失した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。		
					代替再循環運転	再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、A格納容器スプレイポンプ (RHR S-CSS連絡ライン使用) 及びA格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。		
			余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器又は余熱除去ポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁				【重大事故等対処設備】 A格納容器スプレイポンプ (RHR S-CSS連絡ライン使用) A格納容器スプレイ冷却器 A格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4 / 19) (その2)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備	
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	1次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系機能喪失時	格納容器再循環サンプスクリーン	炉心注水	格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合の手順	<p>A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転により原子炉への注水を行っている際に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合に対応する手段がある。この再循環運転での原子炉への注水に至るまでには、設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプ、充てん/高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプを使用した再循環運転を行っていることも考えられるため、これらを含めて格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合に対応する。</p> <p>格納容器再循環サンプスクリーンについては、海外で発生した格納容器再循環サンプスクリーン閉塞対策として、必要な設備の対策を行っており閉塞することは考えにくいものの、閉塞が発生した場合に備え対応する。</p>	<p>【重大事故等対処設備】</p> <p>充てん/高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク 復水タンク</p> <p>【多様性拡張設備】</p> <p>ほう酸ポンプ ほう酸タンク 1次系補給水ポンプ 1次系純水タンク</p>
					代替炉心注水	格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合の手順	<p>A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転により原子炉への注水を行っている際に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合に対応する手段がある。この再循環運転での原子炉への注水に至るまでには、設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプ、充てん/高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプを使用した再循環運転を行っていることも考えられるため、これらを含めて格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合に対応する。</p> <p>格納容器再循環サンプスクリーンについては、海外で発生した格納容器再循環サンプスクリーン閉塞対策として、必要な設備の対策を行っており閉塞することは考えにくいものの、閉塞が発生した場合に備え対応する。</p>	<p>【重大事故等対処設備】</p> <p>A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用） 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 仮設組立式水槽 消防ポンプ ガソリン用ドラム缶</p> <p>【多様性拡張設備】</p> <p>電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ 1, 2号機淡水タンク</p>

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4/19) (その3)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備	
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系機能喪失時	全交流動力電源	代替炉心注水	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 なお、全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を炉心注水側とするよう準備を行い、空冷式非常用発電装置より受電すれば、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。また、対応途中で、事象が進展し炉心損傷と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器スプレイ側へ変更し、代替格納容器スプレイを行うとともに、その後、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）により代替炉心注水を行う。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 仮設組立式水槽 消防ポンプ ガソリン用ドラム缶
						B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 B充てん/高圧注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	
						A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	
						ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプにより1、2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する。 また、原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプにより1、2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
						可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより原子炉へ海水を注水する。	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4 / 19) (その4)

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系機能喪失時	全交流動力電源	代替再循環運転	B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転	全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生し、原子炉冷却機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環を行い、あわせて大容量ポンプ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を冷却する。	【重大事故等対処設備】 B余熱除去ポンプ（海水冷却） B余熱除去ポンプ（海水冷却）C充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却） 大容量ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー
						B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転	全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生し、原子炉冷却機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環を行い、あわせて大容量ポンプ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を冷却する。	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4/19) (その5)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備	
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系機能喪失時	原子炉補機冷却水系	代替炉心注水	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 なお、全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を炉心注水側とするよう準備を行い、空冷式非常用発電装置より受電すれば、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。また、対応途中で、事象が進展し炉心損傷と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器スプレイ側へ変更し、代替格納容器スプレイを行うとともに、その後、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）により代替炉心注水を行う。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 仮設組立式水槽 消防ポンプ ガソリン用ドラム缶
					A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注水	原子炉補機冷却機能喪失と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。		
					B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 B充てん/高圧注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。		
					A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。		
					ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプにより1、2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する。 また、原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプにより1、2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。		
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより原子炉へ海水を注水する。		

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4/19) (その6)

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系機能喪失時	原子炉補機冷却水系	代替再循環運転	A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低圧代替再循環運転	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が喪失した場合、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）を用いた低圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて、大容量ポンプ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。	【重大事故等対処設備】 B余熱除去ポンプ（海水冷却） B余熱除去ポンプ（海水冷却） C 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却） 大容量ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー 【多様性拡張設備】 A余熱除去ポンプ（空調用冷水）
						B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転	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が喪失した場合、B余熱除去ポンプを用いた低圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプ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を冷却する。	
						B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転	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が喪失した場合、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて、大容量ポンプ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。	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4 / 19) (その7)

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	1 次 冷 却 材 喪 失 事 象 が 発 生 し て い る 場 合	溶 融 デ ブ リ が 原 子 炉 容 器 に 残 存 す る 場 合	—	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)	—	<p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に、溶融炉心は原子炉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水することで溶融炉心を冷却する。</p> <p>原子炉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、原子炉容器に溶融デブリが残存することは考えにくい。が、原子炉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スプレイによる残存溶融デブリを冷却（格納容器水張り）する。</p> <p>なお、炉心損傷後の格納容器の減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下したことを確認すれば停止する手順としており、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。</p> <p>また水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。</p> <p>格納容器圧力は格納容器圧力計又は格納容器広域圧力計（AM用）により監視するが、これらの計器が機能喪失により監視できない場合においては、格納容器内温度を監視することで圧力と飽和温度の関係から格納容器圧力を推定する。</p>	<p>【重大事故等対処設備】</p> <p>格納容器スプレイポンプ 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク 補給用移送ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 仮設組立式水槽 消防ポンプ ガソリン用ドラム缶</p> <p>【多様性拡張設備】</p> <p>電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ 1, 2号機淡水タンク</p>

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4 / 19) (その8)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備	
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	1次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系機能喪失時	余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	1次冷却材喪失事象が発生していない場合で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、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	【重大事故等対処設備】 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 【多様性拡張設備】 電動主給水ポンプ 蒸気発生器水張りポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動) 発電機(蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用) 復水タンク
						電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水	1次冷却材喪失事象が発生していない場合で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、常用設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する。	
						蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)による蒸気発生器への注水	1次冷却材喪失事象が発生していない場合で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、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)により蒸気発生器へ注水する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
					蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁による蒸気放出	1次冷却材喪失事象が発生していない場合に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、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁 【多様性拡張設備】 タービンバイパス弁
						タービンバイパス弁による蒸気放出	1次冷却材喪失事象が発生していない場合に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、中央制御室にて常用設備であるタービンバイパス弁を開操作し、蒸気発生器から蒸気放出を行う。	
					蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	-	主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、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次側フィードアンドブリードは、消防ポンプにより海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービンブローダウンタンクより排出させ、適時水質を確認する。 海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【多様性拡張設備】 消防ポンプ

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4 / 19) (その9)

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	1次冷却材喪失事象が発生していない場合	サポート系機能喪失時	全交流動力電源	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	【重大事故等対処設備】 電動補助給水ポンプ 空冷式非常用発電装置 タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 燃料油貯油そう タンクローリー 【多様性拡張設備】 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動) 発電機(蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用) 復水タンク
					蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)による蒸気発生器への注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)により蒸気発生器へ注水する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。		
					蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁(現場手動操作)による蒸気放出	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁(現場手動操作)
					蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	-	主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、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次側フィードアンドブリードは、消防ポンプにより海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービンプローダウンタンクより排出させ、適時水質を確認する。 海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【多様性拡張設備】 消防ポンプ

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4/19) (その10)

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	運 転 停 止 中 の 場 合	フ ロ ン ト ラ イ ン 系 機 能 喪 失 時	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	炉心注水	充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水	運転停止中に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、充てん/高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する。 充てん/高圧注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	【重大事故等対処設備】 充てん/高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク 復水タンク 蓄圧タンク 【多様性拡張設備】 ほう酸ポンプ ほう酸タンク 1次系補給水ポンプ 1次系純水タンク
						蓄圧タンクによる炉心注水	運転停止中に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、蓄圧タンク水を原子炉に注水する。 蓄圧タンクによる炉心注水についてはタンク内圧力を利用するため蓄圧タンク水位が低下して圧力が下がった場合には、原子炉への注水を停止する。	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4/19) (その11)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備	
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	運転停止中の場合	フロントライン系機能喪失時	余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器	代替炉心注水	燃料取替用水タンクからの重力注水による代替炉心注水	<p>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、燃料取替用水タンクからの重力注水により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。</p> <p>なお、燃料取替用水タンクの重力注水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位が低下した場合は、重力注水を停止する。</p>	<p>【重大事故等対処設備】</p> <p>A格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS連絡ライン使用)</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプ</p> <p>空冷式非常用発電装置</p> <p>燃料取替用水タンク</p> <p>復水タンク</p> <p>燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ</p> <p>燃料油貯油そう</p> <p>タンクローリー</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプ</p> <p>電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)</p> <p>仮設組立式水槽</p> <p>消防ポンプ</p> <p>ガソリン用ドラム缶</p> <p>【多様性拡張設備】</p> <p>燃料取替用水タンク (重力注水)</p> <p>電動消火ポンプ</p> <p>ディーゼル消火ポンプ</p> <p>1, 2号機淡水タンク</p>
					A格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS連絡ライン使用) による代替炉心注水	<p>運転停止中に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、A格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS連絡ライン使用) により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。</p>		
					恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	<p>運転停止中に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、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p>		
					電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水	<p>運転停止中に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、消火ポンプにより1, 2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する。</p> <p>使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。</p>		
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	<p>運転停止中に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、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。</p>		
					代替再循環運転	A格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS連絡ライン使用) による代替再循環運転	<p>運転停止中に、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、炉心注水又は代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水後、A格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS連絡ライン使用) による代替再循環運転により原子炉へ注水する。</p>	<p>【重大事故等対処設備】</p> <p>A格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS連絡ライン使用)</p> <p>A格納容器スプレイ冷却器</p> <p>格納容器再循環サンブ</p> <p>格納容器再循環サンブスクリーン</p>

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4/19) (その12)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備		
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	運転停止中の場合	フロントライン系機能喪失時	余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	運転停止中に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、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	【重大事故等対処設備】 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 【多様性拡張設備】 電動主給水ポンプ 蒸気発生器水張りポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動) 発電機(蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用) 復水タンク	
						電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水	運転停止中に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、常用設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する。		
						蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)による蒸気発生器への注水	運転停止中に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、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)により復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。		
						蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁による蒸気放出	運転停止中に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、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁 【多様性拡張設備】 タービンバイパス弁
						タービンバイパス弁による蒸気放出	運転停止中に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、常用設備であるタービンバイパス弁を中央制御室にて開操作し、蒸気発生器から蒸気放出を行う。		
						蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	-	主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、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次側フィードアンドブリードは、消防ポンプにより海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを經由し、タービンブローダウンタンクに排出させ、適時水質を確認し排出する。 海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【多様性拡張設備】 消防ポンプ

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4/19) (その13)

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	運 転 停 止 中 の 場 合	サ ポ ー ト 系 機 能 喪 失 時	全交流動力電源	代替炉心注水	燃料取替用水タンクからの重力注水による代替炉心注水	運転停止中のミッドループ運転において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、燃料取替用水タンクからの重力注水により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 なお、燃料取替用水タンクの重力注水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位が低下した場合には、重力注水を停止する。	【重大事故等対処設備】 蓄圧タンク 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 仮設組立式水槽 消防ポンプ ガソリン用ドラム缶 【多様性拡張設備】 燃料取替用水タンク（重力注水） A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-CSS連絡ライン使用） 燃料取替用水タンク ディーゼル消火ポンプ 1, 2号機淡水タンク
						蓄圧タンクによる代替炉心注水	運転停止中のミッドループ運転において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備である余熱除去ポンプの機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、蓄圧タンクにより原子炉へ注水する。 蓄圧タンクによる代替炉心注水についてはタンク内圧力を利用するため蓄圧タンク水位が低下して圧力が下がった場合には、原子炉への注水を停止する。	
						恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	
						B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 B充てん/高圧注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	
						A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4 / 19) (その14)

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	運 転 停 止 中 の 場 合	サ ポ ー ト 系 機 能 喪 失 時	全交流動力電源	代替炉心注水	ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心注水	<p>運転停止中において、全交流動力電源喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプにより1, 2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する。</p> <p>また、運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合、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により1, 2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。</p> <p>使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。</p>	<p>【重大事故等対処設備】 蓄圧タンク 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却) 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用) 仮設組立式水槽 消防ポンプ ガソリン用ドラム缶</p> <p>【多様性拡張設備】 燃料取替用水タンク(重力注水) A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHS-CSS連絡ライン使用) 燃料取替用水タンク ディーゼル消火ポンプ 1, 2号機淡水タンク</p>
						可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	<p>運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。</p>	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4/19) (その15)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備	
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	運転停止中の場合	サポート系機能喪失時	全交流動力電源	代替再循環運転	B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転	運転停止中において、全交流動力電源喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプ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を冷却する。	【重大事故等対処設備】 B余熱除去ポンプ（海水冷却） B余熱除去ポンプ（海水冷却） C充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却） 大容量ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー
						B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転	運転停止中において、全交流動力電源喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプ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。	
					蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	【重大事故等対処設備】 電動補助給水ポンプ 空冷式非常用発電装置 タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 燃料油貯油そう タンクローリー 【多様性拡張設備】 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用） 復水タンク
						蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
					蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）
蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード		運転停止中において、主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、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次側フィードアンドブリードは、消防ポンプにより海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービンブローダウンタンクに排出させ、適時水質を確認し排出する。 海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【多様性拡張設備】 消防ポンプ					

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4/19) (その16)

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	運転停止中の場合	サポート系機能喪失時	原子炉補機冷却水系	代替炉心注水	燃料取替用水タンクからの重力注水による代替炉心注水	運転停止中のミッドループ運転中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、燃料取替用水タンクからの重力注水により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 なお、燃料取替用水タンクの重力注水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位が低下した場合には、重力注水を停止する。	【重大事故等対処設備】 蓄圧タンク 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 仮設組立式水槽 消防ポンプ ガソリン用ドラム缶 【多様性拡張設備】 燃料取替用水タンク（重力注水） A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（R） HRS-CSS連絡ライン使用） 燃料取替用水タンク ディーゼル消火ポンプ 1, 2号機淡水タンク A余熱除去ポンプ（空調用冷水） 電動消火ポンプ
					蓄圧タンクによる代替炉心注水	運転停止中のミッドループ運転中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備である余熱除去ポンプの機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、蓄圧タンクにより原子炉へ注水する。 蓄圧タンクによる代替炉心注水についてはタンク内圧力を利用するため蓄圧タンク水位が低下して圧力が下がった場合には、原子炉への注水を停止する。		
					恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。		
					A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注水	運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、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。		
					B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 B充てん/高圧注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。		

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4 / 19) (その17)

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	運転停止中の場合	サポート系機能喪失時	原子炉補機冷却水系	代替炉心注水	A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-C S S連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 蓄圧タンク 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 仮設組立式水槽 消防ポンプ ガソリン用ドラム缶 【多様性拡張設備】 燃料取替用水タンク（重力注水） A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-C S S連絡ライン使用） 燃料取替用水タンク ディーゼル消火ポンプ 1, 2号機淡水タンク A余熱除去ポンプ（空調用冷水） 電動消火ポンプ
						ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプにより1, 2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する。 また、運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合、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により1, 2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。 使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
						可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4/19) (その18)

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	運 転 停 止 中 の 場 合	サ ポ ー ト 系 機 能 喪 失 時	原子炉補機冷却水系	代替再循環運転	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低圧代替再循環運転	運転停止中において、再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）を用いた低圧代替再循環による原子炉への注水を行い、あわせて、大容量ポンプ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。	【重大事故等対処設備】 B余熱除去ポンプ（海水冷却） B余熱除去ポンプ（海水冷却） C充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却） 大容量ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー 【多様性拡張設備】 A余熱除去ポンプ（空調用冷水）
						B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転	運転停止中において、再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環による原子炉への注水を行い、あわせて、大容量ポンプ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。	
						B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転	運転停止中において、再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環による原子炉への注水を行い、あわせて、大容量ポンプ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。	

第2.2.1.9.1.5表 多様性拡張設備整理表 (5 / 19) (その1)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	海水ポンプ 又は 原子炉補機冷却水ポンプ	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、蒸気発生器2次側による原子炉の冷却を行うため、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプの起動を確認し、復水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプが運転していなければ、中央制御室で電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 【多様性拡張設備】 電動主給水ポンプ 蒸気発生器水張りポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用） 復水タンク
					電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプが使用できない場合、脱気器タンク水を常用設備である電動主給水ポンプ又は、蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する。	
					蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できず、さらに電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプが使用できず、かつ蒸気発生器圧力が約3MPa [gage] まで低下している場合、復水タンク水を蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	

第2.2.1.9.1.5表 多様性拡張設備整理表 (5 / 19) (その2)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	海水ポンプ 又は 原子炉補機冷却水ポンプ	蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	所内用空気圧縮機による主蒸気逃がし弁の機能回復	海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、格納容器外制御用空気圧縮機が運転できない場合に、常用設備である所内用空気圧縮機による代替制御用空気を供給する。 また、代替制御用空気が主蒸気逃がし弁へ供給された場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作し蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁（現場手動操作） 【多様性拡張設備】 所内用空気圧縮機 タービンバイパス弁 窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）
					タービンバイパス弁による蒸気放出	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出ができない場合、常用設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開操作し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	
					主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、格納容器外制御用空気圧縮機が機能喪失した場合、主蒸気逃がし弁の現場での手動による開操作にて蒸気発生器2次側による原子炉を冷却する。また、常用設備である所内用空気圧縮機から代替制御用空気が主蒸気逃がし弁へ供給された場合、中央制御室にて開操作し蒸気発生器2次側による原子炉の冷却を行う。 なお、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した際の現場操作時は状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。	
					窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。 この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。また、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合でも対応可能である。 なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。	
			蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	消防ポンプを使用した蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却手段によって原子炉を冷却した後に、海水を水源とする消防ポンプを使用した蒸気発生器への注水による蒸気発生器2次側フィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器2次側フィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用し、タービンプローダウンタンクに排出させ、適時水質を確認し排出する。海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器プロードラインにより排水を行う。	【多様性拡張設備】 消防ポンプ	

第2.2.1.9.1.5表 多様性拡張設備整理表 (5 / 19) (その3)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	海水ポンプ 又は 原子炉補機冷却水ポンプ	格納容器内自然対流冷却	大容量ポンプを用いたA、B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	海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した状態において、1次冷却材喪失事象が発生した場合、大容量ポンプを用いてA、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 A、B格納容器再循環ユニット 大容量ポンプ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用） 燃料油貯油そう タンクローリー
				代替補機冷却	大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水	海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプにより、C充てん／高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプ及びB格納容器外制御用空気圧縮機に補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能を回復する。	【重大事故等対処設備】 大容量ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー B余熱除去ポンプ（海水冷却） C充てん／高圧注入ポンプ 【多様性拡張設備】 B格納容器外制御用空気圧縮機（海水冷却） 空調用冷水ポンプ（A余熱除去ポンプ冷却）
				空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプ代替補機冷却	原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプの代替補機冷却を行う。		
			海水ポンプ	大容量ポンプによる代替補機冷却	補機冷却水（大容量ポンプ冷却）による余熱除去ポンプを用いた代替炉心冷却	海水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した状態において、大容量ポンプを使用し、補機冷却水を冷却することにより、余熱除去系を運転し低温停止へ移行する。	【多様性拡張設備】 大容量ポンプ 余熱除去ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器

第2.2.1.9.1.5表 多様性拡張設備整理表 (5 / 19) (その4)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順	サポート系 機能喪失時	全交流動力電源	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行うため、タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。なお、電動補助給水ポンプは空冷式非常用発電装置からの給電後に使用可能となる。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 電動補助給水ポンプ 空冷式非常用発電装置 タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 燃料油貯油そう タンクローリー 【多様性拡張設備】 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用） 復水タンク
				蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できず、かつ蒸気発生器圧力が約3MPa〔gage〕まで低下している場合、復水タンク水を蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。		
				蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作し、蒸気発生器2次側による原子炉の冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁（現場手動操作） 【多様性拡張設備】 窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用） B格納容器外制御用空気圧縮機（海水冷却） 大容量ポンプ
				窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。 この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。また、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合でも対応可能である。 なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。		
大容量ポンプを用いたB格納容器外制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復	全交流動力電源喪失により、原子炉補機冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプによるB格納容器外制御用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通路して機能を回復する。						
蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	消防ポンプを使用した蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却手段によって原子炉を冷却した後に、海水を水源とした消防ポンプを使用した蒸気発生器への注水による蒸気発生器2次側フィードアンドブリードを行う。蒸気発生器2次側フィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用し、タービンプローダウンタンクに排出させ、適時水質を確認し排出する。海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【多様性拡張設備】 消防ポンプ				

第2.2.1.9.1.5表 多様性拡張設備整理表 (5 / 19) (その5)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順	サポート系 機能喪失時	全交流動力電源	格納容器内自然対流冷却	大容量ポンプを用いたA、B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	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器内において発生した熱を最終ヒートシンクへ輸送する必要がある場合は、大容量ポンプでの格納容器内自然対流冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 A、B格納容器再循環ユニット 大容量ポンプ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用） 燃料油貯油そう タンクローリー
				大容量ポンプによる代替補機冷却	大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水	運転中又は運転停止中に、全交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプにより、C充てん／高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプ及びB格納容器外制御用空気圧縮機に補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能を回復する。	【重大事故等対処設備】 大容量ポンプ B余熱除去ポンプ（海水冷却） C充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却） 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー 【多様性拡張設備】 B格納容器外制御用空気圧縮機（海水冷却） 余熱除去ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器
					補機冷却水（大容量ポンプ冷却）による余熱除去ポンプを用いた代替炉心冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプを使用し、補機冷却水を冷却することにより、余熱除去系を運転し低温停止へ移行する。	

第2.2.1.9.1.6表 多様性拡張設備整理表 (6 / 19) (その1)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器内の冷却等のための手順	1 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順 2 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	格納容器スプレイポンプ 又は 格納容器スプレイ冷却器 又は 格納容器スプレイポンプ 格納容器再循環サンプ側入口隔離弁	格納容器内自然対流冷却	A、B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	格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合、A、B格納容器再循環ユニット等により格納容器内自然対流冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 A、B格納容器再循環ユニット A、B、C原子炉補機冷却水ポンプ A、B原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク 窒素ポンペ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用） 海水ポンプ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用） 【多様性拡張設備】 液化窒素供給設備
			格納容器スプレイポンプ 又は 燃料取替用水タンク	代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、恒設代替低圧注水ポンプから燃料取替用水タンク水を格納容器にスプレイする。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ 1、2号機淡水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 仮設組立式水槽 消防ポンプ
					電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、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により1、2号機淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプ、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプによる格納容器へスプレイできない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へスプレイする。	

第2.2.1.9.1.6表 多様性拡張設備整理表 (6 / 19) (その2)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器内の冷却等のための手順	1 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順 2 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順	サポート系機能喪失時	全交流動力電源又は原子炉補機冷却水設備	代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー 【多様性拡張設備】 A格納容器スプレイポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク ディーゼル消火ポンプ 1, 2号機淡水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 仮設組立式水槽 消防ポンプ
					ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へスプレイができない場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプにより1, 2号機淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプ、ディーゼル消火ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイができない場合、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により、格納容器へのスプレイができない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へスプレイする。	
					格納容器内自然対流冷却	大容量ポンプを用いたA、B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	

第2.2.1.9.1.6表 多様性拡張設備整理表 (6 / 19) (その3)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器内の冷却等のための手順	1 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順 2 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	格納容器スプレイポンプ 又は 燃料取替用水タンク	格納容器内自然対流冷却	A、B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	炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器スプレイポンプの故障等による格納容器内の冷却機能が喪失した場合、A、B格納容器再循環ユニット等により格納容器内自然対流冷却を行う。 格納容器再循環ユニットによる冷却で対応している場合において、格納容器圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は、代替格納容器スプレイを同時に実施することにより、格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。	【重大事故等対処設備】 A、B格納容器再循環ユニット 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）用） A、B、C原子炉補機冷却水ポンプ A、B原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用） 海水ポンプ 【多様性拡張設備】 液化窒素供給設備
				代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプから燃料取替用水タンク水を格納容器にスプレイする。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 仮設組立式水槽 消防ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー ガソリン用ドラム缶 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ 1、2号機淡水タンク
					電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、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により1、2号機淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプ、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へスプレイする。	

