2.2.1.6 放射性廃棄物管理

2.2.1.6.1 保安活動の目的及び目的の達成に向けた活動

原子力発電所から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物管理の目的は、法令に定められた濃度限度を遵守することはもとより、ＡＬＡＲＡ（As Low As Reasonably Achievable：合理的に達成可能な限り低く）の精神に基づき、放出量の低減に努め、一般公衆の受ける線量を合理的に達成可能な限り低くなるようにすることである。そのために、適切な処理施設を設けるとともに放出に際しても適切な管理を行い、一般公衆の受ける線量を低く保つための努力目標値である放出管理目標値を超えないように努めている。

また、放射性固体廃棄物管理の目的は、発電所内に適切に保管又は貯蔵するとともに、ＡＬＡＲＡの精神に基づき、保管量の低減に努めることである。そのために、減容化や日本原燃（株）「六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター」への計画的な搬出等の低減活動を行っている。

2.2.1.6.2 保安活動の調査・評価

2.2.1.6.2.1 組織及び体制の改善状況

放射性廃棄物管理に係る現状の組織及び体制の変遷について調査し、放射性廃棄物管理を確実に実施するための体制が確立され、かつ継続的に改善を行い、その体制の下で業務が実施できる内容となっていることを確認し、運転経験等を踏まえて継続的な改善（維持を含む。）が図られているか評価する。

(1) 調査方法

放射性廃棄物管理が適切に対応できる体制になっていることを以下の観点から調査する。

① 現状の体制

放射性廃棄物管理を行うための組織、責任、権限、インターフェイスが明確になっていることを調査する。

② 改善状況

運転経験等を踏まえ、体制に関する改善が行われていることを調査する。

③ 保安活動改善状況

組織・体制に係る保安活動改善状況について調査する。

(2) 調査結果

① 現状の体制

a. 組織

本店（原子力事業本部）及び発電所における放射性廃棄物管理に関する組織については、第 2.2.1.1.2 図「品質マネジメントシステム体制図」に記載の組織に含まれる。

b. 責任、権限、インターフェイス

放射性廃棄物管理に係る組織の責任、権限、インターフェイスは保安規定に規定しており、基本的内容を以下に示す。

(a) 原子力事業本部

放射性廃棄物管理の実施に当たっては、原子力部門を統括する原子力事業本部長の下に、放射線管理グループが放射性廃棄物管理に関する業務を行う。

(b) 発電所

放射性廃棄物管理の実施に当たっては、総括責任者である発電所長の下に、同管理に関する業務を行う放射線管理課を中心に確実に実施できる体制としている。

また、発電所組織から独立した原子炉主任技術者は、放射性廃棄物管理が適切に実施されていることを記録により確認している。

放射性廃棄物管理に携わる要員は、「2.2.1.6.2.3 教育及び訓練の改善状況」で述べる教育及び訓練を受け、管理するうえで必要な知識及び技術等を身に付けて業務に従事している。

② 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等の指示事項及び未然防止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 2.2.1.6.1 表「保安活動改善状況一覧表（放射性廃棄物管理)」参照）

b. 不適合事象、指摘事項等における改善状況

不適合事象、指摘事項等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2.2.1.6.1表「保安活動改善状況一覧表（放射性廃棄物管理)」参照）

(3) 評価結果

放射性廃棄物管理に係る組織及び体制については、組織改正等により改善を行ってきた結果、原子力事業本部における放射性廃棄物管理は放射線管理グループが一元的に管理する体制として現在に至っている。一方、発電所においては、大飯発電所３号機営業運転開始より一貫して放射線管理課が放射性廃棄物管理を実施している。

現在の組織・体制においては、放射性廃棄物管理を行うための責任権限やインターフェイスが明確となっており、組織及び体制の不備に起因するトラブルや不適合事象は発生していない。また、日常業務の運営も問題なく遂行できていることから、放射性廃棄物管理に係る組織・体制の維持と継続的な改善が図られる仕組みができているものと判断した。

(4) 今後の取組み

放射性廃棄物管理に係る組織・体制については、今後とも、運転経験等を適切に反映し、継続的な改善により一層の充実に努める。

2.2.1.6.2.2 社内マニュアルの改善状況

放射性廃棄物管理に係る社内マニュアルの整備状況及び評価期間中の変遷について調査し、社内マニュアルとして社内標準が整

備され、放射性廃棄物管理業務が確実に実施できる仕組みとなっていること並びに運転経験等を踏まえて継続的な改善（維持を含む。）が図られているか評価する。

(1) 調査方法

① 社内標準の整備状況

保安規定（第 105 条から第 109 条）の項目を受けた放射性廃棄物管理に係る社内標準の整備状況を、また、放射性気体・液体・固体廃棄物の運用管理として計画段階、実施段階及び評価段階等を通じて適切な管理が行われていることを調査する。

② 社内標準の改善状況

放射性廃棄物管理を実施するうえでの、法令改正、国内外原子力発電所の事故・故障情報等について放射性廃棄物管理に係る社内標準へ対策が反映されていることを調査する。

③ 保安活動改善状況

社内標準に係る保安活動改善状況により調査する。

(2) 調査結果

① 社内標準の整備状況

運転に伴い発生する放射性廃棄物管理については、「大飯発電所　放射線管理業務所則」を定め、以下に示すとおり管理を実施している。

a. 放射性気体廃棄物の管理（保安規定 107 条関連）

放射性気体廃棄物を放出する場合は、あらかじめ放射性物質濃度の測定又は算定を行い、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えない管理として、放射性物質の放出量が放出管理目標値を超えないことを確認し、放出の可否を判断したうえで排気筒より放出することとしている。

また、第 2.2.1.6.1 図「放射性気体廃棄物低減に係る運用管理フロー」に示すとおり、計画段階、実施段階、評価段

階及び反映段階の各段階を通じて、放出条件の確認、放出中におけるモニタの連続監視、放出後の放出放射能評価を行うとともに、活性炭式希ガスホールドアップ装置の運用等により放出量の低減に努め、必要に応じて処理計画へ反映している。

b. 放射性液体廃棄物の管理（保安規定 106 条関連）

放射性液体廃棄物を放出する場合は、あらかじめ放射性物質濃度等の測定を行い、法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えない管理として、放射性物質（トリチウムを除く。）の放出量が放出管理目標値を超えないことを確認し、放出の可否を判断したうえで、復水器冷却水放水路から放出することとしている。

トリチウムについては、放出量が放出管理の基準値を超えないように努めている。

また、第 2.2.1.6.2 図「放射性液体廃棄物低減に係る運用管理フロー」に示すとおり、計画段階、実施段階、評価段階及び反映段階の各段階を通じて、放出条件の確認、放出中におけるモニタの連続監視、放出放射能評価を行うとともに、膜分離活性汚泥処理装置の運用等により放出量の低減に努め、必要に応じて処理計画へ反映している。

c. 放射性固体廃棄物の管理（保安規定 105 条の 2 関連）

放射性固体廃棄物等の種類に応じて、それぞれ定められた処置を施したうえでドラム缶等の容器に封入又は固型化し、廃棄施設等に貯蔵又は保管する。

なお、廃棄施設に保管している放射性固体廃棄物については、保管状況を定期的に確認する。

また、第 2.2.1.6.3 図「放射性固体廃棄物低減に係る運用管理フロー」に示すように、計画段階、実施段階、評価段階及び反映段階の各段階を通じて、適切な管理を行うとともに、放射性固体廃棄物発生量及び放射性固体廃棄物保管

量の低減対策を着実に実施している。

d. 放射性廃棄物でない廃棄物の管理（保安規定 105 条の 3 関連）

放射性廃棄物でない廃棄物（以下「ＮＲ」という。）について判断方法、念のための放射線測定の方法、汚染混在防止措置等について定め、管理区域内において設置された資材や使用した物品でＮＲに該当するものを一般物として廃棄又は資源として有効利用を図っている。

e. 事故由来放射性物質の降下物の影響確認（保安規定 105 条の 4 関連）

福島第一原子力発電所事故由来の放射性物質の降下物による影響確認の方法を定め、降下物の分布調査を行い、影響のないことを確認している。

なお、影響があると判断した場合は、設備・機器等で廃棄又は資源として有効利用しようとする物について、降下物によって汚染されたものとして発電所内で適切に管理する。

② 社内標準の改善状況

放射性廃棄物管理に関連する社内標準は、法令改正、国内外原子力発電所の事故・故障情報、運転経験等に基づき適宜見直し、改善しており、このうち今回の評価期間における主な改善例を以下に示す。

a. 法令名称（「放射性同位元素等の規制に関する法律」）の変更に伴う改正

（2019 年　8 月改正）

b. 「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の改正に伴う変更

（2019 年　9 月改正）

c. 「核燃料物質等の第二種廃棄物埋設に関する措置等に係る技術的細目を定める告示」の廃止に伴う改正

（2019 年　12 月改正）

d. 大飯発電所１，２号炉廃止措置計画の実施に係る原子炉施設保安規定の変更等に伴う改正

（2019 年　12 月改正）

e. 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」改正他に伴う改正

（2020 年　3 月改正）

f. 原子力規制における検査制度の見直し他に伴う改正

（2020 年　3 月改正）

g. 廃棄物確認に関する運用要領の廃止、日本原燃（株）による廃棄物受入基準の新規制定他、ＲＩ許可変更完了に伴う改正

（2020 年　7 月改正）

h. 廃液固化処理に係る帳票運用の変更等に伴う改正

（2021 年　1 月改正）

i. 「電離放射線障害防止規則」等の法令改正に伴う改正

（2021 年　3 月改正）

j. 保安規定の変更他に伴う改正

（2021 年　3 月改正）

k. 廃棄体の監査ガイドライン改正に伴う記載の適正化及び野外モニタ装置の更新に伴う運用変更に伴う改正

（2021 年　5 月改正）

l. 原子力発電の安全に係る品質保証組織の見直し及びＪＥＡＣ411-2021 の発刊の反映等に伴う改正

（2021 年　6 月改正）

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等の指示事項及び未然防止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 2.2.1.6.1 表「保安活動改善状況一覧表（放射性廃

棄物管理)」参照）

b. 不適合事象、指摘事項等における改善状況

不適合事象、指摘事項等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2.2.1.6.1表「保安活動改善状況一覧表（放射性廃棄物管理)」参照）

(3) 評価結果

放射性廃棄物管理に係る社内マニュアルについては、保安規定に基づく実施事項や業務を確実に実施するための具体的な管理方法等を記載した社内標準が整備されていることを確認した。

また、その社内標準は、法令改正、国内外原子力発電所の事故・故障情報等に基づく適宜改正や、業務実態を踏まえた記載内容の見直し等の改善を適切に行っていることを確認した。さらに、このようにして整備された社内標準は、これに起因した法令違反又は同種トラブルが発生しておらず業務が確実に実施できていることから有効であることが確認できた。

これらのことから、放射性廃棄物管理に係る社内マニュアルについては、業務が確実に実施できる仕組みとなっており、また、運転経験等を踏まえた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

放射性廃棄物管理に関連する社内マニュアルについては、今後とも、法令改正の反映や運転経験による改善等を図り、その業務が確実に実施できるよう一層の充実に努める。

2.2.1.6.2.3 教育及び訓練の改善状況

放射性廃棄物管理に係る教育・訓練の養成計画及び体系、教育訓練内容、評価期間中の改善状況について調査し、放射線管理課員に対して必要な教育・訓練が実施されているか、また、運転経験等を踏まえて継続的な改善（維持を含む。）が図られているかを確認し、評価する。

(1) 調査方法

① 教育・訓練の実施

放射線管理課員の知識及び熟練度に応じ、必要な教育が計画・実施されていることを調査する。

② 教育・訓練の改善

放射線管理課員の教育・訓練について必要の都度適正な反映、改善が図られていることを調査する。

③ 教育・訓練に関する協力会社への支援

協力会社の教育・訓練に対する支援が確実に行われていることを調査する。

④ 保安活動改善状況

教育・訓練に係る保安活動改善状況により調査する。

(2) 調査結果

① 教育・訓練の実施

放射性廃棄物管理業務は専門的な知識・技能が要求されるため、長期的視点に立って計画的に放射線管理課員を養成する必要があり、このため第 2.2.1.6.4 図「放射線管理課員の養成計画及び体系」に示すような計画及び体系を定めている。

放射線管理課員の教育・訓練は、放射線関係の技術的な教育、他部門共通の教育及び職場における日常業務を通じたＯＪＴに大別され、各教育・訓練の内容を第 2.2.1.6.2 表「放射線管理課員の教育・訓練内容」に示す。

a. 放射線関係の技術的な教育

本教育は、原子力に係る基礎・専門知識及び放射線管理課員のための技術・技能の段階的習得を目標としている。具体的には、原子力研修センター（旧「原子力保修訓練センター」）等における集合教育により専門的な教育を実施しており、各段階に応じた研修を設定し、放射線管理課員の技能の維持・向上に努めている。さらに、放射線測定器メーカにおける教育等により、技術・技能の習得を図ってい

る。

b. ＯＪＴ

ＯＪＴによる教育は、日常業務の中で役職者や業務経験者による指導と実習を主体に実施し、実践に向けたきめ細かな指導を行っている。

c. 力量管理

力量とは、業務の遂行に必要な知識・技能・経験を総合的に評価したうえで判断される、業務を遂行できる能力のことであり、当社では、放射性廃棄物管理業務に従事する放射線管理課員の力量の評価を 1 年に 1 回実施し、以下のとおり、その力量に持つ者に業務を付与している。

(a) 放射線管理課員の力量

放射線管理課長は、放射線管理課員のうち、「教育・訓練要綱」に基づく力量評価の結果が「当該業務に係る 1 回の定期検査又は 6 ヶ月以上の業務経験を有する者、若しくはそれと同等の技能を有していると放射線管理課長が認めた者」以上の力量を持つ者に業務を付与する。

② 教育・訓練の改善

放射性廃棄物管理の教育・訓練は、国内外原子力発電所の事故・故障情報及び法令改正等必要に応じて教育計画に反映又は教育内容の改善を行っている。

今回の調査期間においてこれまで実施してきた放射線管理要員の教育・訓練に加え、ＮＲ制度の普及に向けた活動の一環として 2019 年度から協力会社の社員や当社社員への教育に取り組むことにより、更なる放射性固体廃棄物の低減を目的とした改善を実施している。

③ 教育・訓練に関する協力会社への支援

協力会社の社員への保安教育（放射線業務従事者教育）が保安規定に基づき適切に実施されていることを、記録及び教育現場への適宜立会いにより確認している。また、放射線業

務従事者教育が円滑かつ確実に実施されるよう教育・訓練のための施設及び資機材を提供する等の支援を行っている。

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等の指示事項及び未然防止処置における改善状況のうち、教育・訓練に係るものはなかった。（第 2.2.1.6.1 表「保安活動改善状況一覧表（放射性廃棄物管理)」参照）

b. 不適合事象、指摘事項等における改善状況

不適合事象、指摘事項等における改善状況のうち、教育・訓練に係るものはなかった。（第2.2.1.6.1表「保安活動改善状況一覧表（放射性廃棄物管理)」参照）

(3) 評価結果

放射性廃棄物管理に係る教育・訓練については、同業務が専門的な知識・技能を要求していることから、長期的視点に立って計画的に養成する必要があるが、それに対し各段階に応じた養成計画を定め、原子力研修センター（旧「原子力保修訓練センター」）及び職場等において適切に実施されていることを確認した。また、国内外原子力発電所の事故・故障情報から得られた教訓及び法令改正内容を教育内容に反映する等、教育・訓練が適切に改善されていることを確認した。

協力会社社員の教育については、適切に実施されていることを適宜、教育現場に立ち会う等して確認している。また、教育・訓練に対する施設及び資機材提供等による支援が確実に実施されていることを確認した。

これらのことから、放射性廃棄物管理に係る教育・訓練については、運転経験等を踏まえて改善する仕組みによって、適切に維持及び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

放射性廃棄物管理に係る教育・訓練については、今後とも、

国内外原子力発電所の事故・故障等から得られる教訓を適切に反映させる等、教育・訓練の充実を図り、放射線管理課員の知識・技能の習得と経験・技術の伝承に努める。

2.2.1.6.2.4 設備の改善状況

放射性廃棄物の低減対策に関する設備の改善について調査し、継続的な改善（維持を含む。）が図られているか評価する。

(1) 調査方法

① 放射性廃棄物低減対策の実施状況

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出並びに放射性固体廃棄物の発生・保管量の低減対策、また、その変遷を調査し、放射性廃棄物の放出・発生・保管量の低減対策が、運転経験等を踏まえて確実に実施されていることを確認する。

② 保安活動改善状況

設備に係る保安活動改善状況により調査する。

(2) 調査結果

① 放射性廃棄物低減対策の実施状況

a. 放射性気体廃棄物

大飯発電所では、放射性気体廃棄物を低減するため、第2.2.1.6.5 図「放射性気体廃棄物放出低減対策の変遷」に示すように、大飯発電所３号機営業運転開始当初から適宜放出低減対策を実施してきた。

なお、今回の調査期間において新たに放射性気体廃棄物の低減を図った例はないが、これまで実施してきた改善を継続して実施している。

放射性気体廃棄物の低減は、主に燃料の設計変更による品質の向上によるものである。

このことは、2003 年度に大飯発電所３号機において燃料漏えいがあったものの、第 2.2.1.6.6 図「サイクルごとの１次冷却材中のよう素濃度（最大値）の推移」に示すとおり、

大飯発電所３号機営業運転開始初期と比較して低下していることから、放出量の低減に大きな効果があったと考える。

b. 放射性液体廃棄物

大飯発電所では、放射性液体廃棄物を低減するため、第2.2.1.6.7 図「放射性液体廃棄物放出低減対策の変遷」に示すように、大飯発電所３号機営業運転開始当初から適宜低減対策を実施してきた。

なお、今回の調査期間において新たに放射性液体廃棄物の低減を図った例はないが、これまで実施してきた改善を継続して実施している。

c. 放射性固体廃棄物

大飯発電所では、放射性固体廃棄物を低減するため、第2.2.1.6.8 図「放射性固体廃棄物低減対策の変遷」に示すように、大飯発電所３号機営業運転開始当初から適宜低減対策を実施してきた。

なお、今回の調査期間において新たに放射性固体廃棄物の低減を図った例はないが、これまで実施してきた改善を継続して実施している。

② 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等の指示事項及び未然防止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2.2.1.6.1 表「保安活動改善状況一覧表（放射性廃棄物管理)」参照）

b. 不適合事象、指摘事項等における改善状況

不適合事象、指摘事項等における改善状況のうち、設備に係るものはなかった。（第2.2.1.6.1表「保安活動改善状況一覧表（放射性廃棄物管理)」参照）

(3) 評価結果

放射性廃棄物管理設備に係る改善については、大飯発電所３

号機営業運転開始当初からＡＬＡＲＡの精神に基づき放出量及び発生・保管量を低減させる対策が適宜実施されていることを確認した。

また、実施された放射性廃棄物低減対策は、「2.2.1.6.2.5 実績指標の推移」の項に示すように、放出量又は発生・保管量が減少傾向又は理由なく増加していないことから有効性が確認できた。

これらのことから、放射性廃棄物管理に係る設備改善については、運転経験等を踏まえて改善する仕組みによって、適切に維持及び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

放射性廃棄物管理に係る改善については、国内外原子力発電所の運転経験等から得られる教訓を適切に反映させる等、継続的な改善に努める。

2.2.1.6.2.5 実績指標の推移

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出実績、放射性固体廃棄物の発生・保管実績を調査し、放射性廃棄物の放出量又は発生・保管量を適切に管理していることを評価する。

(1) 調査方法

① 放射性気体廃棄物の放出実績

年度ごとの「放射性希ガス」及び「放射性よう素（Ｉ－１３１）」の放出量の推移を調査し、放射性気体廃棄物の放出量を適切に管理していることを確認する。

② 放射性液体廃棄物の放出実績

年度ごとの「放射性物質（トリチウムを除く。）」及び「トリチウム」の放出量の推移を調査し、放射性液体廃棄物の放出量を適切に管理していることを確認する。

③ 放射性固体廃棄物の発生・保管実績

固体廃棄物貯蔵庫（以下「廃棄物庫」という。）に搬入され

た年度ごとの発生量と累積保管量及びイオン交換器廃樹脂の発生量と累積保管量の推移を調査し、放射性固体廃棄物の発生量・保管量を適切に管理していることを確認する。

(2) 調査結果

① 放射性気体廃棄物の放出実績

a. 放射性希ガス

放射性気体廃棄物のうち放射性希ガスに対する大飯発電所全体の年間放出管理目標値は、保安規定に定めているとおり 1.0×10^{15}Bq/年であり、これに対して放出量は、1978年度に大飯発電所1号機、1979 年度に大飯発電所2号機、1991年度に大飯発電所3号機、1992年度に大飯発電所4号機の営業運転を開始したが、第 2.2.1.6.9 図「放射性気体廃棄物中の放射性希ガスの放出実績」に示すように、年間放出管理目標値より低い値で推移しており、かつ年々減少傾向にある。

なお、過去の放出実績にいくつかのピークが見られるが、これは大飯発電所1号機から大飯発電所4号機の各々の燃料漏えいに伴うものである。

このように、燃料漏えいに伴い、放出量が増加した年度があったものの、放射性希ガス放出が最小限に抑えられるよう、適切な放射性廃棄物管理がなされているものと判断できる。

なお、1999 年度から 2000 年度にかけての変動は、排気筒ガスモニタの検出器種類の変更（電離箱式からプラスチックシンチレーションに変更。）及び放射性気体廃棄物放出評価方法の変更によるものである。これは、検出器の変更により天然核種であるα核種（ラドンとその娘核種等）の影響を受けなくなったことにより低下したものであるが、仮に検出器種類の変更等を行わなかった場合でも、α核種の寄与分を上乗せして、今回の実績と同じ傾向で変動した

ものと評価する。

b. 放射性よう素（Ｉ－１３１）

放射性気体廃棄物のうち放射性よう素に対する大飯発電所全体の年間放出管理目標値は、保安規定に定めているとおり 2.5×10^{10}Bq/年であり、これに対して放出量は、第2.2.1.6.10図「放射性気体廃棄物中の放射性よう素（Ｉ－１３１）の放出実績」に示すように大きく変動しているが年々減少傾向にある。

なお、過去の放出実績にいくつかのピークが見られるが、これは定期検査中における蒸気発生器１次側マンホール開放時の排気や各タンクからのベントガス放出に伴うものであり、大飯発電所１号機から大飯発電所４号機の各々の燃料漏えいが伴うことで放出量が増加しているものである。

2004 年度以降は、放射性よう素の主要な放出源である定期検査時の蒸気発生器１次側マンホール開放時の排気を可搬型チャコールフィルター付局所排気装置を通して除去する低減対策を実施する等の改善により近年の放出量は低いレベルで維持している。

このように、燃料漏えいに伴いよう素１３１放出量が増加した年度があったものの、よう素１３１の放出が最小限に抑えられるよう、適切な放射性廃棄物管理がなされているものと判断できる。

② 放射性液体廃棄物の放出実績

a. 放射性物質（トリチウムを除く。）

放射性液体廃棄物のうち放射性物質（トリチウムを除く。）に対する大飯発電所全体の年間放出管理目標値は、保安規定に定めているとおり 7.4×10^{10}Bq/年であり、これに対して放出量は、1978年度に大飯発電所１号機、1979年度に大飯発電所２号機、1991年度に大飯発電所３号機、1992年度に大飯発電所４号機の営業運転を開始したが、第2.2.1.6.11図

「放射性液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出実績」に示すように年々減少傾向にあり、1994 年度以降の放出量は検出限界値未満となっている。

このように、近年の放出量は低いレベルで維持しており、放射性液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出が最小限に抑えられるよう、適切な放射性廃棄物管理がなされているものと判断できる。

b. トリチウム

放射性液体廃棄物のうちトリチウムに対する大飯発電所全体の年間放出管理の基準値は、保安規定に定めているとおり 1.7×10^{14}Bq/年であり、これに対して放出量は、第 2.2.1.6.12 図「放射性液体廃棄物中のトリチウムの放出実績」に示すように、保安規定に定めているトリチウムの年間放出管理の基準値に対し低い値で推移している。また、大きな変動や増加傾向等も認められなかった。

このように、トリチウムの放出量は低く安定しており、適切な放射性廃棄物管理がなされているものと判断できる。

③ 放射性固体廃棄物の発生・保管実績

a. 放射性固体廃棄物

放射性固体廃棄物の大飯発電所全体の発生・保管量は、1978 年度に大飯発電所 1 号機、1979 年度に大飯発電所 2 号機、1991 年度に大飯発電所 3 号機、1992 年度に大飯発電所 4 号機の営業運転を開始したが、第 2.2.1.6.3 表「放射性固体廃棄物データ」及び第 2.2.1.6.13 図「放射性固体廃棄物の発生量、保管量の推移」に示すような傾向にある。

本届出書の評価期間における放射性固体廃棄物の発生量については、修繕工事の実施や充填固化体の製作等により、各年約 4,000 本発生している。

累積保管量については、1996 年度以降実施している六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターへの搬出を 2019 年度

と 2020 年度に計約 3,600 本行い、2021 年 3 月末において約 30,000 本であり、廃棄物庫の保管容量（38,900 本）以下で推移している。

運用については、放射性固体廃棄物の発生・保管量について定期的に安全衛生協議会等を通じて発電所所員、協力会社への周知により廃棄物発生量低減の意識を醸成するとともに、作業担当課が管理区域内工事を計画する場合には工事仕様書作成段階に「放射性廃棄物低減チェックシート」を用いて工事で発生する廃棄物の低減を検討し、放射性廃棄物発生量が多い工事については、放射線管理課が確認のうえ、必要に応じて仕様変更を助言することを社内標準に定め、取り組んでいる。

ＮＲについては、厳格な管理のもと促進しており、2013 年度より番線等の持込み部材をＮＲ対象物として推奨することにより、更なる廃棄物発生量低減を図っている。

以上のように、放射性固体廃棄物の発生・保管について、適切な放射性廃棄物管理がなされているものと判断できる。

b. イオン交換器廃樹脂

大飯発電所３，４号機におけるイオン交換器廃樹脂の発生量・保管量は、第 2.2.1.6.14 図「イオン交換器廃樹脂の発生量、保管量の推移（大飯発電所３，４号機合計)」に示すように、発生量は樹脂の取替周期や年度ごとの定期検査回数の相違のため年度によりばらつきは見られるが、2003 年度に低線量使用済樹脂排出配管を設置し直接焼却を開始したこと及び 2013 年度からプラント停止したことにより発生量は減少しており、保管量は貯蔵容量（154m^3）を十分下回るレベルで推移している。

以上のように、イオン交換器廃樹脂の発生・保管について、適切な放射性廃棄物管理がなされているものと判断できる。

(3) 評価結果

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出量は、種々の低減対策を実施してきたことにより年々減少し十分低いレベルとなっている。

なお、大飯発電所周辺の公衆の受ける線量は、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出実績から、それぞれ年間 1 マイクロシーベルト未満と評価でき、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に記載の施設周辺公衆の受ける線量目標値（年間 50 マイクロシーベルト）を十分に下回っている。

放射性固体廃棄物の発生量は、改良、改造工事により一時的に増加傾向にあったが、種々の低減対策を実施してきたこと及び計画的に六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターへ搬出を行ったこと等により、廃棄物庫の保管容量を超えないように管理していることを確認した。

このことから、放射性廃棄物の放出量又は発生・保管量が適切に管理されていると判断した。

(4) 今後の取組み

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出量は、現状でも十分低く抑えられていることから、今後とも現行の運用管理を行い、この状況を維持する。

放射性固体廃棄物については、各種低減対策による発生量の低減、六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターへの計画的な搬出を行うことにより保管量の低減に努める。また、イオン交換器廃樹脂における将来的な保管裕度を確保するために、更なる対策の検討を進める。

2.2.1.6.2.6 まとめ

(1) 評価結果

放射性廃棄物管理における保安活動の仕組み（組織・体制、

社内マニュアル、教育・訓練）及び放射性廃棄物管理に係る設備について、改善活動は適切に実施してきており、改善する仕組みが機能していることを確認した。

放射性廃棄物管理については、ＡＬＡＲＡの精神に基づき、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物は放出量の低減に努めており、また、放射性固体廃棄物は、保管量を増加させないように努めていることを確認した。

以上のことから、放射性廃棄物の放出量及び発生・保管量がＡＬＡＲＡの精神に基づき、低減努力が図られており、適切に管理されていると評価した。

(2) 今後の取組み

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物については、現状でも十分放出量は低く抑えられており、今後とも適切な放射性廃棄物管理を行い、この状況を維持していく。

放射性固体廃棄物については、これまでに種々の発生量、保管量の低減対策を実施してきた。しかし、今後も安定して保管量裕度を確保するために、六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターへの計画的な搬出を行うこととする。また、工事に際して資材の再利用、廃棄物の発生量低減を図るとともに、更なる減容対策の検討を進める。

第 2.2.1.6.1 表　保安活動改善状況一覧表（放射性廃棄物管理）

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
評価期間内において該当するものはなかった。	－	－	－	－	特になし

不適合事象

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
評価期間内において該当するものはなかった。	－	－	－	－	－	特になし

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 2.2.1.6.2 表　放射線管理課員の教育・訓練内容

教育訓練名 （実施箇所）	対象者	教育訓練内容
放射線管理基礎研修 （原子力研修センター （旧：原子力保修訓練センター））	放射線 化学	・物理・化学・生物 ・放射線測定法・放射線管理 ・放射線の利用・法令 ・演習 ・放射線測定・放射化学・放射線管理ガイダンス
放射線実務者研修 （原子力研修センター （旧：原子力保修訓練センター））	放射線	・放射線測定 ・放射線防護 ・個人被ばく管理 ・放射性廃棄物管理
被ばく管理システム研修 （原子力研修センター （旧：原子力保修訓練センター)）	放射線	・当社における線量管理 ・被ばく管理システム
野外モニタ取扱技術研修 （メーカ）	放射線	・ＮａＩ（Ｔｌ）モニタリングポスト ・電離箱モニタリングポスト ・最近の技術動向
放射線応用研修 （原子力研修センター （旧：原子力保修訓練センター)）	放射線	・個人被ばく管理 ・放射性廃棄物管理 ・法令・指針
化学実務者研修 （原子力研修センター （旧：原子力保修訓練センター））	化学	・水質管理 ・樹脂管理 ・タービン油管理 ・構内排水管理 ・薬品管理 ・液体廃棄物管理
イオン交換樹脂管理研修 （原子力研修センター （旧：原子力保修訓練センター)）	化学	・高純度水の製造 ・高純度水の管理
水質監視計器技術研修 （メーカ）	化学	・水質監視計器の測定原理・取扱 ・水質監視計器の取扱実習 ・水質監視計器のトラブル対応
化学応用研修 （原子力研修センター （旧：原子力保修訓練センター)、 プラントメーカ）	化学	・水質管理 ・油管理 ・腐食・防食 ・難測定核種の分析評価 ・設置許可・工認 ・緊急時対応 ・核種分析 ・クラッド分析 ・機器分析 ・試験・検査

第 2.2.1.6.3 表　放射性固体廃棄物データ

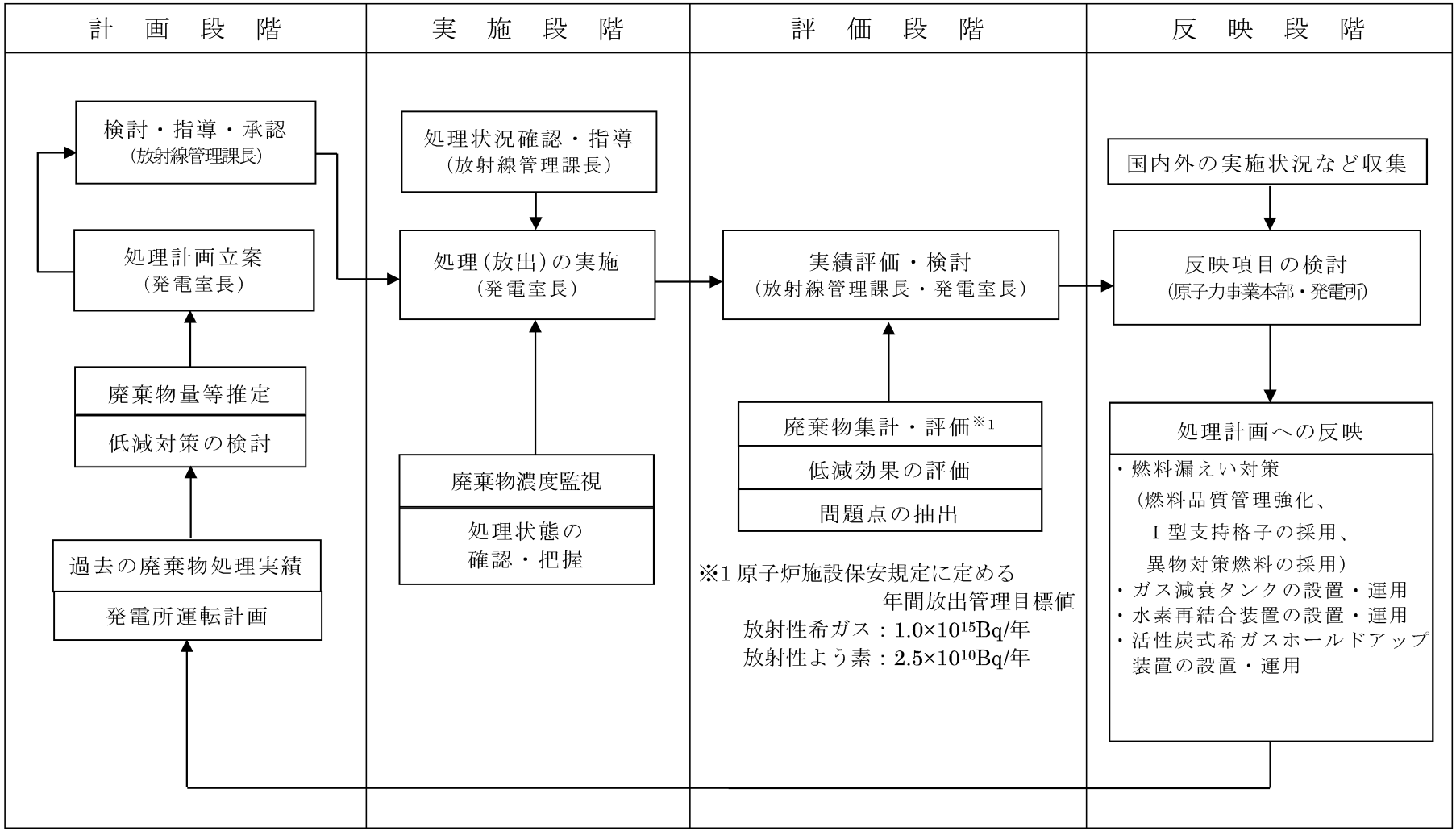
年度	ドラム缶発生量（本）	その他の種類の発生量（本）	発生量（本相当）（　）内は充填固化体、除去物発生量	焼却等減容量（本相当）	搬出減量（本）	累積保管量（本相当）
1977	827	0	827	0	0	827
1978	3,043	118	3,161	0	0	3,988
1979	2,509	88	2,597	0	0	6,584
1980	2,512	242	2,754	0	0	9,338
1981	2,737	368	3,105	0	0	12,442
1982	607	177	784	0	0	13,226
1983	620	185	805	0	0	14,030
1984	673	87	760	0	0	14,790
1985	515	200	715	4	0	15,502
1986	579	254	833	0	0	16,334
1987	615	125	740	80	0	16,994
1988	821	212	1,033	565	0	17,462
1989	485	76	561	943	0	17,080
1990	1,085	231	1,316	813	0	17,584
1991	1,007	150	1,157	※1 1,062	0	17,678
1992	1,813	582	2,395	※1 1,416	0	18,658
1993	1,725	512	2,237	※1 786	1,000	19,108
1994	2,235	※3 62	2,297	※1 296	2,680	18,429
1995	1,746	61	1,807	76	2,240	17,920
1996	1,604	※4 44	1,648	※1 4	1,280	18,284
1997	2,348	※4 7	2,355	※1 38	0	20,601
1998	2,585	※5 621	3,206	※2 244	0	23,563
1999	2,253	420	2,673(　528)	※2 768	0	25,468
2000	3,463	※6 338	3,801(2,152)	※2 2,415	640	26,214
2001	3,621	612	4,233(2,153)	※2 2,726	1,360	26,361
2002	2,703	23	2,726(1,833)	※2 2,777	1,496	24,814
2003	3,295	82	3,377(1,981)	※2 2,582	1,352	24,257
2004	3,389	203	3,592(2,360)	※2 2,395	1,496	23,958
2005	3,007	337	3,344(1,626)	※2 2,177	1,496	23,628
2006	3,164	172	3,336(1,318)	1,980	1,496	23,488
2007	3,228	101	3,329(1,368)	1,580	0	25,237
2008	3,418	126	3,544(1,379)	1,374	0	27,407
2009	4,503	987	5,490(1,435)	1,615	0	31,283
2010	4,233	517	4,750(1,319)	1,576	1,416	33,041
2011	3,363	366	3,729(1,436)	1,449	2,000	33,321
2012	2,546	24	2,570(1,371)	1,157	2,032	32,702
2013	4,399	25	4,424(3,458)	3,994	1,000	32,132
2014	4,391	109	4,500(3,285)	3,220	3,000	30,412
2015	4,692	177	4,869(2,992)	3,313	3,000	28,968
2016	3,944	502	4,446(2,218)	3,346	1,504	28,565
2017	4,908	233	5,141(2,541)	3,138	1,496	29,072
2018	2,404	172	2,576(1,359)	1,732	0	29,916
2019	3,285	485	3,770(1,831)	2,420	2,480	28,786
2020	3,110	395	3,505(1,407)	1,961	1,104	29,226

（換算後の端数処理による誤差があるため前年度末累積保管料に当該年度発生量を加えた量と一致しない場合がある）

□ 内は今回調査期間

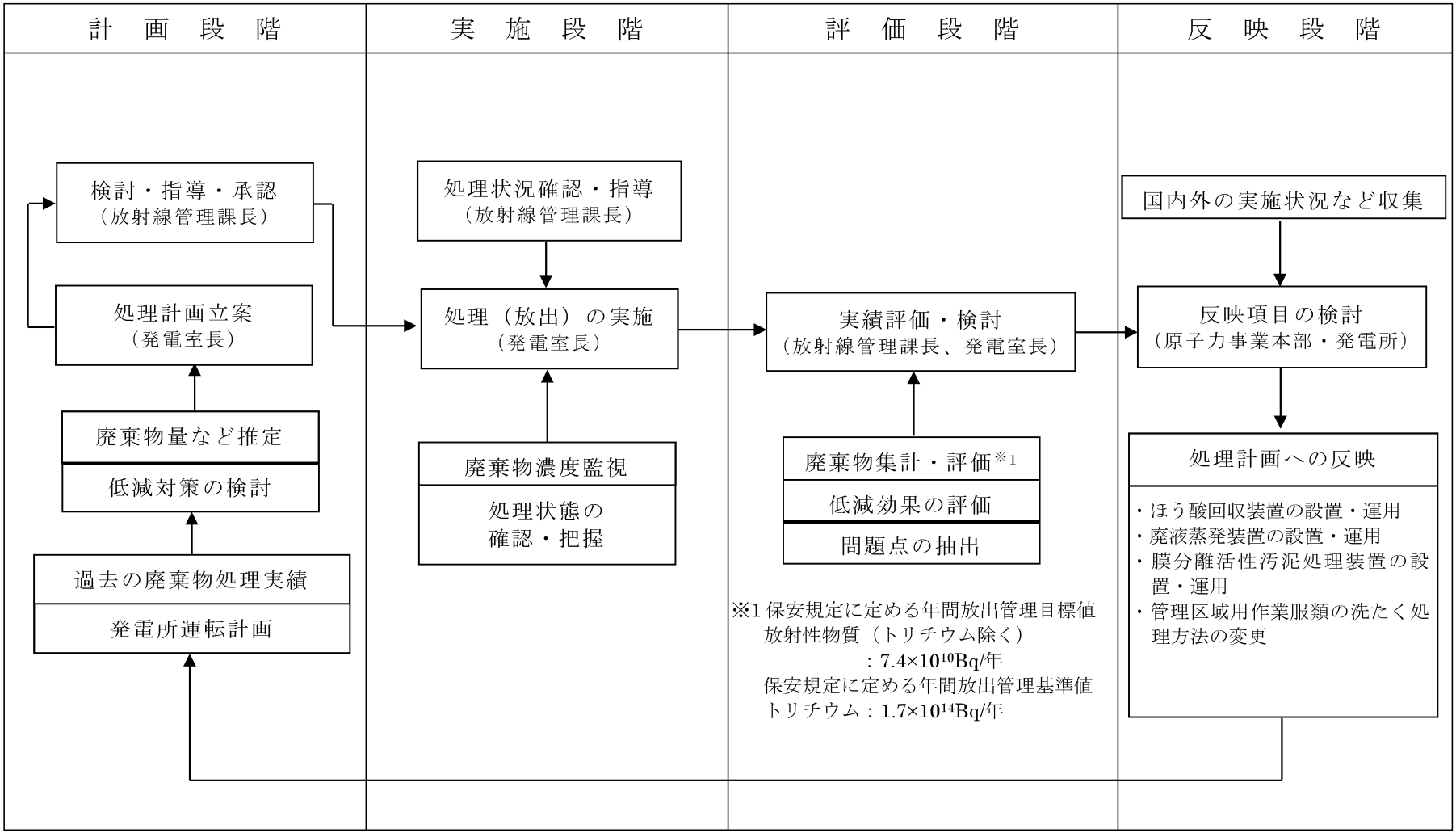
※１：その他の種類の減容量を含む
※２：雑固体廃棄物分別のために３，４号機補助建屋へ移動含む
※３：廃棄物庫保管分以外として、Ａ－蒸気発生器保管庫に１号機の蒸気発生器４基、保管容器 1,008m^{3}保管
※４：廃棄物庫保管分以外として、Ｂ－蒸気発生器保管庫に２号機の蒸気発生器４基、保管容器 912m^{3}保管
※５：廃棄物庫保管分以外として、Ｂ－蒸気発生器保管庫に２号機の原子炉容器上蓋１基(180m^3)、保管容器 25m^{3}保管及びＡ－蒸気発生器保管庫に保管容器 43m^{3}保管
※６：廃棄物庫保管分以外として、Ｂ－蒸気発生器保管庫に１号機の原子炉容器上蓋１基(180m^3)、保管容器 13m^{3}保管及びＡ－蒸気発生器保管庫に保管容器 55m^{3}保管

・焼却等減容量は、既貯蔵減容分のみ記載
・搬出数量は、埋設処分のため発電所より搬出した廃棄体の本数を記載
・１号機：1979 年年 3 月、２号機：1979 年 12 月、３号機：1991 年 12 月、４号機：1993 年 2 月に運転開始