第2.2.1.9.1.6表 多様性拡張設備整理表 (6 / 19) (その4)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器内の冷却等のための手順	1 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順 2 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順	サポート系 機能喪失時	全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却水設備	代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失による格納容器内の冷却機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 仮設組立式水槽 消防ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー ガソリン用ドラム缶 【多様性拡張設備】 A格納容器スプレイポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク よう素除去薬品タンク デーゼル消火ポンプ 1, 2号機淡水タンク
					ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し、恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へスプレイができない場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプにより1, 2号機淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し、恒設代替低圧注水ポンプ、ディーゼル消火ポンプにより格納容器へスプレイができない場合、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水及びよう素除去薬品タンクの薬品を格納容器へスプレイする。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し、恒設代替低圧注水ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により格納容器へスプレイができない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へスプレイする。	
					格納容器内自然対流冷却	大容量ポンプを用いたA、B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	

第2.2.1.9.1.7表 多様性拡張設備整理表 (7/19) (その1)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能 健全	-	格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるために、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へスプレイする。	【重大事故等対処設備】 格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク
				格納容器内自然対流冷却	A、B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	炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるために、A、B格納容器再循環ユニットにより格納容器内自然対流冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 A、B格納容器再循環ユニット 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（SA）用） A、B、C原子炉補機冷却水ポンプ A、B原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク 窒素ポンプ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用） 海水ポンプ 【多様性拡張設備】 液化窒素供給設備
				代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるために、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へスプレイする。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として、燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 仮設組立式水槽 消防ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー ガソリン用ドラム缶 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ 1、2号機淡水タンク
				電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、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により1、2号機淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際して、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。		
				可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、電動消火ポンプ及びディーゼル消火ポンプの故障等により格納容器へのスプレイが格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器内へスプレイする。		

第2.2.1.9.1.7表 多様性拡張設備整理表 (7/19) (その2)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	-	格納容器内自然対流冷却	大容量ポンプを用いたA、B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	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失による格納容器スプレイポンプの機能が喪失した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、大容量ポンプ及びA、B格納容器再循環ユニットで格納容器内自然対流冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 A、B格納容器再循環ユニット 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（SA）用） 大容量ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー
				代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へスプレイする。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として、燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 仮設組立式水槽 消防ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー ガソリン用ドラム缶 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ 1、2号機淡水タンク A格納容器スプレイポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク
				ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプにより1、2号機淡水タンク水を格納容器内へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
				A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ	A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を格納容器内へスプレイする。	
				可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイができない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器内へスプレイする。	

第2.2.1.9.1.8表 多様性拡張設備整理表 (8 / 19) (その1)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能 健全	-	格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。	【重大事故等対処設備】 格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク
				代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー
				電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ		炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより1, 2号機淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ 1, 2号機淡水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用) 仮設組立式水槽 消防ポンプ
				可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ		炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために、電動消火ポンプ及びディーゼル消火ポンプが使用できない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へスプレイする。	

第2.2.1.9.1.8表 多様性拡張設備整理表 (8 / 19) (その2)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	-	代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。 炉心損傷を確認すれば、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を実施していた場合は、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を炉心から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ 1, 2号機淡水タンク A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) 燃料取替用水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用) 仮設組立式水槽 消防ポンプ
					ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプにより1, 2号機淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために、ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) により燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器にスプレイする。	

第2.2.1.9.1.8表 多様性拡張設備整理表 (8/19) (その3)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能 健全	-	炉心注水	充てん/高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる高圧又は低圧注入ラインを使用した炉心注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、充てん/高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより高圧又は低圧注入ラインを使用し燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 充てん/高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク ほう酸ポンプ ほう酸タンク 復水タンク
				炉心注水	充てん/高圧注入ポンプによる充てんラインを使用した炉心注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、充てん/高圧注入ポンプにより充てんラインを使用して、燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 充てん/高圧注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	
				代替炉心注水	A格納容器スプレイポンプ (RHR S-C S S 連絡ライン使用) による代替炉心注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、A格納容器スプレイポンプ (RHR S-C S S 連絡ライン使用) により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 使用には、A格納容器スプレイポンプが格納容器スプレイに使用していないことを確認して使用する。	【重大事故等対処設備】 A格納容器スプレイポンプ (RHR S-C S S 連絡ライン使用) 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ 1, 2号機淡水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用) 仮設組立式水槽 消防ポンプ
				代替炉心注水	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として、燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	
				代替炉心注水	電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、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により1, 2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
代替炉心注水	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。					

第2.2.1.9.1.8表 多様性拡張設備整理表 (8/19) (その4)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	-	代替炉心注水	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として、燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 B充てん/高圧注入ポンプ (自己冷却) 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク 補給用移送ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ 1, 2号機淡水タンク A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHRSS-SS連絡ライン使用) 燃料取替用水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用) 仮設組立式水槽 消防ポンプ
					B充てん/高圧注入ポンプ (自己冷却) による代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、B充てん/高圧注入ポンプ (自己冷却) により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 B充てん/高圧注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 全交流動力電源喪失時に代替格納容器スプレイを実施している場合の代替炉心注水はB充てん/高圧注入ポンプ (自己冷却) のみが可能である。	
					A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHRSS-SS連絡ライン使用) による代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHRSS-SS連絡ライン使用) により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	
					ディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常用設備であるディーゼル消火ポンプにより1, 2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。	

第2.2.1.9.1.9表 多様性拡張設備整理表 (9 / 19)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順	-	-	水素濃度低減	静的触媒式水素再結合装置	炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の作動状況を確認する。 ジルコニウム-水反応により短期的に発生する水素及び水の放射線分解等により長期的に緩やかに発生し続ける水素を除去し、継続的に水素濃度低減を図るため、静的触媒式水素再結合装置を格納容器内に5個設置している。 静的触媒式水素再結合装置は電源等の動力源を必要としない静的な装置であり、格納容器内の水素濃度上昇にしたがって自動的に触媒反応するため、運転員等による準備や起動操作は不要である。 静的触媒式水素再結合装置の作動状況については、水素再結合反応時の温度上昇により確認する。	【重大事故等対処設備】 静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 原子炉格納容器水素燃焼装置 原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー
					原子炉格納容器水素燃焼装置	炉心の著しい損傷が発生した場合、ジルコニウム-水反応により短期的に発生する水素及び水の放射線分解等により長期的に緩やかに発生し続ける水素を除去し、格納容器内の水素濃度を低減させるために、原子炉格納容器水素燃焼装置により水素濃度低減を行う。 炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の水素濃度低減を進めるため、水素濃度低減設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を格納容器内に12個（予備1個（ドーム部））設置している。 原子炉格納容器水素燃焼装置は、生成した水素が格納容器内に拡散して蓄積する前に、水素を強制的に燃焼できるよう、水素放出が想定される箇所に加え、その隣接区画あるいは水素の主要な通過経路に設置している。仮にこれらの原子炉格納容器水素燃焼装置によって処理できず、格納容器ドーム部頂部に水素が滞留又は成層化した場合に、早期段階から確実に処理するために、格納容器上部ドーム頂部付近に2個（うち1個予備）を設置する。	
				水素濃度監視	可搬型格納容器内水素濃度計測装置	炉心の著しい損傷が発生した場合、水素濃度が変動する可能性のある範囲で格納容器内の水素濃度を中央制御室にて連続監視することができるよう可搬型格納容器内水素濃度計測装置及び可搬型格納容器ガス試料圧縮装置を設置しており、この装置を使用して水素濃度監視を行う。全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時においては、代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電後に操作を実施する。	
				格納容器ガス水素分析計	事故時の格納容器内の水素濃度を監視する設備として、格納容器内の水素濃度を測定し、中央制御室にて連続監視することができるよう格納容器ガス水素分析計を設置している。格納容器ガス水素分析計は、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電可能である。 炉心の著しい損傷が発生した場合、可搬型格納容器内水素濃度計測装置による監視ができない場合に格納容器ガス水素分析計による格納容器水素濃度の監視を行う。	【多様性拡張設備】 格納容器ガス水素分析計 ガスクロマトグラフ	
			ガスクロマトグラフ	事故時の格納容器内の水素濃度を測定するための設備として、試料採取管に格納容器雰囲気ガスを採取し、化学室にて手分析により間欠的に水素濃度を監視するガスクロマトグラフを設置している。なお、ガスクロマトグラフは、常用母線が受電中において使用可能である。 炉心の損傷が発生した場合、可搬型格納容器内水素濃度計測装置及び格納容器ガス水素分析計による水素濃度の監視ができない場合にガスクロマトグラフによる水素濃度の監視を行う。			

第2.2.1.9.1.10表 多様性拡張設備整理表（10／19）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順	-	-	水素排出	-	<p>炉心の著しい損傷が発生し、水素が格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアンユラスに漏えいした場合において、アンユラス空気浄化ファンを運転し、アンユラス内の水素を含むガスを放射性物質低減機能を有するアンユラス空気浄化フィルタユニットを通して屋外へ排出する。</p> <p>また、全交流動力電源が喪失した場合においても、A系アンユラス空気浄化系の弁に窒素ポンベ（アンユラス浄化排気弁等作動用）から窒素を供給することにより、アンユラス空気浄化設備を運転するための系統構成を行い、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電した後、Aアンユラス空気浄化ファンを運転する。</p> <p>なお、重大事故等時においてアンユラス空気浄化ファンにより、アンユラス空気浄化フィルタユニットを通して排気を行うことで、アンユラス内の放射性物質を低減し、被ばく低減を図る。</p> <p>操作手順については、交流動力電源及び直流電源が健全な場合と喪失した場合に分けて記載する。</p>	<p>【重大事故等対処設備】</p> <p>アンユラス空気浄化ファン アンユラス空気浄化フィルタユニット 窒素ポンベ（アンユラス浄化排気弁等作動用） 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー</p>
				水素濃度監視	可搬型格納容器内水素濃度計測装置による水素濃度推定	<p>炉心の著しい損傷が発生し、水素が格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアンユラスに漏えいした場合、可搬型格納容器内水素濃度計測装置を用いて測定した格納容器内水素濃度により、アンユラス内の水素濃度を推定し、監視する。</p> <p>アンユラス水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する必要がある場合に、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる必要がある。</p>	<p>【重大事故等対処設備】</p> <p>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） アンユラス水素濃度推定用可搬型線量率計 可搬型格納容器内水素濃度計測装置 大容量ポンプ 可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ 可搬型格納容器ガス試料圧縮装置 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー</p> <p>【多様性拡張設備】</p> <p>アンユラス内水素濃度計測装置 格納容器排気筒高レンジガスモニタ</p>
					アンユラス内水素濃度計測装置による水素濃度測定	<p>炉心の著しい損傷が発生し、水素が格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアンユラスに漏えいした場合、アンユラス内の環境悪化の影響によりアンユラス内水素濃度計測装置が使用できなくなるまでの間において、アンユラス内水素濃度計測装置によりアンユラス内の水素濃度を測定及び監視する。</p>	

第2.2.1.9.1.11表 多様性拡張設備整理表 (11/19) (その1)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却設備又は注水設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順	<p>1 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順</p> <p>2 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順</p>	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能喪失時 使用済燃料ピット水の小規模な漏えいの発生時	使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット冷却器 又は 燃料取替用水タンク、燃料取替用水ポンプ、2次系純水タンク、2次系補給水ポンプ	燃料取替用水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットの冷却機能喪失時又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、燃料取替用水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。	【多様性拡張設備】 燃料取替用水タンク 燃料取替用水ポンプ
				2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、2次系純水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。	【多様性拡張設備】 2次系純水タンク 2次系補給水ポンプ
				1, 2号機淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	1, 2号機淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水（屋内消火栓）	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、常用設備である電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び屋内消火栓を使用し、1, 2号機淡水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。 ただし、1, 2号機淡水タンクは、使用済燃料ピット近傍に立ち入ることができ、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	【多様性拡張設備】 1, 2号機淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
					1, 2号機淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水（屋外消火栓）	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、常用設備である電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び屋外消火栓を使用し、1, 2号機淡水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。 ただし、1, 2号機淡水タンクは、使用済燃料ピット近傍に立ち入ることができ、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	

第2.2.1.9.1.11表 多様性拡張設備整理表 (11 / 19) (その2)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却設備又は注水設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順	<p>1 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順</p> <p>2 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順</p>	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能喪失時	使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット冷却器又は燃料取替用水タンク、燃料取替用水ポンプ、2次系純水タンク、2次系補給水ポンプ	3, 4号機淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、消防ポンプを使用し、3, 4号機淡水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。	【多様性拡張設備】 3, 4号機淡水タンク 消防ポンプ
				1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、1次系純水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。	【多様性拡張設備】 1次系純水タンク 1次系補給水ポンプ
				淡水貯水槽から使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、消防ポンプを使用し、淡水貯水槽から使用済燃料ピットへ注水する。	【多様性拡張設備】 淡水貯水槽 消防ポンプ
				海水から使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、消防ポンプを使用し、海水から使用済燃料ピットへ注水する。	【重大事故等対処設備】 消防ポンプ ガソリン用ドラム缶

第2.2.1.9.1.11表 多様性拡張設備整理表 (11/19) (その3)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却設備又は注水設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順	<p>1 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順</p> <p>2 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順</p>	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時	-	可搬式代替低圧注水ポンプによる使用済燃料ピットへのスプレー	-	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合に、可搬式代替低圧注水ポンプ及びスプレーヘッドにより海水を使用済燃料ピットへスプレーする。	<p>【重大事故等対処設備】</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 燃料油貯油そう タンクローリー 消防ポンプ ガソリン用ドラム缶 スプレーヘッド 仮設組立式水槽</p>
				大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による使用済燃料ピットへの放水	-	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合において、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により海水を原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。	<p>【重大事故等対処設備】</p> <p>大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 燃料油貯油そう タンクローリー</p>
				使用済燃料ピットからの漏えい緩和	-	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい緩和のための資機材を用いて、使用済燃料ピット内側からの漏えいを緩和する。	<p>【多様性拡張設備】</p> <p>ゴムシート 鋼板 防水テープ 吸水性ポリマー 補修材 ロープ（吊り降ろし用）</p>

第2.2.1.9.1.11表 多様性拡張設備整理表（11／19）（その4）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却設備又は注水設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順	1 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順 2 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順	重大事故等時における使用済燃料ピットの監視	-	使用済燃料ピットの監視	常設設備による使用済燃料ピットの状態監視	通常時の使用済燃料ピットの状態監視は、使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度、使用済燃料ピット区域エリアモニタ、使用済燃料ピットエリア監視カメラにより実施する。重大事故等発生時においては、重大事故等対処設備である使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット温度（AM用）、使用済燃料ピットエリア監視カメラにより、使用済燃料ピットの水位、水温及び状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備による監視計器は常設設備であり設置等を必要としないため、継続的に監視を実施する。	【重大事故等対処設備】 使用済燃料ピット水位（広域） 可搬型使用済燃料ピット水位 使用済燃料ピット温度（AM用） 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ 使用済燃料ピットエリア監視カメラ（使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を含む） 【多様性拡張設備】 使用済燃料ピット水位 使用済燃料ピット温度 使用済燃料ピット区域エリアモニタ 携帯型水温計 携帯型水位計 携帯型水位、水温計
					可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	使用済燃料ピットの冷却機能喪失時又は配管の漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合に、可搬型設備である可搬型使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ及び使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を配置し中央制御室にて使用済燃料ピットの状態監視を実施する。 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係を評価し、各設置場所間での関係性を把握し、指示値の傾向を確認することで使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定する。 また、携帯型水温計、携帯型水位計及び携帯型水位、水温計を用いて、現場にて使用済燃料ピットの状態監視を実施する。	
				代替電源設備からの給電の確保	使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー

第2.2.1.9.1.12表 多様性拡張設備整理表 (12/19) (その1)

手順分類	手順分類の概要	分類	想定する 重大事故等対象設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損	-	大気への拡散抑制	大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による大気への拡散抑制	炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損のおそれがある場合は、炉心注入及び格納容器スプレイを実施する。これらの機能が喪失した場合を想定し、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により原子炉格納容器及びアニュラス部へ海水を放水する。	【重大事故等対処設備】 大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 燃料油貯油そう タンクローリー
				海洋への拡散抑制	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制	炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損のおそれがある場合において、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉格納容器及びアニュラス部への放水により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、シルトフェンスにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。 放射性物質を含む汚染水は雨水排水の流路を通して海へ流れるため、排水路にシルトフェンスを設置し、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。 シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する箇所が5箇所（取水路側1箇所、放水口側4箇所）で、設置箇所については、損傷箇所、放水砲の設置箇所等から汚染水の流出予測、状況を勘案して実施する。なお、1重目シルトフェンス設置により、放射性物質の海洋への拡散抑制が期待できることから大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による放水を実施する。	【重大事故等対処設備】 シルトフェンス 【多様性拡張設備】 放射性物質吸着剤
				放射性物質吸着剤による放射性物質の吸着	炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損のおそれがある場合において、放水砲による原子炉格納容器及びアニュラス部への放水により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、放射性物質を含む汚染水は雨水排水の流路を通して海へ流れるため、排水路に放射性物質吸着剤を設置し、放射性物質の吸着に努める。 放射性物質吸着剤は、汚染水が集水する排水路等シルトフェンスの内側に設置する。		
		大気への拡散抑制		可搬式代替低圧注水ポンプ及びスプレイヘッドによる大気拡散抑制	貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合に、可搬式代替低圧注水ポンプ及びスプレイヘッドにより海水を原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に放水する。 水源は仮設組立水槽を使用する。仮設組立水槽への供給は、海水を使用する。	【重大事故等対処設備】 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） スプレイヘッド 仮設組立式水槽 消防ポンプ ガソリン用ドラム缶 大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 燃料油貯油そう タンクローリー	
		大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による大気への拡散抑制		貯蔵槽内燃料体等が著しい損傷に至るおそれがある場合において、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ海水を放水する。			

第2.2.1.9.1.12表 多様性拡張設備整理表 (12/19) (その2)

手順分類	手順分類の概要	分類	想定する 重大事故等対象設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順	貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷	-	海洋への拡散抑制	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制	貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合において、放水砲による原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、シルトフェンスにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。 放射性物質を含む汚染水は雨水排水の流路を通して海へ流れるため、排水路にシルトフェンスを設置し、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。 シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する箇所が5箇所（取水路側1箇所、放水口側4箇所）で、設置箇所については、損傷箇所、放水砲の設置箇所等から汚染水の流出予測、状況を勘案して実施する。なお、1重目シルトフェンス設置により、放射性物質の海洋への拡散抑制が期待できることから大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による放水を実施する。	【重大事故等対処設備】 シルトフェンス 【多様性拡張設備】 放射性物質吸着剤
				放射性物質吸着剤による放射性物質の吸着	貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合に、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、放射性物質を含む汚染水は雨水排水の流路を通して海へ流れるため、排水路に放射性物質吸着剤を設置し、放射性物質の吸着に努める。 放射性物質吸着剤は、汚染水が集水する排水路等シルトフェンスの内側に設置する。		
		原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	-	初期対応における泡消火及び延焼防止措置	化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車又は化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車及び中型放水銃による泡消火	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車又は化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車及び中型放水銃により初期対応における泡消火及び延焼防止処置を行う。使用可能な淡水源がある場合は、消火栓（淡水タンク）、防火水槽又は淡水貯水槽から、使用可能な淡水がなければ海水を使用する。	【多様性拡張設備】 化学消防自動車 小型動力ポンプ付水槽車 可搬式消防ポンプ 中型放水銃 泡原液搬送車
				可搬式消防ポンプ及び中型放水銃による泡消火	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、可搬式消防ポンプ及び中型放水銃により初期対応における泡消火及び延焼防止処置を行う。使用可能な淡水源がある場合は、消火栓（淡水タンク）、防火水槽又は淡水貯水槽から、使用可能な淡水がなければ海水を使用する。		
				航空機燃料火災への泡消火	大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、火災対応を行うために大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び泡混合器により航空機燃料火災への泡消火する。	【重大事故等対処設備】 大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 泡混合器 燃料油貯油そう タンクローリー

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表 (13/19) (その1)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順	蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替手段及び復水タンクへの供給	復水タンク（枯渇又は破損）	復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替	-	重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクが枯渇、破損等により機能喪失した場合、復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替を行う。	【多様性拡張設備】 2次系純水タンク 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ
				海水を用いた2次系純水タンクへの補給	-	重大事故等の発生時において、復水タンクから2次系純水タンクへの水源切り替え後、2次系純水タンクを水源とした蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に2次系純水タンクの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合、海水を水源とした消防ポンプによる2次系純水タンクに補給する。	【多様性拡張設備】 消防ポンプ
				復水タンクから脱気器タンクへの水源切替	-	重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクが枯渇、破損等により機能喪失し、2次系純水タンクが破損等により機能喪失した場合、脱気器タンクへの水源切替を行う。	【多様性拡張設備】 脱気器タンク 電動主給水ポンプ 蒸気発生器水張りポンプ
				1次系のフィードアンドブリード	-	重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側への注水機能が喪失した場合、燃料取替用水タンク水を充てん/高圧注入ポンプにより炉心に注水する操作と加圧器逃がし弁の開操作により格納容器内部への1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。	【重大事故等対処設備】 燃料取替用水タンク 充てん/高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁
			復水タンク（枯渇）	2次系純水タンクから復水タンクへの補給	-	重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、2次系純水タンクから復水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 2次系純水タンク 2次系補給水ポンプ
				1, 2号機淡水タンクから復水タンクへの補給	-	重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合、1, 2号機淡水タンクから復水タンクに補給する。	【多様性拡張設備】 1, 2号機淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
				3, 4号機淡水タンクから復水タンクへの補給	-	重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合、3, 4号機淡水タンクから復水タンクに補給する。	【多様性拡張設備】 3, 4号機淡水タンク 消防ポンプ
				淡水貯水槽から復水タンクへの補給	-	重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合、淡水貯水槽から復水タンクに補給する。	【多様性拡張設備】 淡水貯水槽 消防ポンプ
				海水を用いた復水タンクへの補給	-	重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合、海水を水源とした消防ポンプによる復水タンクに補給する。	【重大事故等対処設備】 消防ポンプ ガソリン用ドラム缶

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表 (13/19) (その2)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順	炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンク (枯渇又は破損)	燃料取替用水タンクから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替	-	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により供給が必要な場合、燃料取替用水タンクから1次系純水タンク及びほう酸タンクに水源切替を行う。	【多様性拡張設備】 1次系純水タンク 1次系補給水ポンプ ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てん/高圧注入ポンプ
				燃料取替用水タンクから1, 2号機淡水タンクへの水源切替	-	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により供給が必要な場合、燃料取替用水タンクから1, 2号機淡水タンクに水源切替を行う。	【多様性拡張設備】 1, 2号機淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
				燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替	-	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により供給が必要な場合、燃料取替用水タンクから復水タンクに水源切替を行う。	【重大事故等対処設備】 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 恒設代替低圧注水ポンプ 充てん/高圧注入ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー
				燃料取替用水タンクから海水への水源切替	-	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により供給が必要な場合、燃料取替用水タンクから海水に水源切替を行う。	【重大事故等対処設備】 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用) 仮設組立式水槽 燃料油貯油そう タンクローリー 消防ポンプ ガソリン用ドラム缶