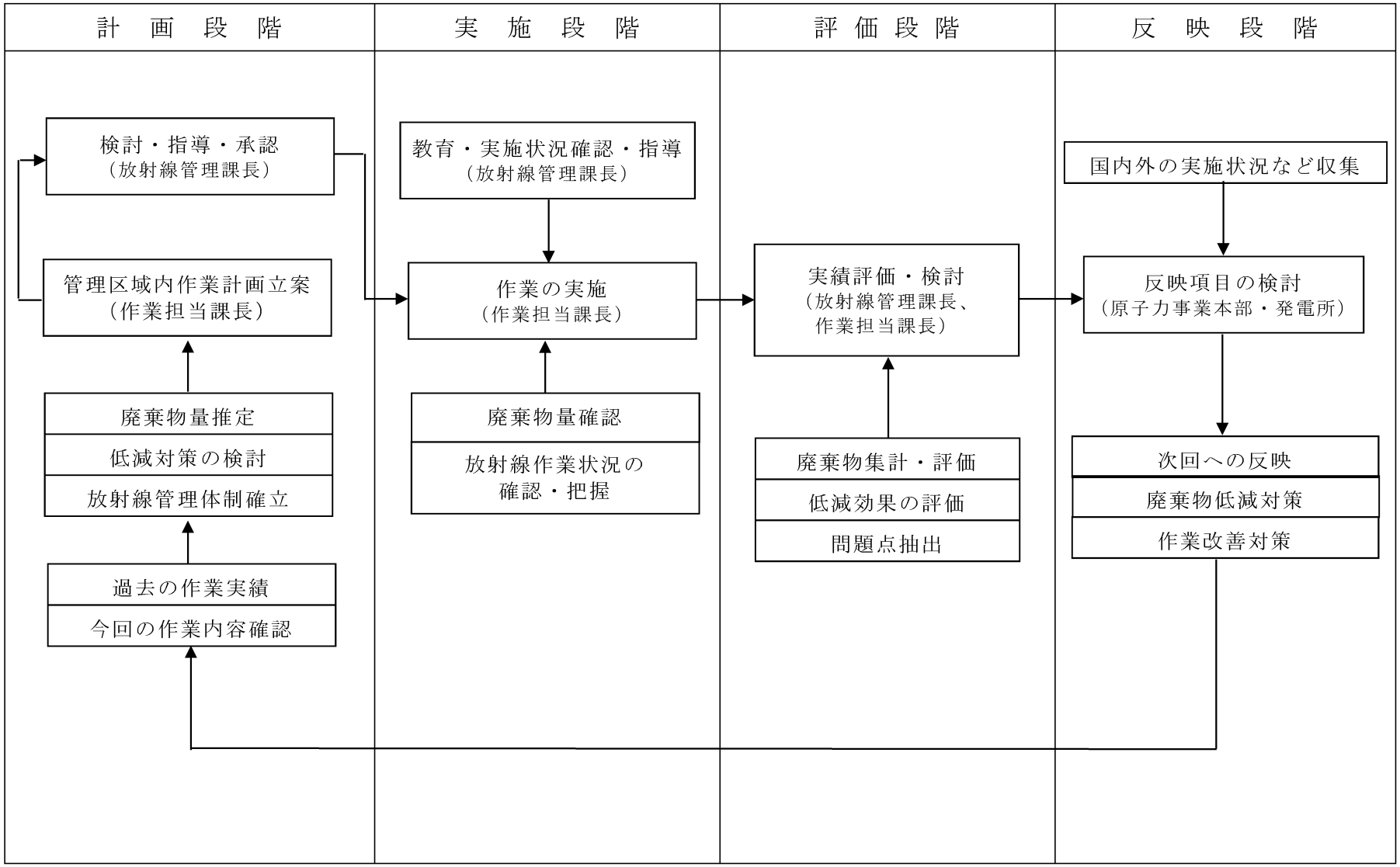
注：括弧内は主管を示す。

第 2.2.1.6.1 図　放射性気体廃棄物低減に係る運用管理フロー



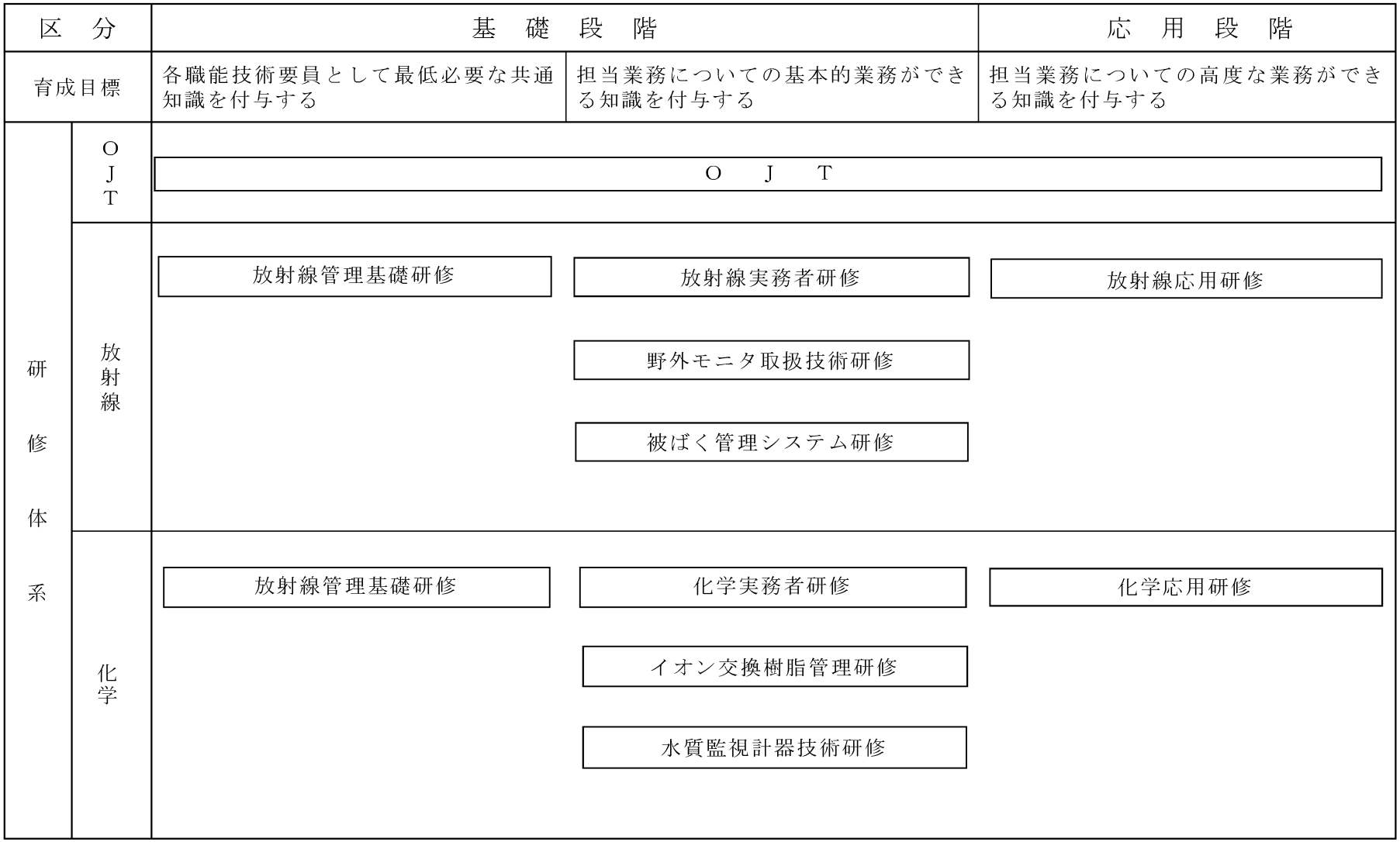
注：括弧内は主管を示す。

第 2.2.1.6.2 図　放射性液体廃棄物低減に係る運用管理フロー

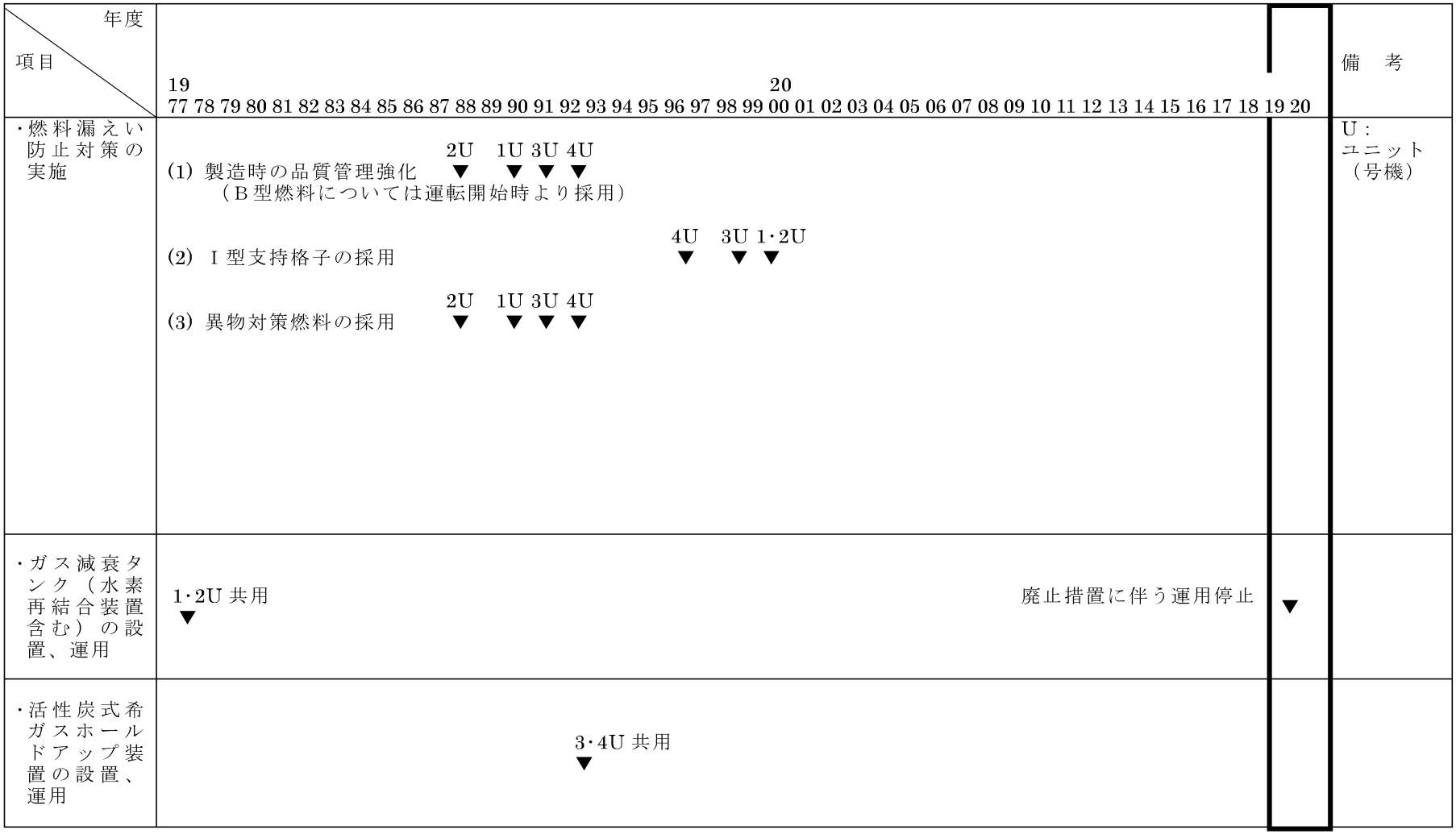


注：括弧内は主管を示す。

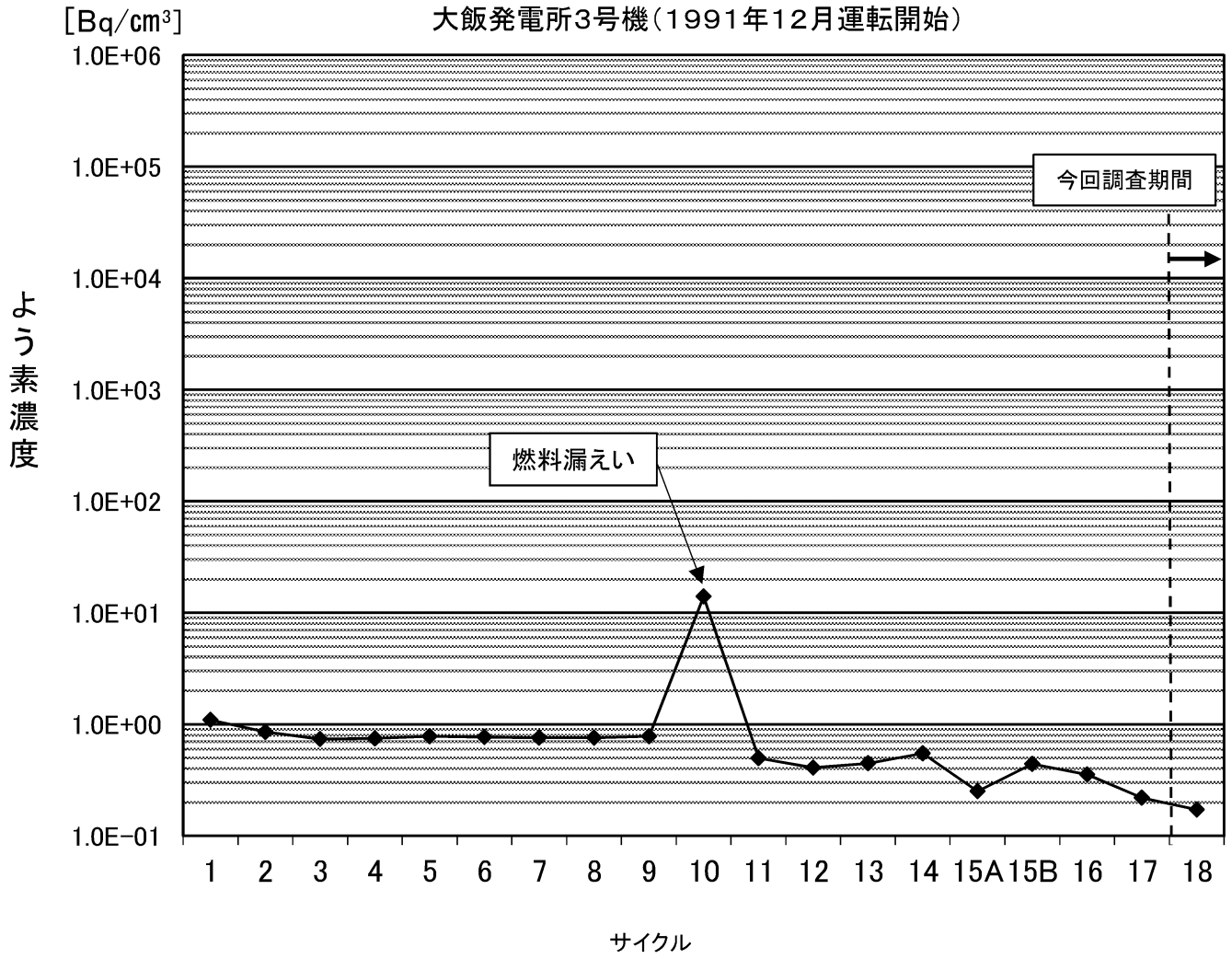
第 2.2.1.6.3 図　放射性固体廃棄物低減に係る運用管理フロー



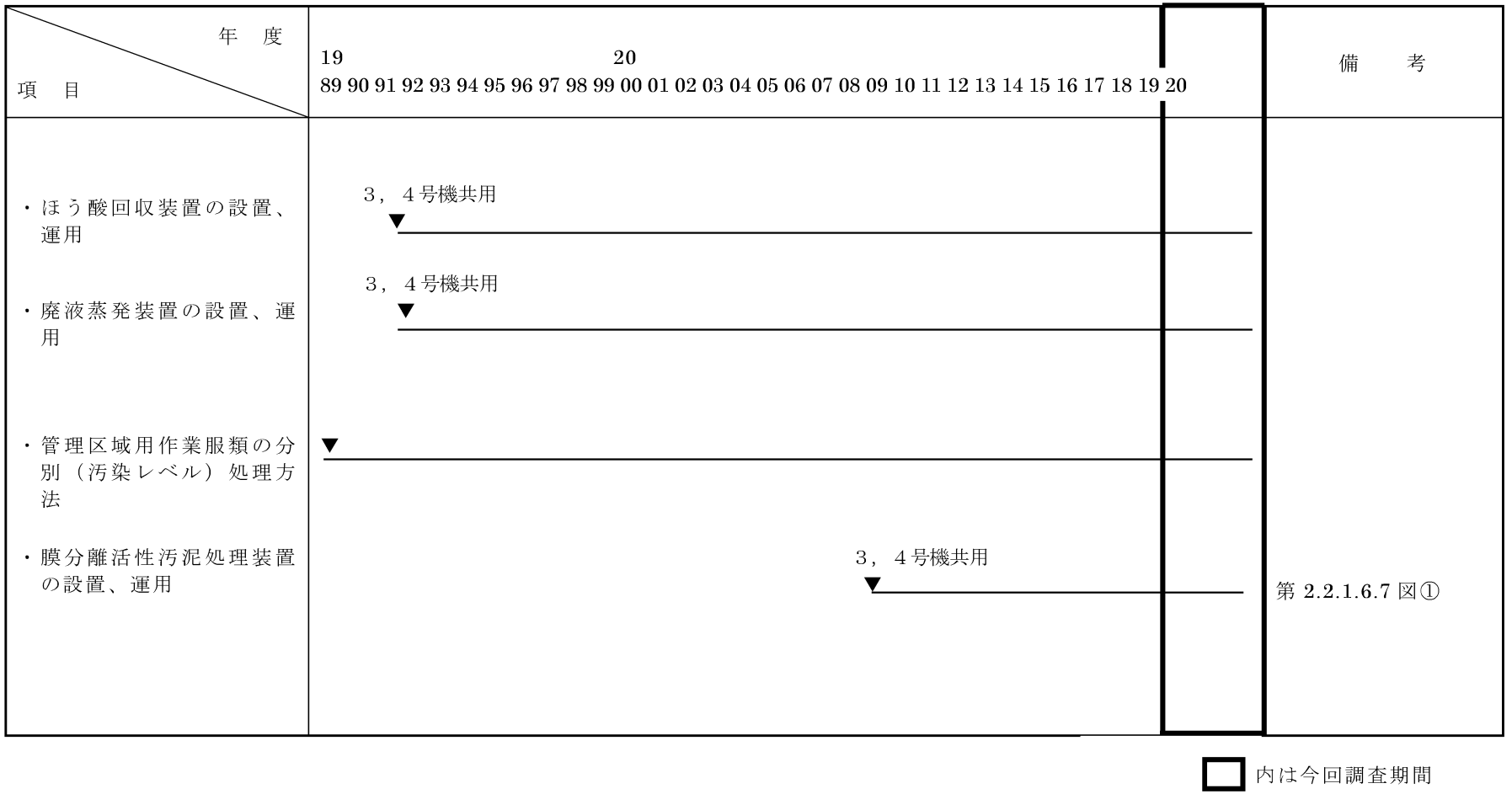
第 2.2.1.6.4 図　放射線管理課員の養成計画及び体系



第 2.2.1.6.5 図　放射性気体廃棄物放出低減対策の変遷



第 2.2.1.6.6 図　サイクルごとの１次冷却材中のよう素濃度（最大値）の推移



第 2.2.1.6.7 図　放射性液体廃棄物放出低減対策の変遷

対策件名	膜分離活性汚泥処理装置の設置、運用
実施期間	３，４号機共用：2009 年度～

目的

膜分離活性汚泥処理装置を設置することにより、放出する放射性物質の放出量低減を図る。

効果

膜分離活性汚泥処理装置を設置したことにより、放出する放射性物質の放出量低減を図ることができた。

今後の対策

放出する放射性物質の放出量低減のため、大飯発電所３，４号機共用の膜分離活性汚泥処理装置を設置・運用（2009 年度）している。

今後も現行の運用管理を行い、この状況を維持する。

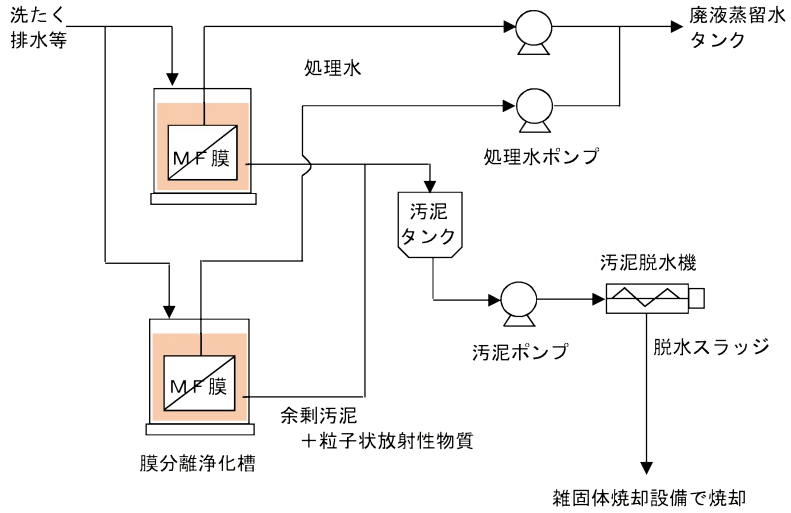
実施内容

膜分離活性汚泥処理装置を設置することにより、放出する放射性物質の放出量を低減させる。

［膜分離活性汚泥処理装置処理能力］

・３，４号機共用：2m³/h

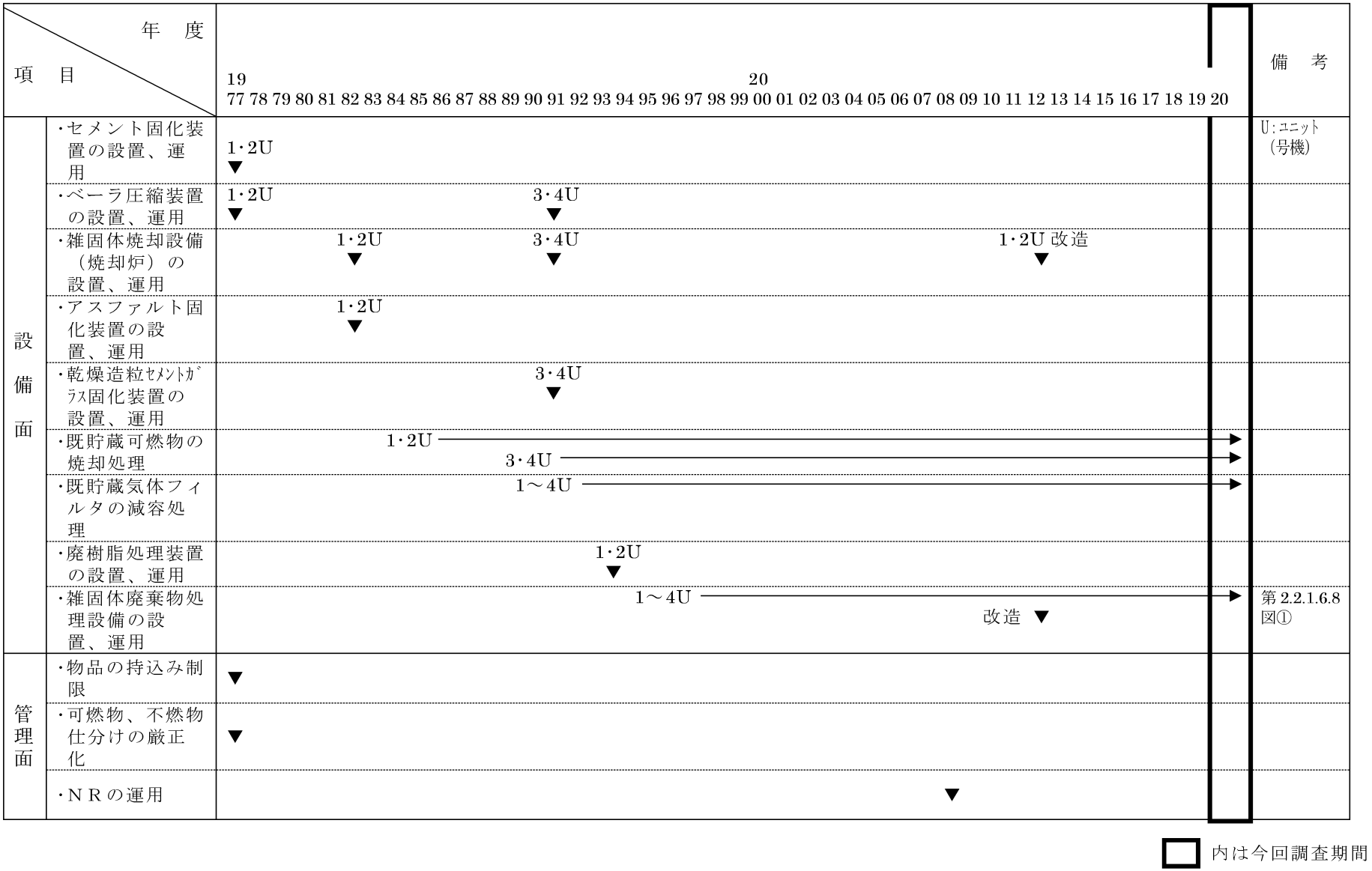
〈膜分離活性汚泥処理装置の概要〉



添付図表リスト

なし

第 2.2.1.6.7 図①　放射性液体廃棄物放出低減対策



第 2.2.1.6.8 図　放射性固体廃棄物低減対策の変遷

対策件名	雑固体廃棄物処理設備の改造
実施期間	2012 年度

目的

充てん固化体の製作数増加を目的に雑固体廃棄物処理設備の増強を行い、日本原燃（株）六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターへの搬出増加を図る。

効果

2020 年度末までに 31,632 本の充てん固化体を製作した。

うち、2020 年度末までに約 28,088 本を日本原燃（株）六ヶ所　低レベル放射性廃棄物埋設センターへ搬出した。

改造前の搬出本数は約 2,000 本、2014 年度以降は 3,000 本であり、搬出増加を図ることができた。

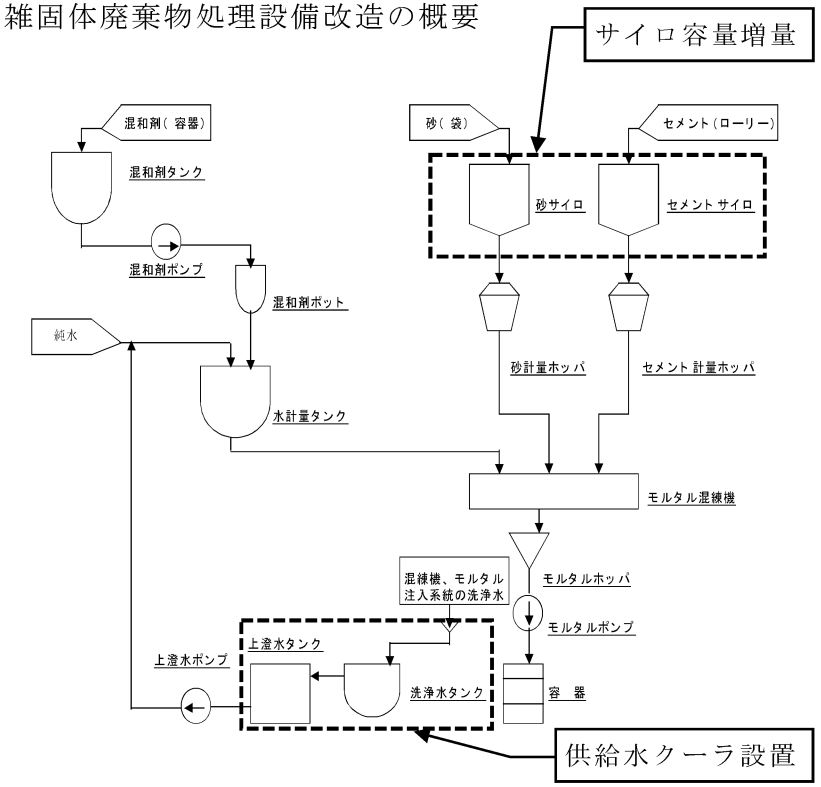
今後の対策

現在の運用を維持する。

実施内容

充てん固化体の製作数増加が図れるようモルタル充てん設備の容量増量等、雑固体廃棄物処理設備の増強を行った。

雑固体廃棄物処理設備改造の概要

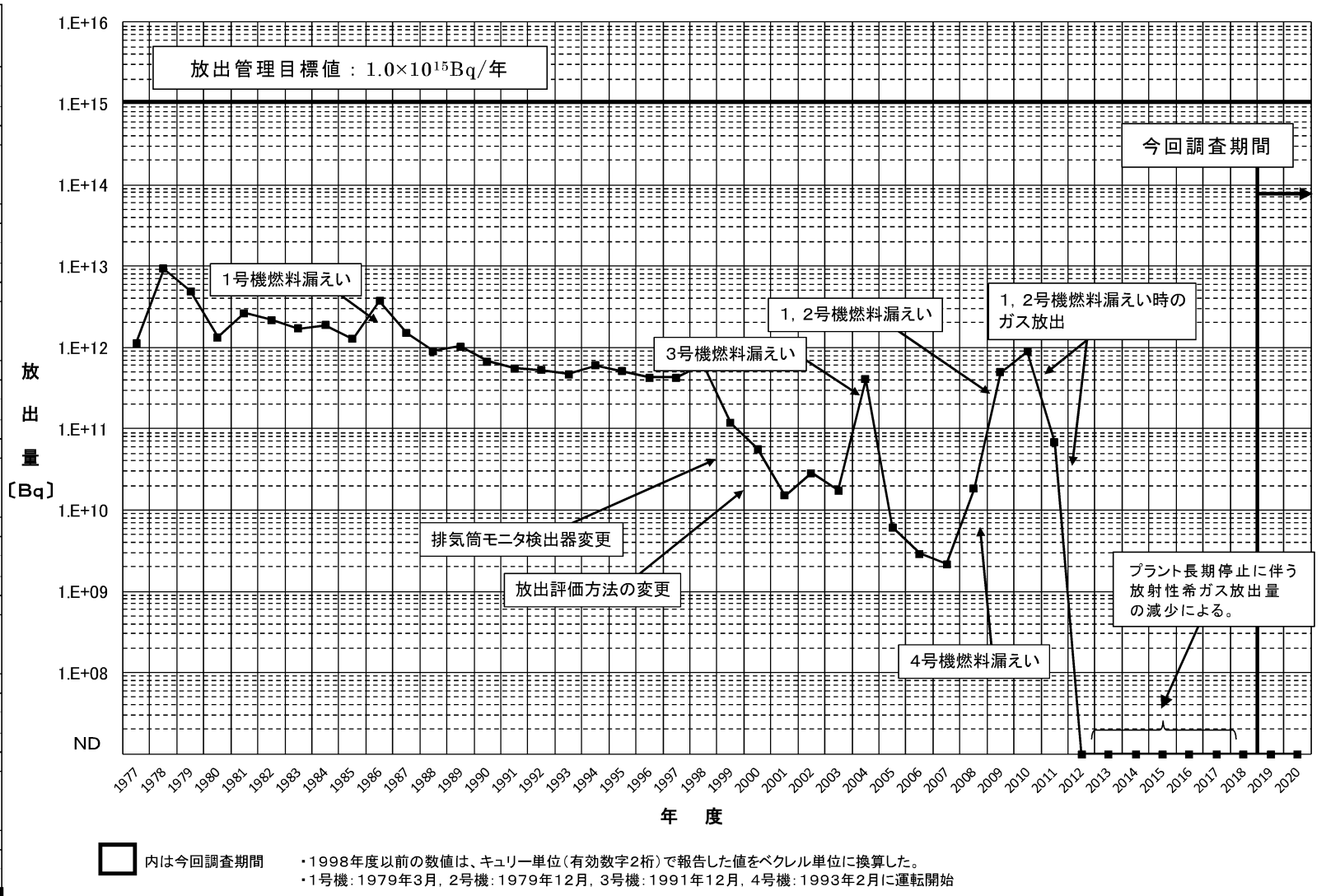


添付図表リスト

な　し

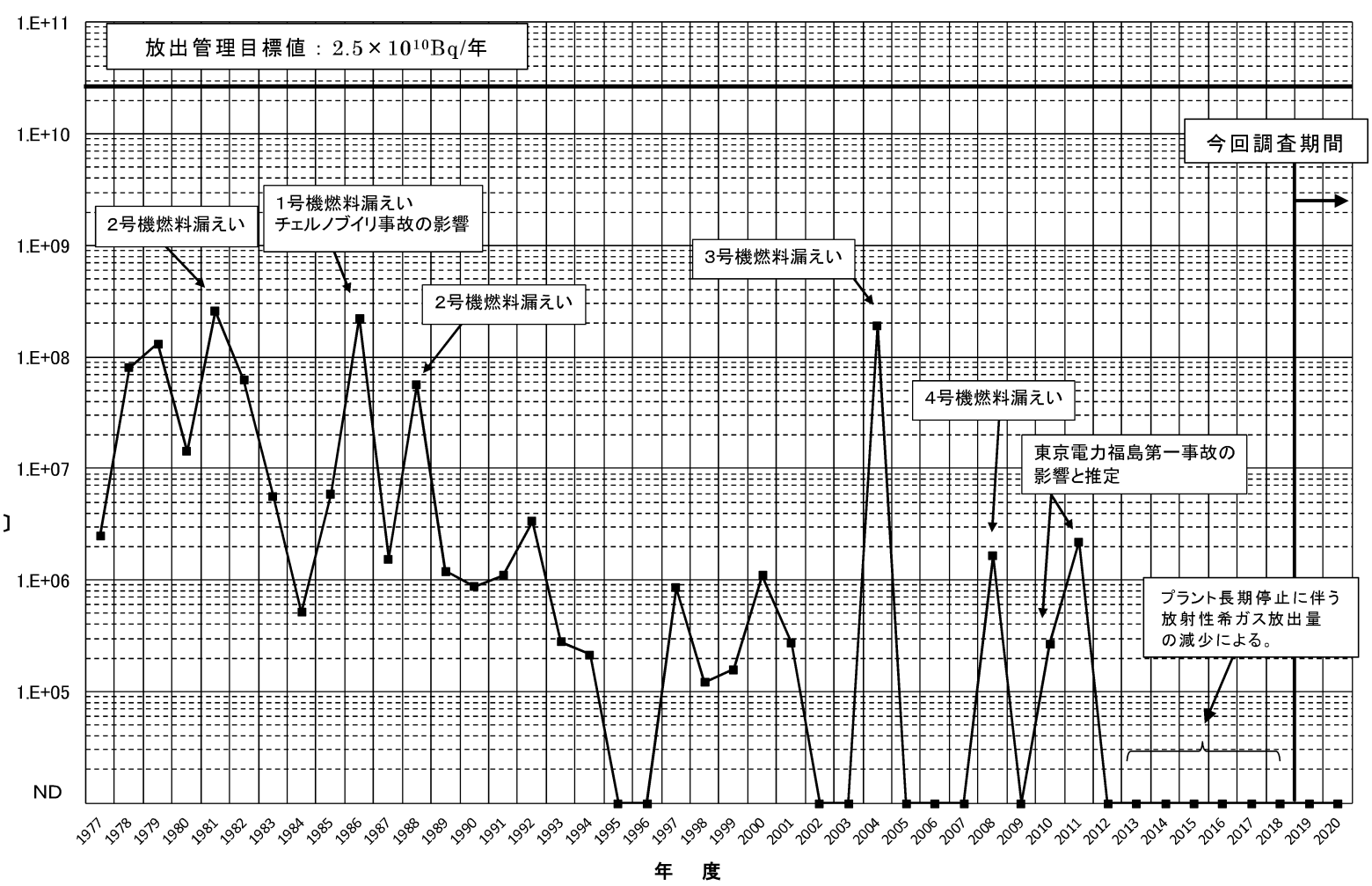
第 2.2.1.6.8 図①　放射性固体廃棄物低減対策

年度	気体廃棄物 放射性希ガス 発電所合計
1977	1.14E+12
1978	9.40E+12
1979	4.98E+12
1980	1.33E+12
1981	2.64E+12
1982	2.18E+12
1983	1.71E+12
1984	1.90E+12
1985	1.28E+12
1986	3.76E+12
1987	1.51E+12
1988	9.05E+11
1989	1.04E+12
1990	6.78E+11
1991	5.56E+11
1992	5.29E+11
1993	4.71E+11
1994	6.02E+11
1995	5.12E+11
1996	4.28E+11
1997	4.25E+11
1998	6.10E+11
1999	1.17E+11
2000	5.68E+10
2001	1.52E+10
2002	2.84E+10
2003	1.75E+10
2004	4.10E+11
2005	6.19E+09
2006	2.91E+09
2007	2.17E+09
2008	1.85E+10
2009	4.99E+11
2010	8.95E+11
2011	6.82E+10
2012	ND
2013	ND
2014	ND
2015	ND
2016	ND
2017	ND
2018	ND
2019	ND
2020	ND



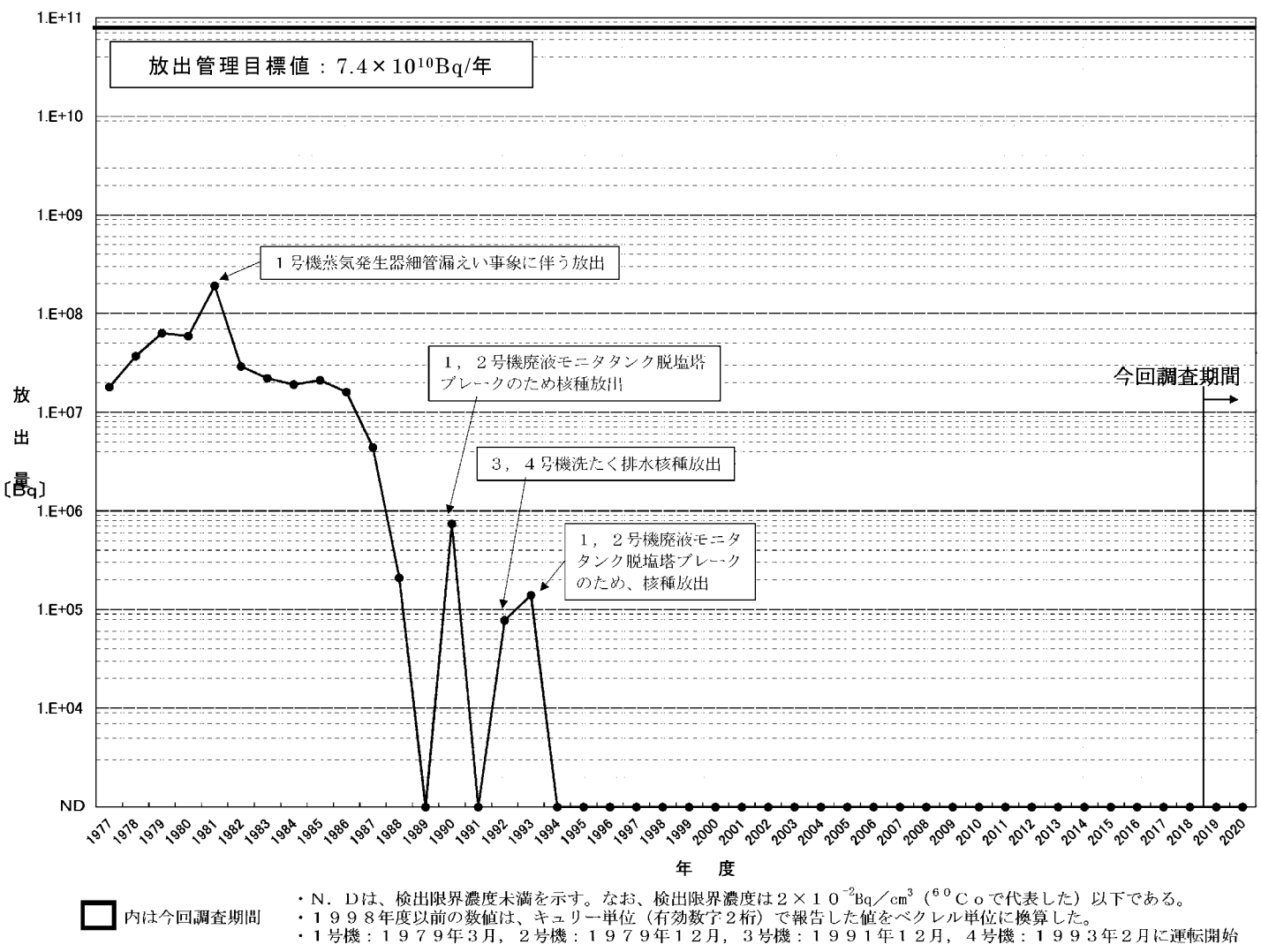
第 2.2.1.6.9 図　放射性気体廃棄物中の放射性希ガスの放出実績

年度	気体廃棄物 放射性よう素 発電所合計
1977	2.48E+06
1978	8.05E+07
1979	1.32E+08
1980	1.44E+07
1981	2.57E+08
1982	6.27E+07
1983	5.64E+06
1984	5.18E+05
1985	5.89E+06
1986	2.26E+08
1987	1.56E+06
1988	5.64E+07
1989	1.21E+06
1990	8.81E+05
1991	1.11E+06
1992	3.38E+06
1993	2.80E+05
1994	2.16E+05
1995	ND
1996	ND
1997	8.60E+05
1998	1.21E+05
1999	1.58E+05
2000	1.11E+06
2001	2.72E+05
2002	ND
2003	ND
2004	1.89E+08
2005	ND
2006	ND
2007	ND
2008	1.67E+06
2009	ND
2010	2.70E+05
2011	2.21E+06
2012	ND
2013	ND
2014	ND
2015	ND
2016	ND
2017	ND
2018	ND
2019	ND
2020	ND



第 2.2.1.6.10 図　放射性気体廃棄物中の放射性よう素（Ｉ－１３１）の放出実績

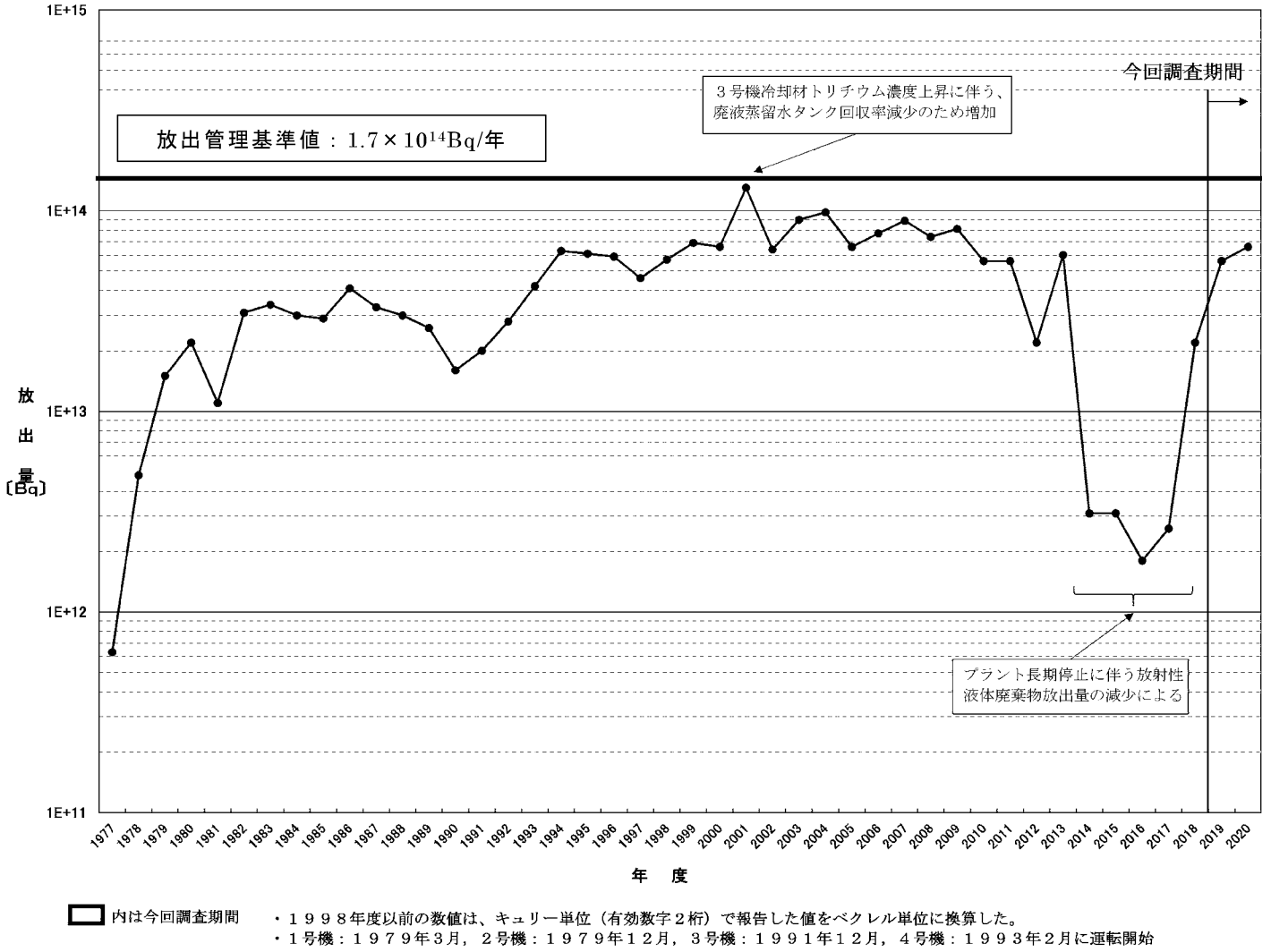
年度	液体廃棄物 トリチウムを除く 放射性物質 発電所合計
1977	1.8×10^{7}
1978	3.7×10^{7}
1979	6.3×10^{7}
1980	5.9×10^{7}
1981	1.9×10^{8}
1982	2.9×10^{7}
1983	2.2×10^{7}
1984	1.9×10^{7}
1985	2.1×10^{7}
1986	1.6×10^{7}
1987	4.4×10^{6}
1988	2.1×10^{5}
1989	N. D
1990	7.4×10^{5}
1991	N. D
1992	7.8×10^{4}
1993	1.4×10^{5}
1994	N. D
1995	N. D
1996	N. D
1997	N. D
1998	N. D
1999	N. D
2000	N. D
2001	N. D
2002	N. D
2003	N. D
2004	N. D
2005	N. D
2006	N. D
2007	N. D
2008	N. D
2009	N. D
2010	N. D
2011	N. D
2012	N. D
2013	N. D
2014	N. D
2015	N. D
2016	N. D
2017	N. D
2018	N. D
2019	N. D
2020	N. D



・N．Dは、検出限界濃度未満を示す。なお、検出限界濃度は2×10^{-2}Bq／cm³（^{60}Coで代表した）以下である。
・１９９８年度以前の数値は、キュリー単位（有効数字２桁）で報告した値をベクレル単位に換算した。
・１号機：１９７９年３月，２号機：１９７９年１２月，３号機：１９９１年１２月，４号機：１９９３年２月に運転開始

第 2.2.1.6.11 図　放射性液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出実績

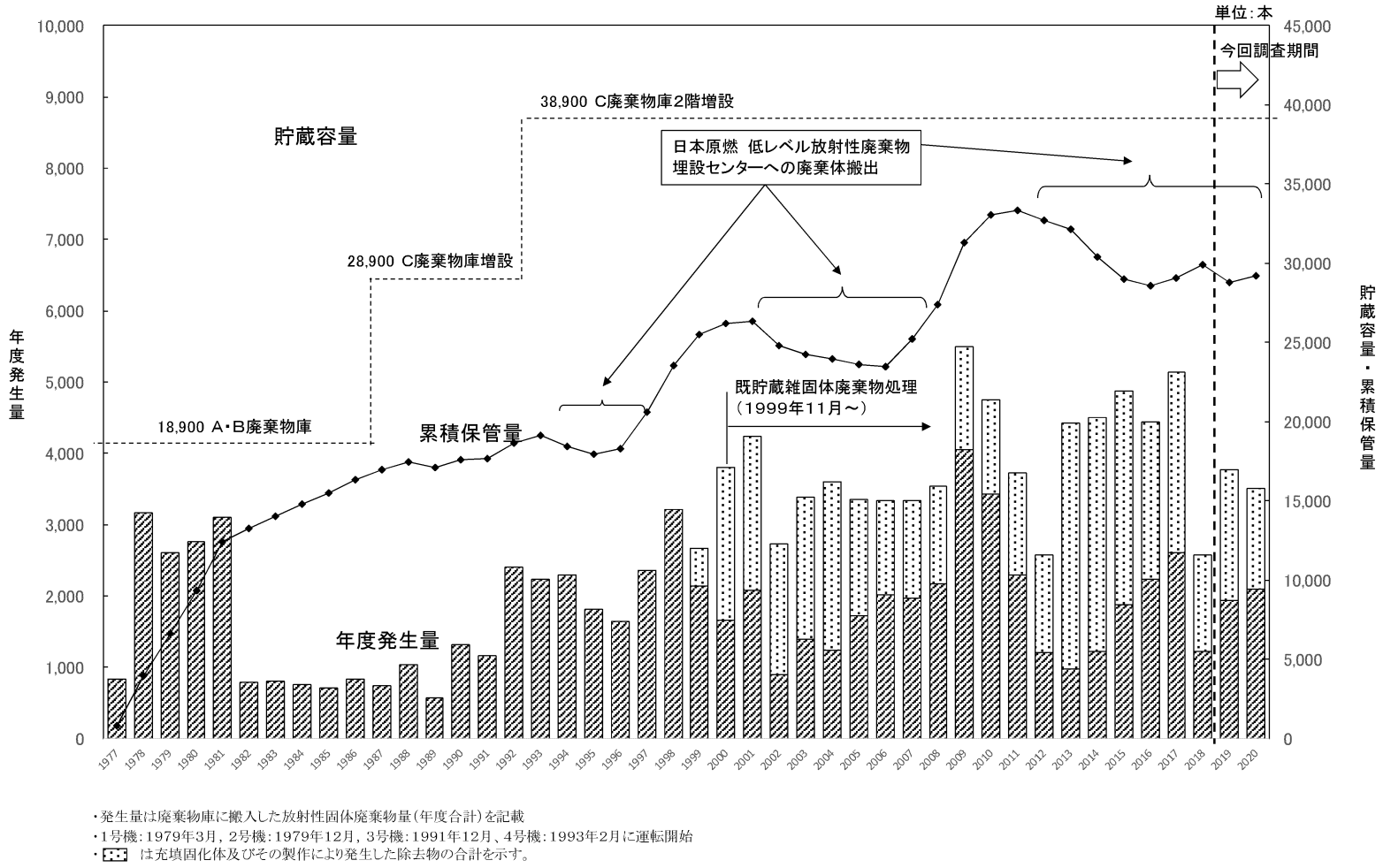
年度	液体廃棄物 トリチウム 発電所合計
1977	6.3×10^{11}
1978	4.8×10^{12}
1979	1.5×10^{13}
1980	2.2×10^{13}
1981	1.1×10^{13}
1982	3.1×10^{13}
1983	3.4×10^{13}
1984	3.0×10^{13}
1985	2.9×10^{13}
1986	4.1×10^{13}
1987	3.3×10^{13}
1988	3.0×10^{13}
1989	2.6×10^{13}
1990	1.6×10^{13}
1991	2.0×10^{13}
1992	2.8×10^{13}
1993	4.2×10^{13}
1994	6.3×10^{13}
1995	6.1×10^{13}
1996	5.9×10^{13}
1997	4.6×10^{13}
1998	5.7×10^{13}
1999	6.9×10^{13}
2000	6.6×10^{13}
2001	1.3×10^{14}
2002	6.4×10^{13}
2003	9.0×10^{13}
2004	9.8×10^{13}
2005	6.6×10^{13}
2006	7.7×10^{13}
2007	8.9×10^{13}
2008	7.4×10^{13}
2009	8.1×10^{13}
2010	5.6×10^{13}
2011	5.6×10^{13}
2012	2.2×10^{13}
2013	6.0×10^{13}
2014	3.1×10^{12}
2015	3.1×10^{12}
2016	1.8×10^{12}
2017	2.6×10^{12}
2018	2.2×10^{13}
2019	5.6×10^{13}
2020	6.6×10^{13}



内は今回調査期間

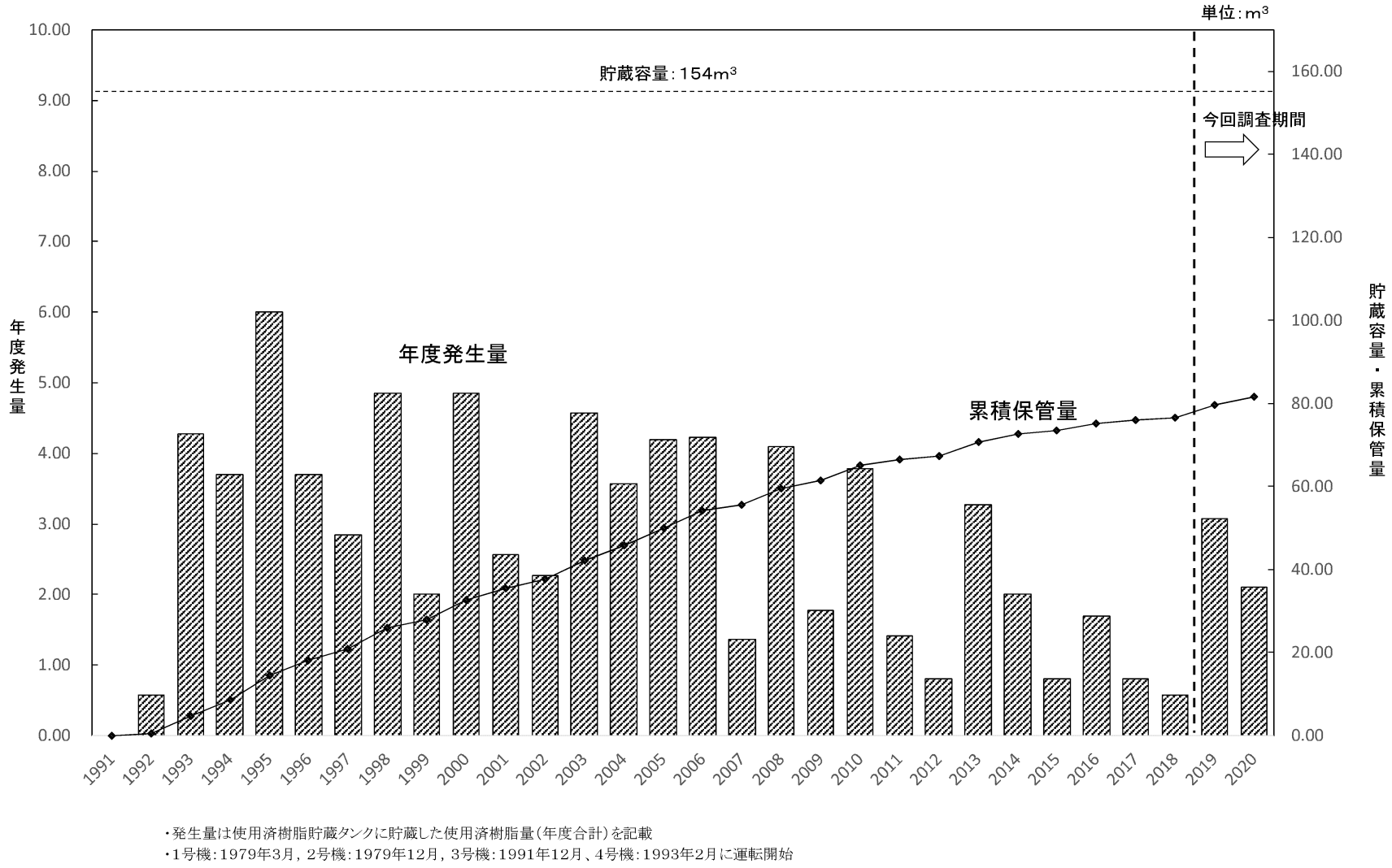
・１９９８年度以前の数値は、キュリー単位（有効数字２桁）で報告した値をベクレル単位に換算した。
・１号機：１９７９年３月，２号機：１９７９年１２月，３号機：１９９１年１２月，４号機：１９９３年２月に運転開始

第 2.2.1.6.12 図　放射性液体廃棄物中のトリチウムの放出実績



・発生量は廃棄物庫に搬入した放射性固体廃棄物量（年度合計）を記載
・1号機：1979年3月，2号機：1979年12月，3号機：1991年12月、4号機：1993年2月に運転開始
・⁝⁝ は充填固化体及びその製作により発生した除去物の合計を示す。

第 2.2.1.6.13 図　放射性固体廃棄物の発生量、保管量の推移



・発生量は使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵した使用済樹脂量（年度合計）を記載
・1号機：1979年3月，2号機：1979年12月，3号機：1991年12月、4号機：1993年2月に運転開始

第 2.2.1.6.14 図　イオン交換器廃樹脂の発生量、保管量の推移（大飯発電所３，４号機合計）

2.2.1.7 非常時の措置

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

非常時の措置の目的は、事故・故障等（火災、内部溢水、火山影響、地震、津波、竜巻、有毒ガス、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。）に規定される原子力災害※1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、万一原子力緊急事態等※2が発生した場合に備え、体制の確立、通報連絡手段の整備及び対応に係る計画を策定し、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。