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表 (13/19) (その3)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順	炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンク(枯渇)	1 次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの補給	-	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、1 次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合によるほう酸水を燃料取替用水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 1 次系純水タンク 1 次系補給水ポンプ ほう酸タンク ほう酸ポンプ
				1 次系純水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	1 次系純水タンクから使用済燃料ピット脱塩塔経由の補給	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、1 次系純水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 1 次系純水タンク 1 次系補給水ポンプ 加圧器逃がしタンク 格納容器冷却材ドレンポンプ
					1 次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、1 次系純水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。	
				2 次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水タンクへの補給	-	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、2 次系純水タンクから使用済燃料ピット経由によりほう酸水を燃料取替用水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 2 次系純水タンク 2 次系補給水ポンプ 使用済燃料ピットポンプ
				1, 2 号機淡水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	-	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、1, 2 号機淡水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 1, 2 号機淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
				復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	-	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。	【重大事故等対処設備】 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表 (13/19) (その4)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順	格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転	余熱除去ポンプ 又は充てん/高圧注入ポンプ 余熱除去冷却器	代替再循環	A格納容器スプレイポンプ (RHR S-CSS連絡ライン使用) による代替再循環運転	重大事故等の発生により、再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、A格納容器スプレイポンプ (RHR S-CSS連絡ライン使用)、A格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン A格納容器スプレイポンプ (RHR S-CSS連絡ライン使用) A格納容器スプレイ冷却器
			全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却水系		B余熱除去ポンプ (海水冷却)、C充てん/高圧注入ポンプ (海水冷却)、大容量ポンプによる高圧代替再循環運転	全交流動力電源喪失事象と1次冷却材喪失事象が同時に発生し、原子炉冷却機能が喪失した場合に、B余熱除去ポンプ (海水冷却) 及びC充てん/高圧注入ポンプ (海水冷却) による高圧代替再循環運転により原子炉を冷却する。	【重大事故等対処設備】 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン B余熱除去ポンプ (海水冷却) B余熱除去ポンプ (海水冷却) C充てん/高圧注入ポンプ (海水冷却) 空冷式非常用発電装置 大容量ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー 【多様性拡張設備】 A余熱除去ポンプ (空調用冷水)
			B余熱除去ポンプ (海水冷却) による低圧代替再循環運転		全交流動力電源喪失事象と1次冷却材喪失事象が同時に発生し、原子炉冷却機能が喪失した場合に、B余熱除去ポンプ (海水冷却) による低圧代替再循環運転により原子炉を冷却する。		
			A余熱除去ポンプ (空調用冷水) による低圧代替再循環運転		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が喪失した場合に、A余熱除去ポンプ (空調用冷水) による低圧代替再循環運転により原子炉を冷却する。		

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表 (13/19) (その5)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順	格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンク (枯渇又は破損)	燃料取替用水タンクから1, 2号機淡水タンクへの水源切替	-	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により供給が必要な場合、燃料取替用水タンクから1, 2号機淡水タンクに水源切替を行う。	【多様性拡張設備】 1, 2号機淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
				燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替	-	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により供給が必要な場合、燃料取替用水タンクから復水タンクに水源切替を行う。	【重大事故等対処設備】 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー
				燃料取替用水タンクから海水への水源切替	-	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により供給が必要な場合、燃料取替用水タンクから海水に水源切替を行う。	【重大事故等対処設備】 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用) 仮設組立式水槽 燃料油貯油そう タンクローリー 消防ポンプ ガソリン用ドラム缶

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表 (13/19) (その6)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順	格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンク(枯渇)	1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの補給	-	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合によるほう酸水を燃料取替用水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 1次系純水タンク 1次系補給水ポンプ ほう酸タンク ほう酸ポンプ
				1次系純水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	1次系純水タンクから使用済燃料ピット脱塩塔経由の補給	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、1次系純水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 1次系純水タンク 1次系補給水ポンプ 加圧器逃がしタンク 格納容器冷却材ドレンポンプ
					1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、1次系純水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。	
				2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水タンクへの補給	-	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由によりほう酸水を燃料取替用水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 2次系純水タンク 2次系補給水ポンプ 使用済燃料ピットポンプ
				1,2号機淡水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	-	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、1,2号機淡水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 1,2号機淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
				復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	-	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。	【重大事故等対処設備】 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表 (13/19) (その7)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な手順	使用済燃料ピットへの水の供給	燃料取替用水タンク(枯渇又は破損)	2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水を実施する。	【多様性拡張設備】 2次系純水タンク 2次系補給水ポンプ
				1, 2号機淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、1, 2号機淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水を実施する。	【多様性拡張設備】 1, 2号機淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
				3, 4号機淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、消防ポンプによる3, 4号機淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水を実施する。	【多様性拡張設備】 3, 4号機淡水タンク 消防ポンプ
				1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水を実施する。	【多様性拡張設備】 1次系純水タンク 1次系補給水ポンプ
				淡水貯水槽から使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、消防ポンプによる淡水貯水槽から使用済燃料ピットへの注水を実施する。	【多様性拡張設備】 淡水貯水槽 消防ポンプ
				海水から使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、海水から使用済燃料ピットへの注水を実施する。	【重大事故等対処設備】 消防ポンプ ガソリン用ドラム缶

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表 (13/19) (その8)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び放水	-	可搬式代替低圧注水ポンプによる使用済燃料ピットへのスプレイ	-	重大事故等の発生により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい等が発生し、使用済燃料ピットの機能が喪失した場合に、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満で、かつ水位低下が継続する場合、スプレイヘッド、可搬式代替低圧注水ポンプを使用し、使用済燃料ピットへのスプレイを行う。	【重大事故等対処設備】 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 燃料油貯油そう タンクローリー 消防ポンプ ガソリン用ドラム缶 スプレイヘッド 仮設組立式水槽
				大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による使用済燃料ピットへの放水	-	重大事故等の発生により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい等が発生し、使用済燃料ピットの機能が喪失した場合において、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満で、かつ水位低下が継続する場合に、燃料取扱建屋の損壊又は使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により海水を使用済燃料ピットへ放水を行う。	【重大事故等対処設備】 大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 燃料油貯油そう タンクローリー

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表 (13/19) (その9)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順	格納容器及びアンユラス部への放水	-	大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による格納容器及びアンユラス部への放水	-	重大事故等の発生により、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により海水を格納容器及びアンユラス部へ放水を行う。	【重大事故等対処設備】 大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 燃料油貯油そう タンクローリー

第2.2.1.9.1.14表 多様性拡張設備整理表 (14/19) (その1)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
電源の確保に関する手順	電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順	交流電源喪失	ディーゼル発電機（全交流動力電源）	代替電源（交流）からの給電	空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電	全交流動力電源喪失時に、ディーゼル発電機から独立及び位置的分散を図った重大事故等対処設備である空冷式非常用発電装置により、原子炉冷却、格納容器冷却等に係る設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の駆動電源等の非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電する。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー 号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号） ディーゼル発電機（他号炉） 燃料油貯油そう（他号炉） 電源車 号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号） 【多様性拡張設備】 予備変圧器2次側恒設ケーブル 号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2号～3, 4号）
					予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。	
					号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。	
					号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2号～3, 4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2号～3, 4号）を使用した号機間融通による非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。	
					電源車による代替電源（交流）からの給電	号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2号～3, 4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、電源車により非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。 なお、電源車の接続場所は位置的に分散した2ヶ所を整備する。	
					号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	あらかじめ敷設した号機間電力融通恒設ケーブルが使用できず、電源車による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。	

第2.2.1.9.1.14表 多様性拡張設備整理表 (14/19) (その2)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
電源の確保に関する手順	電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順	直流電源喪失	ディーゼル発電機（全交流動力電源）	代替電源（直流）からの給電	蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電	全交流動力電源喪失時は、蓄電池（安全防護系用）により、非常用直流母線へ代替電源（直流）が自動で給電される。このため、蓄電池（安全防護系用）による直流電源を給電する。	【重大事故等対処設備】蓄電池（安全防護系用）

第2.2.1.9.1.14表 多様性拡張設備整理表 (14/19) (その3)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
電源の確保に関する手順	電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順	直流電源喪失	ディーゼル発電機（全交流動力電源）及び蓄電池（安全防護系用）（枯渇）	代替電源（直流）からの給電	可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電	全交流動力電源喪失時に蓄電池（安全防護系用）の電圧が低下する（24時間以降）前までに、可搬式整流器による代替電源（直流）から非常用直流母線へ給電する。	【重大事故等対処設備】 可搬式整流器
					空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電	全交流動力電源喪失時に、ディーゼル発電機から独立及び位置的分散を図った重大事故等対処設備である空冷式非常用発電装置により、原子炉冷却、格納容器冷却等に係る設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の駆動電源等の非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電する。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー 号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号） ディーゼル発電機（他号炉） 燃料油貯油そう（他号炉） 電源車 号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号） 【多様性拡張設備】 予備変圧器2次側恒設ケーブル 号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2号～3, 4号）
					予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。	
					号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。	
					号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2号～3, 4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2号～3, 4号）を使用した号機間融通による非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。	
					電源車による代替電源（交流）からの給電	号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2号～3, 4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、電源車により非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。 なお、電源車の接続場所は位置的に分散した2ヶ所を整備する。	
					号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	あらかじめ敷設した号機間電力融通恒設ケーブルが使用できず、電源車による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。	

第2.2.1.9.1.14表 多様性拡張設備整理表 (14/19) (その4)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
電源の確保に関する手順	電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順	所内電気設備機能喪失	所内電気設備	代替所内電気設備による（交流、直流）給電	代替所内電気設備による交流及び直流の給電（空冷式非常用発電装置）	所内電気設備の2系統が同時に機能喪失した場合は、共通要因で機能を失うことがないように、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を確保し、常設重大事故等対処設備である空冷式非常用発電装置、代替所内電気設備変圧器及び代替所内電気設備分電盤と、可搬型重大事故等対処設備である可搬式整流器により、原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器（恒設代替低圧注水ポンプ、蓄圧タンク出口弁、計器用電源、アニュラス空気浄化ファン、可搬式整流器、加圧器逃がし弁用可搬式空気圧縮機）へ代替電源から給電する。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー 代替所内電気設備分電盤 代替所内電気設備変圧器 可搬式整流器 【多様性拡張設備】 電源車
					代替所内電気設備による交流及び直流の給電（電源車）	所内電気設備の2系統が同時に機能喪失した場合は、共通要因で機能を失うことがないように、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を確保し、常設重大事故等対処設備である代替所内電気設備変圧器及び代替所内電気設備分電盤と、多様性拡張設備である電源車及び可搬型重大事故等対処設備である可搬式整流器により、原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器（恒設代替低圧注水ポンプ、蓄圧タンク出口弁、計器用電源、アニュラス空気浄化ファン、可搬式整流器、加圧器逃がし弁用可搬式空気圧縮機）へ代替電源から給電する。	

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表（15／19）（その1）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の故障	他チャンネル又は他ループによる計測	-	-	【重大事故等対処設備】 当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器 【多様性拡張設備】 当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器
				代替パラメータによる推定	原子炉压力容器内の温度の推定	1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）の計測が困難となった場合、代替パラメータの1次冷却材低温側温度（広域）又は1次冷却材高温側温度（広域）により原子炉压力容器内の温度を推定する。この推定方法では、重大事故等時において約10℃程度の温度差が生じる可能性があることを考慮し、推定する。また、使用可能であれば炉心出口温度（多様性拡張設備）により原子炉压力容器内の温度を推定する。 炉心出口温度（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）により原子炉压力容器内の温度を推定する。この推定方法では、炉心出口のより直接的な値を示す1次冷却材高温側温度（広域）を優先して使用する。 1次冷却材高温側温度（広域）と炉心出口温度（多様性拡張設備）の関係は、炉心冠水状態から炉心損傷を判断する時点（350℃）において1次冷却材高温側温度（広域）の方がやや低い値を示すものの、大きな温度差は見られないことから、1次冷却材高温側温度（広域）により炉心損傷を判断することが可能である。なお炉心出口温度については、盤及び電源の耐震化を実施している。また、全交流動力電源喪失時においても、可搬型計測器を用いて必要点数の監視及び記録も可能である。炉心出口温度の計測上限値は650℃であるが、可搬型計測器を使用することで検出器の温度素子の機能上限（約1,300℃）まで温度測定が可能である。	【重大事故等対処設備】 重要代替計器 【多様性拡張設備】 常用代替計器
					原子炉压力容器内の圧力の推定	1次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、代替パラメータの1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）により、原子炉压力容器内の圧力と水の飽和温度の関係から原子炉压力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉压力容器内が飽和状態である場合に適用できるが、飽和状態でないことを確認した場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。また、測定範囲内であれば加圧器圧力（多様性拡張設備）により推定する。 加圧器圧力（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、代替パラメータの1次冷却材圧力により推定する。この推定方法では、測定精度は加圧器圧力に比べ劣るが、重大事故等時においては測定範囲が広い1次冷却材圧力を使用する。	

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表（15／19）（その2）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の故障	代替パラメータによる推定	原子炉圧力容器内の水位の推定	<p>加圧器水位の計測が困難となった場合は、代替パラメータの原子炉水位により原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、サブクール度（CRT）（多様性拡張設備）、1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域）により、原子炉圧力容器内がサブクール状態又は飽和状態であることを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以上で、冠水状態であることを確認する。重大事故等時において、加圧器水位の計測範囲外となった場合、原子炉圧力容器内の水位は直接計測している原子炉水位を優先して使用し確認する。なお、原子炉圧力容器内が過熱状態の場合、炉心注入水により原子炉水位の指示に影響を及ぼす可能性があることを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。</p> <p>原子炉水位の計測が困難となった場合、加圧器水位により、原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、サブクール度（CRT）（多様性拡張設備）、1次冷却材圧力及び炉心出口温度（多様性拡張設備）、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材低温側温度（広域）により原子炉圧力容器内がサブクール状態又は飽和状態であることを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以上で冠水状態であることを確認する。</p> <p>プラント停止中におけるRCSミッドループ運転時において、1次冷却系統水位（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、代替パラメータの1次冷却材高温側温度（広域）及び1次冷却材低温側温度（広域）の傾向監視、又は余熱除去ポンプ吐出圧力（多様性拡張設備）の傾向監視により水位を推定する。この推定方法では、温度の急上昇により原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以下で冠水していないことを推定する。また、余熱除去ポンプの吐出圧力の低下により原子炉圧力容器内の水位が低下していることを推定する。</p>	<p>【重大事故等対処設備】 重要代替計器</p> <p>【多様性拡張設備】 常用代替計器</p>
					原子炉圧力容器への注水量の推定	<p>高圧安全注入流量、高圧補助安全注入流量、余熱除去流量及び充てん水流量（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料取替用水タンク水位、加圧器水位、原子炉水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の水位変化により原子炉圧力容器内への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先して使用し、推定する。また、加圧器水位及び1次冷却材喪失重大事故等時の監視に使用する原子炉水位又は格納容器再循環サンプ広域水位は、水位変化によりの水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定する。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算の計測が困難となった場合、代替パラメータの燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、加圧器水位、原子炉水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の傾向監視により原子炉圧力容器への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位を優先して使用し推定するが、仮設組立式水槽を水源とする場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。また、加圧器水位及び1次冷却材喪失事故時の監視に使用する原子炉水位又は格納容器再循環サンプ広域水位は、水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定する。</p> <p>蓄圧タンク圧力（多様性拡張設備）及び蓄圧タンク広域水位（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、代替パラメータの1次冷却材圧力、1次冷却材低温側温度（広域）及び蓄圧タンク狭域水位（多様性拡張設備）の傾向監視により蓄圧タンクからの注水開始を推定する。</p> <p>消火水注入流量積算（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、余熱除去流量及び注水先である加圧器水位及び原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。</p>	

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表 (15/19) (その3)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の故障	代替パラメータによる推定	原子炉格納容器への注水量の推定	格納容器スプレイ流量積算及び恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、及び格納容器再循環サンプ広域水位の水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位を優先して使用し推定するが、仮設組立式水槽を水源とする場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。また、格納容器再循環サンプ広域水位は、水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定する。 高圧安全注入流量、高圧補助安全注入流量、余熱除去流量及び充てん水流量（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合は、代替パラメータの燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の水位変化により、原子炉格納容器への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先して使用し推定する。格納容器再循環サンプ広域水位は、水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定する。 格納容器スプレイ流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の水位変化により注水量を推定する。 消火水注入流量積算（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、注水量である格納容器スプレイ流量積算、格納容器スプレイ流量（多様性拡張設備）又は水源である復水タンク水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の水位変化により注水量を推定する。	【重大事故等対処設備】 重要代替計器 【多様性拡張設備】 常用代替計器
					原子炉格納容器内の温度の測定	格納容器内温度の計測が困難となった場合、代替パラメータの格納容器広域圧力及び格納容器広域圧力（AM用）により、原子炉格納容器内の圧力と水の飽和温度の関係から原子炉格納容器内の温度を推定する。この推定方法では、測定範囲内であればより詳細な圧力が計測できる格納容器広域圧力を優先して使用し推定する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でないことが確認された場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。	
					原子炉格納容器内の圧力の推定	格納容器広域圧力の計測が困難となった場合、代替パラメータの格納容器広域圧力（AM用）、格納容器狭域圧力（多様性拡張設備）による推定、又は格納容器内温度から原子炉格納容器内の圧力と水の飽和温度の関係を用いて原子炉格納容器内の圧力を推定する。この推定方法では、同じ圧力を計測している格納容器広域圧力（AM用）又は格納容器狭域圧力（多様性拡張設備）を優先して使用し推定する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でないことが確認された場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。 格納容器広域圧力（AM用）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器広域圧力、格納容器狭域圧力（多様性拡張設備）、又は格納容器内温度から原子炉格納容器内の圧力と水の飽和温度の関係を用いて原子炉格納容器内の圧力を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、より詳細な圧力が計測できる格納容器広域圧力又は格納容器狭域圧力（多様性拡張設備）を優先して使用し推定する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でないことが確認された場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。	

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表 (15/19) (その4)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の故障	代替パラメータによる推定	原子炉格納容器内の水位の推定	格納容器再循環サンプ広域水位の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば、格納容器再循環サンプ狭域水位、又は原子炉下部キャビティ水位、原子炉格納容器水位及び注水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレイ流量積算及び恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算により、原子炉格納容器内の水位を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、相関関係があり連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ狭域水位を優先して使用し、推定する。なお、熔融炉心の冷却に必要な水位を確認する場合は、原子炉格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位により確認する。また、注水量による原子炉格納容器内水位の推定は、炉心注入及び格納容器スプレイでの注水量の合計値と水位の相関関係により推定する。 格納容器再循環サンプ狭域水位の計測が困難になった場合、代替パラメータである格納容器再循環サンプ広域水位により、広域水位と狭域水位の相関関係を用いて推定する。 原子炉下部キャビティ水位の計測が困難になった場合、代替パラメータである格納容器再循環サンプ広域水位、又は燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレイ流量積算及び恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算の合計値（注水量）と原子炉格納容器内水位の相関関係を用いて推定する。 原子炉格納容器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータである燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレイ流量積算及び恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算の合計値（注水量）と原子炉格納容器内の水位の相関関係を用いて推定する。	【重大事故等対処設備】 重要代替計器 【多様性拡張設備】 常用代替計器
					原子炉格納容器内の水素濃度の推定	格納容器水素濃度の計測が困難になった場合、短時間で取替えが可能な予備の可搬型格納容器内水素濃度計測装置に取替えて水素濃度を計測する。また、代替パラメータによる推定方法は、原子炉格納容器内の水素発生量と静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の動作特性（水素処理特性）の関係から、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の動作状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを確認する。なお使用可能であれば、ガスクロマトグラフ（多様性拡張設備）により水素濃度を推定する。 原子炉格納容器内の水素濃度を装置の動作特性を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。	
					アニュラス内の水素濃度の推定	アニュラス水素濃度の計測が困難となった場合、代替パラメータである可搬型格納容器内水素濃度計測装置及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）とアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率、により推定する。格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）及びアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率の比によりアニュラスへの漏えい率を推定し、格納容器水素濃度とアニュラスへの漏えい率から評価された相関図により、アニュラス水素濃度を推定する。 また、使用可能であれば、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）及び格納容器排気筒高レンジガスモニタ（多様性拡張設備）を使用し、アニュラス水素濃度を推定する。 アニュラス内の水素濃度を推定する場合は、パラメータの相関関係を用いて、間接的な情報により推定するため不確かさが生じることを考慮する。 炉心の著しい損傷が発生した場合に、アニュラス周辺で作業を開始するにあたっては、作業エリアの環境を確認後、作業を行う。	

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表 (15/19) (その5)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の故障	代替パラメータによる推定	原子炉格納容器内の放射線量率の推定	<p>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及びモニタポスト（多様性拡張設備）の指示により炉心損傷のおそれが生じているか推定する。この推定方法では、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の上限値を超えることとなるが、炉心損傷のおそれが生じている場合には、原子炉格納容器内の放射線量率は急上昇すると考えられ、同じくモニタポスト（多様性拡張設備）の値も数倍から1桁程度急上昇することで推定できる。</p> <p>格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測が困難になった場合、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）、格納容器内エアロック区域エリアモニタ（多様性拡張設備）及び炉内計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）により、炉心損傷のおそれが生じていない放射線量率であることを推定する。なお、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の測定範囲より低く、格納容器内エアロック区域エリアモニタ（多様性拡張設備）及び炉内計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）の測定範囲より高い場合は、その間の放射線量率と推定する。</p> <p>格納容器内エアロック区域エリアモニタ（多様性拡張設備）、炉内計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）、格納容器じんあいモニタ（多様性拡張設備）及び格納容器ガスモニタ（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の上昇により、原子炉格納容器内の放射線量率の上昇を推定する。</p>	<p>【重大事故等対処設備】 重要代替計器</p> <p>【多様性拡張設備】 常用代替計器</p>
					未臨界の維持又は監視の測定	<p>出力領域中性子束の計測が困難となった場合は、代替パラメータの中間領域中性子束、1次冷却材高温側温度（広域）と1次冷却材低温側温度（広域）の差により推定する。この推定方法では、出力領域中性子束の測定範囲をカバーしている中間領域中性子束を優先する。また、1次冷却材ポンプが運転中である場合、出力領域中性子束の計測範囲であれば、原子炉出力及び1次冷却材高温側温度（広域）と1次冷却材低温側温度（広域）の温度差の相関関係から推定する。なお、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量の注入を把握することで未臨界状態の維持を推定する。</p> <p>中間領域中性子束の計測が困難となった場合は、代替パラメータの出力領域中性子束の測定範囲内であれば、出力領域中性子束での推定を行い、中性子源領域中性子束の測定範囲内であれば、中性子源領域中性子束により推定する。また、出力領域中性子束の測定範囲下限と中性子源領域中性子束の上限の間である場合は、互いの測定範囲外の範囲であると推定する。なお、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量の注入を把握することで未臨界状態の維持を推定する。</p> <p>中性子源領域中性子束の計測が困難となった場合、中間領域中性子束の測定範囲内であれば中間領域中性子束により推定する。また、中間領域中性子束の測定範囲下限以下の場合は、測定範囲下限より低い範囲であることを推定する。なお、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量の注入を把握することで未臨界状態の維持を推定する。</p> <p>中間領域起動率（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータである中間領域中性子束、中性子源領域中性子束、中性子源領域起動率（多様性拡張設備）により推定する。この推定方法では、中間領域中性子束を優先し推定する。また、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率（多様性拡張設備）は、中性子源領域中性子束の計測範囲内にある場合のみ使用する。</p> <p>中性子源領域起動率（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータである中性子源領域中性子束、中間領域中性子束、中間領域起動率（多様性拡張設備）により推定する。この推定方法では、中性子源領域中性子束を優先し推定する。また、中間領域中性子束及び中間領域起動率（多様性拡張設備）は、中間領域中性子束の計測範囲内にある場合のみ使用する。</p>	