※1：原子力緊急事態により国民の生命、身体又は財産に生ずる被害

※2：原子力事業者の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当該原子力事業者の原子力事業所外へ放出された事態（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

非常時の措置に係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

非常時の措置に係る対応体制確立等について、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. 福井県内外の原子力事業所への協力

(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

③ 保安活動改善状況

自主的改善事項の活動状況及び不適合事象、指摘事項等における改善状況について調査する。

(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、状況を確認のうえ、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)、総括責任者（発電所長）及び原子炉主任技術者に連絡する。

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、原子力検査官等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 12 名の運転員（当直員）をあわせて合計 58 名（2 基が燃料装荷状態時）が、常時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。平日夜間は通報連絡責任者（技術課長）から発電グループマネジャーへ、休日は通報連絡責任者（全体指揮者）から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原子力検査官等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等の当番者名・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

ア. 火災発生時の対応

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、当直課長等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。

イ．傷病者等発生時の対応

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等を確認し、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うえで発電所内の緊急医療処置室又は健康管理室に搬送し、除染及び応急処置等の処置を講じる。また、外部の医療機関への搬送及び治療の依頼等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 図の別紙「傷病者等発生時の対応フロー」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、調査結果等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、原因及び対策等を取りまとめ、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、訓練を定期的に実施している。

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している。

(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、機能の確認等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、記者クラブ等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等を行うため、2003 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、2005 年 3 月から大飯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

知等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、発電所原子力情報コーナー（エルガイアおおい）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・故障等の経験等を踏まえた組織・体制に関する改善事例を以下に示す。

2018 年 3 月、4 月の大飯発電所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、火山影響、その他自然災害（地震、津波、竜巻）及び有毒ガス等の設計基準事象（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、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、資機材の整備等）

(a) 原子力防災体制の整備

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（原子力安全統括、技術系の副所長、安全・防災室長、品質保証室長、運営統括長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。

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。

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

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、2012 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緊急事態区分及び緊急時活動レベル（ＥＡＬ：Emergency Action Level）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、原子炉主任技術者、本部附及び 8 班（総務班ほか）で構成する原子力防災組織による発電所原子力緊急時対策本部を設置し、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等で公表している。（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 2 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）

さらに、感染症対策資機材として、緊急時対策所にサーマルカメラを備え付けている。

(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［福井県大飯原子力防災センター］（以下「原子力防災センター」という。）に備え付ける資料を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、安全パラメータ表示システム、事故一斉放送装置、所内放送装置等を整備し、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等との間で、原子力防災訓練及び「大飯発電所原子力事業者防災業務計画」の協議等を通じて、原子力防災情報の収集・提供等を行い、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、原子力事業者（電力 9 社、電源開発、日本原燃、日本原子力発電）は、2013 年 1 月に日本原子力発電株式会社を実施主体とする原子力緊急事態支援センターを設置し、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。2016 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、2020 年度末時点で延べ 73 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、大飯原子力規制事務所、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、プラント状況等の情報収集を行い、原子力事業者防災業務計画で定めた機関に事態の変化に応じ逐次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

イ. 放出放射能量の推定

ウ. 消火活動

エ. 原子力災害医療

オ. 二次災害防止に関する措置

カ. 汚染拡大の防止及び防護措置

キ. 線量評価

ク. 要員の派遣、資機材の貸与

ケ. 広報活動

コ. 応急復旧

サ. 原子力災害の拡大防止を図るための措置

シ.運搬に係る応急処置

(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、おおい町等の地方公共団体等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等に要員の派遣、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の実施

(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

イ. 環境放射線モニタリングに関する事項

ウ. 汚染検査、汚染除去に関する事項

エ. 広報活動に関する事項

オ. 被災者の損害賠償請求等への対応のための窓口に関する事項

カ. 原子力災害事後対策の実施体制・実施担当者及び工程に関する事項

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。

(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. 福井県内外の原子力事業所への協力

(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等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、各原子力事業所（発災原子力事業所を除く。）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等との間で、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等を行うこととしている。2021 年 3 月には、各原子力事業者からの避難退域時検査要員派遣数を 800 名以上（必要により増員可能）に拡充し、これまで以上に住民避難を円滑に実行できる体制を構築している。

2016 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更に充実させるため、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 4 社と相互協定を締結している。以降、各社の訓練に相互参加しており、2019 年 11 月には、国主催（鳥取県・島根県合同）の島根原子力発電所（中国電力株式会社）での原子力防災訓練において、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社が参加）により協力要員・資機材の派遣要請に伴う連携を確認した。さらに、2021 年 1 月には、四国電力株式会社主催で伊方発電所での事業者防災訓練において相互協力による訓練として、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社が参加）により協力要員・資機材の派遣要請に伴う連携を確認した。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更なる向上に努めていく。

また、更なる安全性向上の観点から、原子力事業者（電力 9 社、電源開発、日本原燃、日本原子力発電）が保有する可搬型の電源、ポンプ等の資機材の仕様をリスト化し、原子力事業者間で共有しており、一部の設備に

ついて融通のために必要となるアタッチメントを製作している。

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等を踏まえた組織・体制に関する改善事例を以下に示す。

2011 年 5 月には、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による支援体制の強化等を実施している。

その後 2015 年 9 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 64 名（2 基が燃料装荷状態時）に増員している。

現在、大飯発電所１，２号機の運転員に期待しない大飯発電所３，４号機で独立した体制を構築すべく、設置許可の記載の変更を実施し、当番者を 58 名（2 基が燃料装荷状態時）としている。なお、上記とは別に大飯発電所１，２号機の運転員を 4 名としている。

2015 年度からは、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導入し、原子力防災訓練において体制及び運営の有効性を確認している。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等、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。

2020 年 7 月には、緊急時対策所を新たに設置し運用を開始した。これに伴い、対策スペースに余裕ができたため広いスペースを活かした設備の拡充やレイアウトの適正化を実施し、社内訓練において緊急時対策本部内における情報の収集と共有及び戦略検討等の活動が円滑に実施できていることを確認している。

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等の指示事項及び未然防止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（非常時の措置）」参照）

b. 不適合事象、指摘事項等における改善状況

不適合事象、指摘事項等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（非常時の措置）」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等の改善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、報告書の一般公開等、広く情報を公開する体制とな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

原子力緊急事態等に備えて、原災法に基づき、体制、要員、資機材等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を適切に反映していること、及び2011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、大飯発電所における原子力緊急事態等の対応は、継続的な改善が図ら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・再発防止対策立案等の対応体制）により対応するとともに、教育・訓練を定期的に実施し、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等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等の動きを踏まえて、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

非常時の措置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、非常時の措置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・故障等の経験等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

非常時の措置に係るマニュアルの整備状況等について、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 原子力緊急事態等発生時の対応に係るマニュアルの整備状況

③ ①～②項に係る改善状況

④ 保安活動改善状況

自主的改善事項の活動状況及び不適合事象、指摘事項等における改善状況について調査する。

(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

a. 事故・故障等発生時の対応に係るマニュアルの整備

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、火山影響、その他自然災害（地震、津波、竜巻）及び有毒ガス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、「大飯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等、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、「大飯発電所救急対策所則」に、医療機関等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等

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「大飯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」等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、現場維持管理の更なる向上を図った「安全まもる君ハンドブック」を整備し着眼点を定めている。

b．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、「大飯発電所技術業務所則」に連絡者及び連絡ルート、資料整備等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。

② 原子力緊急事態等発生時の対応に係るマニュアルの整備状況

「大飯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、関係機関との連携等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、汚染拡大の防止等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等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「大飯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「大飯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」を制定している。

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マニュアルの改善状況

事故・故障等の経験を踏まえたマニュアルの改善事例を以下に示す。

「大飯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・故障等の経験等を踏まえ適宜見直し（例：地震発生時の連絡基準の見直し等）を行っている。

「大飯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」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、組織体制の見直し等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）」（2017 年 8 月 1 日公布、2017 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。（「大飯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「大飯発電所原子力事業者防災業務計画修正実績（2010 年度以降）」参照）

また、「大飯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」、「大飯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「大飯発電所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。

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等の指示事項及び未然防止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（非常時の措置）」参照）

b. 不適合事象、指摘事項等における改善状況

不適合事象、指摘事項等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（非常時の措置）」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、資機材の整備等を定めているが、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：地震発生時の連絡基準の見直し等）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。

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、2011 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。

このことから、大飯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等を踏まえた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

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

非常時の措置に係る教育・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、非常時の措置に係る対応を行う要員に対して教育・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・故障等の経験等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

非常時の措置に係る教育・訓練の体系・概要等について、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. 対応能力

③ ①、②項に係る改善状況

④ 保安活動改善状況

自主的改善事項の活動状況及び不適合事象、指摘事項等における改善状況について調査する。

(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等を教育した後、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「大飯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	事故対策会議の構成員が事象発生時の通報連絡を正確に情報伝達するとともに、事故対策会議の確立及び業務分担等の円滑な運営が図れるよう訓練を行う。	1回以上／年
少人数通報連絡訓練	事象発生を模擬し、休日の当番者が情報を収集、通報連絡を実施する訓練を行う。	1回以上／月
社外通報連絡訓練	事象発生を模擬し、国及び地方自治体等への通報連絡を実施する訓練を行う。	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等の対応が迅速かつ的確に実施できるかについて訓練等を実施、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、課題等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、火山影響、その他自然災害（地震、津波、竜巻）及び有毒ガス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、課題等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「大飯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
救急対応訓練	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、救急隊への引継ぎ等を行う。	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等の技術を習得させ、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、課題等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「大飯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等を行う。	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	自衛消防隊幹部を社外機関が実施する教育訓練に参加させ、自衛消防隊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・故障等発生時に対応する総括責任者、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」等に基づく、力量評価結果で「業務遂行に必要な力量を有している」者が行っている。

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、放射線防護等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
本部運営	事象発生により緊急時応急対策対応要員を参集し、本部の設営を行う。
通報連絡	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気中ヨウ素濃度の測定を行う。
発電所退避誘導	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等について、退避誘導員により指定された集合・退避場所に誘導する。
原子力災害医療	管理区域内での負傷者発生を想定し、負傷者搬出、汚染除去及び応急処置等の対応を行う。
全交流電源喪失対応	全交流電源喪失を想定し、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を行う。
アクシデントマネジメント対応	シビアアクシデントを想定し、アクシデントマネジメントに係る対応を行う。
原子力緊急事態支援組織対応	原子力緊急事態支援組織との連携に係る対応を行う。

訓練実施後には訓練結果を確認し、課題等が認められれば、訓練内容の見直しのほか、「大飯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等を行っている。（第 2.2.1.7.6 表「過去に実施した原子力防災訓練の概要（2010 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するとともに他原子力事業者の原子力防災訓練を視察し、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。

訓練日	視察先	大飯発電所 視察者
2019.10.4	九州電力　川内原子力発電所	１名
2020.10.2	日本原子力発電　敦賀発電所	１名
2020.5.18	中国電力　島根原子力発電所	１名

2011 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、2012 年度から実施している。

また、シビアアクシデント等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、2012 年度から実施している。

2017 年 9 月以降は、「大飯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「大飯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て的確かつ柔軟に対処するために必要な力量の維持向上を図るための訓練を実施している。（事故時の役割に応じて必要な訓練を年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て必要な訓練を年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回以上／年）

また、大飯発電所３号機第１回届出書における「2.2.1.7.2.3(4) 今後の取組み」である「送水車等の重大事故等対処設備のポンプの起動操作のビデオ視聴等」については、緊急安全対策要員の訓練において、送水車、可搬代替低圧注水ポンプ、大容量ポンプ等の重大事故等対処設備のポンプの起動操作をビデオ撮影した動画及びポンプ起動にかかる手順項目を充実した資料を用いて実施するとともに、送水車関連の操作の想定時間を変更し、成立性の確認訓練に対して余裕時間を確保することで、操作の確実性を高めている。さらに、大飯発電所３号機第１回届出書における「3.1.3.4 ＰＲＡにより抽出された追加措置」で抽出した追加措置である「運転員及び緊急安全対策要員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用」の一つとして、緊急安全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ている。具体的には、緊急安全対策要員の操作のうち大容量ポンプラインアップ操作が最もリスク重要度が大きい結果が得られたことから、訓練の際にその重要性について教育している。また、大飯発電所３号機第１回届出書における「3.1.4.4(1) 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とおり、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. 対応能力

非常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」等に基づく、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。

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・故障等の経験等を踏まえた教育・訓練に関する改善事例を以下に示す。

2016 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等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実施しており、2020 年度末時点で延べ 24 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。

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等の指示事項及び未然防止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（非常時の措置)」参照）

b. 不適合事象、指摘事項等における改善状況

不適合事象、指摘事項等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（非常時の措置)」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

練を実施する等、事故対策会議の構成員等に対する訓練を「大飯発電所技術業務所則」や「大飯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等を踏まえて訓練内容の見直しや整備資料の改善等を図っていることを確認した。

また、内部溢水、火山影響、その他自然災害（地震、津波、竜巻）及び有毒ガス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等を踏まえて訓練内容の見直しや資機材の改善等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、「大飯発電所防火管理所達」及び「大飯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、通報訓練、消防活動計画に基づく訓練、消防総合訓練等を実施していること及び訓練結果等を踏まえて訓練内容の見直し、消防資機材の改善等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、原子力防災訓練等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、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等を図っていることを確認した。

さらに、「大飯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「大飯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て的確かつ柔軟に対処するために必要な力量の維持向上を図るための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等を定めて実施しており、また、対応に問題がないかを訓練等により確認するとともに、訓練結果等を踏まえた訓練内容や整備資料等の継続的な改善が図ら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継続的に向上していくことが重要である

(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、訓練結果等から得られる教訓を反映させる等して充実を図り、事故・故障等発生時及び緊急時の対応要員の知識・技能の更なる向上に努める。

また、緊急時リーダーシップ能力として、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

非常時の措置における設備（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・故障等の経験等を踏まえ、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

非常時の措置に係る設備（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 非常時の措置に係る設備に関する調査項目

設備（資機材）の改善内容

② 保安活動改善状況

自主的改善事項の活動状況及び不適合事象、指摘事項等における改善状況について調査する。

(2) 調査結果

① 非常時の措置に係る設備の改善

以下に主な改善事例を示す。

a. 緊急時対策所の整備、強化

2011 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・津波等で緊急時対策所が使用できない場合に備えて、2013 年 6 月に大飯発電所１，２号機中央制御室の近傍に代替指揮所を指定し、必要な資機材等の整備を行った。

その後、2013 年 7 月に施行された新規制基準への対応として重大事故等対策等に係る資機材等の整備を実施したうえで、大飯発電所１，２号機中央制御室近傍の代替指揮所を緊急時対策所として位置付けて運用していたが、緊急時対策所（耐震建屋）の建設完了に伴い、2020 年 7 月より緊急時対策所（耐震建屋）を緊急時対策所として位置付けて運用を開始している。

更なる強化策として、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を設

置し、2019 年 3 月より運用を開始している。さらに、免震事務棟の設置にあわせて、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実施するとともに緊急医療処置室を設置している。

また、原子力訓練結果等を踏まえて、情報共有化の向上及び便宜性の向上等のため、資機材の充実及びレイアウト変更等を行っている。

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改善は、現在も継続されていることを確認した。

b. 2011 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）（2011 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）（2011 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）（2011 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、2012 年 9 月に原子力規制委員会が発足し、2013 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」参照）

大飯発電所固有の課題解決に向けた活動としては、吉見橋下へ大容量ポンプの水中ポンプを設置する際に、水中ポンプの駆動用油圧ホース損傷防止のために、吊り治具を追加配備した。

② 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等の指示事項及び未然防止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（非常時の措置）」参照）

b. 不適合事象、指摘事項等における改善状況

不適合事象、指摘事項等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（非常時の措置）」参照）

(3) 評価結果

非常時の措置に係る設備の改善については、緊急時対策所の整備、強化等、必要な対応が確実に実施されているとともに、2011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、非常時の措置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

非常時の措置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等確実に実施し、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。

今後、火山対策としても追加で資機材を整備する予定である。

2.2.1.7.2.5 実績指標の推移

非常時の措置に係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

非常時の措置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「大飯発電所原子力事業者防災業務計画修正実績（2010年度以降)」に示すように年1回修正が行われている。

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（2010 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。

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「大飯発電所消防総合訓練の概要（2010年度以降)」に示すように、年1回確実に実施している。

(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、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「大飯発電所防火管理所達」に基づき年 1 回実施しており、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していく。

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、原子力緊急事態等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等、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・内部評価結果等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、発電所の指揮者クラスの要員を対象に（株）原子力安全システム研究所（ＩＮＳＳ）が開発している緊急時リーダーシップ能力の向上を図る研修（たいかん訓練）を継続的に実施し、毎回の訓練結果をデータとして分析・フィードバックすることにより、リーダーシップ能力を継続的に向上させるとともに、その結果を踏まえて研修内容自体を継続的に改善していく。

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	点検内容※1	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		２１０組	外観点検	１回／年	緊急時対策所 A中央制御室 B中央制御室 モニタリングカー
	呼吸用ボンベ付一体型防護マスク		自給式呼吸器		５０個	機能確認	１回／年	緊急時対策所 A中央制御室 B中央制御室 モニタリングカー他
	フィルター付防護マスク		ガス・ダスト両用マスク		２１０個	機能確認	１回／年	緊急時対策所 A中央制御室 B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	機能確認	１回／年	緊急時対策所
	ファクシミリ		ファクシミリ装置		１台	機能確認	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 ・プラント排気筒モニタ		１台／ユニット	機能確認	定期事業者検査毎	1,2 号機補助建屋 3,4 号機補助建屋
			排水モニタ ・放水口モニタ		１台/2ユニット	機能確認	定期事業者検査毎	1,2 号機放水口 3,4号機放水口
	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		２台	機能確認	１回／年	A中央制御室 B中央制御室
			電離箱サーベイメータ		１台	機能確認	１回／年	モニタリングカー
			ＮａＩシンチレーション サーベイメータ		１台	機能確認	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	機能確認	１回／年	A中央制御室 3，4 号機放射線管理室
	空間放射線積算線量計		熱蛍光線量計（ＴＬＤ）または 電子積算線量計		４個	機能確認	１回／年	研修館
	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	機能確認	１回／年	モニタリングカー
			β線用汚染サーベイメータ		１台	機能確認	１回／年	モニタリングカー
	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	機能確認	１回／年	研修館 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	機能確認	１回／年	3,4号機ﾎｯﾄｶｳﾝﾄ室
	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	機能確認	１回／年	研修館 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	機能確認	１回／年	3,4号機ﾎｯﾄｶｳﾝﾄ室
	個人用外部被ばく線量測定機器		個人被ばく線量測定器		１３０台	機能確認	１回／年	研修館
	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		１０台	機能確認	定期事業者検査毎※2	3,4号機格納容器 1～4号機使用済燃料ﾋﾟｯﾄ
		モニタリングカー	モニタリングカー	移動式ﾓﾆﾀﾘﾝｸﾞ設備	１台	機能確認	定期事業者検査毎	モニタリングカー
				車　両	１台	機能確認	道路運送車両法による	発電所敷地内
その他資機材	ヨウ素剤		ヨウ素剤		１，３００錠	外観点検	１回／年	健康管理室
	担架		担架		１台	外観点検	１回／年	健康管理室
	除染用具		除染キット		１式	外観点検	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	機能確認	道路運送車両法による	発電所敷地内車庫
	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	機能確認	消防法による	屋外
			動力消防ポンプ設備		１台	機能確認	１回／年	発電所敷地内車庫

※１：機能確認には外観点検、数量確認を含む。外観点検には数量確認を含む。
※２：使用済燃料ピット区域エリアモニタのうち可搬式については１回／年

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：大飯発電所）

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	２３名	モニタリングカー ＮａＩシンチレーションサーベイメータ 電離箱サーベイメータ 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） 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 個人被ばく線量測定器	３台 １１台 １１台 １４台 ２台 ２台 ６台 ３台 １台 ７４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 高浜発電所	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 個人被ばく線量測定器	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 ・避難退域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 事故時影響緩和操作評価に係る所則 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 大飯発電所	１６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 大飯発電所	３名 １名 ５名	道路地図 安全解析書 携帯電話 ＮａＩシンチレーションサーベイメータ 電離箱サーベイメータ 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） 個人被ばく線量測定器 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 ９台 １式 １台	・環境放射線モニタリング ・避難退域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（非常時の措置）（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	－	－	－	－	－

未然防止処置

改善活動の契機	活動内容及び活動結果	実施状況	継続性	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	－	－	－	－	－	－

原子力規制検査

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
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（非常時の措置）（２／２）

不適合管理

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 2.2.1.7.4 表　大飯発電所原子力事業者防災業務計画修正実績

（2010 年度以降）（１／２）

年度	内容
2010 度 （2010 年 9 月 17 日）	１．放射線障害防護用器具の更新に伴う資機材名称の変更
2011 年度 （2012 年 1 月 12 日）	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 2011 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。
2012 年度 （2013 年 3 月 18 日）	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
2013 年度 （2013 年 12 月 19 日）	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
2014 年度 （2015 年 3 月 27 日）	１．原子力規制庁及び内閣府の組織改正に伴う通報箇所等の記載修正 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等の記載修正 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等の記載修正
2015 年度 （2016 年 3 月 28 日）	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
2016 年度 （2017 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）に伴う防災組織等の記載修正 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

第 2.2.1.7.4 表　大飯発電所原子力事業者防災業務計画修正実績
（2010 年度以降）（２／２）

年度	内容
2017 年度 （2017 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
2018 年度 （2019 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 ３．新規制基準への対応に伴う資機材の見直し ４．緊急時対策所指定場所の見直し
2019 年度 （2020 年 3 月 27 日）	１．発送電分離（分社化）に伴う連絡経路の変更 ２．大飯１，２号機廃止措置を踏まえたシビアアクシデント対策等に関する資機材等およびＥＡＬ判断項目見直し ３．緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）伝送パラメータ項目の見直し ４．原原子力災害対策特別措置法関連法令の改正に伴う各種届出様式等の変更
2020 年度 （2020 年 8 月 21 日）	１．原災法関連法令の改正に伴う緊急時活動レベル（ＥＡＬ）判断基準への反映 ２．原子力規制庁からの要請に伴う緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）への伝送パラメータの追加

（2020 年 8 月末現在）

第 2.2.1.7.5 表　設計基準事象対応教育・訓練一覧表（１／４）

分類	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・訓練管箇所
内部溢水	内部溢水	溢水全般の運用管理に関する教育	・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（蒸気曝露、没水、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 ・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	保安	１回／年	全所員（所長除く）	安全・防災室
		内部溢水の評価内容に関する教育	・溢水影響評価の手法 ・配管肉厚管理・評価手法 ・想定破損（没水、被水、蒸気）、地震時の溢水評価の実施内容 ・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	安全・防災室員のうち、当該業務を行う者	安全・防災室
		溢水発生時の運転操作等に関する教育	・内部溢水発生時の判断・運転操作に関する事項	保安	１回／年	運転員	発電室
		消火活動時の放水に係る注意事項に関する教育	・消火水放水時の注意事項	保安	１回／年	全所員（所長除く）	安全・防災室
その他自然災害	地震	地震発生時の運用管理に関する教育	・波及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
		地震発生時の運転操作等に関する教育	・地震発生時の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	・津波発生時の対応に関する事項（避難場所、方法等） ・資機材の津波影響に関する事項	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等に関する教育	・津波発生時の運転操作に関する事項	保安	１回／年	運転員	発電室
		津波防護施設等の施設管理、点検に関する教育	・津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備および津波影響軽減施設の施設管理に関する事項	保安	１回／年	機械保修課員、電気保修課員、土木建築課員のうち、当該設備の施設管理を行う者	機械保修課 電気保修課 土木建築課
		燃料等輸送船の緊急退避教育	・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	・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	竜巻発生時における車両退避等の訓練	・竜巻発生時の車両退避等の訓練	一般	１回／年	全所員（所長は除く）	安全・防災室
		竜巻防護の運用管理に関する教育	・竜巻の襲来時等の対応に関する事項 ・竜巻発生時の車両退避等に関する事項 ・物品の飛散防止管理に関する事項 ・竜巻飛来物防護対策設備他の取扱方法および管理に関する事項	保安	１回／年	全所員（所長は除く）	安全・防災室

第 2.2.1.7.5 表　設計基準事象対応教育・訓練一覧表（２／４）

分類	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
火山影響等およびその他自然災害	竜巻	竜巻発生時の運転操作等に関する教育	・竜巻発生時の運転操作に関する事項	保安	１回／年	運転員	発電室
		竜巻対策設備の施設管理、点検に関する教育	・竜巻飛来物防護対象設備、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・点検に関する事項	保安	１回／年	原子燃料課員、機械保修課員、電気保修課員のうち、当該設備の施設管理を行う者	原子燃料課 機械保修課 電気保修課
	火山・降雪・地滑り	火山影響等、積雪および地滑りに対する運用管理に関する教育	・火山影響等、積雪および地滑り発生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
		火山影響等および地滑り発生時の運転操作等に係る教育	・火山影響等発生時の運転操作に関する事項 ・地滑り発生時の運転操作に関する事項	保安	１回／年	運転員	発電室
		火山影響等、積雪および地滑りにより防護すべき施設の施設管理、点検に関する教育訓練	・降下火砕物、積雪および地滑りにより防護すべき施設の施設管理に関する事項	保安	１回／年	各保修課員のうち、当該設備の施設管理を行う者	各保修課
			・降下火砕物、積雪および地滑りより防護すべき施設（土建設備）の施設管理に関する事項	保安	１回／年	土木建築課員のうち、当該設備の施設管理を行う者	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等に関する教育訓練	・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 ・タービン動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 ・蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（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	緊急時対策本部要員および、緊急安全対策要員	安全・防災室 (機械保修課) (電気保修課) (放射線管理課)
有毒ガス発生時	有毒ガス発生時	有毒ガス発生時の防護手順に関する教育	・有毒ガス発生の発見時の通報連絡に関する事項・有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質の取り扱いに関する事項・新たな化学物質を取扱う場合の有毒ガス発生有無の確認に関する事項	保安	１回／年	全所員（所長は除く）	安全・防災室
		防護具着用訓練	・酸素呼吸器等着用訓練	一般	１回／年	運転員 緊急時対策本部要員 立会人 終息活動要員	安全・防災室 （放射線管理課）
		入所時教育	・有毒ガス発生の発見時の通報連絡に関する事項	保安	入所時	発電所新規配属者 入所者	所長室
		有毒ガス発生時の運転操作等に関する教育	・有毒ガス発生時の運転操作に関する事項	保安	１回／年	運転員	発電室

第 2.2.1.7.5 表　設計基準事象対応教育・訓練一覧表（３／４）

分類	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	誤操作	誤操作防止教育	・誤操作防止の運用に関する事項	保安	１回／年	運転員	発電室
			・識別管理に関する教育、換気空調設備および照明設備（落下防止）に係る保守・点検に関する事項	保安	１回／年	各保修課員、土木建築課員のうち、当該設備の施設管理を行う者	各保修課 土木建築課
	安全避難通路等	安全避難通路等に関する教育	・作業用照明に係る施設管理に関する事項	保安	１回／年	電気保修課員のうち、当該設備の施設管理を行う者	電気保修課
			・可搬型照明の使用に関する事項	保安	１回／年	運転員	発電室
	安全施設	安全施設の保守・点検に関する教育	・アニュラス空気浄化設備のダクトの一部に係る施設管理に関する事項	保安	１回／年	機械保修課のうち、当該設備の施設管理を行う者	機械保修課
	蓄電池	全交流動力電源喪失対策設備に係る保守・点検に関する教育	・蓄電池に係る保守・点検に関する事項	保安	１回／年	電気保修課員のうち、当該設備の施設管理を行う者	電気保修課
	ＳＦＰ	使用済燃料ピットの保全に関する教育	・使用済燃料ピットへの重量物落下防止に係る措置および当該設備の施設管理に関する事項	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、当該設備の施設管理を行う者	原子燃料課 機械保修課
			・使用済燃料ピットの水位計・温度計・エリアモニタの施設管理に関する事項	保安	１回／年	電気保修課員のうち、当該設備の施設管理を行う者	電気保修課
	ＲＣＳバウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁等の施設管理に関する教育	・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁等の施設管理に関する事項	保安	１回／年	電気保修課員、機械保修課員のうち、当該設備の施設管理を行う者	電気保修課 機械保修課
	安全保護回路	安全保護回路に関する教育	・施設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事項	保安	１回／年	電気保修課員のうち、当該設備の施設管理を行う者	電気保修課
	中央制御室	中央制御室の保全に関する教育	・中央制御室での情報入手等に関する事項	保安	１回／年	運転員	発電室
			・酸素濃度計および二酸化炭素濃度計の施設管理に関する事項	保安	１回／年	放射線管理課員のうち、当該設備の施設管理を行う者	放射線管理課
			・監視カメラ、気象観測装置等の施設管理に関する事項	保安	１回／年	電気保修課員のうち、当該設備の施設管理を行う者	電気保修課
	監視設備	モニタステーションおよびモニタポストの施設管理に係る教育	・モニタリングステーションおよびモニタリングポストの電源、警報およびデータ伝送系の施設管理に関する事項	保安	１回／年	放射線管理課員のうち、当該設備の施設管理を行う者	放射線管理課

第 2.2.1.7.5 表　設計基準事象対応教育・訓練一覧表（４／４）

分類	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	保安電源	保安電源の保全に関する教育	・電源確保の運転操作に関する事項 ・タンクローリーによる輸送手順に関する事項 ・タンクローリーが全台使用不可の状態で外部電源喪失が重畳した場合のディーゼル発電機片系運転に関する事項	保安	１回／年	運転員	発電室
			・タンクローリーに係る施設管理に関する事項	保安	１回／年	機械保修課員のうち、当該設備の施設管理を行う者	機械保修課
			・燃料油貯蔵タンクおよび重油タンクに係る施設管理に関する事項	保安	１回／年	機械保修課員のうち、当該設備の施設管理を行う者	機械保修課
			・電気設備に係る施設管理に関する事項	保安	１回／年	電気保修課員のうち、当該設備の施設管理を行う者	電気保修課
	緊急時対策所	緊急時対策所の保全に関する教育	・緊急時対策所の機能を維持するために必要な資機材の施設管理に関する事項	保安	１回／年	放射線管理課員、電気保修課員のうち、当該設備の施設管理を行う者	放射線管理課 電気保修課
	通信連絡設備	通信連絡設備の保全に関する教育	・専用通信回路、データ伝送設備（発電所内）およびデータ伝送設備（発電所外）の異常時の対応手順に関する事項	「大飯発電所 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」別表 1-1 および別表 1-2 通信機器の取扱い(1)(2)による			
			・通信連絡設備の操作手順に関する事項	一般	１回／年	運転員	発電室
			・通信連絡設備の操作手順に関する事項	「大飯発電所 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」別表 1-1 および別表 1-2 通信機器の取扱い(1)(2)による			
			・通報連絡に関する訓練	「大飯発電所 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」別表 1-1 および別表 1-2 通信機器の取扱い(1)(2)による			

第 2.2.1.7.6 表　過去に実施した原子力防災訓練の概要

（2010 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
2010 年度	大飯発電所 4 号機において、各種安全防護設備故障により、原災法第 15 条事象に至るとの想定で緊急時組織の各種訓練を実施した。 「大飯発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡、管理区域内での負傷者を想定した緊急時医療対応等の確認を行った。	・負傷者に係る本部指揮の分担の見直し
2011 年度	大飯発電所１～３号機において、地震発生に伴う全交流電源喪失及び各種安全防護設備故障により、原災法第 15 条に至るとの想定で緊急時組織の各種訓練を実施した。 「大飯発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡、管理区域内での負傷者を想定した緊急時医療対応や応急復旧対策等の確認を行った。	・緊急時対策所の通信連絡設備の改善
2012 年度	大飯発電所３，４号機において、地震・津波発生に伴う全交流電源喪失及び各種安全防護設備故障により、原災法第 15 条に至るとの想定で緊急時組織の各種訓練を実施した。 「大飯発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡、管理区域内での負傷者を想定した緊急時医療対応や緊急応急対策等の確認を行った。	・情報メモ様式の変更、プラントパラメータ等の情報を本部壁面に掲示する等の改善
2013 年度	大飯発電所３，４号機において、地震・津波発生に伴う全交流電源喪失及び各種安全防護設備故障により、原災法第 15 条に至るとの想定で緊急時組織の各種訓練を実施した。 「大飯発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡、管理区域内での負傷者を想定した緊急時医療対応や緊急応急対策等の確認を行った。（シナリオ非提示型訓練（ブラインド訓練））	・原子力防災データベースの変更 ・緊急時対策所レイアウトの改善

第 2.2.1.7.6 表　過去に実施した原子力防災訓練の概要

（2010 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
2014 年度	大飯発電所３号機においては安全防護設備の火災を想定し、４号機においては冷却材漏えいにより原災法第 15 条に至るとの想定で緊急時組織の各種訓練を実施した。 「大飯発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡、管理区域内での負傷者を想定した緊急時医療対応や緊急応急対策等の確認を行った。（シナリオ非提示型訓練（ブラインド訓練））	・対策本部内におけるブリーフィング及び決定事項の本部内周知に係る具体的な実施方法の整理及び明文化
2015 年度	大飯発電所３，４号機において、地震発生に伴う全交流電源喪失及び各種安全防護設備故障により、原災法第 15 条に至るとの想定で緊急時組織の各種訓練を実施した。 「大飯発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡、管理区域内での負傷者を想定した緊急時医療対応や緊急応急対策等の確認を行った。（シナリオ非提示型訓練（ブラインド訓練）） 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。	・発電所対策本部と本店対策本部の各ラインの情報共有・連携が効果的に行うための仕組みとして連絡先窓口の設定
2016 年度	大飯発電所３，４号機において、地震発生に伴う全交流電源喪失及び各種安全防護設備故障により、原災法第 15 条に至るとの想定で緊急時組織の各種訓練を実施した。 「大飯発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡、管理区域内での負傷者を想定した緊急時医療対応や緊急応急対策等の確認を行った。（シナリオ非提示型訓練（ブラインド訓練））	・発電所対策本部と本店対策本部の情報共有事項について、予め定めることで円滑な情報伝達が実施できるよう対策を実施

第 2.2.1.7.6 表　過去に実施した原子力防災訓練の概要

（2010 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
2017 年度	地震発生に伴って、大飯発電所３号機においては全交流電源喪失、４号機においては外部電源喪失を想定し、各種安全防護設備の故障により原災法第 15 条に至ったとの想定で緊急時組織の各種訓練を実施した。 「大飯発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡、管理区域内での負傷者を想定した緊急時医療対応や緊急応急対策等の確認を行った。（シナリオ非提示型訓練（ブラインド訓練））	・電子ホワイトボードの機能改善 ・音声環境の改善 ・発電所対策本部内における情報共有の更なる改善 ・現場点検時の安全確保に係る指示の実施
2018 年度	地震発生に伴って、大飯発電所３号機においては外部電源喪失、４号機においては全交流電源喪失を想定し、各種安全防護設備の故障により原災法第 15 条に至ったとの想定で緊急時組織の各種訓練を実施した。 「大飯発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡、管理区域内での負傷者を想定した緊急時医療対応や緊急応急対策等の確認を行った。（シナリオ非提示型訓練（ブラインド訓練））	・通報連絡対応の改善 ・現場点検時の安全確保に係る指示の改善
2019 年度	地震発生に伴って、大飯発電所３号機においては全交流電源喪失、４号機においては外部電源喪失を想定し、各種安全防護設備の故障により原災法第 15 条に至ったとの想定で緊急時組織の各種訓練を実施した。 「大飯発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡、管理区域内での負傷者を想定した緊急時医療対応や緊急応急対策等の確認を行った。（シナリオ非提示型訓練（ブラインド訓練））	・通報連絡対応の改善
2020 年度	地震発生に伴って、大飯発電所３号機においては外部電源喪失、４号機においては全交流電源喪失を想定し、各種安全防護設備の故障により原災法第 15 条に至ったとの想定で緊急時組織の各種訓練を実施した。 「大飯発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡、管理区域内での負傷者を想定した緊急時医療対応や緊急応急対策等の確認を行った。（シナリオ非提示型訓練（ブラインド訓練））	・通報連絡対応の改善 ・本店対策本部への情報共有の改善

大飯発電所を対象とした地方自治体が主催する訓練は 2010 年度及び 2016 年度、国が主催する訓練は 2018 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

（１／５）

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 （43条※1及び1.0※2）	・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 （43条※1及び1.0※2）	・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 （43条※1及び1.0※2）	・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 （43条※1及び1.0※2）	・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 （44条※1及び1.1※2）	・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設備及び手順を整備している。
原子炉冷却材高圧時の冷却対策 （45条※1及び1.2※2）	・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 （46条※1及び1.3※2）	・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及び手順を整備している。
原子炉冷却材低圧時の冷却対策 （47条※1及び1.4※2）	・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及び手順を整備している。

※1　実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則

※2　実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準

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

（２／５）

緊急時対策関連事項	概　　要
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（48 条※1 及び 1.5※2）	・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及び手順を整備している。
格納容器内雰囲気の冷却･減圧･放射性物質除去対策（49 条※1 及び 1.6※2）	・格納容器内雰囲気の圧力及び温度、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、格納容器スプレイリングから格納容器内へのスプレイが可能となるように、送水車、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（50 条※1 及び 1.7※2）	・格納容器内雰囲気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及び手順を整備している。
格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却対策（51 条※1 及び 1.8※2）	・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、格納容器スプレイリングから格納容器内にスプレイ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（52 条※1 及び 1.9※2）	・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及び手順を整備している。

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

（３／５）

緊急時対策関連事項	概　　要
原子炉建屋等の水素爆発防止対策 （53 条※1 及び 1.10※2）	・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、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 （54 条※1 及び 1.11※2）	・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ヘッダを配備及び手順を整備している。
敷地外への放射性物質の放出抑制対策 （55 条※1 及び 1.12※2）	・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）を配備及び手順を整備している。 ・放水砲専用の大容量ポンプ。（2 台／2 ユニット） ・放水砲（3 台／2 ユニット）
補給水・水源の確保対策 （56 条※1 及び 1.13※2）	・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Ｂ高圧注入ポンプ（海水冷却※）による高圧代替再循環運転に使用する設備及び手順を整備している。 ※大容量ポンプによるＢ高圧注入ポンプへの補機冷却水（海水）通水
電源確保対策 （57 条※1 及び 1.14※2）	・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、バッテリ容量の増加や外部電源供給ラインの追加を実施している。また、非常用バッテリと常用バッテリの接続、号機間電力融通等の手順を整備している。
計装設備 （58 条※1 及び 1.15※2）	・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及び手順を整備している。

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

（４／５）

緊急時対策関連事項	概　　要
制御室 （26,59 条※1 及び 1.16※2）	・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。
監視測定設備 （31,61 条※1 及び 1.17※2）	・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。）。
緊急時対策所 （34,61 条※1 及び 1.18※2）	・重大事故等が発生した場合の事故制圧および拡大防止を図るための対策本部として、新たに耐震構造の緊急時対策所を設置し、緊急時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。
免震事務棟 （1.0※2）	・要員の待機場所として緊急時対策所へのアクセス性を考慮した免震事務棟を設置し、運用を開始している。
通信連絡設備 （35,62 条※1 及び 1.19※2）	・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、国及び原子力防災センター等）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、衛星電話等の通信連絡設備を配備している。
可搬設備等による対応 （2.1※2）	・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等により、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 （42 条※1）	・フィルタ付ベント設備、緊急時制御室等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 （37 条※1）	・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。

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

（５／５）

緊急時対策関連事項	概　　要
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 （37 条※1）	・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 （37 条※1）	・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。
予期せず発生する有毒ガスに係る対策 （26 条※1 及び 1.16※2） （34 条※1 及び 1.18※2）	・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。
火山影響等発生時の体制整備等に係る対策 （84 条の 2　第 5 号※3）	・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。

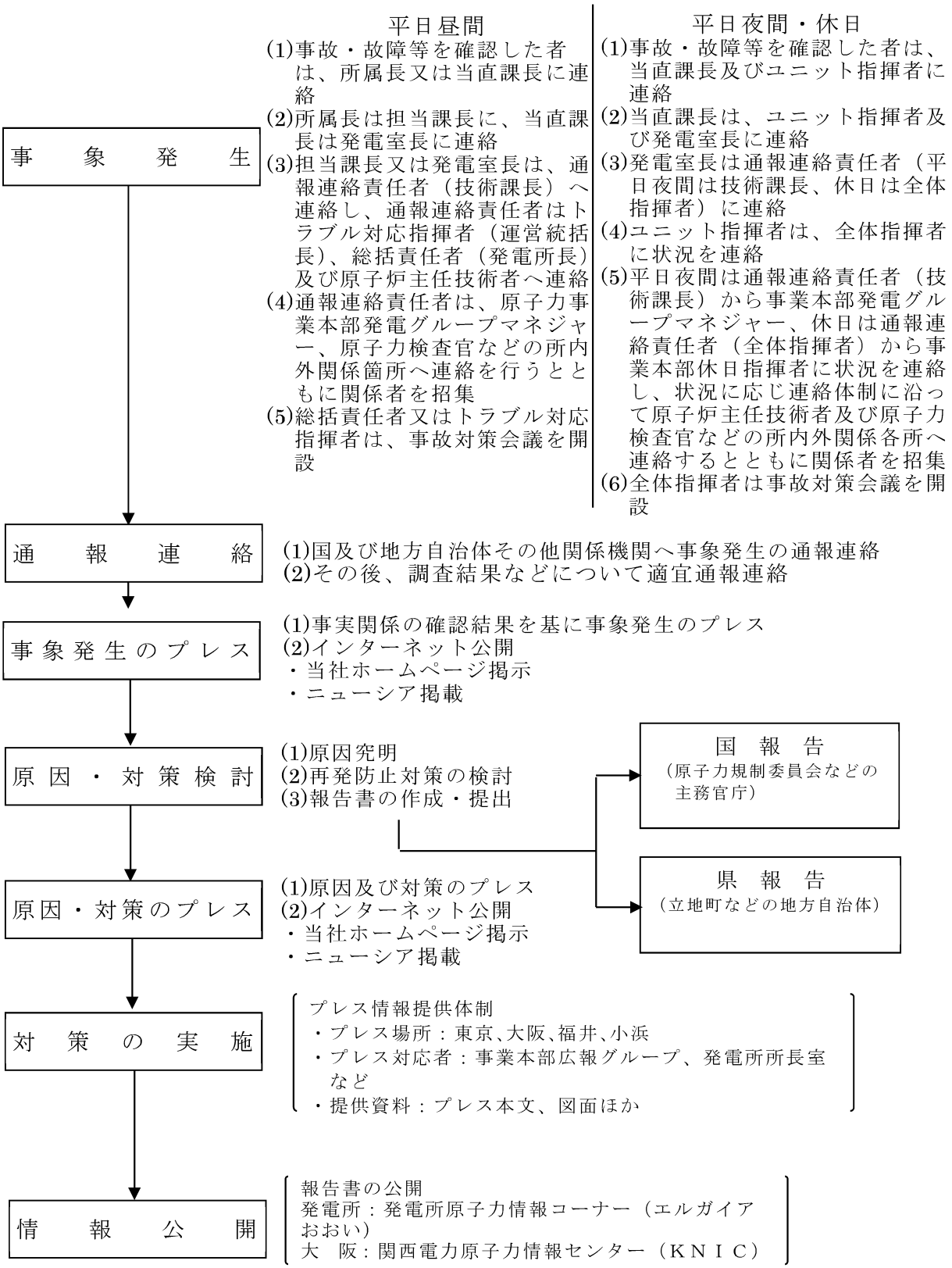
※3　実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則

第 2.2.1.7.8 表　大飯発電所消防総合訓練の概要（2010 年度以降）（１／２）

実施年度	概　　要
2010 年度	大飯発電所４号機屋外主変圧器からの火災発生及び３，４号機管理区域（廃棄物処理建屋 10.0m 西側通路）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。
2011 年度	大飯発電所４号機屋外主変圧器からの火災発生及び３，４号機管理区域（廃棄物処理建屋 10.0m 西側通路）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。
2012 年度	大飯発電所１，２号機屋外油計量タンクからの火災発生及び１号機管理区域（補助建屋 31.6m 換気空調設備振動監視装置）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。
2013 年度	大飯発電所４号機非管理区域（制御建屋Ｃ原子炉補機冷却水ポンプ）からの火災発生及び４号機管理区域（原子炉周辺建屋 10.0m ホット工作室）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。
2014 年度	大飯発電所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（格納容器 33.6m 燃料取替用クレーン分電盤）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。
2015 年度	大飯発電所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（格納容器 33.6m 燃料取替用クレーン分電盤）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。
2016 年度	大飯発電所４号機非管理区域（制御建屋Ｃ原子炉補機冷却水ポンプ）からの火災発生及び３，４号機管理区域（廃棄物処理建屋 17m 作業用分電盤）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。

第 2.2.1.7.8 表　大飯発電所消防総合訓練の概要（2010 年度以降）（２／２）

実施年度	概　　要
2017 年度	大飯発電所１，２号機屋外起動変圧器及び３，４号機管理区域（廃棄物処理建屋 17m 作業用分電盤）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。
2018 年度	大飯発電所１，２号機屋外起動変圧器及び３号機管理区域（ほう酸ポンプ室）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。
2019 年度	大飯発電所１号機屋外主変圧器及び３号機管理区域（Ａ余熱除去ポンプ室）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。
2020 年度	大飯発電所１，２号機屋外補助ボイラー室及び３号機管理区域（モニタ室）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。



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、除染措置等を実施する。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等を医療機関に派遣し、汚染拡大防止措置、汚染状況の測定、診療など等に必要な器材の提供等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。

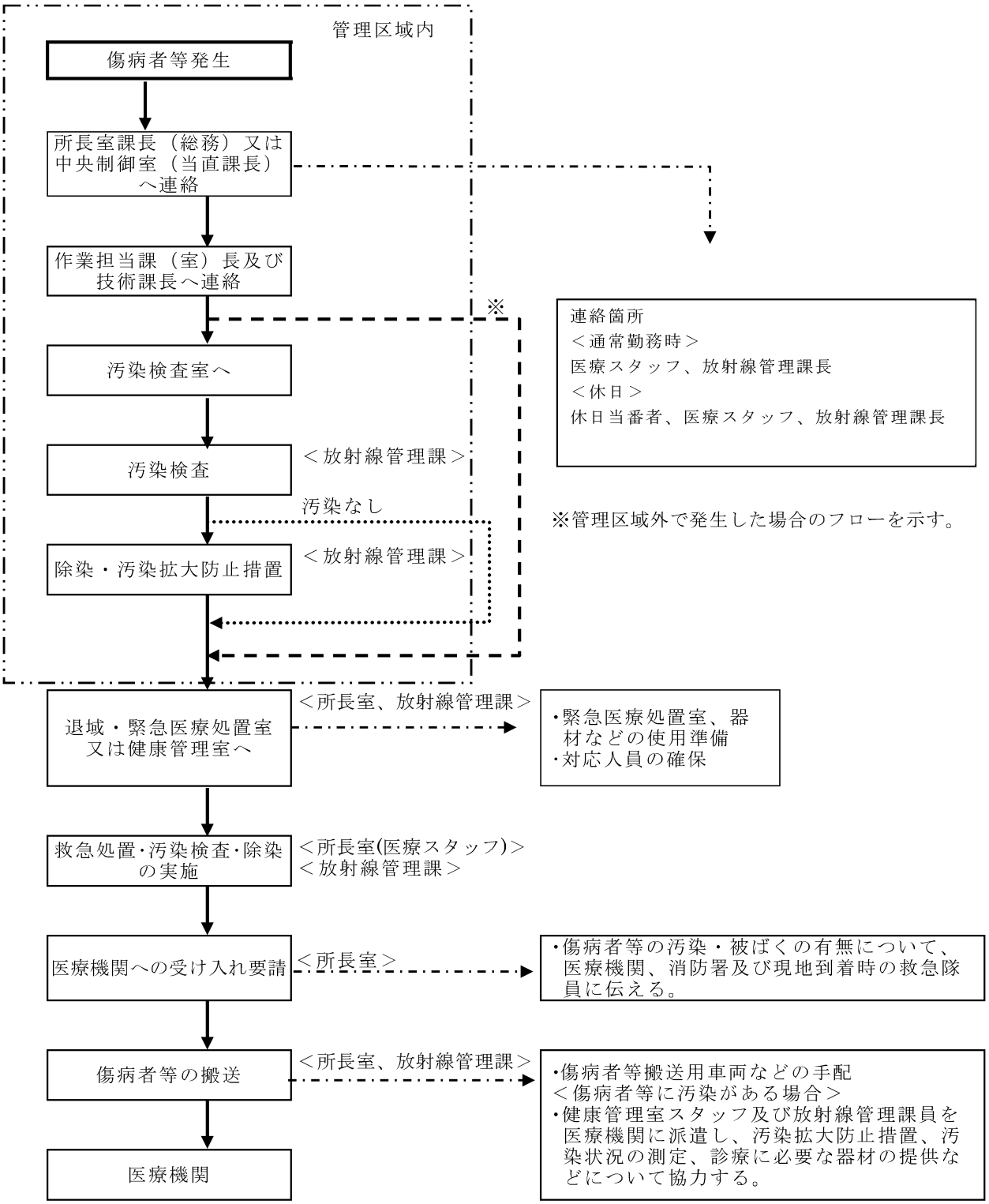
また、教育・訓練においては、年１回以上の頻度で、協力会社も含めた救急対応訓練を実施し、対応の的確性及び迅速性を確認している。