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表 (15 / 19) (その6)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の故障	代替パラメータによる推定	最終ヒートシンクの確保の推定	<p>格納容器広域圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器広域圧力（AM用）及び格納容器内温度により、原子炉格納容器内の圧力、温度が低下していることで最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。この推定方法では、原子炉格納容器内が飽和状態である場合に適用できるが、飽和状態でないことが確認された場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク水位（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、代替パラメータの格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）の傾向監視により格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却水系統が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク圧力（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、代替パラメータである原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力により推定する。この推定方法は、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の計測装置を接続し推定する。</p> <p>格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）の計測が困難になった場合、短時間で取替えが可能な予備の格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）に取替えて格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度を計測する。また、代替パラメータによる推定方法は、代替パラメータの格納容器内温度及び格納容器広域圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>格納容器再循環ユニット出口冷却水流量（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内温度及び格納容器広域圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>蒸気発生器蒸気圧力の計測が困難となった場合、蒸気発生器2次側は、温度計測ができないため、代替パラメータである1次冷却材低温側温度（広域）又は1次冷却材高温側温度（広域）の傾向監視により、蒸気発生器2次側における水の飽和圧力と飽和温度の関係から蒸気ラインの圧力を推定する。この推定方法では、1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態にある場合は、1次冷却材低温側温度（広域）と蒸気発生器2次側の器内温度はほぼ等しくなることから推定が可能である。なお、1次冷却材高温側温度（広域）では、蒸気発生器2次側の温度よりも高めの指示となるため1次冷却材低温側温度（広域）を優先し推定する。また、蒸気発生器2次側が飽和状態になるまでの間（未飽和状態）は不確かさが生じることを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。</p> <p>蒸気発生器狭域水位の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器広域水位との相関関係により保有水量を推定する。また、1次冷却材低温側温度（広域）及び1次冷却材高温側温度（広域）の変化を傾向監視することにより蒸気発生器2次側の保有水の有無を推定する。この推定方法では、蒸気発生器広域水位を優先する。なお、蒸気発生器2次側の急激な減圧やドライアウト時にパラメータの計測に必要な基準配管の水が蒸発し、高めで不確かな水位を示す可能性があるため、そのような場合には1次冷却材低温側温度（広域）、1次冷却材高温側温度（広域）の変化により推定する。</p> <p>蒸気発生器広域水位の計測が困難となった場合は、代替パラメータである蒸気発生器狭域水位、1次冷却材低温側温度（広域）及び1次冷却材高温側温度（広域）の変化を傾向監視することにより蒸気発生器2次側の保有水の有無を推定する。この推定方法では、計測範囲であれば蒸気発生器狭域水位との相関関係を優先し推定する。また、蒸気発生器2次側がドライアウトした場合の判断は、蒸気発生器2次側の保有水の減少に伴う除熱能力の低下により、1次冷却材低温側温度（広域）及び1次冷却材高温側温度（広域）が上昇傾向となることで推定することができ、有効性評価の評価条件である蒸気発生器ドライアウトの判断に、代替パラメータを用いたとしても操作遅れなどの影響はない。なお、蒸気発生器2次側の急激な減圧やドライアウト時にパラメータの計測に必要な基準配管の水が蒸発し、高めで不確かな水位を示す可能性があるため、そのような場合には1次冷却材低温側温度（広域）、1次冷却材高温側温度（広域）の変化により蒸気発生器保有水の有無を推定する。</p> <p>蒸気発生器補助給水流量の計測が困難になった場合、代替パラメータである復水タンク水位、蒸気発生器広域水位及び蒸気発生器狭域水位の傾向監視により、蒸気発生器補助給水流量を推定する。この推定方法では、水源である復水タンク水位を優先し推定する。</p> <p>蒸気発生器主蒸気流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、代替パラメータの蒸気発生器蒸気圧力の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器2次側による除熱状況を監視する。また、蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器広域水位の変化傾向と蒸気発生器補助給水流量を監視することにより蒸気発生器主蒸気流量を推定する。</p>	<p>【重大事故等対処設備】 重要代替計器</p> <p>【多様性拡張設備】 常用代替計器</p>

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表 (15/19) (その7)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の故障	代替パラメータによる推定	格納容器バイパス監視の推定	<p>蒸気発生器狭域水位の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器広域水位により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、蒸気発生器蒸気圧力の上昇及び蒸気発生器補助給水流量の減少を傾向監視することでも推定することができる。</p> <p>蒸気発生器蒸気圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器広域水位及の上昇及び蒸気発生器補助給水流量の減少を傾向監視することで蒸気発生器伝熱管破損を推定することができる。</p> <p>1次冷却材圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器狭域水位の上昇及び蒸気発生器蒸気圧力の上昇にて蒸気発生器伝熱管破損を、蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプ広域水位の上昇がないことで、インターフェイスシステムLOCAを推定する。また、原子炉圧力容器内が飽和状態であれば、1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）により、原子炉圧力容器内の圧力と水の飽和温度の関係から原子炉圧力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉圧力容器内が飽和状態である場合に適用できるが、飽和状態にない場合は、不確かさが生じることを考慮する必要がある。なお、測定範囲内であれば測定精度が詳細な加圧器圧力（多様性拡張設備）により推定する。</p> <p>復水器空気抽出器ガスモニタ（多様性拡張設備）、蒸気発生器ブローダウン水モニタ（多様性拡張設備）及び高感度型主蒸気管モニタ（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、代替パラメータである蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器蒸気圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</p> <p>補助建屋排気筒ガスモニタ（多様性拡張設備）、安全補機室排気ガスモニタ（多様性拡張設備）、補助建屋サンプタンク水位（多様性拡張設備）及び余熱除去ポンプ吐出圧力（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器再循環サンプ広域水位、蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器蒸気圧力により、インターフェイスシステムLOCAを推定する。</p> <p>加圧器逃がしタンク圧力（多様性拡張設備）、加圧器逃がしタンク水位（多様性拡張設備）及び加圧器逃がしタンク温度（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位（多様性拡張設備）の上昇がないことにより、インターフェイスシステムLOCAを推定する。</p>	<p>【重大事故等対処設備】 重要代替計器</p> <p>【多様性拡張設備】 常用代替計器</p>
					水源の確保の推定	<p>燃料取替用水タンク水位の計測が困難となった場合、代替パラメータの格納容器再循環サンプ広域水位、又は格納容器スプレイ流量積算、格納容器スプレイ流量（多様性拡張設備）、高圧安全注入流量、高圧補助安全注入流量、余熱除去流量、充てん水流量（多様性拡張設備）及び恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算の合計量により、燃料取替用水タンク水位を推定する。この推定方法では、格納容器再循環サンプ広域水位を優先し推定するが、燃料取替用水タンク以外からの注水がないことを前提とする。</p> <p>復水タンク水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの蒸気発生器補助給水流量、格納容器スプレイ流量積算及び恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算により、復水タンクを水源とするポンプの注水量の合計から、水源の有無や使用量を推定する。この推定方法では、仮設組立式水槽を水源とした補給をした場合、復水タンクへの補給量を考慮する。</p> <p>ほう酸タンク水位の計測が困難となった場合は、緊急ほう酸水補給流量（多様性拡張設備）によりほう酸タンク水位を推定する。また、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束の指示低下により確認し、ほう酸水の使用量を推定する。</p>	

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表 (15/19) (その8)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備		
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータによる推定	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位のパラメータである加圧器水位は、原子炉圧力容器より上に位置し、水位が低下し計測範囲以下となった場合は、原子炉水位で計測する。原子炉水位を計測する計器の計測範囲は、原子炉容器の底部から頂部までを0~100%としているため、重大事故等時において原子炉圧力容器内の水位を計器の計測範囲内で測定が可能である。	【重大事故等対処設備】 重要代替計器 【多様性拡張設備】 常用代替計器		
					原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内の温度のパラメータである1次冷却材温度が計測範囲（0~400℃）を超えた場合、可搬型計測器を接続し、検出器の抵抗を測定し、換算表を用いて温度へ変換する。これにより、検出器の耐熱温度である500℃程度までは温度測定できる。多様性拡張設備である炉心出口温度が健全である場合は、炉心出口温度による測定を優先する。			
		計器電源の喪失	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源の供給 (交流)	-	-	ディーゼル発電機の故障により非常用高圧母線への交流電源による給電ができない場合は、代替電源（交流）により非常用高圧母線へ給電する。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 電源車 燃料油貯油そう タンクローリー 【多様性拡張設備】 可搬型バッテリー (炉外核計装装置用、放射線監視装置用)	
							可搬型バッテリー（炉外核計装装置用、放射線監視装置用）による電源供給	全交流動力電源喪失等により直流電源が喪失した場合において、中央制御室での監視ができない場合に、炉外核計装装置用、放射線監視装置用の可搬型バッテリーにより電源を供給する。	
							代替電源の供給 (直流)	ディーゼル発電機の故障により非常用直流母線への直流電源による給電ができない場合は、直流電源設備により非常用直流母線へ給電する。	【重大事故等対処設備】 蓄電池（安全防護系用） 可搬型整流器
							可搬型計測器による計測	全交流動力電源喪失時等により直流電源が喪失した場合において、中央制御室での監視ができなくなった場合の手段として、特に重要なパラメータ及び有効な監視パラメータについて、可搬型計測器で測定可能なものを計測し、監視する。	【重大事故等対処設備】 可搬型計測器
		-	-	記録	重大事故等時のパラメータを記録する手順	パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等）は、SPDS、SPDS表示装置及び可搬型温度計測装置により計測結果を記録する。ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む。）の値や現場操作時のみ監視する現場の指示値は記録用紙に記録する。 SPDS、SPDS表示装置及び可搬型温度計測装置に記録された監視パラメータの計測結果は、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。 有効な監視パラメータのうち記録可能なものについては、SPDS又は多様性拡張設備であるプラント計算機により計測結果及び警報等を記録する。	【重大事故等対処設備】 安全パラメータ表示システム（SPDS） SPDS表示装置 可搬型温度計測装置（可搬型温度計からデータを収集する設備） 【多様性拡張設備】 プラント計算機		

第2.2.1.9.1.16表 多様性拡張設備整理表（16 / 19）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉制御室の居住性等に関する手順	原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な手順	-	-	居住性の確保	中央制御室空調装置の運転手順等	環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室空調装置にて外気を遮断した状態で閉回路循環運転（以下「中央制御室換気隔離モード」という。）を行い、中央制御室非常用循環フィルタユニットに内蔵されたよう素フィルタ及び微粒子フィルタにより放射性物質を除去する。全交流動力電源が喪失した場合は、手動による系統構成を行い、代替電源設備により受電し中央制御室空調装置を運転する。	【重大事故等対処設備】 中央制御室遮蔽 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット 可搬型照明（SA） 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー 【多様性拡張設備】 中央制御室非常用照明 【資機材】 全面マスク
					中央制御室の照明を確保する手順	中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室非常用照明が使用できない場合において、内蔵蓄電池及び代替交流電源設備から給電可能な可搬型照明（SA）により照明を確保する。	
					中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定手順	中央制御室内の居住性確保の観点から、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定を行う。	
					重大事故等時の全面マスクの着用手順	重大事故等が発生し炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合は、運転員等の内部被ばくを低減するために全面マスクを着用する。	
					汚染の持ち込み防止	チェン징ングエリアの設置手順	

第2.2.1.9.1.17表 多様性拡張設備整理表（17/19）（その1）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
監視測定等に関する手順	1 重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順 2 重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順	-	-	放射性物質の濃度及び放射線量の測定	モニタステーション及びモニタポストによる放射線量の測定	重大事故等時の発電所敷地境界付近の放射線量は、モニタステーション及びモニタポストにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 モニタステーション及びモニタポストは、通常時から放射線量を連続測定しており、重大事故等時に放射線量の測定機能が喪失していない場合は、継続して放射線量を連続測定し、測定結果は記録紙に記録し、保存する。なお、モニタステーション及びモニタポストによる放射線量の測定は、手順を要するものではなく自動的な連続測定である。	【多様性拡張設備】 モニタステーション及びモニタポスト
				放射線量の代替測定（発電所敷地境界付近及び原子炉格納施設を含む8方位）	可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定	重大事故等時にモニタステーション又はモニタポストが機能喪失した場合、可搬式モニタリングポストにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 可搬式モニタリングポストによる代替測定地点については、計測データの連続性を考慮し、モニタステーション及び各モニタポストに隣接した位置に配置することを原則とする。ただし、地震等でアクセス不能となった代替測定については、可搬式モニタリングポストにより原子炉中心から同じ方向の測定にて確認する。	【重大事故等対処設備】 可搬式モニタリングポスト
				放射線量の測定（周辺海域）	海上モニタリング測定	周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合に、小型船舶で電離箱サーベイメータ及び可搬型放射線計測装置により放射性物質の濃度及び放射線量測定を行う。	【重大事故等対処設備】 電離箱サーベイメータ 小型船舶
				放射性物質の濃度の測定（発電所及びその周辺（周辺海域を含む。） （β（γ）線（セシウム、よう素等） α線（ウラン、プルトニウム等） β線（ストロンチウム等））	移動式放射能測定装置（モニタ車）による空気中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等時に発電所及びその周辺において、放射性物質の濃度（空气中）を移動式放射能測定装置（モニタ車）により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 移動式放射能測定装置（モニタ車）は、通常時から放射性物質の濃度を測定しており、重大事故等時に使用できる場合は、継続して放射性物質の濃度を測定する。	【多様性拡張設備】 移動式放射能測定装置（モニタ車）

第2.2.1.9.1.17表 多様性拡張設備整理表（17/19）（その2）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備	
監視測定等に関する手順	1 重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順 2 重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順	-	移動式放射能測定装置（モニタ車）	放射性物質の濃度及び放射線量の測定	放射性物質の濃度の測定（発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）（β（γ）線（セシウム、ヨウ素等））（α線（ウラン、プルトニウム等））（β線（ストロンチウム等））	可搬型放射線計測装置による空气中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等時の放射性物質の濃度（空气中）は、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。放射性物質の濃度（空气中）を測定する優先順位は、多様性拡張設備である移動式放射能測定装置（モニタ車）を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）を使用する。	【重大事故等対処設備】 可搬型放射線計測装置 可搬式ダストサンプラ GM汚染サーベイメータ NaIシンチレーションサーベイメータ ZnSシンチレーションサーベイメータ β線サーベイメータ
			-	可搬型放射線計測装置による空气中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の空气中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。	【重大事故等対処設備】 可搬型放射線計測装置 可搬式ダストサンプラ GM汚染サーベイメータ NaIシンチレーションサーベイメータ ZnSシンチレーションサーベイメータ β線サーベイメータ 小型船舶 【多様性拡張設備】 γ線多重波高分析装置 ZnSシンチレーション計数装置 GM計数装置		
			可搬型放射線計測装置による水中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出のおそれがある、又は放出された場合に、可搬型放射線計測装置により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。				
			可搬型放射線計測装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。				
			海上モニタリング測定	周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合に、小型船舶で電離箱サーベイメータ及び可搬型放射線計測装置により放射性物質の濃度及び放射線量測定を行う。				

第2.2.1.9.1.17表 多様性拡張設備整理表（17/19）（その3）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設備	対応手段		対応手順	対応手順の概要	対応設備
監視測定等に関する手順	1 重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順 2 重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な	-	-	風向、風速その他の気象条件の測定	風向・風速・日射量・放射収支量・雨量の測定	気象観測設備による気象観測項目の測定	重大事故等が発生した場合に、気象観測設備により発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する。 気象観測設備は、通常時から風向、風速その他の気象条件を連続測定しており、重大事故等時にその測定機能が使用できる場合は、継続して連続測定し、測定結果は記録装置（電子メモリ）に記録し、保存する。なお、気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定は、手順を要するものではなく自動的な連続測定である。	【重大事故等対処設備】 可搬型気象観測装置 【多様性拡張設備】 気象観測設備
			気象観測設備					
		-	-	電源確保	給電	モニタステーション及びモニタポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタステーション及びモニタポストへ給電する。給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタステーション及びモニタポスト専用の無停電電源装置からの給電を優先し、代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元を切り替える。その後、代替交流電源設備（電源車（緊急時対策所用））により緊急時対策所を經由してモニタステーション及びモニタポストへ給電する。 なお、モニタステーション及びモニタポストは、電源が喪失した状態から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。	【重大事故等対処設備】 電源車（緊急時対策所用） 燃料油貯油そう タンクローリー 可搬型モニタリングポスト 【多様性拡張設備】 モニタステーション及びモニタポスト専用の無停電電源装置
				電源車（緊急時対策所用）（DB）				
				-				

第2.2.1.9.1.18表 多様性拡張設備整理表 (18/19) (その1)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
緊急時対策所の居住性等に関する手順	緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順	-	-	居住性の確保	緊急時対策所の立ち上げの手順	重大事故が発生するおそれがある場合等、緊急時対策所を使用し、緊急時対策本部を設置するための準備として、緊急時対策所を立ち上げる。	【重大事故等対処設備】 緊急時対策所遮蔽 緊急時対策所可搬型空気浄化ファン 緊急時対策所可搬型空気浄化フィルタユニット 空気供給装置 緊急時対策所内可搬型エアモニタ 緊急時対策所外可搬型エアモニタ 可搬式モニタリングポスト 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
					原子力災害対策特別措置法第10条事象発生時の手順	原子力災害対策特別措置法第10条事象が発生した場合に、緊急時対策所内へ放射性物質等の侵入量が微量のうちに検知するため、緊急時対策所内可搬型エアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エアモニタを設置する。 また、3号炉及び4号炉の原子炉格納容器を囲むように設置する可搬式モニタリングポストのうち、3号炉及び4号炉原子炉格納容器と緊急時対策所の間に設置する可搬式モニタリングポストを緊急時対策所内を加圧するための判断に用いる。	
					重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等	重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護し、居住性を確保する。	

第2.2.1.9.1.18表 多様性拡張設備整理表 (18/19) (その2)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
緊急時対策所の居住性等に関する手順	緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順	-	-	必要な指示及び通信連絡	緊急時対策所情報収集設備によるプラントパラータ等の監視手順	重大事故等が発生した場合、緊急時対策所情報収集設備である安全パラメータ表示システム(SPD S)、安全パラメータ伝送システム及びSPD S表示装置により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータ等を監視する。	【重大事故等対処設備】 SPD S表示装置 安全パラメータ表示システム (SPD S) 安全パラメータ伝送システム 衛星電話 (固定) 衛星電話 (携帯) 衛星電話 (可搬) 緊急時衛星通報システム インターフォン 携行型通話装置 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (TV会議システム、IP電話、IP-FAX) 【多様性拡張設備】 加入電話 加入ファクシミリ 電力保安通信用電話設備 社内TV会議システム 無線通話装置 【資機材】 対策の検討に必要な資料
				重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備について		安全・防災室長他は、重大事故等が発生した場合に、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所指揮所に配備し、資料が更新された場合には資料の差し替えを行い、常に最新となるよう通常時から維持・管理する。	
				通信連絡に関する手順等		重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、原子力事業本部、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。	

第2.2.1.9.1.18表 多様性拡張設備整理表（18／19）（その3）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
緊急時対策所の居住性等に関する手順	緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順	-	-	必要な要員の収容	放射線管理について	<p>a. 放射線管理用資機材の維持管理について</p> <p>緊急時対策所は、7日間外部からの支援がなくとも対策要員の装備（線量計、マスク等）を配備するとともに、通常時から維持・管理し、重大事故等が発生した場合には、防護具等の使用及び管理を適切に運用し、十分な放射線管理を行う。</p> <p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の被ばく線量管理を行うため、個人線量計を常時装着させるとともに、線量評価を行う。</p> <p>また、放射線管理班長は、必要な放射線管理用資機材を用いて作業現場の放射線量率測定等を行う。</p> <p>b. チェンジングエリアの運用手順</p> <p>緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するための身体サーベイ（必要により物品等を含む）及び防護具の着替え等を行うチェンジングエリアは、通常時から設置し、運用する。</p> <p>c. 緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替手順</p> <p>緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線量が上昇するなど、緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替えが必要となった場合に、待機側を起動し、切替えを実施する。</p>	【資機材】 防護具及びチェンジングエリア用資機材 飲料水、食料等
					飲料水、食料等について	<p>所長室長は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が重大事故等の発生後、少なくとも外部からの支援しに1週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄するとともに、通常時から維持・管理し、重大事故等が発生した場合には、食料等の支給を適切に運用する。</p> <p>放射線管理班は、緊急時対策所内での飲食等の管理として、適切な頻度で緊急時対策所内の空気中の放射性物質濃度の測定を行い、飲食しても問題ないことを確認する。</p> <p>ただし、緊急時対策所内の空気中放射性物質濃度が目安値（$1 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$未満）よりも高くなった場合であっても、発電所本部長の判断により、必要に応じて飲食を行う。</p>	
		サポート系機能喪失時	緊急時対策所全交流動力電源（電源車（緊急時対策所用）（DB））	代替交流電源設備からの給電の確保	電源車（緊急時対策所用）による給電	緊急時対策所の電源を確保するため、電源車（緊急時対策所用）2台を起動し、うち1台を使用することにより緊急時対策所へ給電する。	【重大事故等対処設備】 電源車（緊急時対策所用） 燃料油貯油そう タンクローリー 空冷式非常用発電装置

第2.2.1.9.1.19表 多様性拡張設備整理表 (19/19) (その1)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
通信連絡に関する手順	重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順	-	-	発電所内の通信連絡	発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等	重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所内）により、運転員等及び緊急安全対策要員が、中央制御室、屋内外の作業場所、モニター車、緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、無線通話装置、トランシーバー、携行型通話装置、運転指令設備（1号及び2号炉送受話器）、運転指令設備（3号及び4号炉送受話器）、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯））及びインターフォンを使用する。 また、データ伝送設備（発電所内）により緊急時対策所へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びSPDS表示装置を使用する。	【重大事故等対処設備】 衛星電話（固定） 衛星電話（携帯） トランシーバー 携行型通話装置 安全パラメータ表示システム（SPDS） SPDS表示装置 インターフォン 【多様性拡張設備】 無線通話装置 運転指令設備（1号及び2号炉送受話器） 運転指令設備（3号及び4号炉送受話器） 電力保安通信用電話設備 （保安電話（固定）、保安電話（携帯））
				計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等	直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ、可搬式使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合、現場と中央制御室との連絡には携行型通話装置を使用し、現場又は中央制御室と緊急時対策所との連絡には衛星電話（固定）及び衛星電話（携帯）を使用する。		
				代替電源設備からの給電の確保	代替電源設備から給電する手順等	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により衛星電話（固定）、衛星電話（可搬）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話、IP-FAX）、緊急時衛星通報システム、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム及びSPDS表示装置へ給電する。 衛星電話（携帯）、携行型通話装置、トランシーバー及びインターフォンは、充電池又は乾電池を使用する。 充電池を用いるものについては、使用前及び使用中の充電池の残量確認で、残量が少ない場合、別の端末と交換することにより継続して通話を可能とし、使用後の充電池は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電する。 乾電池を用いるものについては、使用前及び使用中の乾電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続しての通話を可能とする。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー 電源車（緊急時対策所用）

第2.2.1.9.1.19表 多様性拡張設備整理表 (19/19) (その2)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
通信連絡に関する手順	重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順	-	-	発電所外（社内外）の通信連絡	発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等	重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）により、緊急時対策所の緊急安全対策要員が、緊急時対策所と原子力事業本部、本店、モニタ車、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話、IP-FAX）、加入電話、加入ファクシミリ、携帯電話、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯）、衛星保安電話）、社内TV会議システム、無線通話装置及び緊急時衛星通報システムを使用する。 また、データ伝送装置（発電所外）により、国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（SPDS）及び安全パラメータ伝送システムを使用する。	【重大事故等対処設備】 衛星電話（固定） 衛星電話（携帯） 衛星電話（可搬） 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話、IP-FAX） 安全パラメータ表示システム（SPDS） 安全パラメータ伝送システム 緊急時衛星通報システム 【多様性拡張設備】 加入電話 加入ファクシミリ 携帯電話 電力保安通信用電話設備 〔保安電話（固定）、保安電話（携帯）、衛星保安電話〕 社内TV会議システム 無線通話装置
				計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等	直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ、可搬型使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、緊急時対策所と原子力事業本部、本店、国、地方公共団体等との連絡には衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話、IP-FAX）を使用する。		
				代替電源設備からの給電の確保	代替電源設備から給電する手順等	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により衛星電話（固定）、衛星電話（可搬）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話、IP-FAX）、緊急時衛星通報システム、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム及びSPDS表示装置へ給電する。 衛星電話（携帯）、携行型通話装置、トランシーバー及びインターフォンは、充電池又は乾電池を使用する。 充電池を用いるものについては、使用前及び使用中の充電池の残量確認で、残量が少ない場合、別の端末と交換することにより継続して通話を可能とし、使用後の充電池は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電する。 乾電池を用いるものについては、使用前及び使用中の乾電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続しての通話を可能とする。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用事故発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー 電源車（緊急時対策所用）

第2.2.1.9.2.1表 多様性拡張設備仕様表 (第2.2.1.9.1.1表関連)

機器名称	常設 可搬	耐震性	容量	揚程	台数
MGセット電源 (所内常用母線440Vしや断器スイッチ) (中央盤)	常設	Cクラス	約 1,600A	—	2台
制御棒操作レバー (中央盤)	常設	Cクラス	—	—	1個
MGセット電源 (MGセット出力しや断器スイッチ) (現場盤)	常設	Cクラス	約 1,600A	—	2台
原子炉トリップしや断器スイッチ (現場盤)	常設	Sクラス	約 1,600A	—	2台
タービントリップスイッチ (中央盤)	常設	Sクラス	—	—	1個

第2.2.1.9.2.2表 多様性拡張設備仕様表 (第2.2.1.9.1.2表関連)

機器名称	常設／ 可搬	耐震性	容量	揚程	台数
タービンバイパス弁	常設	Cクラス	—	—	15台
電動主給水ポンプ	常設	Cクラス	約3,300m ³ /h	約565m	1台
蒸気発生器水張りポンプ	常設	Cクラス	160m ³ /h	約810m	1台
脱気器タンク	常設	Cクラス	約500m ³	—	1基
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)	可搬	—	30m ³ /h	約300m	2台
発電機 (蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用)	可搬	—	約125kVA	—	1組
復水タンク	常設	Sクラス	約800m ³	—	1基
大容量ポンプ	可搬	—	約1,800m ³ /h	約120m	3台
B格納容器外制御用空気圧縮機 (海水冷却)	常設	Sクラス	約780Nm ³ /h	約70m	2台
窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁作動用)	可搬	—	約7Nm ³	—	9本
空冷式非常用発電装置	常設	— (Sクラス に適用さ れる地震 力と同等)	約1,825kVA	—	2台 (1ユニ ットあ たり)

第2.2.1.9.2.3表 多様性拡張設備仕様表 (第2.2.1.9.1.3表関連)

機器名称	常設 /可搬	耐震性	容量	揚程	台数
電動主給水ポンプ	常設	Cクラス	約3,300m ³ /h	約565m	1台
蒸気発生器水張りポンプ	常設	Cクラス	160m ³ /h	約810m	1台
脱気器タンク	常設	Cクラス	約500m ³	—	1基
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動)	可搬	—	30m ³ /h	約300m	2台
発電機 (蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用)	可搬	—	約125kVA	—	1組
復水タンク	常設	Sクラス	約800m ³	—	1基
タービンバイパス弁	常設	Cクラス	—	—	15台
加圧器補助スレイ弁	常設	Sクラス	—	—	1台
窒素ポンベ (主蒸気逃がし弁作動用)	可搬	—	約7Nm ³	—	9本
大容量ポンプ	可搬	—	約1,800m ³ /h	約120m	3台
B格納容器外制御用空気圧縮機 (海水冷却)	常設	Sクラス	約780Nm ³ /h	約70m	2台
空冷式非常用発電装置	常設	— (Sクラスに 適用される地 震力と同等)	約1,825kVA	—	2台 (1ユニッ トあたり)
燃料油貯油そう	常設	Sクラス	約125m ³	—	4基
タンクローリー	可搬	—	約3.66m ³ 、 約3.00m ³	—	2台
消防ポンプ	可搬	—	約46.0m ³ /h~ 約85.2m ³ /h	約80m~ 約100m	69台 (3号及び4 号機共用の予 備1台を含 む)
燃料取替用水タンク (重力注入)	常設	Sクラス	約1,800m ³	—	1基

第2.2.1.9.2.4表 多様性拡張設備仕様表（第2.2.1.9.1.4表関連）（その1）

機器名称	常設 ／ 可搬	耐震性	容量	揚程	台数
電動消火ポンプ	常設	Cクラス	約450m ³ /h	約100m	2台
ディーゼル消火ポンプ	常設	Cクラス	約450m ³ /h	約100m	2台
1, 2号機淡水タンク	常設	Cクラス	約6,000m ³	—	5基
ほう酸ポンプ	常設	Sクラス	約17m ³ /h	約98m	3基
ほう酸タンク	常設	Sクラス	約80m ³	—	2基
1次系補給水ポンプ	常設	Cクラス	約40m ³ /h	約70m	2台
1次系純水タンク	常設	Cクラス	約320m ³	—	1基
A格納容器スプレイポンプ（自己冷却） （RHRS-CSSタイライン使用）	常設	Sクラス	約940m ³ /h	約170m	1台
燃料取替用水タンク	常設	Sクラス	約1,800m ³	—	1基
A余熱除去ポンプ（空調用冷水）	常設	Sクラス	約852m ³ （安全注 入時及び再循環時） 約681m ³ （余熱除去 時）	約73.3m（安全 注入時及び再 循環時）約 82.4m（余熱除 去時）	2台
電動主給水ポンプ	常設	Cクラス	約3,300m ³ /h	約565m	1台
蒸気発生器水張りポンプ	常設	Cクラス	160m ³ /h	約810m	1台

第2.2.1.9.2.4表 多様性拡張設備仕様表（第2.2.1.9.1.4表関連）（その2）

機器名称	常設 ／ 可搬	耐震性	容量	揚程	台数
脱気器タンク	常設	Cクラス	約500m ³	—	1基
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）	可搬	—	30m ³ /h	約300m	2台
発電機 （蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用）	可搬	—	約125kVA	—	1組
復水タンク	常設	Sクラス	約800m ³	—	1基
タービンバイパス弁	常設	Cクラス	—	—	15台
消防ポンプ	可搬	—	約46.0m ³ /h～ 約85.2m ³ /h	約80m～ 約100m	69台 （3号及び4号炉 共用の予備 1台を含む）
燃料取替用水タンク（重力注入）	常設	Sクラス	約1,800m ³	—	1基

第2.2.1.9.2.5表 多様性拡張設備仕様表（第2.2.1.9.1.5表関連）（その1）

機器名称	常設 可搬	耐震性	容量	揚程	台数
電動主給水ポンプ	常設	Cクラス	約3,300m ³ /h	約565m	1台
蒸気発生器水張りポンプ	常設	Cクラス	160m ³ /h	約810m	1台
脱気器タンク	常設	Cクラス	約500m ³	—	1基
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）	可搬	—	30m ³ /h	約300m	2台
発電機 （蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用）	可搬	—	約125kVA	—	1組
復水タンク	常設	Sクラス	約800m ³	—	1基
タービンバイパス弁	常設	Cクラス	—	—	15台
所内用空気圧縮機	常設	Cクラス	約362.4m ³ /h	約80m	3台
窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）	可搬	—	約7Nm ³	—	9本
消防ポンプ	可搬	—	約 46.0m ³ /h ~ 約 85.2m ³ /h	約80m~約100m	69台（3号及び4号炉共用の予備1台を含む）
B格納容器外制御用空気圧縮機 （海水冷却）	常設	Sクラス	約780Nm ³ /h	約70m	2台
空調用冷水ポンプ （A余熱除去ポンプ冷却）	常設	Sクラス	約196m ³ /h	約50m	2台

第2.2.1.9.2.5表 多様性拡張設備仕様表（第2.2.1.9.1.5表関連）（その2）

機器名称	常設 ／ 可搬	耐震性	容量	揚程	台数
大容量ポンプ	可搬	—	約1,800m ³ /h	約120m	3台
余熱除去ポンプ	常設	Sクラス	約852m ³ （安全注入時 及び再循環時） 約681m ³ （余熱除去時）	約73.3m（安全注 入時及び再循環 時）約82.4m（余 熱除去時）	2台
原子炉補機冷却水ポンプ	常設	Sクラス	約1,400m ³ /h	—	3台
原子炉補機冷却水冷却器	常設	Sクラス	約8.8×10 ³ kW	—	4基
空冷式非常用発電装置	常設	—（Sクラス に適用され る地震力と 同等）	約1,825kVA	—	2台（1ユニ ットあたり）
B余熱除去ポンプ（海水冷却）	常設	Sクラス	約852m ³ （安全注入時 及び再循環時） 約681m ³ （余熱除去時）	約73.3m（安全注 入時及び再循環 時）約82.4m（余 熱除去時）	1台

第2.2.1.9.2.6表 多様性拡張設備仕様表（第2.2.1.9.1.6表関連）（その1）

機器名称	常設 ／ 可搬	耐震性	容量	揚程	台数
液化室供給設備	常設	—	約4.5m ³ /h	—	1台
電動消火ポンプ	常設	Cクラス	約450m ³ /h	約100m	2台
ディーゼル消火ポンプ	常設	Cクラス	約450m ³ /h	約100m	2台
1, 2号機淡水タンク	常設	Cクラス	約6,000m ³	—	5基
可搬式代替低圧注水ポンプ	可搬	—	約140m ³ /h	約130m	3台
電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）	可搬	—	約610kVA	—	3台 (3号及び4号炉共用 の予備1台を含む)
仮設組立式水槽	可搬	—	約12m ³	—	3基 (3号及び4号炉共用 の予備1基を含む)
消防ポンプ	可搬	—	約46.0m ³ /h ～約85.2m ³ /h	約80m ～約100m	69台 (3号及び4号炉共用 の予備1台を含む)
A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	常設	Sクラス	約940m ³ /h	約170m	1台
燃料取替用水タンク	常設	Sクラス	約1,800m ³	—	1基

第2.2.1.9.2.6表 多様性拡張設備仕様表（第2.2.1.9.1.6表関連）（その2）

機器名称	常設 ／ 可搬	耐震性	容量	揚程	台数
空冷式非常用発電装置	常設	— (Sクラスに適用 される地震力と 同等)	約1,825kVA	—	2台 (1ユニットあたり)
よう素除去薬品タンク	常設	Sクラス	約15m ³	—	1基

第2.2.1.9.2.7表 多様性拡張設備仕様表 (第2.2.1.9.1.7表関連)

機器名称	常設 /可搬	耐震性	容量	揚程	台数
液化窒素供給設備	常設	—	約4.5m ³ /h	—	1台
電動消火ポンプ	常設	Cクラス	約450m ³ /h	約100m	2台
ディーゼル消火ポンプ	常設	Cクラス	約450m ³ /h	約100m	2台
1, 2号機淡水タンク	常設	Cクラス	約6000m ³	—	5基
A格納容器スプレイポンプ (自己冷却)	常設	Sクラス	約940m ³ /h	約170m	1台
空冷式非常用発電装置	常設	— (Sクラスに適用 される地震力と 同等)	約1,825kVA	—	2台 (1ユニットあたり)
燃料取替用水タンク	常設	Sクラス	約1,800m ³	—	1基

第2.2.1.9.2.8表 多様性拡張設備仕様表（第2.2.1.9.1.8表関連）（その1）

機器名称	常設 可搬	耐震性	容量	揚程	台数
電動消火ポンプ	常設	Cクラス	約450 m ³ /h	約100m	2台
ディーゼル消火ポンプ	常設	Cクラス	約450 m ³ /h	約100m	2台
1, 2号機淡水タンク	常設	Cクラス	約6000 m ³	—	5基
可搬式代替低圧注水ポンプ	可搬	—	約140 m ³ /h	約130m	3台
電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）	可搬	—	約610 k VA	—	3台（3号及び4号炉共用の予備1台を含む）
仮設組立式水槽	可搬	—	約12 m ³	—	3基（3号炉共用の予備1基を含む）

第2.2.1.9.2.8表 多様性拡張設備仕様表（第2.2.1.9.1.8表関連）（その2）

機器名称	常設 可搬	耐震性	容量	揚程	台数
消防ポンプ	可搬	—	約 46.0 m ³ /h ～約 85.2 m ³ /h	約 80m～約 100m	69 台 (3 号及び4 号炉共 用の予 備1台を 含む)
A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	常設	Sクラス	約 940 m ³ /h	約 170m	1 台
空冷式非常用発電装置	常設	— (Sクラ スに適用 される地 震力と同 等)	約 1,825 kVA	—	2 台 (1 ユニット あたり)
燃料取替用水タンク	常設	Sクラス	約 1,800 m ³	—	1 基

第2.2.1.9.2.9表 多様性拡張設備仕様表 (第2.2.1.9.1.9表関連)

機器名称	常設 ／ 可搬	耐震性	検出方式	測定範囲	台数
格納容器水素ガス分析計	常設	Bクラス	熱伝導式	0～10vol%H ₂	1台
ガスクロマトグラフ	常設	-	熱伝導度型検出器	-	1台

第2.2.1.9.2.10表 多様性拡張設備仕様表 (第2.2.1.9.1.10表関連)

機器名称	常設 ／ 可搬	耐震性	検出方式	計測範囲	台数
アニュラス内水素濃度計測装置	常設	Sクラス	熱伝導式	0～20vol%	1台
格納容器排気筒高レンジガスモニタ	常設	Cクラス	プラスチック チレーション検出 器	10～10E7cpm	1個

第2.2.1.9.2.11表 多様性拡張設備仕様表（第2.2.1.9.1.11表関連）

機器名称	常設/ 可搬	耐震性	容量	揚程	台数
燃料取替用水タンク	常設	Sクラス	1800m ³	—	1基
燃料取替用水ポンプ	常設	Cクラス	46m ³ /h	80m	2台
2次系純水タンク	常設	Cクラス	6000 m ³	—	1基
2次系補給水ポンプ	常設	Cクラス	150 m ³ /h	35m	3台
1, 2号機淡水タンク	常設	Cクラス	6000m ³	—	5基
電動消火ポンプ	常設	Cクラス	450m ³ /h 1000 m ³ /h	100m	2台
ディーゼル消火 ポンプ	常設	Cクラス	450m ³ /h 1000m ³ /h	100m	2台
3, 4号機淡水タンク	常設	Cクラス	6000m ³	—	3基
1次系純水タンク	常設	Cクラス	320m ³	—	1基
1次系補給水ポンプ	常設	Cクラス	40m ³ /h	70m	2台
淡水貯水槽	常設	Cクラス	約 700 m ³	—	1基
消防ポンプ	可搬	—	46.8～ 67.8 m ³ /h	80～100m	159台
ガソリン用ドラム缶	可搬	—	50or100 or200ℓ	—	67台
ゴムシート 鋼板 防水テープ 吸水性ポリマー 補修材 ロープ（吊り降ろし用）	可搬	—	—	—	1式
使用済燃料ピット水位	常設	Cクラス	—	—	2個
使用済燃料ピット温度	常設	Cクラス	—	—	2個
使用済燃料ピット区域 エリアモニタ	常設	Cクラス	—	—	1個
携帯型水温計	可搬	—	—	—	1台
携帯型水位計	可搬	—	—	—	1台
携帯型水位、水温計	可搬	—	—	—	1台

第2.2.1.9.2.12表 多様性拡張設備仕様表（第2.2.1.9.1.12表関連）

機器名称	常設 可搬	耐震性	容量	揚程	台数
化学消防自動車	可搬	転倒評価	水槽：1,300ℓ 泡原液：500ℓ	—	1台
小型動力ポンプ付水槽車	可搬	転倒評価	5,000ℓ	—	1台
可搬式消防ポンプ	可搬	—	—	—	1台
中型放水銃	可搬	—	—	—	1台
泡原液搬送車	可搬	—	9,000 ℓ	—	1台
放射性物質吸着剤	可搬	—	10,000kg	—	1式

第2.2.1.9.2.13表 多様性拡張設備仕様表（第2.2.1.9.1.13表関連）（その1）

機器名称	常設／ 可搬	耐震性	容量	揚程	台数
2次系純水 タンク	常設	Cクラス	6000m ³	—	1基
電動補助給水 ポンプ	常設	Sクラス	90m ³ /h	900m	2台
タービン動補助 給水ポンプ	常設	Sクラス	210m ³ /h	900m	1台
脱気器タンク	常設	Cクラス	500m ³	—	1基
電動主給水 ポンプ	常設	Cクラス	3300m ³ /h	565m	1台
蒸気発生器 水張りポンプ	常設	Cクラス	160m ³ /h	810m	1台
2次系補給水 ポンプ	常設	Cクラス	150m ³ /h	35m	3台
1, 2号機淡水 タンク	常設	Cクラス	6000m ³	—	5基
電動消火ポンプ	常設	Cクラス	450m ³ /h	100m	2台
ディーゼル消火 ポンプ	常設	Cクラス	450m ³ /h	100m	2台
3, 4号機淡水 タンク	常設	Cクラス	6000m ³	—	3基
淡水貯水槽	常設	Cクラス	約700m ³	—	1基
消防ポンプ	可搬	—	46.8~67.8 m ³ /h	80~100m	159台
ガソリン用 ドラム缶	可搬	—	50or100or 200ℓ	—	67台
1次系純水 タンク	常設	Cクラス	320m ³	—	1基
1次系補給水 ポンプ	常設	Cクラス	40m ³ /h	70m	2台
ほう酸タンク	常設	Sクラス	80m ³	—	2基
ほう酸ポンプ	常設	Sクラス	17m ³ /h	72m	3台
充てん／高圧 注入ポンプ	常設	Sクラス	147m ³ /h	732m	3台
加圧器逃がし タンク	常設	Bクラス	51m ³	—	1基
格納容器冷却材 ドレンポンプ	常設	Bクラス	23m ³	90m	2台
使用済燃料 ピットポンプ	常設	Bクラス	426m ³ /h	73m	2台

第2.2.1.9.2.13表 多様性拡張設備仕様表（第2.2.1.9.1.13表関連）（その2）

機器名称	常設／ 可搬	耐震性	容量	揚程	台数
A 余熱除去 ポンプ (空調用冷水)	常設	Sクラス	約 852m ³ /h (安全注入 時及び再循 環時) 約 681m ³ /h (余熱除去 時)	約 73.3m (安全注入 時及び再循 環時) 約 82.4m (余 熱除去時)	2台

第2.2.1.9.2.14表 多様性拡張設備仕様表（第2.2.1.9.1.14表関連）

機器名称	常設／可搬	耐震性	公称電圧	容量	数
予備変圧器 2次側恒設ケーブル	常設	Cクラス	6,600V	660A	1組
号機間電力融通恒設ケーブル (1、2号～3、4号)	常設	—	6,600V	350A	1組
電源車	可搬	転倒評価	6,600V	約610kVA	5台

第2.2.1.9.2.15表 多様性拡張設備仕様表 (第2.2.1.9.1.15表関連)

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	数量
可搬型バッテリー (炉外核計装装置、 放射線監視装置用)	可搬	—	4,500Wh／個他	18台 (3,4号機共用)
プラント計算機	常設	—	—	1式

機器名称	常設／可搬	耐震性	計測範囲	数量
アニュラス水素濃度	常設	—	0～20vol%	1台
原子炉補機冷却水 サージタンク圧力	常設	—	0～500kPa[gage]	1台

2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

国内外の最新の科学的知見及び技術的知見（以下「新知見」という。）に関して、原子炉施設における保安活動へ適切に反映するため、新知見に関する情報の収集、分析・評価、反映に係る仕組みを整備しており、保安活動の継続的な改善へと展開している。

原子力発電については、実用化以降現在に至るまで、技術的な進歩等により安全性、信頼性の向上に有効な多くの新しい知見が得られてきている。

高浜発電所3号機の建設に当たっては、その当時の知見を設計に反映するとともに、営業運転開始後に得られた新たな知見についても評価の上、設備改造や運用面の改善等により適切に反映してきた。

平成23年3月に発生した福島第一原子力発電所事故を踏まえ平成25年7月に改正施行された原子炉等規制法に基づく基準等を受け、強化された設計基準事象に対する備えに加え、重大事故事象に係る知見を安全対策として反映している。

また、この事故から得られた教訓として、「発生確率が極めて小さいとして、シビアアクシデントへの取組が不十分だったのではないか」、「法令要求を超えて、安全性を自ら向上させるという意識が低かったのではないか」、「世界の安全性向上活動に学び、改善していくという取組が不足していたのではないか」との点を踏まえ、原子力発電の特性とリスクを十分認識し、絶えずリスクを抽出及び評価し、それを除去又は低減する取組を継続することで、原子力発電の安全性の更なる向上に取り組んできている。

ここでは、原子力安全に係るリスクの除去、低減及びプラントの安全性、信頼性の向上に資する重要な新知見について、以下の分野ごとに収集結果及びそれらの反映状況を示す。

- a. 発電用原子炉施設の安全性を確保する上で重要な設備に関する、より一層の安全性の向上を図るための安全に係る研究等（以下「安全に係る研究」という。）
- b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

- c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ
- d. 国内外の基準等
- e. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）
- f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）
- g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案

2.2.2.1 新知見の収集方法

(1) 収集の仕組み

a. 安全に係る研究

当社が実施した研究は、社内のデータベース「研究業務支援システム」にて管理することとなっており、各所管箇所が行った安全に係る研究の成果については、このシステムより情報を入手する。

その他、国内外の機関が実施した安全に係る研究の成果については、(一財)電力中央研究所、(株)日本エヌ・ユー・エス等の協力を得て公開情報を収集し、電気事業連合会を構成する事業者等にて共同でスクリーニングを行う仕組みを整備している。

研究の成果は、設計管理における設計へのインプット要求事項にあげており、新たな設備の設置や既設備の原設計の変更等を実施する際には、新たな研究成果がないか確認する。

実機への反映については、各所管箇所が、研究成果を踏まえプラントの設備や運用への反映方法を検討する。この際、必要に応じて設置変更許可申請、工事計画認可申請等の手続きを行い、実機に反映する。

b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

原子力発電所の安全、安定運転を確保し、より安全性、信頼性を維持、向上させるためには、厳正な運転管理、保守管理等を行うことはもとより、高浜発電所3号機での事故、故障等の経験を含めた国内外の原子力施設の運転による事故、故障等から得られた教訓について新たな知見として採り上げ、再発防止対策を反映することが重要である。当社はこの仕組みを予防処置として整備しており、設備及び運用管理の継続的な改善活動を展開している。

国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓については、この予防処置の仕組みを通じて入手した情報をもとに記載する。以降にこの仕組みの概要を示す。

当社原子力発電所の事故、故障等は、当該発電所で原因の究明、

再発防止対策の立案が行われたうえで、その情報が原子力事業本部に送付される。

国内他社原子力施設の事故、故障等の情報は、原子力施設情報公開ライブラリー（以下「ニューシア」という。）の活用等により入手している。ニューシアは保安活動の向上の観点から産官学で情報を共有化することを目的に、（一社）原子力安全推進協会にて運営されているデータベースであり、平成15年10月から運用が開始され、平成19年5月に登録基準が追加されるとともに、平成22年5月の設備更新に併せて、運用の拡充がなされている。なお、平成15年9月までについては、（財）電力中央研究所原子力情報センター（当時の名称。以下「NIC」という。）にて国内外の原子力施設の事故、故障等の情報が一元的に収集、分析、評価されており、NICからの情報を活用してきた。

国外の原子力施設で発生した事故、故障等の情報については、米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）の情報、米国原子力発電協会（以下「INPO」という。）の情報、世界原子力発電事業者協会（以下「WANO」という。）の情報等を対象とし、（株）原子力安全システム研究所（以下「INS S」という。）の協力を得て入手し、検討を行っている。

これらの情報は、INS S、加圧水型軽水炉を保有する事業者、プラントメーカー等で構成されるPWR海外情報検討会において検討され、反映が必要と判断されたものは提言として事業者へ通知される。

この他、予防処置の仕組みにおいては、原子力施設以外の情報として、当社他部門（火力、工務等）や他産業における不具合情報についても採り上げ、同種不適合の再発防止、設備改善等に資することとしている。

入手した情報は、原子力事業本部において、当社プラントの安全面、設備面、運転管理面から直接関係する事例を抽出し、必要な改善対策の検討を行っている。また、検討の結果、発電所にて

反映が必要な事項については、原子力事業本部から発電所等に改善対策の指示を行っている。

なお、原子力事業本部での検討においては、適宜、発電所と意見を交換しつつ予防処置の要否、予防処置内容の検討を行っている。

c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

確率論的リスク評価を実施するために必要なデータについては、当社プラント固有の運転実績に関する情報の蓄積のほか、当社が原子力発電所を有する電力会社と共通で実施した研究（以下「電力共通研究」という。）の成果等を通じて、入手することとしている。この他、国内外の知見について、（一財）電力中央研究所、プラントメーカ等の協力を得て、情報収集の仕組みを整備している。

d. 国内外の基準等

国内の安全審査指針類については、従来から設置変更許可申請に併せて最新のものが取り入れられている。具体的には、設置変更許可申請に際して、申請案件に係る設置変更許可申請及び安全審査に係る実施体制が定められ、各所管箇所が分担して設置変更許可申請書を作成する。申請書の作成にあたり各所管箇所が関連する安全審査指針類を確認することから、その過程において、最新の安全審査指針類がプラント設計や設備、運用に反映されることとなる。

民間規格類については、それらが制定、改訂された後、国による技術評価を経て規制に取り入れられるものもあるため、原子力発電所の安全性、信頼性を確保する上では、これら民間規格類の制定、改訂動向を把握し、適宜、既設プラントの設計面や設備の運用面に反映していくことが重要である。