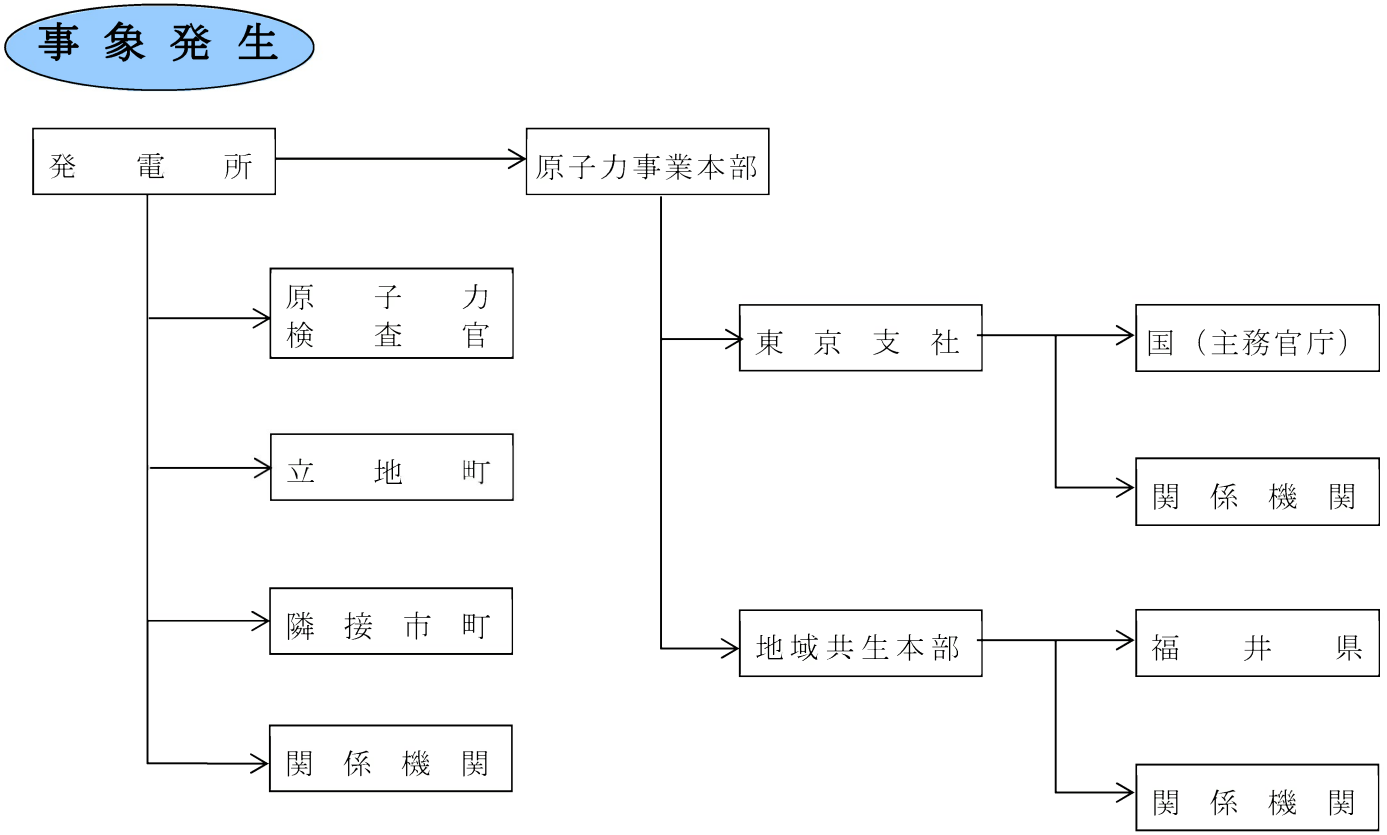
さらに、発電所内における傷病者等の発生時における早急な応急処置の必要性の観点から、発電所員に対して救急法救急員の計画的な養成を行うとともに、年１回講習会を開催し技能維持を図っている。

第 2.2.1.7.2 図　傷病者等発生時の対応処置

別　紙

傷病者等発生時の対応フロー

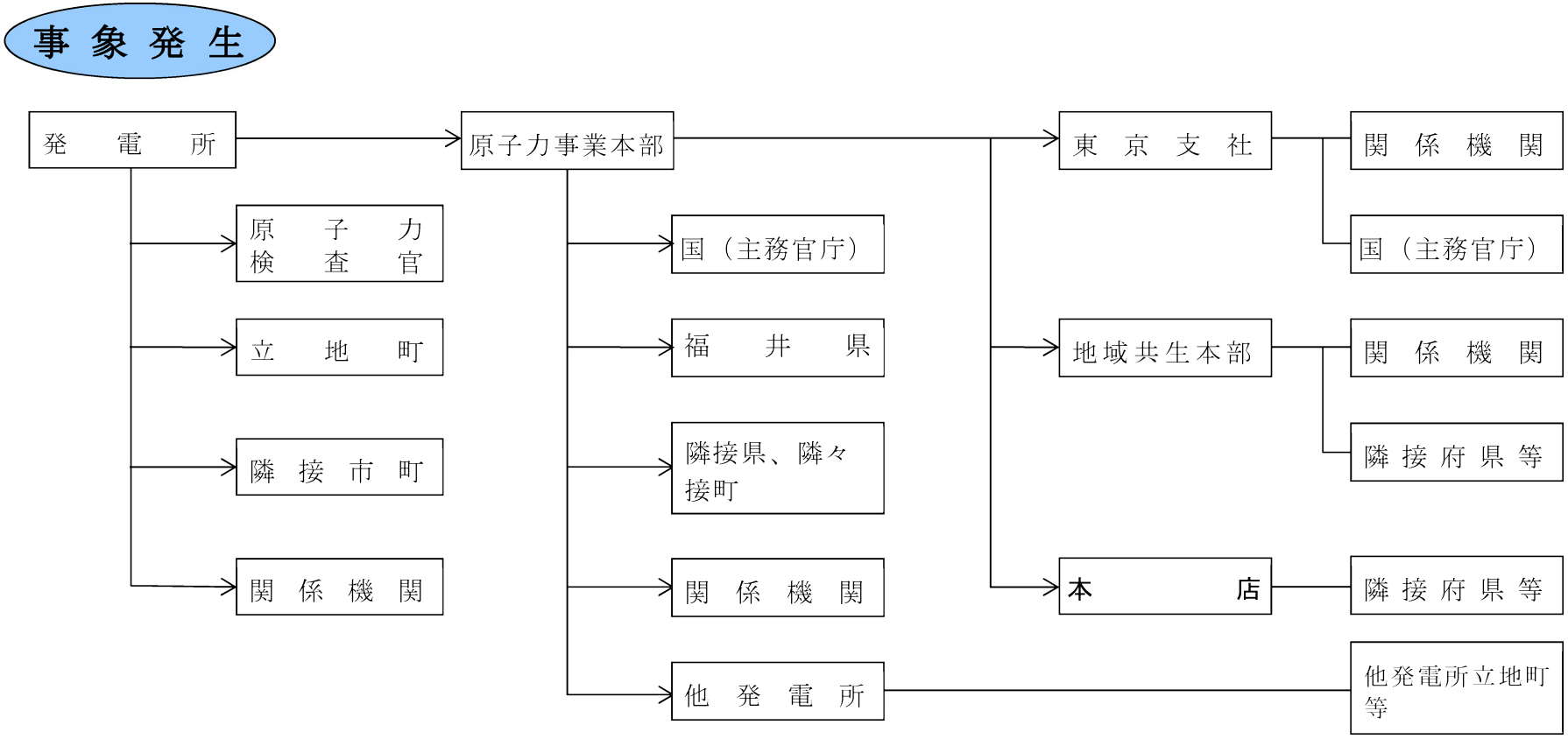




＊本フローは、連絡箇所を包括したイメージであり、事象内容に応じ連絡箇所が異なる

第 2.2.1.7.3 図(1)　事故・故障等発生時の通報連絡ルート

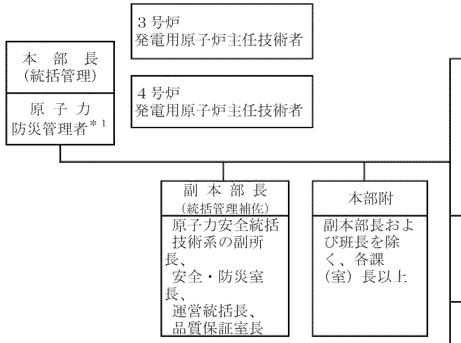
（事故・故障等に至る恐れのある事象）



＊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）

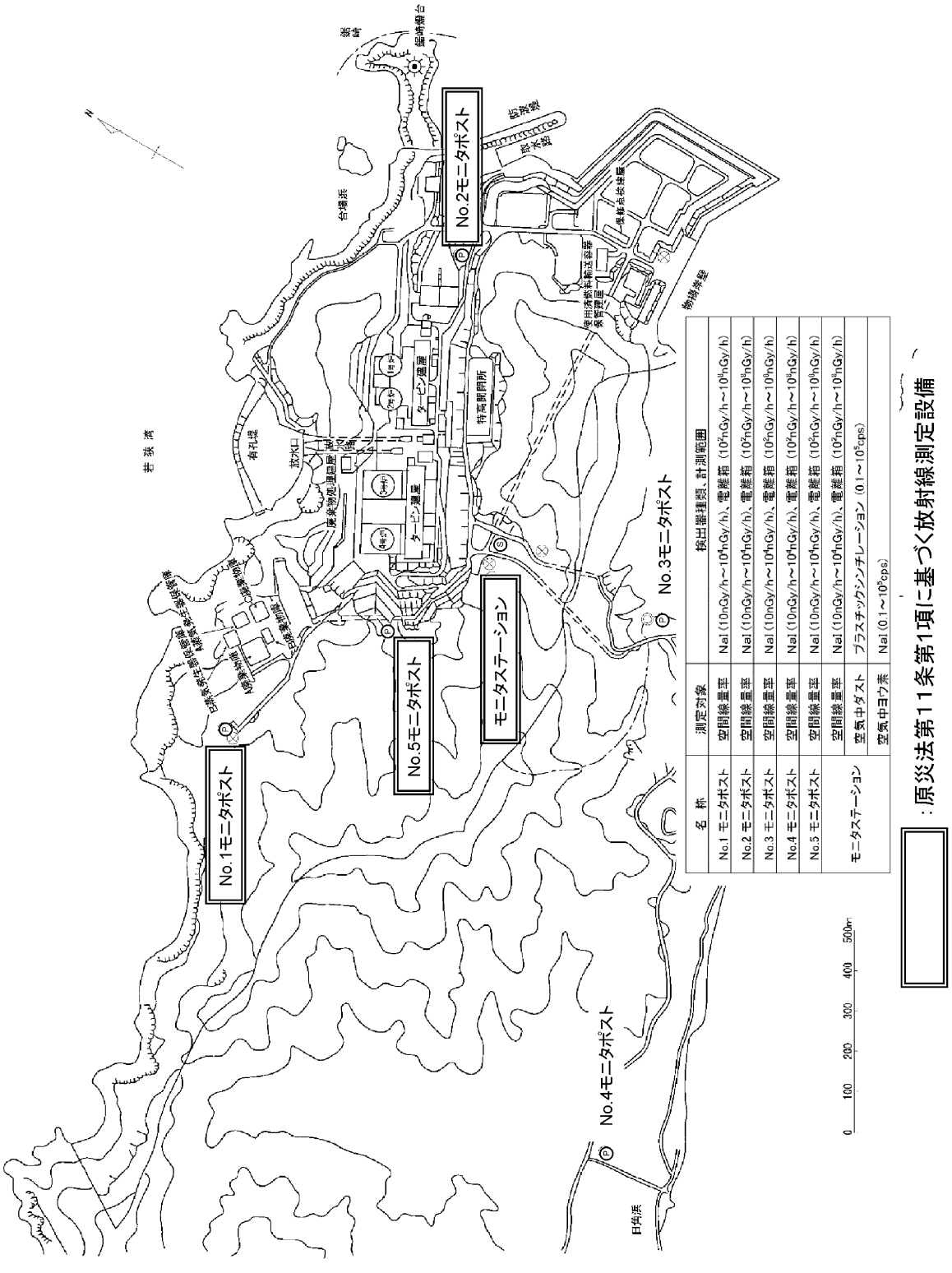


			警戒体制	原子力防災体制	
班	班長＊3	副班長	主　な　職　務		人数＊4
総務班	所長室課長（総務）＊2 安全・防災室課長	所長室の係長（コミュニケーション係長を除く） 安全・防災室の係長	1．対策本部の設営、運営、指令の伝達 2．連絡・通信手段の確保 3．要員の動員、輸送手段確保 4．原子力災害医療措置 5．緊急時活動用資機材の調達・輸送 6．見学者、協力会社員等の退避・避難措置 7．初期消火活動 8．他の班に属さない事務事項	1．対策本部の設営、運営、指令の伝達 2．連絡・通信手段の確保 3．要員の動員、輸送手段確保 4．原子力災害医療措置 5．緊急時活動用資機材の調達・輸送 6．見学者、協力会社員等の退避・避難措置 7．初期消火活動 8．他の班に属さない事務事項	6
広報班	所長室課長（地域）＊2	コミュニケーション係長	1．報道関係対応 2．見学者の退避誘導 3．広報活動	1．報道関係対応 2．見学者の退避誘導 3．広報活動 4．原子力防災センターにおける活動の支援	4
情報班	技術課長	技術課の係長	1．社内対策本部との情報受理・伝達 2．発電所警戒本部内情報の整理・収集･記録･状況把握 3．国・自治体等関係者との連絡調整 4．社外関係機関への通報連絡および受信 5．広報用資料の集約 6．他の班に属さない技術事項	1．社内対策本部との情報受理・伝達 2．発電所対策本部内情報の整理・収集･記録･状況把握 3．国・自治体等関係者との連絡調整 4．社外関係機関への通報連絡および受信 5．広報用資料の集約 6．他の班に属さない技術事項	4
安全管理班	安全・防災室課長 原子燃料課長	安全・防災室の係長 原子燃料課の係長	1．事故状況の把握、評価 2．発電所構内の警備、立入制限 3．防護施設の運用	1．原子力災害合同対策協議会との情報交換 2．事故状況の把握、評価 3．事故時影響緩和操作の検討 4．発電所構内の警備、立入制限 5．防護施設の運用 6．原子力防災センターにおける活動の支援	8
放射線管理班	放射線管理課長	放射線管理課の係長	1．発電所内外の放射線・放射能の測定、状況把握 2．被ばく管理、汚染除去・拡大防止措置 3．放射線管理資機材の整備・点検 4．災害対策活動に伴う放射線防護措置	1．発電所内外の放射線・放射能の測定、状況把握 2．被ばく管理、汚染除去・拡大防止措置 3．放射線管理資機材の整備・点検 4．災害対策活動に伴う放射線防護措置 5．原子力防災センターにおける活動の支援	6
発電班	発電室長（発災注）	発電室の係長 定検課長（発災注） 当直課長（発災注） 当直主任（発災注）	1．事故状況の把握・整理 2．事故拡大防止のための措置 3．発電所設備の保安維持 4．初期消火活動	1．事故状況の把握・整理 2．事故拡大防止のための措置 3．発電所設備の保安維持 4．原子力災害合同対策協議会における情報収集 5．初期消火活動	２０
保修班	保全計画課長 電気保修課長 機械保修課長 土木建築課長	保全計画課、電気保修課、機械保修課、土木建築課の係長	1．事故原因の究明、応急対策の立案・実施 2．発電所諸設備の整備・点検 3．見学者、協力会社員等の退避・避難措置 4．負傷者救助 5．初期消火活動	1．事故原因の究明、応急対策の立案・実施 2．発電所諸設備の整備・点検 3．見学者、協力会社員等の退避・避難措置 4．負傷者救助 5．初期消火活動 6．遠隔操作が可能な装置等の操作	３４
特命班	副本部長または本部附	指名された者	1．不測の事態への対応	1．不測の事態への対応	—

発電所原子力防災組織には、「原子力防災組織業務の一部を委託するもの」を含む。

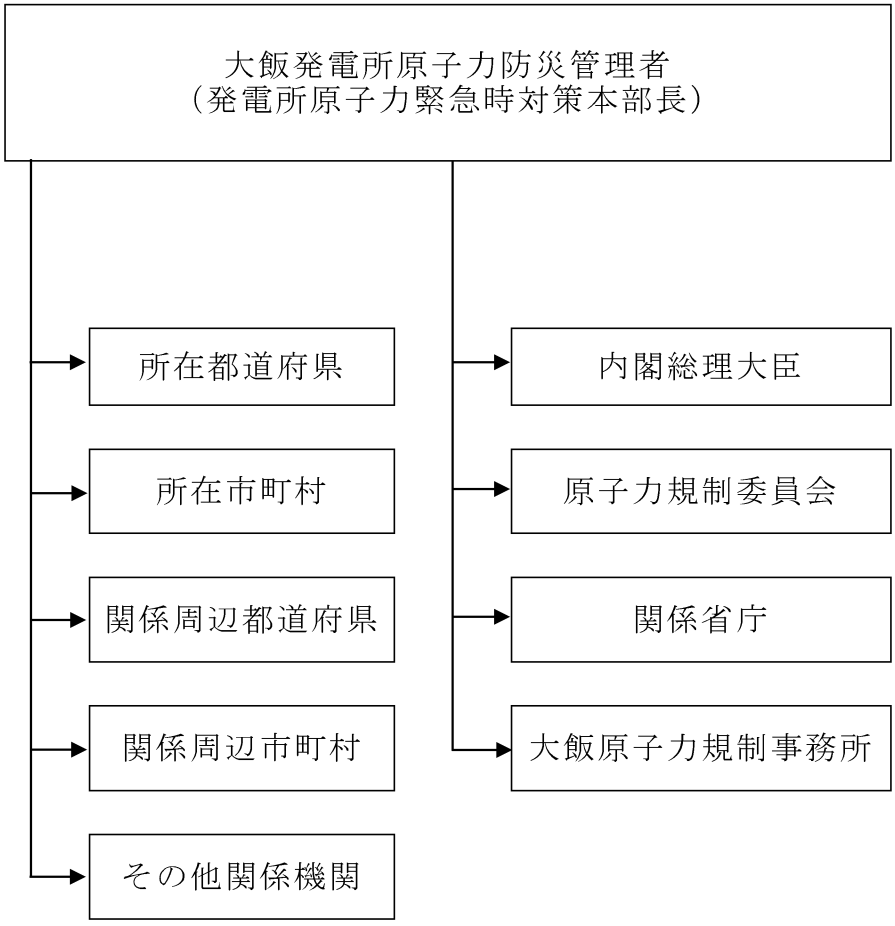
＊1：原子力防災管理者は、複数号機で同時に特定事象が発生した場合または特定事象に至ると判断した場合、以下の対応を行う。
・副本部長または本部附から号機ごとの指揮者を指名して必要な対応にあたらせる。
・号機ごとの対応者を明確にするよう発電所対策本部の各班長に指示する。
＊2：所長室課長（総務）とは総務関係の業務を行う課長、所長室課長（地域）とは地域共生関係の業務を行う課長を指す。
＊3：発電用原子炉主任技術者を兼任する職位が各班の班長となる場合、あらかじめ課（室）長以上から当該の班長を任命しておく。
＊4：警戒体制等発令時において標準的に配置する人数を示す。
注：原子力災害が発生しているユニットを担当する要員

第 2.2.1.7.4 図　発電所原子力防災組織とその主な職務

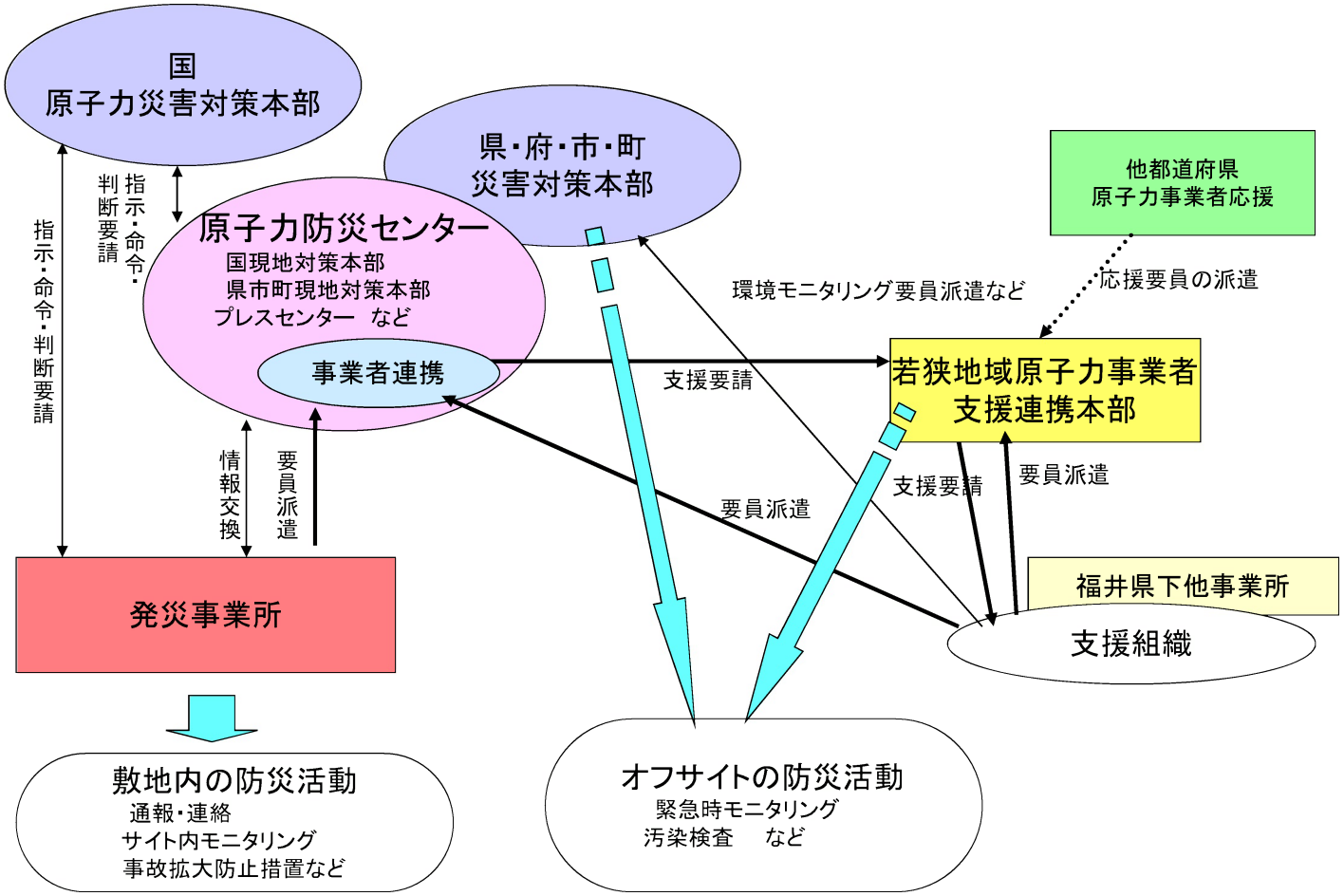


名　称	測定対象	検出器種類、計測範囲
No.1 モニタポスト	空間線量率	NaI (10nGy/h～10⁸nGy/h)、電離箱 (10⁵nGy/h～10⁸nGy/h)
No.2 モニタポスト	空間線量率	NaI (10nGy/h～10⁸nGy/h)、電離箱 (10⁵nGy/h～10⁸nGy/h)
No.3 モニタポスト	空間線量率	NaI (10nGy/h～10⁸nGy/h)、電離箱 (10⁵nGy/h～10⁸nGy/h)
No.4 モニタポスト	空間線量率	NaI (10nGy/h～10⁸nGy/h)、電離箱 (10⁵nGy/h～10⁸nGy/h)
No.5 モニタポスト	空間線量率	NaI (10nGy/h～10⁸nGy/h)、電離箱 (10⁵nGy/h～10⁸nGy/h)
モニタステーション	空間線量率	NaI (10nGy/h～10⁸nGy/h)、電離箱 (10⁵nGy/h～10⁸nGy/h)
	空気中ダスト	プラスチックシンチレーション (0.1～10⁵cps)
	空気中ヨウ素	NaI (0.1～10⁵cps)

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

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、コンプライアンス推進活動（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）等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、評価方法を含む安全文化の醸成活動の仕組み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

当社は、安全文化醸成のための活動として、「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」に則り、「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コンプライアンス推進活動等を含むあらゆる活

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」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行う、安全文化醸成における根源的な活動であり、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」等で定め実施している。また、安全文化醸成活動の継続的改善のため、毎年度、次の(1)～(4)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) 安全文化醸成活動の年度計画の策定

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、原子力安全文化推進委員会に付議した後、原子力事業本部長が承認する。

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、発電所長が承認する。

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、方法等を含む。

(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、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、発電所安全文化推進会議に付議した後、発電所長が承認する。

原子力部門の評価は、安全・防災グループチーフマネジャーが、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。）結果及び各指標等を踏まえ、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。

原子力部門でまとめた評価結果は、マネジメントレビューのインプットとし、毎年度末に社長へ報告し、社長からの指示を受ける。受けた指示は次年度計画に反映する。（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）」参照）

評価は、保安活動を含むあらゆる活動を対象として、「a. 組織・人の意識、行動」、「b. 安全の結果」、「c. 外部の評価」の 3 つの切り口から行う。a.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（第 2.2.1.8.2 表「安全文化評価の視点（１４の視点）」参照）ごとに行い、改善すべき課題を抽出する。b.の評価は、「プラント安全」、「労働安全」、「社会の信頼」について傾向等を分析し、安全文化評価の視点に反映すべき課題を抽出する。c.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等から安全文化評価の視点に反映すべき課題を抽出する。（第 2.2.1.8.2 図「安全文化評価の枠組み」参照）