このことから、各所管箇所において、設置変更許可及び工事計画認可等の申請や、定期事業者検査要領書及び社内標準の制定、改正の際に、民間規格類の制定、改訂に係る状況を確認し、適宜、

反映することとしている。その他の民間規格についても、必要に応じて社内標準等への反映を行っている。

国外の基準等については、(株)日本エヌ・ユー・エスの協力を得て公開情報を収集し、電気事業連合会を構成する事業者等にて共同でスクリーニングを行う仕組みを整備しており、既設プラントの安全性、信頼性の確保や、今後、国内規制化された場合における対応の円滑化の観点から、制定、改訂に係る動向を把握することとしている。

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）

国際機関及び国内外の学会等の情報については、国内関係機関、海外電力会社及び海外の団体等との情報交換を通じて入手するほか、(一財)電力中央研究所、(株)日本エヌ・ユー・エスの協力を得て公開情報を収集し、電気事業連合会を構成する事業者等にて共同でスクリーニングを行う仕組みを整備している。これら国内外の先進事例に係る情報の収集を通じて、適宜、既設プラントの設計や設備、運用の改善に役立てることとしている。

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）

自然現象に関する情報については、電気事業連合会や(一財)電力中央研究所等の協力を得て、情報を収集する仕組みを整備している。

入手した情報は、社内の「耐震・耐津波情報検討会」、「竜巻・火山情報検討会」において、当社プラントへの反映要否に関する検討を行っており、既設プラントの設計、設備運用の前提となっている条件の変更を要するような情報の有無を把握し、適切に管理することとしている

g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案

メーカー提案に関する情報については、従来より保守管理の仕組みの中で、メーカーから設備の運用・保守性の向上や設備改善の推奨提案、部品の製造中止情報などを受け、既設プラントへの反映

要否を検討している。

(2) 収集期間

新知見に関する情報の収集期間は、第22回施設定期検査の終了日翌日（平成29年7月5日）から評価時点となる第23回施設定期検査終了日（平成30年12月7日）までを基本とする。

なお、収集対象の分野によって、例えば数ヶ月ごとや年度ごとにまとめて入手する情報もあるため、当社が整備している情報収集の仕組みを通じて、上記収集期間に入手した情報を検討対象とする。

(3) 収集対象

各収集分野における新知見に関する情報の収集対象は以下のとおりとする。

a. 安全に係る研究

収集対象とする研究成果は、当社が実施した研究（以下「自社研究」という。）及び電力共通研究、原子力規制委員会等が実施している安全規制のための研究開発並びに国外機関が実施している研究開発とする。

具体的な収集対象を第2.2.2.1表「安全に係る研究の収集対象」に示す。

b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

原子力施設の安全性、信頼性に係る運転経験から得られた教訓を反映する仕組み（予防処置）を通じて入手した情報（当社原子力発電所、国内他社及び国外原子力施設の不具合情報等）及び原子力規制委員会が文書で指示した事項を収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2.2表「国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の収集対象」に示す。

c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）」を実施するうえで必要なデータについては、「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル1PRA編）：2013」（（一社）日本原子力学会

発行)等のPRAを実施するにあたり参考とする実施基準に示される作業項目に該当するものを収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2.3表「確率論的リスク評価を実施するために必要なデータの収集対象」に示す。

d. 国内外の基準等

国内の基準として、原子力発電所の設計、運用に適用されている、(一社)日本電気協会、(一社)日本機械学会、(一社)日本原子力学会の発行する民間規格類を収集対象とする。

また、国外の規格基準類については、原子力発電所を有する諸外国及び国際機関のうち、公開情報等を通じて規制動向の把握が可能な米国、欧州主要国及び国際機関の基準類を収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2.4表「国内外の基準等の収集対象」に示す。

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)

国際機関及び国内外の学会活動として、各種委員会や大会での報告、論文発表がなされており、原子力発電所の安全性、信頼性の維持、向上に関連する先進事例が発信されている。公開情報等を通じて、これらの検討状況の把握が可能な主要機関、学会等の情報を収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2.5表「国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)の収集対象」に示す。

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)

自然現象(地震、津波、竜巻、火山)に関する情報として、国の機関等の報告、学協会等の大会報告、論文、雑誌等の刊行物、海外情報等を収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2.6表「国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)の収集対象」に示す。

g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案

メーカーから得られる設備の安全性、信頼性の維持、向上に関連

する提案を収集対象とする。

具体的な収集対象を第 2.2.2.7 表「設備の安全性向上に係るメーカ提案」に示す。

(4) 整理、分類方法

収集対象の情報について、検討対象とする情報を以下の考え方により整理、分類した。

a. 安全に係る研究

自社研究、電力共通研究については、収集対象期間中に研究開発が完了したものを対象とし、その研究成果がプラントの設備設計や社内マニュアル等へ反映されたものを新知見に関する情報として抽出し、記載対象とする。なお、未反映の研究成果のうち、将来の活用が見込まれるものについては、参考情報として整理し、今後の安全性向上評価のタイミングにおいて活用状況を確認する。

自社研究、電力共通研究に係る新知見に関する情報の整理、分類の考え方を第 2.2.2.1 図「安全に係る研究の整理、分類方法（自社研究、電力共通研究）」に示す。

国内機関、国外機関の研究開発については、収集対象期間中に研究成果が公表されたものの中から、当社プラントへの適用性を踏まえ、原子力施設の安全性、信頼性の維持、向上の観点で、有効と思われるものを新知見に関する情報として抽出し、記載対象とする。また、直ちに当社プラントへの反映は不要であるが、今後の動向を把握すべきものについては、参考情報として抽出し、記載対象とするとともに、今後の安全性向上評価のタイミングにおいて情報分類に変更がないか確認する。

国内機関、国外機関の研究開発に係る新知見に関する情報については、第 2.2.2.5 図「国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）の整理、分類方法」に示す整理、分類方法とする。

b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

国内外の原子力施設において発生した事故、故障等の情報を反

映する仕組みは、第 2.2.2.2 図「国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の整理、分類方法」に示すとおりであり、事故、故障等の情報を踏まえ、高浜発電所 3 号機の同一機器、設備又は類似設備に対する評価、検討を行い、同種トラブルの発生防止の観点から予防処置が必要と判断されたものを新知見に関する情報として抽出し、記載対象とする。

原子力規制委員会が文書で指示した事項については、収集対象期間中に発出されたもののうち、高浜発電所 3 号機が対象となっているものを抽出し、記載対象とする。

c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

P R A を実施するうえで必要なデータとして、これまでに入手したデータについて、新規性の有無、高浜発電所 3 号機の P R A への適用性を踏まえ、新知見及び参考情報に関する情報を抽出する。

P R A データに係る新知見及び参考情報に関する情報の整理、分類の考え方を第 2.2.2.3 図「確率論的リスク評価を実施するために必要なデータの整理、分類方法」に示す。

d. 国内外の基準等

国内の規格基準の情報については、原子力発電所に適用されるものの中から、収集対象期間中に新たに制定若しくは改定され、発刊された規格類を対象とし、国の技術評価を受ける等により、安全規制に取り入れられた民間規格を抽出する。また、未だ具体的な安全規制へ取り入れられていないものについても、当社プラントの設備設計や運用面等に活用している規格を抽出する。

国内の基準等に係る新知見に関する情報の整理、分類の考え方を第 2.2.2.4 図「国内外の基準等の整理、分類方法（国内規格基準）」に示す。

国外の規格基準の情報については、当社プラントへの適用性を踏まえ、原子力施設の安全性、信頼性の維持、向上の観点で、有効と思われるものを抽出し、記載対象とする。また、直ちに当社

プラントへの反映は不要であるが、今後の動向を把握すべきものについては、参考情報として抽出し、記載対象とするとともに、今後の安全性向上評価のタイミングにおいて情報分類に変更がないか確認する。

国外の基準等に係る新知見に関する情報については、第 2.2.2.5 図「国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）の整理、分類方法」に示す整理、分類方法とする。

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）

国際機関及び国内外の学会等の情報については、当社プラントへの適用性を踏まえ、原子力施設の安全性、信頼性の維持、向上の観点で、有効と思われるものを抽出し、記載対象とする。また、直ちに当社プラントへの反映は不要であるが、今後の動向を把握すべきものについては、参考情報として抽出し、記載対象とするとともに、今後の安全性向上評価のタイミングにおいて情報分類に変更がないか確認する。

収集対象の情報の整理、分類の考え方を第 2.2.2.5 図「国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）の整理、分類方法」に示す。

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）

自然現象に関する情報から、地震、津波、竜巻及び火山の各現象に対する原子力施設の安全性に関連する可能性のある情報を抽出し、原子力施設への適用範囲や適用条件、設計、評価への反映の可否等の観点から、以下のとおり分類した。

① 反映が必要な新知見情報（記載対象）

客観的な根拠、関連するデータ等の蓄積された新たな知見を含み、国内の原子力施設での諸条件を考慮して、適用範囲、適用条件が合致し、設計、評価への反映が必要な情報（現状評価の見直しの必要性があるもの）。

② 新知見関連情報（記載対象）

客観的な根拠、関連するデータ等の蓄積された新たな知見を含むものの、設計、評価を見直す必要がない情報（現状評価の見直しの必要がないもの）。

③ 参考情報（記載対象外）

今後の研究動向等によっては、設計、評価に対する信頼性及び裕度向上につながりうる情報。

④ 検討対象外情報（記載対象外）

基礎的な研究等のため、反映が必要な新知見情報、新知見関連情報及び参考情報には分類されない情報。

自然現象に係る新知見に関する情報の整理、分類の考え方を第 2.2.2.6 図「国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）の整理、分類方法」に示す。

なお、地震、津波に対する原子力施設の安全性に関する知見の整理、分類については、平成 21 年 5 月 8 日付け指示文書「原子力施設の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の継続的な収集及び評価への反映等のための取組について」（平成 21・04・13 原院第 3 号）に基づき、平成 21 年度から平成 27 年度まで継続的に実施し、原子力安全・保安院又は原子力規制委員会に報告してきた。その後、平成 28 年 6 月 27 日付け文書「原子力施設の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の継続的な収集及び評価への反映等について（内規）」を用いないことについて（通知）（原規規発第 1606278 号）」により報告は不要となったが、知見の収集等に係る取組は現在も継続しており、本項で示す地震、津波に関する知見の整理、分類方法は、この取組と同様の方法である。

g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案

メーカー提案については、原子力事業本部にて原則年 1 回実施している長期保全計画検討会において、検討・採用された案件から当該プラントの安全性向上に資すると判断される知見を抽出する。

2.2.2.2 安全性向上に資する新知見情報

今回「2.2.2.1 新知見の収集方法」に基づき収集した情報は、全収集分野の総計で約 20,000 件であった。これを「2.2.2.1 (4) 整理、分類方法」に基づき収集分野毎に整理、分類した結果を以下に示す。

(1) 新知見情報の収集結果

a. 安全に係る研究

安全に係る研究から抽出された新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

(a) 自社研究、電力共通研究

高浜発電所 3 号機に反映した安全研究成果について、1 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.8 表「高浜発電所 3 号機に反映した安全研究成果（自社研究、電力共通研究）」に示す。

(b) 国内機関、国外機関の安全に係る研究開発

① 反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

② 参考情報

参考情報について、前回評価時に抽出されたものを含めて確認した結果、10 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.9 表「国内機関、国外機関の安全に係る研究開発に関する参考情報」に示す。

b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

(a) 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓

当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見情報については、5 件抽出された。この他、評価時点においては 2 件の情報について、予防処置要否を検討中である。抽出結果を第 2.2.2.10 表「当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見」に示す。

(b) 国内の原子力施設の運転経験から得られた教訓

国内の原子力施設の運転経験から得られた教訓のうち反映が必要な新知見情報について、3件抽出された。この他、評価時点においては2件の情報について、予防処置要否を検討中である。抽出結果を第2.2.2.11表「国内の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見」に示す。

(c) 国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。なお、評価時点においては2件の情報について、予防処置要否を検討中である。抽出結果を第2.2.2.12表「国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見」に示す。

(d) 原子力規制委員会指示文書

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

確率論的リスク評価を実施するために必要なデータにおける新知見及び参考情報について、参考情報が1件抽出された。抽出結果を第2.2.2.13表「確率論的リスク評価を実施するために必要なデータにおける新知見及び参考情報」に示す。

d. 国内外の基準等

国内外の基準等に係る新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

(a) 国内の規格基準

新知見に関する情報について、2件抽出された。抽出結果を第2.2.2.14表「国内の規格基準等に係る新知見情報」に示す。

(b) 国外の規格基準

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）

自然現象に関する情報以外の新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

① 反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

② 参考情報

参考情報について、前回評価時に抽出されたものを含めて確認した結果、5件抽出された。抽出結果を第2.2.2.15表「国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）に係る参考情報」に示す。

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）

自然現象に係る新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

① 反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

② 新知見関連情報

新知見関連情報については、地震関連が4件、竜巻関連が3件抽出された。抽出結果を第2.2.2.16表「国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）に係る新知見関連情報」に示す。

g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

なお、上記の他、今回の評価対象期間外ではあるが、2018年11月に原子力規制委員会にて新知見とされた「大山生竹テフラ（DNP）に関する対応」について、当社は2018年12月に原子力規制委員会より「越畑地点等の7地点におけるDNPの降灰層厚に基づくDNPの噴出規模及び美浜、高浜、大飯の各発電所敷地における降下火砕物の最大層厚」の再評価に係る報告徴収命令を受領し、2019年3月に評価結果を原子力規制委員会へ文書にて報告した。同報告書で当社は、再評価の結果、越畑地点を含む14地点における降灰層厚に基づくDNPの噴出規模は、最大で11.0km³であり、これに基づく各発電所敷地における降下火砕物の最大層厚は、美浜13.5cm、高浜21.9cm、大飯19.3cmとなったが、各発電所の降下火

砕物に対する施設の裕度は、建屋で 28cm 以上、機器では 47cm 以上の降下火砕物に耐えられることを確認しており、今回の評価結果は、これらを下回っていること。さらに、今回の評価で得られた噴出規模(11.0km³)をもとにした噴火履歴の検討及び文献による火山の発達史的分類や地下構造の評価結果より、発電所運用期間中に今回算出した D N P 規模の噴火の可能性は、十分低いと考えられる旨を報告した。

また、同様に原子力規制委員会等で議論されており、新知見となる可能性がある情報として、2018年12月に海外（インドネシア）で発生した火山噴火による山体崩壊に伴い発生した津波（津波警報の発表なし）に係る「津波警報が発表されない可能性のある津波への対応」がある。本件については、2019年1月の原子力規制委員会において、当社高浜発電所に関して、「隠岐トラフ海底地すべり」による津波について、取水路防潮ゲートが「開」状態における遡上評価及び設備影響の確認をすることが決定されたことから、2019年5月に評価結果を原子力規制庁へ提出した。同評価結果において当社は、高浜3，4号機のみ稼動時では、設備影響は生じないことを確認した。また、高浜1～4号機が全機稼動している場合においては、潮位計での観測潮位に基づいて取水路防潮ゲートを閉止する運用を見直し済みであり、設備影響は生じないことを確認した。

(2) まとめ

今回の評価対象期間に収集した新知見に関する情報に対して評価を行い、安全性向上に資すると判断し、高浜発電所3号機に反映すべき知見を抽出した。

高浜発電所3号機に反映すべき知見については、その反映状況を確認し、既に反映されていること又は反映に向けた検討が進められていることを確認した。

このことから、新知見に関する情報の収集、評価及びプラントへ

の反映に係る仕組みは適切に機能しており、この仕組みに係る新たな改善事項は認められなかった。

第2.2.2.1表 安全に係る研究の収集対象

区分	収集対象
自社研究及び電力共通研究	<ul style="list-style-type: none"> ・ 自社研究 ・ 電力共通研究
国内機関の研究開発	<ul style="list-style-type: none"> ・ 経済産業省 (METI) ・ 日本原子力研究開発機構 (JAEA) ・ 原子力規制委員会 (NRA)
国外機関の研究開発	<ul style="list-style-type: none"> ・ 経済協力開発機構／原子力機関 (OECD/NEA) ・ 国際PSAM[※]協会 ・ 米国 原子力規制委員会 (NRC) NUREG/CR報告書 ・ 米国 電力研究所 (EPRI) ・ EU安全研究 (NUGENIA) ・ 欧州 原子力学会 (ENS) ・ 欧州 技術安全機関 (EUROSAFE)

※ Probabilistic Safety Assessment and Management

第2.2.2.2表 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の収集対象

区分	収集対象
国内及び国外不具合情報	<ul style="list-style-type: none"> ・ 当社原子力発電所不具合情報 ・ 国内他社原子力発電所、原子燃料サイクル事業者等不具合情報 (ニューシア情報 (トラブル情報、保全品質情報)) ・ 国外原子力発電所不具合情報 米国 原子力規制委員会 (NRC) 情報 米国 原子力発電運転協会 (INPO) 情報 世界原子力発電事業者協会 (WANO) 情報 国際原子力機関 (IAEA) のIRS^{※1}情報 (INES^{※2} ≥ 2) 仏国 安全規制当局 (ASN) 情報 ・ 国内外メーカー情報 ・ 原子力安全推進協会重要度文書
原子力規制委員会指示事項	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子力規制委員会指示文書 (旧原子力安全・保安院指示文書を含む)

※1 International Reporting System for Operating Experience

※2 International Nuclear Event Scale

第2.2.2.3表 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータの収集対象

項目	収集対象
プラント情報の調査	プラントの設計、運用等のデータ他
ハザード評価	第2.2.2.6表（1／3）を参照
フラジリティ評価	電力共通研究
システム評価 （CDF評価／CFF評価※）	<ul style="list-style-type: none"> ・電力中央研究所報告書 ・NRC報告書（NUREG等）
（1）起因事象の選定及び発生頻度の設定／プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化	
（2）成功基準の設定	
（3）事故シーケンスの分析	
（4）システム信頼性の評価	
（5）信頼性パラメータの設定	
（6）人的過誤の評価	
（7）炉心損傷頻度／格納容器機能喪失頻度の定量化	
ソースターム評価	
被ばく評価	
上記以外の知見	
国内知見	<ul style="list-style-type: none"> ・電力共通研究 ・電力中央研究所報告書
海外知見	<ul style="list-style-type: none"> ・NRC報告書（NUREG等）他

※ 炉心損傷頻度評価をCDF評価、格納容器機能喪失頻度評価をCFF評価と表す。

第2.2.2.4表 国内外の基準等の収集対象

区分	収集対象
国内の規格基準	<ul style="list-style-type: none"> ・ 日本電気協会規格（規程（JEAC）、指針（JEAG）） ・ 日本機械学会規格 ・ 日本原子力学会標準
国外の規格基準	<ul style="list-style-type: none"> ・ 国際原子力機関（IAEA）基準 ・ 米国 原子力学会（ANS）基準 ・ 米国 連邦規則（10CFR）連邦規制コード ・ 米国 NRC審査ガイド（Reg.Guide） ・ 米国 NRC標準審査指針（SRP） ・ 米国 暫定スタッフ指針（ISG） ・ 米国 原子力規制委員会（NRC）一般連絡文書（Bulletin, Generic Letter, Order） ・ 米国 原子力エネルギー協会（NEI）ガイダンス ・ 欧州連合（EU）指令 ・ 西欧原子力規制者会議（WENRA）ガイダンス ・ 仏国 政令（décret）、省令（arrêté） ・ 仏国 基本安全規則（RFS）、原子力安全規制機関（ASN）ガイド ・ 仏国 原子力安全規制機関（ASN）決定（décision）、見解（avis） ・ 独国 原子力技術基準委員会（KTA）基準 ・ 独国 連邦環境・自然保護・建設・原子炉安全省（BMUB）指針等 ・ 独国 原子力安全委員会（RSK）勧告 ・ 独国 放射線防護委員会（SSK）勧告 ・ 独国 廃棄物管理委員会（ESK）勧告 ・ 英国 基本安全原則（SAP）等 ・ 英国 技術評価、技術検査ガイド（TAG、TIG） ・ スウェーデン 放射線安全庁 安全規則（SSMFS） ・ フィンランド 政令、安全指針（YVL）

第2.2.2.5表 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）
の収集対象

区分	収集対象
国内の学会活動	<ul style="list-style-type: none"> ・ 日本原子力学会（和文論文誌、Journal of Nuclear Science and Technology） ・ 日本機械学会（日本機械学会論文集、Mechanical Engineering Journal） ・ 日本電気協会 ・ 電気学会（論文誌B）
国際機関及び 国外の学会活動	<ul style="list-style-type: none"> ・ 米国 原子力学会（ANS）（Nuclear Science and Engineering、Nuclear Technology） ・ 米国 機械学会（ASME）（Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science） ・ Institute of Electrical and Electronic Engineers（IEEE）（Nuclear & Plasma Sciences Society） ・ 国際原子力機関（IAEA）会議資料、関連資料 ・ 米国 原子力エネルギー協会（NEI）会議資料 ・ シビアアクシデント研究に関する欧州レビュー会議（ERMSAR）予稿 ・ 米国 原子力規制委員会（NRC）規制情報会議（RIC）セッション

第2.2.2.6表 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）の
収集対象（1 / 3）（地震、津波）

区分	収集対象
国の機関等の報告	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震調査研究推進本部 ・ 中央防災会議 ・ 地震予知連絡会 ・ 原子力規制庁 ・ 産業技術総合研究所 ・ 海上保安庁 他
学協会等の大会報告、論文	<ul style="list-style-type: none"> ・ 日本機械学会 ・ 日本建築学会 ・ 日本地震学会 ・ 日本地震工学会 ・ 日本地質学会 ・ 日本原子力学会 ・ 日本活断層学会 ・ 日本堆積学会 ・ 日本学術会議 ・ 日本第四紀学会 ・ 日本海洋学会 ・ 日本船舶海洋工学会 ・ 日本自然災害学会 ・ 日本計算工学会 ・ 日本混相流学会 ・ 日本地すべり学会 ・ 日本応用地質学会 ・ 地盤工学会 ・ 土木学会 ・ 日本コンクリート工学会 ・ 日本地球惑星科学連合 ・ 歴史地震研究会 ・ 原子力安全推進協会 ・ 日本電気協会 他
雑誌等の刊行物	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震研究所彙報 ・ 月刊地球 ・ 科学 他
海外情報等	<ul style="list-style-type: none"> ・ IAEA(International Atomic Energy Agency) ・ NRC(Nuclear Regulatory Commission) ・ ASME(The American Society of Mechanical Engineers) ・ AGU(American Geophysical Union) ・ SSA (Seismological Society of America) ・ EERI (Earthquake Engineering Research Institute) ・ USGS(United States Geological Survey) ・ The Geological Society of London ・ IUGG(International Union of Geodesy and Geophysics) 他
その他	<ul style="list-style-type: none"> ・ 電力中央研究所 他

第2.2.2.6表 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）の
収集対象（2 / 3）（竜巻）

区分	収集対象
国の機関等の報告	・ 環境省（原子力規制庁） ・ 気象庁
学協会等の大会報告、論文	・ 日本気象学会 ・ 日本流体力学会 ・ 土木学会 ・ 日本原子力学会 他 ・ 日本風工学会
雑誌等の刊行物	・ Boundary-layer Meteorology ・ Engineering Structures 他
海外情報等	・ NRC (Nuclear Regulatory Commission) ・ DOE (Department of Energy), USA ・ American Meteorological Society, USA ・ Royal Meteorological Society, UK ・ 韓国原子力学会 他
その他	・ 電力中央研究所 ・ 東京工芸大学 他

第2.2.2.6表 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）の
収集対象（3 / 3）（火山）

区分	収集対象
国の機関等の報告	<ul style="list-style-type: none"> ・ 環境省（原子力規制庁） ・ 経済産業省 ・ 気象庁 ・ 海上保安庁
学協会等の大会報告、論文	<ul style="list-style-type: none"> ・ 日本地震学会 ・ 日本第四紀学界 ・ 日本地質学会 ・ 日本地球惑星科学連合 ・ 日本堆積学会 ・ 日本応用地質学会 ・ 日本火山学会 ・ 日本地球化学会
雑誌等の刊行物	<ul style="list-style-type: none"> ・ 月刊地球 ・ 科学 他
海外情報等	<ul style="list-style-type: none"> ・ Journal of Geophysical Research (Solid Earth) ・ USGS Bulletin ・ The Journal of the Geological Society ・ Bulletin of Volcanology ・ Journal of Volcanology and Geothermal Research ・ Journal of Volcanology and Seismology ・ Journal of Applied Volcanology ・ Nature (GeoScience) ・ Geophysical Research Letters ・ Earth and Planetary Science ・ Scientific Reports ・ American Geophysical Union ・ The Geological Society
その他	<ul style="list-style-type: none"> ・ 産業技術総合研究所 ・ 電力中央研究所 ・ 京都大学防災研究所 ・ 火山噴火予知連絡会 ・ 東京大学地震研究所

第2.2.2.7表 設備の安全性向上に係るメーカー提案

区分	収集対象
設備の安全性向上に係る メーカー提案	・長期保全計画検討会資料 他

第2.2.2.8表 高浜発電所3号機に反映した安全研究成果
(自社研究、電力共通研究)

No.	研究件名	研究概要	反映状況
1	原子力プラントの技術支援に関する研究 (継続)	原子力災害時の対応能力向上のため、「シビアアクシデント解析技術の高度化」の開発を行う。	原子力総合防災訓練において、シビアアクシデント事象の解析結果を用いて、災害事象を想定した訓練を実施している。

第2.2.2.9表 国内機関、国外機関の安全に係る研究開発に関する参考情報

(1 / 2)

No.	表題	文献誌名
1	特殊環境下で使用可能な監視システム高度化	平成27年度発電用原子炉等安電対策高度化技術基盤整備事業報告書
2	薄型コアキャッチャーの技術開発に向けた基盤整備	平成27年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業報告書
3	原子力発電施設に適用する制振装置開発に向けた基盤整備	平成27年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業報告書
4	原子力発電所の建屋の材料、構造及び工法の高度化に向けた技術基盤整備	平成27年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業報告書
5	原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 耐震機能限界試験（ファン）にかかると報告	10耐部報－0002 （旧原子力安全基盤機構 発行文献）
6	確率論的手法に基づく基準津波策定手引き	JNES-RE-Report Series （JNES-RE-2013-2041）
7	Refining and Characterizing Heat Release Rates from Electrical Enclosures during Fire (RACHELLE-FIRE): Volume 1: Peak Heat Release Rates and Effect of Obstructed Plume （NRCによる電気盤火災試験の結果及び想定条件の見直し）	米国EPRI報告書 （EPRI 3002005578）
8	Joint Assessment of Cable Damage and Quantification of Effects from Fire (JACQUE-FIRE) Volume 1: Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) Exercise for Nuclear Power Plant Fire-Induced Electrical Circuit Failure （NRC及び産業界が実施した火災による回路損傷に関する試験の分析結果）	NUREG/CR報告書 （NUREG/CR-7150 Vol.1）
9	Joint Assessment of Cable Damage and Quantification of Effects from Fire (JACQUE-FIRE) Volume 2: Expert Elicitation Exercise for Nuclear Power Plant Fire-Induced Electrical Circuit Failure （NRC及び産業界が実施した火災による回路損傷に関する試験の分析結果 [回路損傷による機器の誤作動の発生確率と継続時間の特定]）	NUREG/CR報告書 （NUREG/CR-7150 Vol.2）

第2.2.2.9表 国内機関、国外機関の安全に係る研究開発に関する参考情報

(2 / 2)

No.	表題	文献誌名
10	“Heat Release Rates of Electrical Enclosure Fires (HELEN-FIRE) (NRCによる電気盤火災試験の結果及び想定条件の見直し)	NUREG/CR報告書 (NUREG/CR-7197)

第2.2.2.10表 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見

(1 / 3)

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
1	平成30年 8月19日	高浜4号	<p>定期検査中、タービン動補助給水ポンプの制御油系統の油供給継手部からの漏えいを確認した。</p> <p>原因は、前回の当該ポンプ分解点検後に、制御油系統の配管とホース継ぎ手部を接続する際、袋ナットを締めすぎたことにより、継ぎ手内のパッキンが損傷し、その後の定期的なポンプ起動試験に伴う圧力変動により損傷部分が拡大し、漏えいに至ったものと推定した。</p>	<p>当該漏えい箇所のパッキンを新品に取替えを実施するとともに、制御油系統の配管とホース継手部を接続する袋ナットの締め付けに関する具体的な方法及び注意事項について、作業手順書に反映した。</p>
2	平成30年 8月20日	高浜4号	<p>定期検査中、最終ヒートアップ後の現場点検中に、原子炉容器上蓋の温度計引出管接続部から、わずかな蒸気が漏えいしていることを確認した。</p> <p>原因は、当該箇所の組立作業時に、養生テープ表面に付着していた何らかの微小な異物がコラムとフランジの隙間に混入し、パッキンのコラムとの接触面に噛み込んだ。その後、1次冷却材の温度上昇等に伴い、異物が押し出されたことにより、その部分が漏えい経路となり蒸気の漏えいに至ったものと推定した。</p>	<p>当該漏えい箇所のパッキンを新品に取替えを実施するとともに、ポジションナ取付け前に、養生テープ表面の清掃を行うことを作業手順書に反映した。</p>
3	平成30年 9月12日	高浜3号	<p>定期検査中、蒸気発生器の渦流探傷検査を実施したところ、蒸気発生器の伝熱管1本で外面からの微小な減肉と見られる信号指示が認められた。このため当該箇所を小型カメラで点検したところ、伝熱管と管支持板の間に減肉を確認した。</p> <p>原因は、伝熱管と管支持板の間に異物が入り込み、運転中に繰り返し伝熱管に接触したことで摩耗減肉が発生したと推定した。</p>	<p>当該伝熱管について、高温側及び低温側管板部で閉止栓を施工し、使用しないこととした。また、弁やストレーナの分解点検時に使用する機材や内部に立ち入る作業員の衣服等に異物の付着がないことを確認することについて、作業手順書に反映した。</p>

第2.2.2.10表 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見

(2 / 3)

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
4	平成30年 9月10日	高浜3号	<p>定期検査中、原子炉格納容器内で、1次系大型弁定期点検工事に従事していた協力会社作業員が管理区域から退出しようとした際、警報付きデジタル線量計（以下、「ADD」という。）が、当日の計画線量を超過していることが判明した。</p> <p>原因は、当該作業員がイヤホンを使用しておらず、ADDの警報音を確認できなかったこと、また放射線管理専任者が、当該作業員の作業内容を十分考慮せずに作業時間を設定したためと推定した。</p>	<p>エアラインマスク等の着用の際には、イヤホンを使用することを周知徹底するとともに、作業前に着用していることを放射線管理専任者が確認する。また、放射線被ばくに関する時間管理を要する作業については、作業開始前までに作業時間の妥当性について放射線管理専任者が確認するとともに、その内容を当社社員が確認する旨を各協力会社に周知徹底し、社内マニュアルに反映した。</p>
5	平成30年 6月8日	高浜 3, 4号	<p>高浜発電所3号機は定格熱出力一定運転中、高浜発電所4号機は定期検査中、予備変圧器の内部故障過負荷警報が発信した。</p> <p>原因は、送電線への落雷によって生じた電流により、当該予備変圧器の異常を監視している機器が作動するとともに、内部故障過負荷警報が発信したものと推定した。</p>	<p>予備変圧器保護リレー回路にノイズ対策を実施する。</p>
6	平成30年 10月3日	大飯	<p>原子力規制庁検査官による発電所構内のパトロールにおいて、No. 2純水タンク北側付近に設置している大深度地震観測小屋が、防火帯に一部干渉していることが確認された。</p> <p>原因は、防火帯の境界を示す表示が認識しにくかったことに加え、他の場所ではモルタル部が防火帯の境界になっている場所があったことから、小屋設置位置箇所の周辺にあったモルタル部が防火帯の境界であり、防火帯幅は満足していると誤認識したためと推定した。</p>	<p>当該エリア点検チェックシートに建物設置の有無を確認する項目を追加することと防火帯の境界を認識しやすくすることについて検討する。</p>

第2.2.2.10表 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見

(3 / 3)

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
7	平成30年 10月17日	大飯3号	<p>定格熱出力一定運転中、「充てんポンプ軸受油圧力低」等の警報が発信した。待機中のB充てんポンプの補助油ポンプが停止していることを確認し、保安規定に定める運転上の制限を逸脱した。</p> <p>原因は、前回の分解点検時、冷却ファンの羽根に工具等が当たったことにより衝撃が加わって羽根にひびが発生し、その後の運転に伴う振動等で羽根が折損し、当該モータが過負荷にて停止したものと推定した。</p>	冷却ファンの取扱いに関する留意点を作業手順の注意事項に反映することについて検討する。

第 2.2.2.11 表 国内の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新発見

(1 / 2)

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
1	平成29年 8月7日	伊方 志賀 島根 敦賀	日立GEニュークリア・エナジー(株)製の低レベル放射性廃棄物搬出検査装置の放射能測定プログラムの不具合に伴い、放射能測定時に採取したスライスデータの一部分が欠損する事象が確認された。 原因は、スライス測定不良が発生しエラー信号を発信しても、エラー信号は放射能測定制御プログラムには取り込まれず、次スライスの測定に移行することにより、エラー信号のあったスライスデータの欠損が生じたと推定。	当社の装置の場合、エラー信号が発信し、操作員が認知、装置が停止するプログラムとなっているが、新規装置設置及びプログラム変更に伴う改造の際に同事象の発生を防止する必要があるため、社内マニュアルに明記した。
2	平成29年 11月6日	伊方3号	定期検査中、非常用ディーゼル発電機を起動したところ、燃料弁冷却水ポンプが過負荷により自動停止したため、非常用ディーゼル発電機を手動停止した。 原因は、ディーゼル発電機燃料弁冷却水ポンプ電動機の電源ケーブルにおいて、ケーブルを覆う保護シースがない状態の3相芯線のうち、1相の芯線の絶縁被覆がカップリング部に接触し、ディーゼル発電機等の振動により、絶縁シースがカップリング部でこすれ絶縁被覆が、徐々に損傷し、地絡に至ったと推定。	低圧電動機の分解点検・端子箱解結線時等の具体的な確認事項として作業要領書へ「ケーブル芯線の保護状態及び絶縁被覆に損傷が無いことを確認する」を追記した。
3	平成30年 3月30日	玄海3号	調整運転中、脱気器空気抜き管からの微少な蒸気漏れを確認した。 原因は、空気抜き管には外装板及び保温材が施工されており、外装板の隙間より雨水などが浸入し外面からの腐食が引き起こされ、さらに長期間湿潤環境となったことにより、それが進展し貫通に至ったと推定。	現状保全に問題ないことの確認及び保温材施行状態の点検を実施し異常の無い事を確認した。

第2.2.2.11表 国内の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見

(2 / 2)

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
4	平成30年 2月14日	志賀	原子炉施設保安規定に定める「所員への保安教育」において実施すべき教育について、一部の所員への保安教育が有効期限内に実施されていなかったことを確認した。 原因は、当該所員の人事異動の際、異動先で保安教育計画が迅速に作成されなかったこと及び有効期間のチェックが不十分であったと推定。	保安教育受講履歴管理のデータベースの構築について検討する。
5	平成30年 1月15日	柏崎刈羽 3号機	定期検査中、電源停止操作を実施していたところ、非常用電気品室にある受電用遮断器の切操作ができず、受電用遮断器の内部より火花の発生と異臭が確認された。 原因は、当該遮断器のリンク機構部へ潤滑剤を長期間注油していなかったことにより潤滑剤が劣化し固着した。これにより遮断器が正常に動作せずトリップコイルに所定の時間以上に電流が流れ続けたことで加熱され焼損に至ったものと推定。	遮断器が正常に動作しなかった場合の処置を手順書に反映することについて検討する。

第2.2.2.12表 国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見

No.	提言発行日	概要	反映内容
1	平成28年2月26日	原子炉容器上蓋の検査時に異常が確認された。上蓋制御棒駆動装置管台下端にある多数のサーマルスリーブにおよそ全周に渡る摩耗領域があることが判明した。摩耗は、サーマルスリーブの流れ誘起衝撃及び回転運動による上蓋制御棒駆動装置管台内面へのサーマルスリーブの接触によるものと推定された。	原子炉容器上蓋取替を実施済みであり、海外の事象発生プラントに比べて供用年数が短いこと、またサーマルスリーブの構造に違いがあることより、至近では問題が生じないことを評価している。また、現在摩耗の進行速度や影響について詳細評価中であり、今後、中長期的な対応について検討する。
2	平成30年2月26日	過去に発生した直流電源系が関係する運転経験について検証した結果、充電器と蓄電池が並列接続している場合の充電器からの初期の短絡電流が定格電流の700%流れることが示された。	新知見を踏まえた短絡電流の影響について、保護協調による説明あるいは直流回路の試験の実施の必要性を含め、対応の具体的内容を検討する。

第2.2.2.13表 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータにおける新知見及び参考情報

項目	内部事象	地震	津波
プラント情報の調査	(プラントの設計や運用に関する情報であり、新知見としての対象とはならない)		
ハザード評価	(収集の対象外)	—	—
フラジリティ評価	(収集の対象外)	—	—
システム評価 (CDF評価/CFF評価※1)			
(1)起因事象の選定及び発生頻度の設定/プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化	—	—	—
(2)成功基準の設定	—	—	—
(3)事故シーケンスの分析	—	—	—
(4)システム信頼性の評価	—		
(5)信頼性パラメータの設定	・ 共通原因故障パラメータ「CCF Parameter Estimations 2015」 (参考情報)		
(6)人的過誤の評価	—	—	—
(7)炉心損傷頻度/格納容器機能喪失頻度の定量化	—	—	—
ソースターム評価	—	—	—
被ばく評価	—	—	—
上記以外の知見			
国内知見	—		
海外知見	—		

※1 炉心損傷頻度評価をCDF評価、格納容器機能喪失頻度評価をCFF評価と示す。

注) 表中の「—」については、新知見及び参考情報が抽出されなかったことを示す。

第2.2.2.14表 国内の規格基準等に係る新知見情報（日本電気協会）

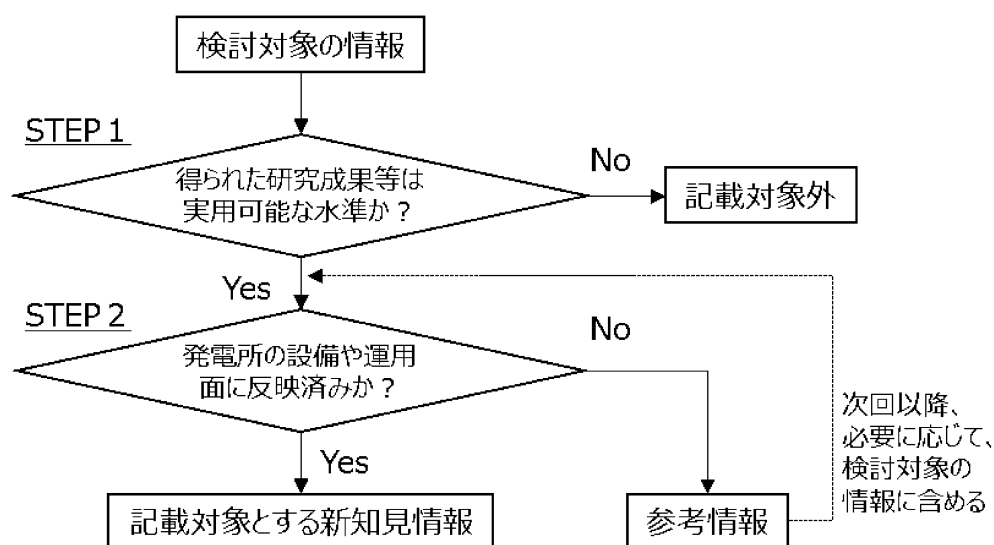
No	規格名称	規格番号	反映状況
1	原子力安全のためのマネジメントシステム規程（JEAC4111-2013）の適用指針	JEAG 4121-2015	当社のマネジメントシステムに反映している。
2	原子力発電所運転員の教育・訓練指針	JEAG 4802-2017	社内標準「運転員教育訓練要綱指針」及び「原子力運転業務要綱」、「運転管理通達」に反映している。

第 2.2.2.15 表 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）に係る参考情報

No.	表題	文献誌名
1	核燃料被覆管のための水素透過還元及び耐酸化性としてのSiCコーティング	Journal of Nuclear Science and Technology
2	原子力発電所の外部ハザードとしての森林火災に対するハザード曲線評価法の開発	Journal of Nuclear Science and Technology
3	Implications for Occupational Radiation Protection of the New Dose Limit for the Lens of the Eye （目のレンズに対する新しい線量限度の職業放射線防護に関する適用）	IAEA報告書 （IAEA-TECDOC-1731）
4	Seismic Hazard Assessment in Site Evaluation for Nuclear Installations: Ground Motion Prediction Equations and Site Response （原子力施設に対するサイト評価における地震ハザード評価：地震動予測式と応答）	IAEA報告書 （IAEA-TECDOC-1796）
5	Benchmark Analysis for Condition Monitoring Test Techniques of Aged Low Voltage Cables in Nuclear Power Plants, Final Results of a Coordinated Research Project （原子力発電所における経年低電圧ケーブルの状態監視試験技術のためのベンチマーク解析、共同研究プロジェクトの最終結果）	IAEA報告書 （IAEA-TECDOC-1825）

第2.2.2.16表 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）
に係る新知見関連情報

No.	分野	表題	文献誌名
1	地震	部分リング補強材を有する鋼製原子炉格納容器の弾塑性座屈解析による耐震強度評価について	日本原子力学会 2017年 秋の大会 予稿集
2	地震	原子力発電所に使用される電動弁駆動部の耐震試験解析評価 (2) 耐震解析評価	日本原子力学会 2017年 秋の大会 予稿集
3	地震	原子力発電所に使用される電動弁駆動装置の耐震試験結果	ASME（米国機械学会）PVP2017 国際会議論文
4	地震	非線形動的解析を用いた設計限界地震時の延性破壊や塑性崩壊の許容基準	ASME（米国機械学会）PVP2017 国際会議論文
5	竜巻	On Appropriate Value of Flight Parameter in Numerically Simulating Trajectories of Wind-borne Rectangular Rod（強風による角材状飛来物の軌跡に関する飛行定数の数値解析による最適値）	Proc. of 9th Asia-Pacific Conference on Wind Engineering
6	竜巻	剛飛翔体衝突を受けるRC版の損傷評価法に関する検討	日本原子力学会 2017年 秋の大会
7	竜巻	剛および柔飛翔体の斜め衝突によるRC版の局部損傷評価	日本原子力学会 2017年 秋の大会



【STEP 1】

実用性のある水準に達していないもの（基礎研究やデータ収集に関するもの及び当該の研究をベースとして今後更に詳細な調査、研究を実施するもの等）については記載対象外とする。（今後、新たな研究成果が得られた際に検討対象の情報に含める。）

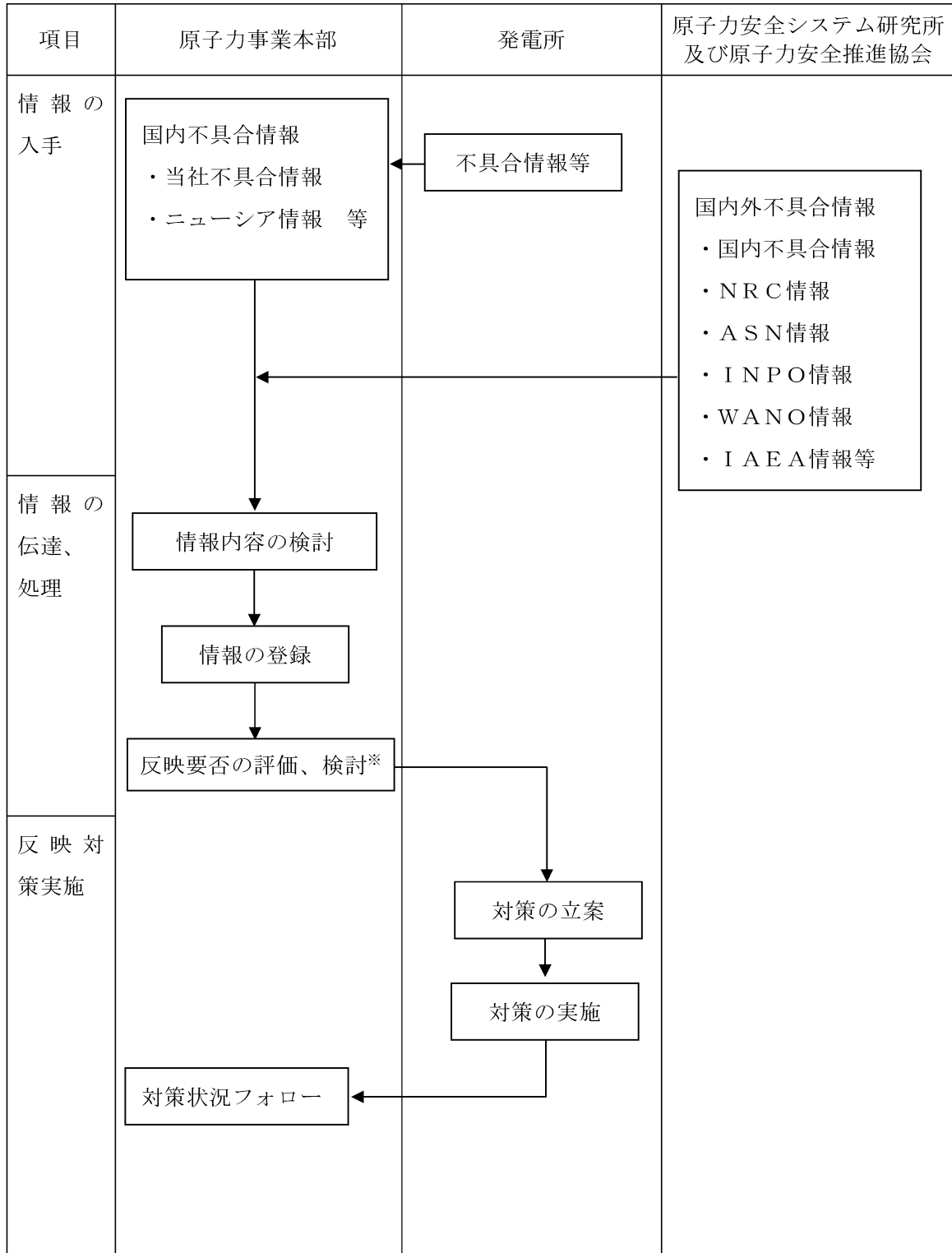
【STEP 2】

発電所の設備設計、マニュアル類に反映済みのもの（具体的な反映の見通しのあるもの）を記載対象として抽出する。

それ以外のものについては、参考情報として整理し、次回以降の安全性向上評価の際に、必要に応じて検討対象の情報に含める。

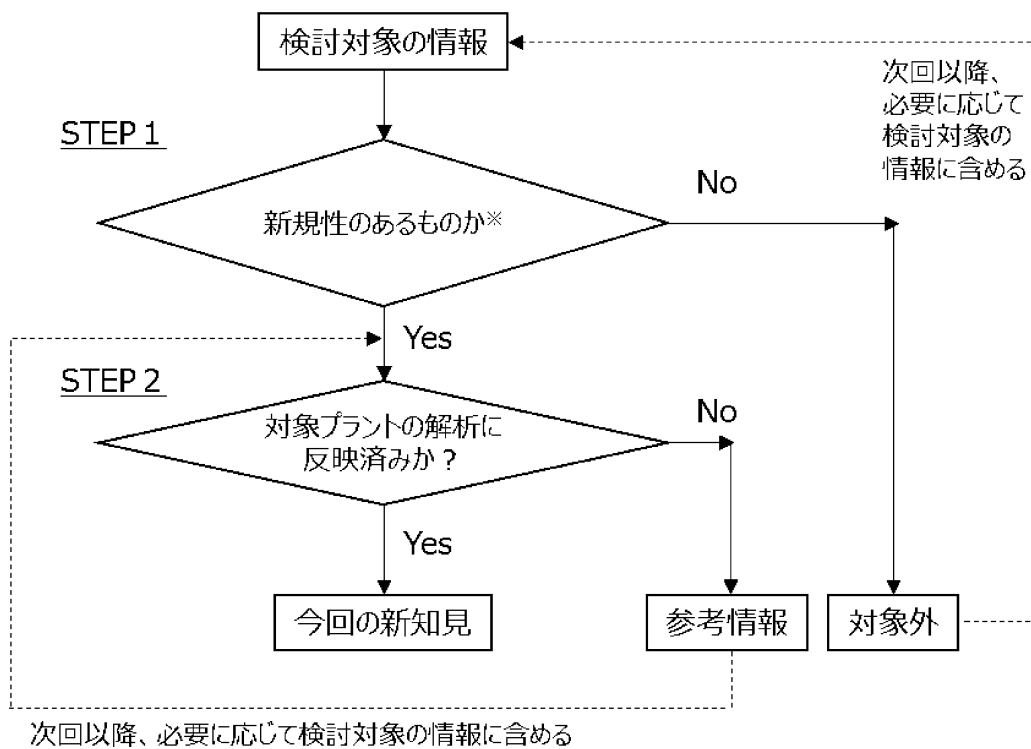
第 2.2.2.1 図 安全に係る研究の整理、分類方法（自社研究、電力共通研究*）

* 国内機関、国外機関の研究開発については、第2.2.2.5図の整理、分類方法とする。



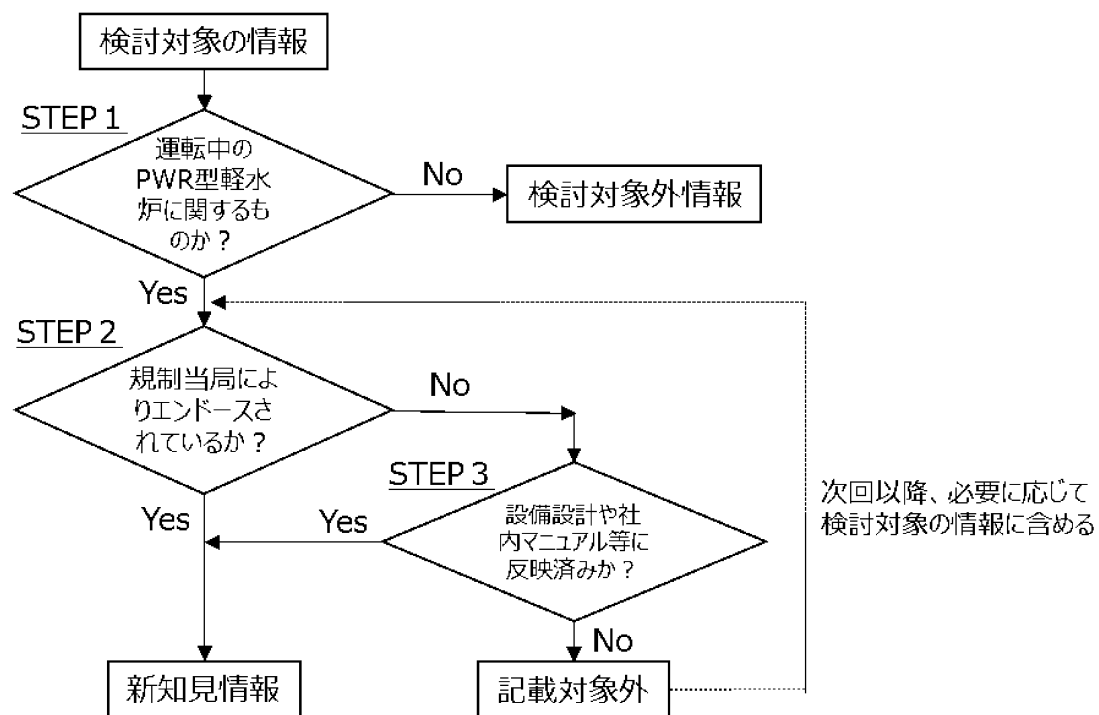
※ 同種不具合の未然防止等の観点で評価する。

第 2.2.2.2 図 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の整理、分類方法



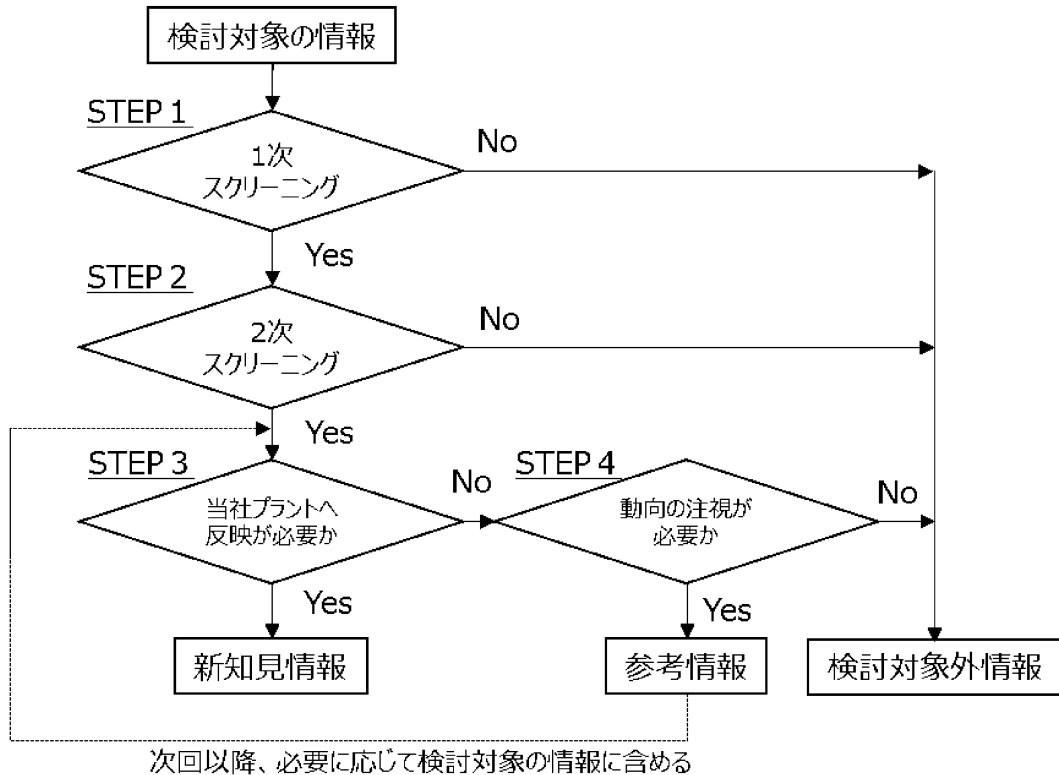
※ 単なるデータの蓄積といった、PRAを実施する上で自明なものを除く。
また、ハザード評価については第 2.2.2.6 図（1 / 3）の整理、分類方法とする。

第 2.2.2.3 図 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータの整理、分類方法



第 2.2.2.4 図 国内外の基準等の整理、分類方法（国内規格基準†）

† 国外規格基準については第2.2.2.5図の整理、分類方法とする。



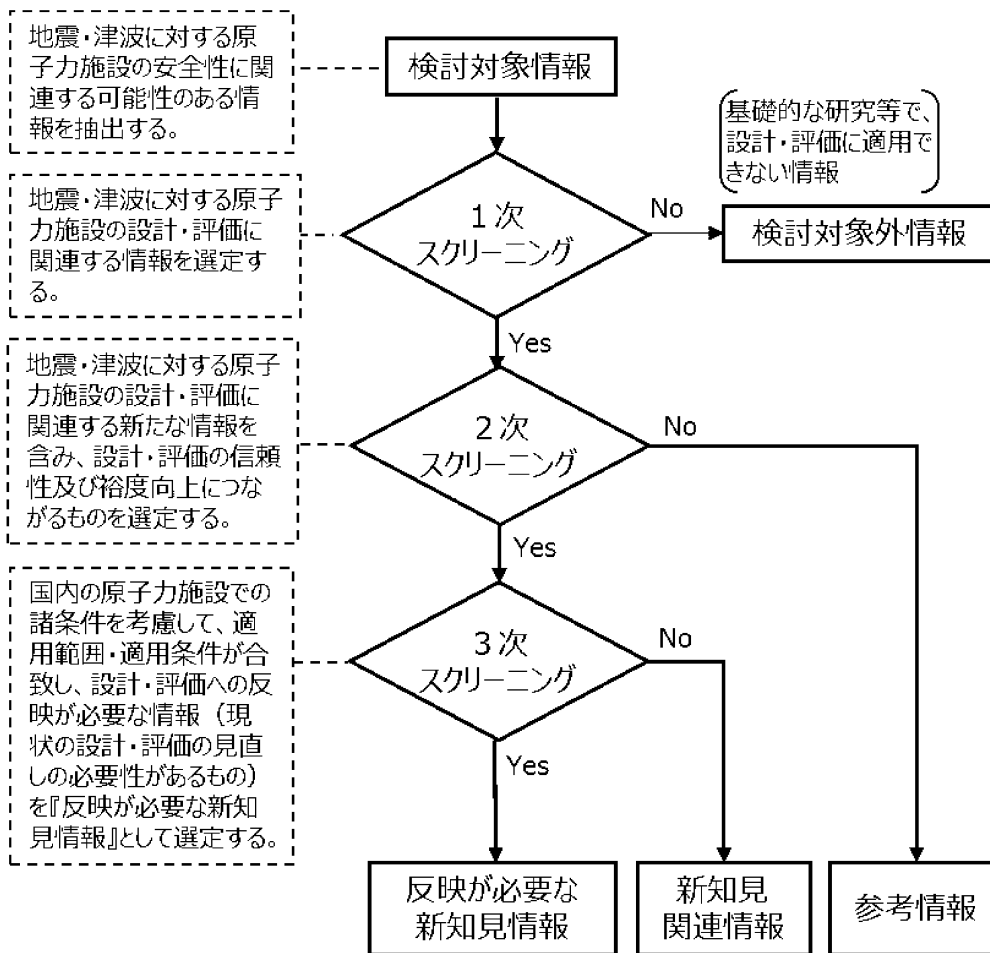
- 【STEP 1】 1次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報
- ・原子力関連施設のうち運転中の商用軽水炉以外の施設（例 将来炉、再処理等）
 - ・将来の燃料技術
 - ・保障措置、核物質防護（核物質管理）（サイバーセキュリティ等は検討対象）
 - ・違法行為及び規則類への意図的な違反
 - ・事務的なもの等（例 型式認定承認の官報、PA・広報、コミュニケーション等）
 - ・商用軽水炉以外の施設（例 研究施設、医療施設、一般産業施設等）

- 【STEP 2】 2次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報
- ・既往データに基づいており、新たな知見が示されていない。
 - ・既往の知見の取りまとめであり、新たな手法等を提案していない。
 - ・既に反映済みである。
 - ・今後の研究動向を注視する必要がある。（検討事例が少ない、検証データ数が少ない等）
 - ・実務に適用するには、更なる検討が必要である。
 - ・工学的判断に基づき暫定的に採用した手法や条件が多数あり、実務に適用する段階にない。
 - ・具体的な効果が示されていない。
 - ・発電所の安全性を直ちに向上させるものではない。

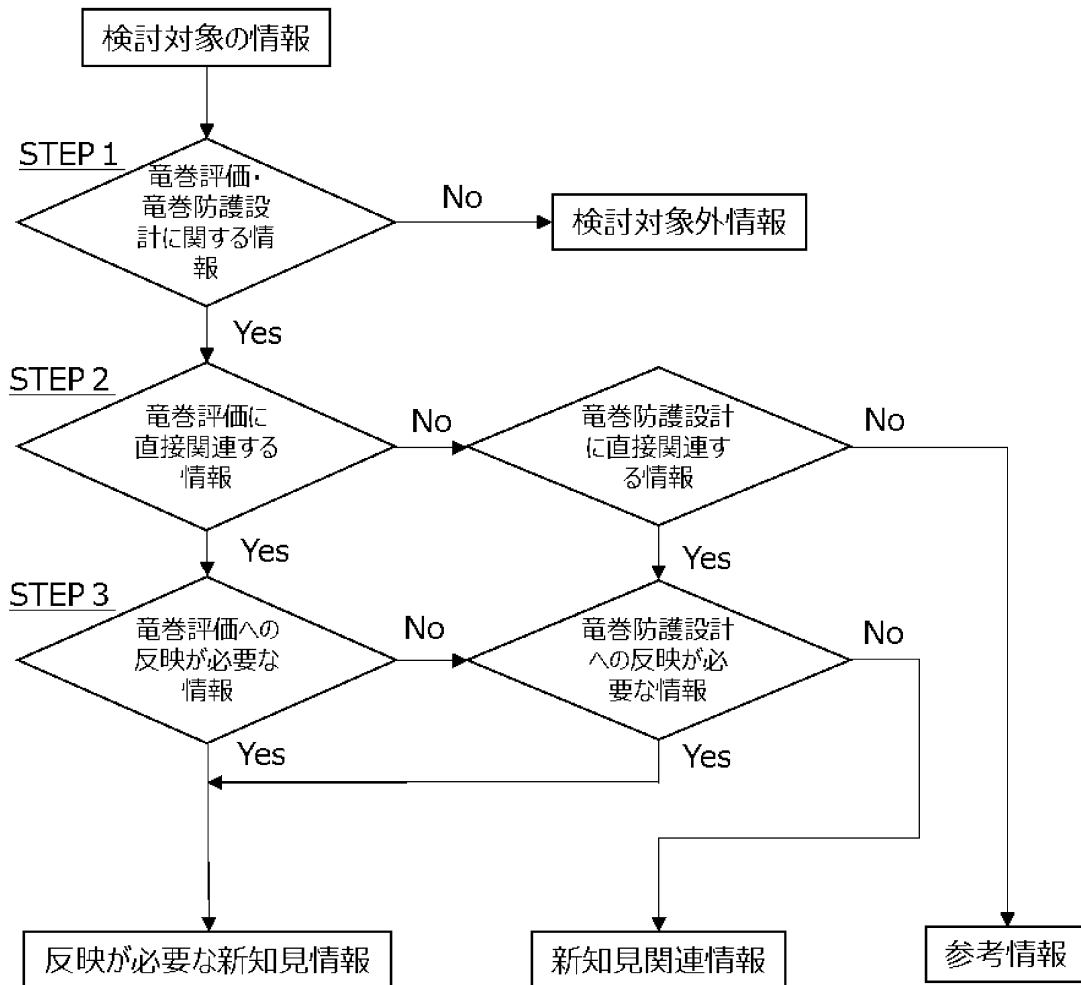
- 【STEP 3】 評価対象の新知見情報
- ・既設プラントの設備設計や運用等に直ちに反映すべき水準のもの。

- 【STEP 4】 参考情報
- ・今後の研究動向等によっては、プラントの安全性、信頼性向上につながりうる情報。
（次回以降の安全性向上評価の際に、必要に応じて検討対象の情報に含める。）

第 2.2.2.5 図 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）の整理、分類方法



第 2.2.2.6 図 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）の整理、分類方法（1 / 3）（地震、津波）



【STEP 1】 検討対象外とする情報

- ・竜巻に直接関連しない情報
- ・防護設計に関連しない情報 等

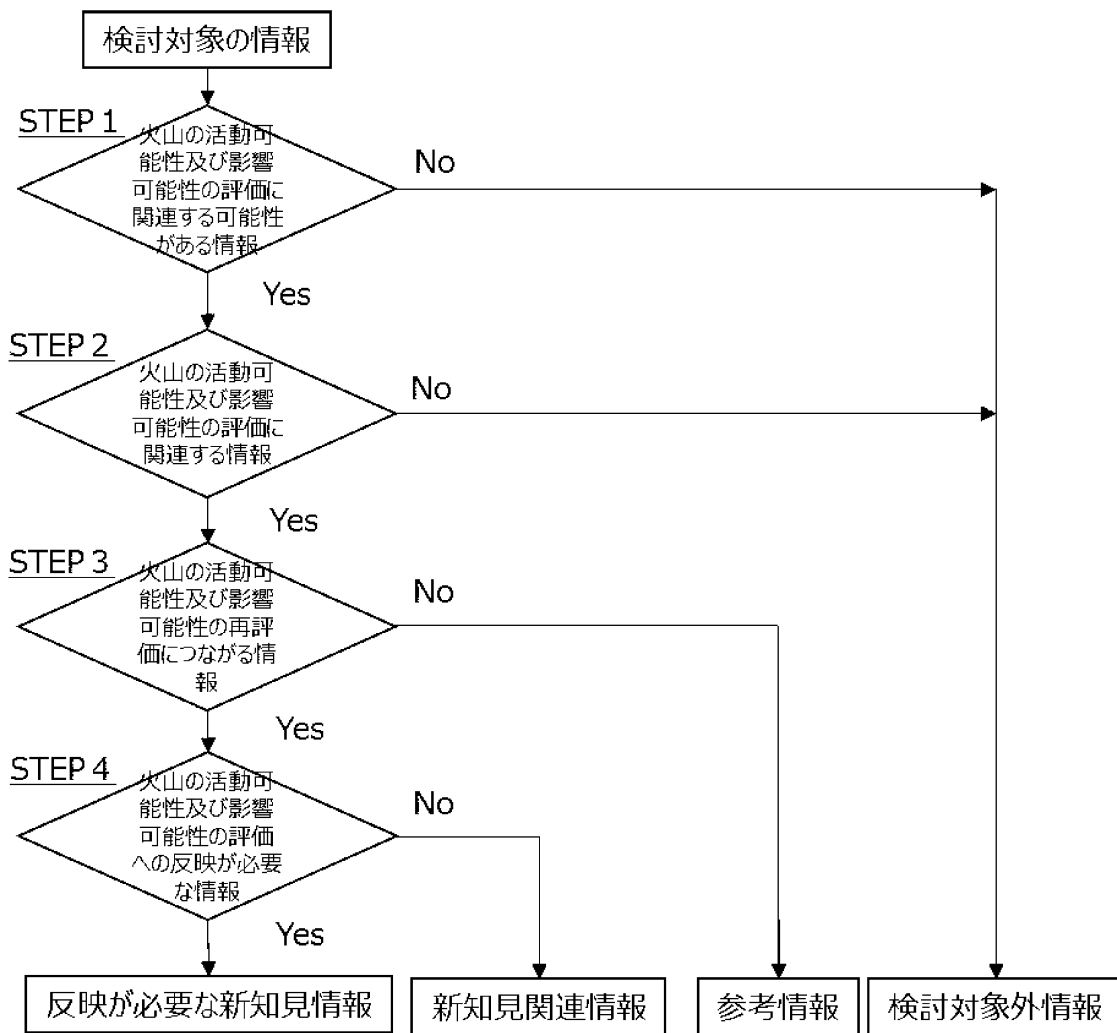
【STEP 2】 参考情報とする情報

- ・基礎的な研究段階である
- ・既存情報のレビューである 等

【STEP 3】 新知見関連情報

- ・既存の評価、設計の方が保守的である
- ・運用等の変更が不要である 等

第 2.2.2.6 図 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）の整理、分類方法（2 / 3）（竜巻）



第 2.2.2.6 図 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）の整理、分類方法（3 / 3）（火山）

2.2.3 発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するための調査（プラント・ウォークダウン）

「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（P R A）」及び「3.1.4 安全裕度評価」に記載の通り、安全性向上評価で実施する確率論的リスク評価（P R A）及び安全裕度評価（ストレステスト）は高浜3号機第1回届出書（平成30年1月10日付け関原発第362号、平成30年9月26日付け関原発第290号にて一部補正）の記載内容から大きな変更はなく、プラント・ウォークダウンについても新たに実施していない。

2.3 安全性向上計画

今回の評価においては、「2.2.1 保安活動の実施状況」及び「2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」から安全性向上に資する自主的な追加措置は新たに抽出されなかった。

2.4 追加措置の内容

今回の評価においては、「2.2.1 保安活動の実施状況」及び「2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」から安全性向上に資する自主的な追加措置は新たに抽出されなかった。

2.5 外部評価

2.5.1 外部組織による評価

当社の原子力事業について客観的な評価や外部の知見等の活用の観点で、世界原子力発電事業者協会（WANO）や（一社）原子力安全推進協会（JANSI）、他電力事業者、福井県原子力安全専門委員会（県内の原子力発電所に関する原子力安全行政について、福井県から報告を受け、独立的、専門的な立場から、技術的な評価・検討を行い助言する委員会）といった原子力安全に係る外部専門組織等の指摘や知見を活用しつつ、継続的な安全性向上に取り組んでいる。

2.5.2 WANO、JANSIによる評価と対応

調査期間中において、WANOによる高浜3号機（高浜発電所）を対象としたレビューを受け入れており、その実績を「2.5.2.1 WANO、JANSIによるレビュー実績」、対応等を「2.5.2.2 評価を踏まえた対応等」に示す。なお、評価の具体的内容については、WANO、JANSIとの取り決めにより非開示情報の扱いとしている。

2.5.2.1 WANO、JANSIによるレビュー実績

(1) WANOによる評価

① ピアレビュー

実施期間：平成30年4月12日～4月26日

(2) JANSIによる評価

調査期間（平成29年7月5日～平成30年12月7日）中においてはJANSIによる評価は行われていないが、今後も計画的にレビューを受け入れていく。

2.5.2.2 評価を踏まえた対応等

WANO及びJANSIによる評価結果については、保安活動への反映を通じて、改善を図り、発電所の安全性向上に資することとしている。

2.5.3 他事業者による評価と対応

他電力事業者の知見を活用する観点で、他電力事業者の専門性の高い社員により、発電所の安全に関するパフォーマンスの客観的な評価を行い、更なる安全性向上を目指す「独立オーバーサイト」の仕組みを構築した。高浜発電所において平成 29 年度下期に試行実施しており、その実績を「2.5.3.1 独立オーバーサイトの実績」、対応等を「2.5.3.2 独立オーバーサイトを踏まえた対応等」に示す。なお、評価の具体的内容については、他電力事業者との取り決めにより非開示情報の扱いとしている。

2.5.3.1 独立オーバーサイトの実績

(1) 実績

実施期間：平成 30 年 2 月 14 日～2 月 16 日

参加会社：北海道電力株式会社

中国電力株式会社

四国電力株式会社

九州電力株式会社

2.5.3.2 独立オーバーサイトを踏まえた対応等

独立オーバーサイトによる評価結果については、保安活動への反映を通じて、改善を図り、発電所の安全性向上に資することとしている。

2.5.4 福井県原子力安全専門委員会からの指摘を踏まえた対応等

福井県は、高浜 3，4 号機、大飯 3，4 号機の再稼動にあたり、福井県原子力安全専門委員会（以下「委員会」という。）による審議を行っており、委員会はこの審議内容をとりまとめて福井県に報告している。

この中に、「委員会からの主な指摘事項」や「対応を求める事項」などがあり、当社は、これらについて改善を行い発電所の安全・安定運転に資することとしている。

以下、調査期間中における委員会の審議実績を「2.5.4.1 委員会の審議とりまとめ実績」、指摘を踏まえた対応事例を「2.5.4.2 委員会の指摘を踏まえた対応等」に示す。

2.5.4.1 委員会の審議とりまとめ実績

(1) 実績

- ① 大飯発電所3、4号機の安全性向上対策等に係るこれまでの審議のとりまとめ

報告時期：平成29年11月22日

2.5.4.2 委員会の指摘を踏まえた対応等

委員会からの指摘事例とその対応事例を次に示す。

【指摘事項】

深層防護の強化を図るため、事故の発生防止のみならず、事故が起きた場合の影響緩和に対する改善に対しても焦点をあて、対策の展開を図ること。

【実施内容】

事故時の影響緩和対策として、状況に応じた手順を策定し、日々の訓練を踏まえて改善を図ってきている。改善の一例を挙げれば、消防ポンプに代えて送水車を導入することやストレステストの評価結果を踏まえて手順の追加（消火水バックアップタンクの炉心冷却への活用）がある。今後も事故の影響緩和に係る対策の充実の取組を継続していく。

2.5.5 今後の取組

前項までに述べたWANO及びJANSIによる評価活動や他電力事業者による独立オーバーサイト活動について、今後も引き続き取り組んでいく。また、福井県原子力安全専門委員会からの指摘について、引き続き、自主的な改善を進めていく。

このように、外部組織が有する知見等を活用し改善を行う仕組みを充

実させながら、継続的に安全性向上を図っていく。