(4) 重点施策の方向性の検討

安全文化の評価により抽出された課題に対し、重点施策の方向性を検討する。また、安全文化の評価方法等に関して抽出さ

---

1 原子力企画部門、原子力安全・技術部門、原子力発電部門、原子燃料部門及び地域共生部門の 5 部門

2 評価対象は、原子燃料サイクル室、総務室、調達本部及び土木建築室

れた課題に対して、改善を検討・実施する。

上記の取組みとは別に、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、すべての部門の常務を始めとする役員で構成する「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

2.2.1.8.2.1 実績指標の調査

安全文化の実績指標として、年度ごとに行う安全文化評価の結果を以下に示す。「組織・人の意識、行動」において、安全文化評価の 14 の視点のうち、視点④、視点⑨及び視点⑬に関して、以下に示す課題が抽出された。「安全の結果」や「外部の評価」において、課題は見られなかった。

(1) トップのコミットメントに係る活動

関連する評価の視点は、視点①～視点④である。それぞれに関する評価を以下に示す。

視点①	当社社員及び協力会社社員ともに、安全最優先の理念がトップから伝達されているとの認識が強く、理念の浸透が十分図られている状態であると評価される。
視点②	当社社員及び協力会社社員ともに、職場や自身の責任範囲が明確であるとの認識が強く、組織の権限と責任が明確にされていると評価される。
視点③	当社社員及び協力会社社員ともに、職場で安全性の確保が最優先されているとの認識が強く、現場第一線で安全最優先の理念が実践されていると評価される。
視点④	当社社員については、発電所の要員配置最適化の取組みにより、要員不足の状況は改善傾向にあるものの十分ではなく、今後も要員は減少していくことが見込まれることから、資源の投入に関し、改善の余地がある状態と評価される。 この状況への対処方針としては、ピーク対応の平準化も考慮して要員配置最適化の取組みを継続すること、及び発電所での要員充足状況を部門大で共有し、部門を越えた要員確保の対応を実施することが挙げられている。 協力会社社員については、継続して資源投入に関する肯定率が低く、定検費用や工程に対する懸念事項がある状況が続いており、改善の余地がある状態と評価される。 この状況への対処方針としては、定検費用や工程に対する懸念事項を部門大で共有するとともに、見直しの要否や丁寧な説明による懸念払拭の措置を検討していくことが挙げられている。

(2) コミュニケーションに係る活動

関連する評価の視点は、視点⑤～視点⑧である。それぞれに関する評価を以下に示す。

視点⑤	現場第一線の社員には、不具合・懸念・リスクを適切に報告する文化が根付いており、発電所幹部も、自ら積極的に様々な活動に関与し、現場第一線の状況を把握していると評価される。
視点⑥	常日頃から、不具合・懸念・リスクを共有・認識し、相互の信頼と理解を深め合うことに価値を置いたコミュニケーションを実践しており、組織内・組織間の連携が図れている状態であると評価される。
視点⑦	協力会社社員からのリスクや意見・要望などの聴取、外部関係組織への適切な情報共有が実施されており、意思疎通・連携が図られている状態であると評価される。
視点⑧	外部関係組織との双方向コミュニケーションに努めており、外部への情報提供・外部意見の聴取が図られている状態であると評価される。

(3) 学習する組織に係る活動

関連する評価の視点は、視点⑨～視点⑭である。それぞれに関する評価を以下に示す。

視点⑨	当社社員については、技術伝承の期間を確保する活動により技術伝承不足の状況は改善傾向にあるものの十分ではなく、今後も要員の減少は継続し、新配属社員や伝承期間の確保は更に困難になることが見込まれることから、技術伝承に関し、改善の余地がある状態と評価される。 この状況への対処方針としては、視点④と同じく、ピーク対応の平準化も考慮して、要員配置最適化の取組みを継続すること、及び発電所での要員充足状況を部門大で共有し、部門を越えた要員確保の対応を実施することが挙げられている。 協力会社社員については、大飯発電所として運転基数が４基から２基になったことによる工事経験機会の減少により、力量確保が難しくなることに加え、一時的にしか入構しない社員の割合が増加することにより、計画的な教育が困難な状況であり、力量維持に関し、改善の余地がある状態と評価される。 この状況への対処方針としては、力量維持に係る懸念を部門大

	共有したうえで、他サイトと連携し協力会社社員の力量確保に取り組むことが挙げられている。
視点⑩	当社社員及び協力会社社員ともに、ルールを遵守し、継続的に安全に関するルール改善を図っており、適正な状態を保っていると評価される。
視点⑪	トラブル・不具合・海外情報を積極的に入手し、改善を図っており、「世界の安全性向上活動に学び、改善していくという取組み」が推進されている状態であると評価される。
視点⑫	外部からの指摘や意見から、安全性を向上させうる情報を積極的に入手しており、適切に業務への反映が行われている状態であると評価される。
視点⑬	リスク感知の意識には改善傾向が見られるが、重篤な労働災害の発生が継続していることから、リスク感知・除去の意識を高める活動としては改善の余地がある状態と評価される。 この状況への対処方針としては、労働災害発生防止に効果が高いと考えられる現場の潜在的なリスクを抽出し、リスクを取り除くための対策工事を行う取組み（以下、「本質安全化の取組み」という。）を定着させるため、本質安全化の取組みを継続することが挙げられている。
視点⑭	当社社員及び協力会社社員ともに、高いモチベーションが維持されており、主体的な参加意識により、安全性向上への意欲が向上されている状態であると評価される。

(4) 安全の結果について

a. プラント安全

異常事象及び軽微事象の件数は低い水準で推移しており、プラント運営に大きな問題はない状態であると評価される。

b. 労働安全

労働災害件数に大きな変化はなく、計画外被ばくも発生しておらず、大きな問題はない状態であると評価されるが、一方で重大な労働災害（重傷災害）が 1 件発生しており、労働安全に関して引き続き注視していく必要がある。

c. 社会の信頼

保安規定違反などの大きな問題はなく、人・組織の行動に

問題はない状態であると評価される。

(5) 外部の評価について

頂いた評価（ご意見）に問題はなく、概ね良好な状態であると評価される。

2.2.1.8.2.2 改善活動の調査

改善活動に関して調査した結果は下記のとおりである。

(1) 安全文化の重点施策

安全文化評価において見出された課題を踏まえ、次の重点施策を年度計画として策定している。

a. 視点④及び視点⑨（当社社員）に関する重点施策

ベテラン層から若年層への技術伝承を計画的に実施するため、技術伝承・育成を見据えた要員配置計画を策定し、計画に基づき要員を配置していく。なお、要員配置計画は、原子力事業本部担当グループと共有し、必要に応じ部門を超えた要員確保の対応を実施していく。

b. 視点④及び視点⑨（協力会社社員）に関する重点施策

発電所運営に必要な協力会社の力量維持や定期点検工事に対する協力会社の懸念事項については、関係者とのコミュニケーションに加え、協力会社へのアンケートや聞き取りにより抽出している。また、抽出された懸念事項は、原子力事業本部担当グループに共有し、課題解決に向けて推進していく。

c. 視点④及び視点⑬に関する重点施策

労働災害については、発生原因の分析を通じて、作業現場での「基本的なふるまい」が重要であることが判明している。

これらを踏まえ、作業前における確実なリスク抽出、作業段階における作業員一人ひとりの基本ルール遵守の徹底を図るとともに、基本的なふるまいについて、次の活動を通じて、作業員一人ひとりのレベルでの安全意識・リスク認識の浸透が図られ、あるべき姿に照らして適切な行動が行われるよう、当社所員、協力会社社員に働きかけを行っていく。

また、人の意識に頼らない対策として、発電所設備の本質安全化の取組みも実施していく。

・現場パトロールの実施

・安全衛生協議会の実施

・発電所設備の本質安全化の取組みの実施

(2) 安全性向上に資する自主的な取組み

a. 労働災害撲滅に向けた取組み

2019年度はトンネル内での重傷災害（10月）、2020年度は循環水管上における重傷災害（8月）といった重大災害が発生したことから、労働災害撲滅に向けて、更なるリスク感受性の向上や本質安全化に向けた取組みの継続など、引き続き労災発生防止に係る活動の強化を実施している。

・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。

・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、2005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、2017年3月から原則として週1回、2020年4月から原則として週2回実施している。また、パトロールにおいて指導・助言があった事例についてはＣＲ情報に登録し、定期的にＣＡＰ会議メンバーに紹介している。これにより、当社社員による現場観察に際して労働安全の専門家の目線を取り入れ、リスク感受性の向上に役立てている。

・2020年9月より「原子力発電所における重大な労働災害事例集」を新規入構者教育の教材として追加し、過去に原子力部門で発生した重大災害事例を元に、新規入構者に労働災害を自分ごととして捉えさせ、定められたルールや手順を遵守させる教育を実施している。

・2019年10月には、作業員が安全を自分ごととして捉え、

基本を忠実に守り、安全考動を実践するきっかけとして基本動作遵守徹底キャンペーンを展開した。

・2020 年 9 月からは、労働災害を未然に防止すべく、発電所内において日々発行されるＣＲ情報の内、重大な労働災害に繋がる可能性のある情報を関係元請会社へ通知することによりリスク感受性を高め、再発防止対策を策定させる取組みを実施している。

・2020 年 12 月には、労働安全コンサルタントにリスクアセスメントのサンプルチェック依頼し、その結果を踏まえて作成した「リスクアセスメント時に留意すべきポイント集」の活用を社内及び協力会社に依頼することでリスク感受性の向上に役立てている。

b. 労働安全衛生マネジメントシステムによる本質安全化の推進

2008 年度の発電所評価において、労働安全衛生マネジメントシステム（ＯＳＨＭＳ）による本質安全化の推進として、安全管理者によるレビューを実施しているが、「計画段階、実施段階における労働災害のリスク意識に不十分な面がある」、「発電所経験の少ない作業員の安全意識に不十分な面がある」という意見が課題として抽出された。このため、リスクアセスメント結果のリスクシートを作業現場に掲示し、危険予知トレーニング（ＫＹＴ）や作業前ミーティング（ＴＢＭ）等で活用し、アセスメント結果を作業で活かす活動を行っている。

また、リスクアセスメントにて抽出されたリスク低減措置で、設備改善を必要とする施設については、設備改善要望書を発行し、その施設の有効性を確認したうえで設備の改善を行い、本質安全化に繋げている。

c. 労働災害撲滅に向けたアクションプランの実施

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（全作業件名を対象とした作業担当課パトロールの実施や重点テーマの設定など）に加え、ＴＢＭの充実（当社社員が適宜参加し、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（当社社員が適宜朝礼に参加し、体調管理の実施状況確認や指導を行う）等も実施している。また、労働災害の撲滅に向けては、協力会社の作業員や当社の作業担当者がリスク低減のための措置を主体的に講じていくことが安全文化上重要であるとの観点から、作業計画書の審査時点において協力会社が作成したリスクアセスメントに対して安全管理者による第 3 者確認を実施することにより、主体的に協力会社の作業員や当社の作業担当者が作業のリスク分析及びリスク低減措置の検討を推進している。

d. パフォーマンスレビュー会議の設置

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（ＰＩ）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、発電所幹部が直接パフォーマンスの状況を確認できるパフォーマンスレビュー会議の設置等、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。

・パフォーマンスレビュー会議

発電所のパフォーマンス改善活動の推進を目的とし、パフォーマンスに着眼して議論を行い、発電所幹部が直接パフォーマンスの状況を確認し、指導を行う会議体として、2021 年 4 月からパフォーマンスレビュー会議の本格運用を開始した。

パフォーマンスレビュー会議については、発電所幹部に

より、発電所の各分野のパフォーマンス状況の確認・評価として、ＰＩ（オーバーサイト、独自ＰＩ含む)、ＭＯ・ＣＲの分析、ピアレビューＡＦＩ対応状況及びパフォーマンスレビューシートを議題として議論し、パフォーマンスの改善を推進している。

(3) 安全文化の醸成活動の仕組みの改善状況

a. 安全文化評価の視点のあるべき姿の見直し

「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」及び「同規則の解釈」の改正、ならびに「原子力安全のためのマネジメントシステム規程（ＪＥＡＣ４１１１)」の改正等を踏まえ、安全文化評価の視点のあるべき姿の充実を図った。

・上記の文書で新たに明確化された用語の反映

・14 の視点のあるべき姿の記載を「個人」「リーダー」「管理システム」の区分に整理

あるべき姿を 3 つの区分に分割し、主体を明確化することによって、安全文化評価の際により具体的なインプット情報を得ることが出来、効果的な安全文化評価及びそれに対する重点施策の策定が可能になったと評価している。

b. 安全文化評価手法の変更

原子力事業本部の安全文化評価手法について、従来評価の視点ごとに評価を行い、タスクに重点を置いて行っていたものを、システミックアプローチを用いて、組織としての文化を技術的、人的及び組織的な要因間の相互作用を適正に考慮して、システム全体として把握することによって、総合的に評価できるよう手法の変更を実施した。これにより、従来の評価とは異なる観点で評価が行えるようになり、改善の方向性策定に有益であると評価している。

2.2.1.8.2.3 安全文化醸成活動の実施状況の評価と今後の取組み

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、安全文化醸成活動について、安全文化評価が適切に実施され、評価に基づく改善活動に取り組んでいる。また、安全文化醸成活動の仕組みについても、自律的かつ継続的に改善してきており、今後ともより有効に機能する仕組みを構築するよう努めていく。

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）（１／４）

マネジメントレビュー

改善活動の契機 （内部 or 外部評価結果）	活動内容及び活動結果	実施 状況	継続性	評価項目	備　考
美浜発電所３号機事故再発防止対策については、総括評価結果を踏まえて、今後とも風化しないよう日常業務として継続実施していくこと。 （第 6 回マネジメントレビュー） 美浜発電所３号機事故再発防止対策は、実施中の対応方策の定着を図るとともに、風化防止に努め安全最優先で日常業務として継続実施していくこと。また、「立入制限と定期検査前に準備作業のあり方検討」については、今後とも安全を最優先として、幅広く関係者のご意見を伺いながら慎重かつ確実に検討を進めること。 （第 7 回マネジメントレビュー） 美浜発電所３号機事故再発防止対策を確実に継続することにより、対策の確実な定着、風化防止に図ること。 （第 8 回マネジメントレビュー） 美浜発電所３号機事故再発防止対策の風化防止を図ること。 （第 10，11，12，14 回マネジメントレビュー）	以下の事項を実施している。 ・それぞれの再発防止対策の責任箇所において品質目標として設定し、対策の確実な定着、風化防止を図っている。 （継続） ・運転中の立入制限は、風化防止の一助となっており、立入制限エリアにおける保全活動の試運用を経て社内標準化し、本格運用を開始したことにより検討WG活動は完了した。 （2011 年 3 月完了）	△	○	組織・体制 社内マニュアル	－
原子力の信頼回復に向けた活動に確実に取り組んでいくこと。 （第 10，11，12 回マネジメントレビュー）	以下の事項を実施している。 ・信頼失墜の原因分析と回復策の検討 ・理解獲得の深化 ・パーソナルコミュニケーションの展開 ・オピニオンリーダーとの関係強化 ・準立地自治体との安全協定締結対応 ・タイムリーかつ的確な情報提供、広報室による県外への情報発信との連携（継続）	△	○	組織･体制	－

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）（２／４）

マネジメントレビュー

改善活動の契機 （内部 or 外部評価結果）	活動内容及び活動結果	実施 状況	継続性	評価項目	備　考
プラントの継続運転並びに再稼動に向けて安全対策などを確実に実施すること。（第 11，12 回マネジメントレビュー） プラント再稼動に向けて安全対策などを確実に実施すること。 （第 12 回マネジメントレビュー）	新規制基準に対する安全対策、再稼動に向けた設置許可・工認・保安規定の作成、安全審査対応などを実施している。 （継続）	△	○	組織･体制	－
安全性の更なる向上を目指し、自主的・継続的に安全への取組みを実施すること。 （第 11，12，14 回マネジメントレビュー）	規制の枠組みにとどまらない安全性向上対策を実施している。 （継続）	△	○	組織･体制	－
原子力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）	原子力安全最優先に係るトップのメッセージの更なる浸透を実施している。 （継続）	△	○	組織･体制	－
「原子力発電の安全性向上への決意」の更なる浸透を図るため、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）	以下の事項を実施している。 ・行動目標の見直し･実践 ・海外事例などの調査及び調査結果を踏まえた当社の活動の検討 （継続）	△	○	組織･体制	－
協力会社とのコミュニケーションの充実を図ること。 （第 14 回マネジメントレビュー）	以下の事項を実施している。 ・マナー向上活動 ・協力会社連絡会 （継続）	△	○	組織･体制	－
長期プラント停止後の再稼動に向けた技術力･体制の確保を図ること。 （第 14，15 回マネジメントレビュー）	以下の事項を実施している。 ・重大事故対応などに係る教育・訓練の充実・強化 ・長期停止後の再稼動に対応した技術力維持･向上 （継続）	△	○	組織･体制 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）（３／４）

マネジメントレビュー

改善活動の契機 （内部 or 外部評価結果）	活動内容及び活動結果	実施 状況	継続性	評価項目	備　考
「原子力発電の安全性向上への決意」の更なる浸透を図るため、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 15 回マネジメントレビュー）	以下の事項を実施している。 ・行動目標の見直し・実践 ・海外事例などの調査及び調査結果を踏まえた当社の活動の検討 （継続）	△	○	組織･体制	－
再稼動に係る業務による職場繁忙に対し、健康を維持・管理していく方策を検討して実施すること。 （第 15，16，17，18，19 回マネジメントレビュー）	以下の事項を実施している。 ・特別管理職の働きすぎ防止・健康保持増進 ・メリハリのある働き方に向けた選択肢拡大 ・発電所間の要員応援 ・火力事業本部からの応援要員 ・デジタル化 ・協力会社との業務分担見直し	△	○	組織･体制	－
原子力事業本部幹部から安全最優先に関する訓示や、継続的なメッセージを発信するなど、安全文化の再徹底を図っていくこと。 （第 16 回マネジメントレビュー）	以下の活動を実施している。 ・社長による訓示 ・各発電所における本部長･本部長代理による訓示 ・発電所幹部によるメッセージ発信	△	○	組織･体制	－
協力会社アンケート結果を踏まえて、協力会社との意思疎通を更に改善していくこと。 （第 16，17，18，19 回マネジメントレビュー）	以下の活動を実施している。 ・主要協力会社を対象とした聞き取り調査 ・発電所間ルールの統一	△	○	組織･体制	－
リスクマネジメントをさらに充実すること。 （第 16，17，18，19 回マネジメントレビュー）	以下の活動を実施している。 ・デイリーミーティングでのリスクに関する情報共有、議論 ・リスク対策の取組み状況の定期集約、報告	△	○	組織･体制	－
社員および協力会社社員に対して、リスク感受性を高めていくための教育等を実施すること。 （第 16，17，18，19 回マネジメントレビュー）	以下の活動を実施している。 ・リスク感受性を高めるための教育 ・土建関係者を対象とした原子力教育の充実 ・安全技術ＡＤ他社員によるパトロール ・ゼネコン各社とのディスカッション	△	○	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）（４／４）

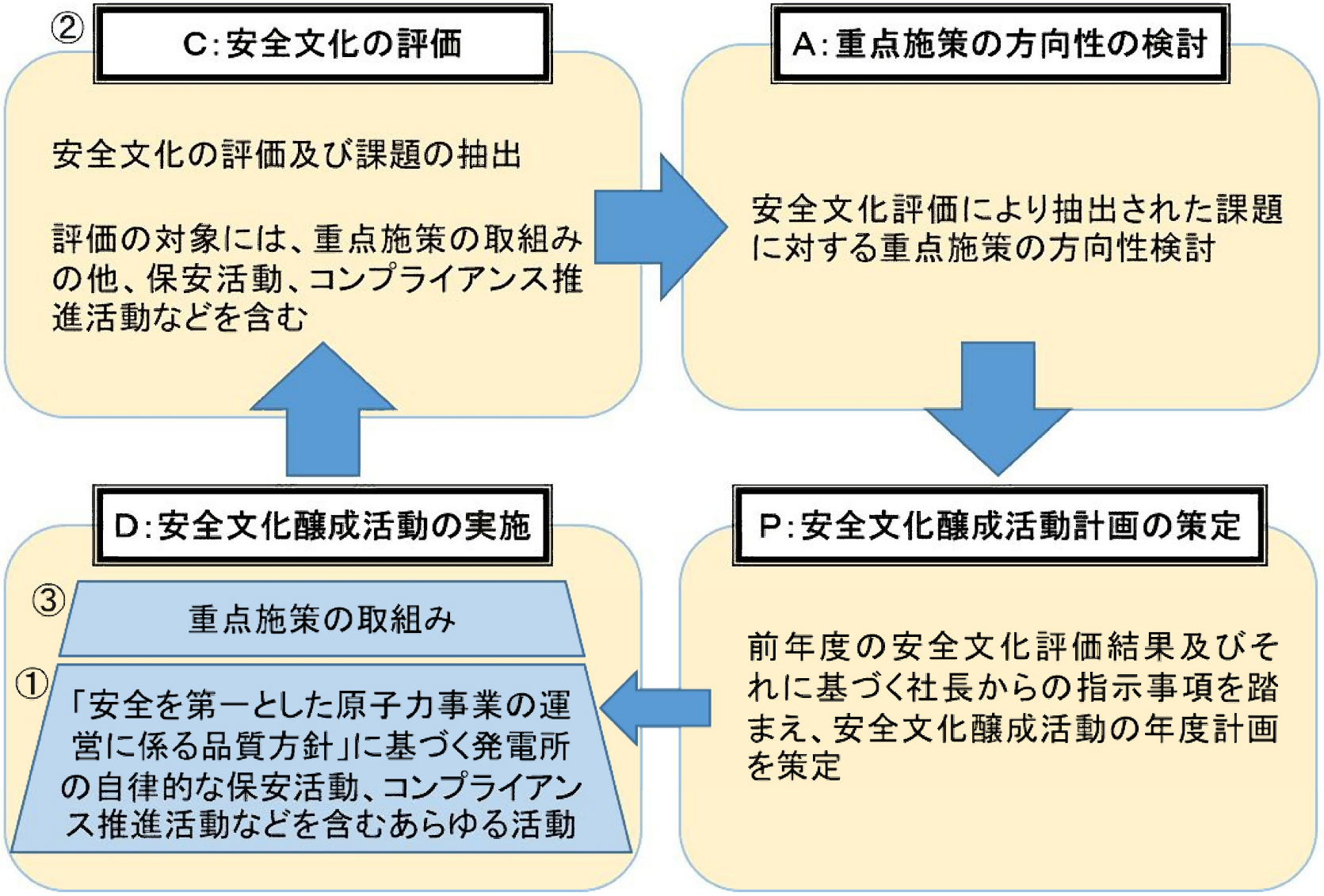
マネジメントレビュー

改善活動の契機 （内部 or 外部評価結果）	活動内容及び活動結果	実施 状況	継続性	評価項目	備　考
プラント長期停止による実務経験不足への取組みを継続するとともに、社員の育成については、技術伝承の具体的な取組みを検討し、計画的に進めること。 （第 17，18，19 回マネジメントレビュー）	以下の活動を実施している。 ・各ラインの課題整理と対策 ・短期要員の検討	△	○	組織･体制 教育･訓練	－
【労働災害防止の取組み】 ・高所作業、揚重作業等の重篤な労働災害に繋がる事象を撲滅するため、各種パトロールを計画・実施し、その分析結果をもとに必要な対策を図っていくこと。また、リスクアセスメントをより実効的なものとする方策を検討し、実施すること。 （2019 年度発電所レビュー） ・重篤な労働災害が発生していることを踏まえ、本質安全化の取り組みを実施するとともに、特に高所作業、揚重作業等の重篤な労働災害に繋がる事象を撲滅するため、各種パトロールを継続して実施し、その気づき事項の分析結果をもとに必要な対策を図っていくこと。 （2020 年度発電所レビュー）	・各課におけるリスクアセスメントの実施状況については、第三者確認にてフォローを第 1 四半期および第 2 四半期に行った。 ・2020 年 1 月から 3 月のＣＲ情報分析を 7 月の安全衛生協議会、4 月から 6 月のＣＲ情報分析を 8 月の安全衛生協議会にて周知、指導した。 ・2020 年 7 月から 9 月のＣＲ情報分析を 11 月の安全衛生協議会にて周知、指導した。 ・各課における、本質安全化に向けたリスクアセスメントの実施状況については、第三者確認にてフォローを行った。 また、土木建築部門においては、3 社合同リスクアセスメントの実施により労働災害を防止した。 ・2020 年 8 月の重傷災害を受け、過去災害の分析や現場第一線の声から得られた傾向や示唆を踏まえ、労働災害防止対策強化を図るとともに、本質安全化の実現に向けた設備改善要望審査会を開催し設備改善（17 件）に取り組んだ。	△	○	組織・体制 教育・訓練	－

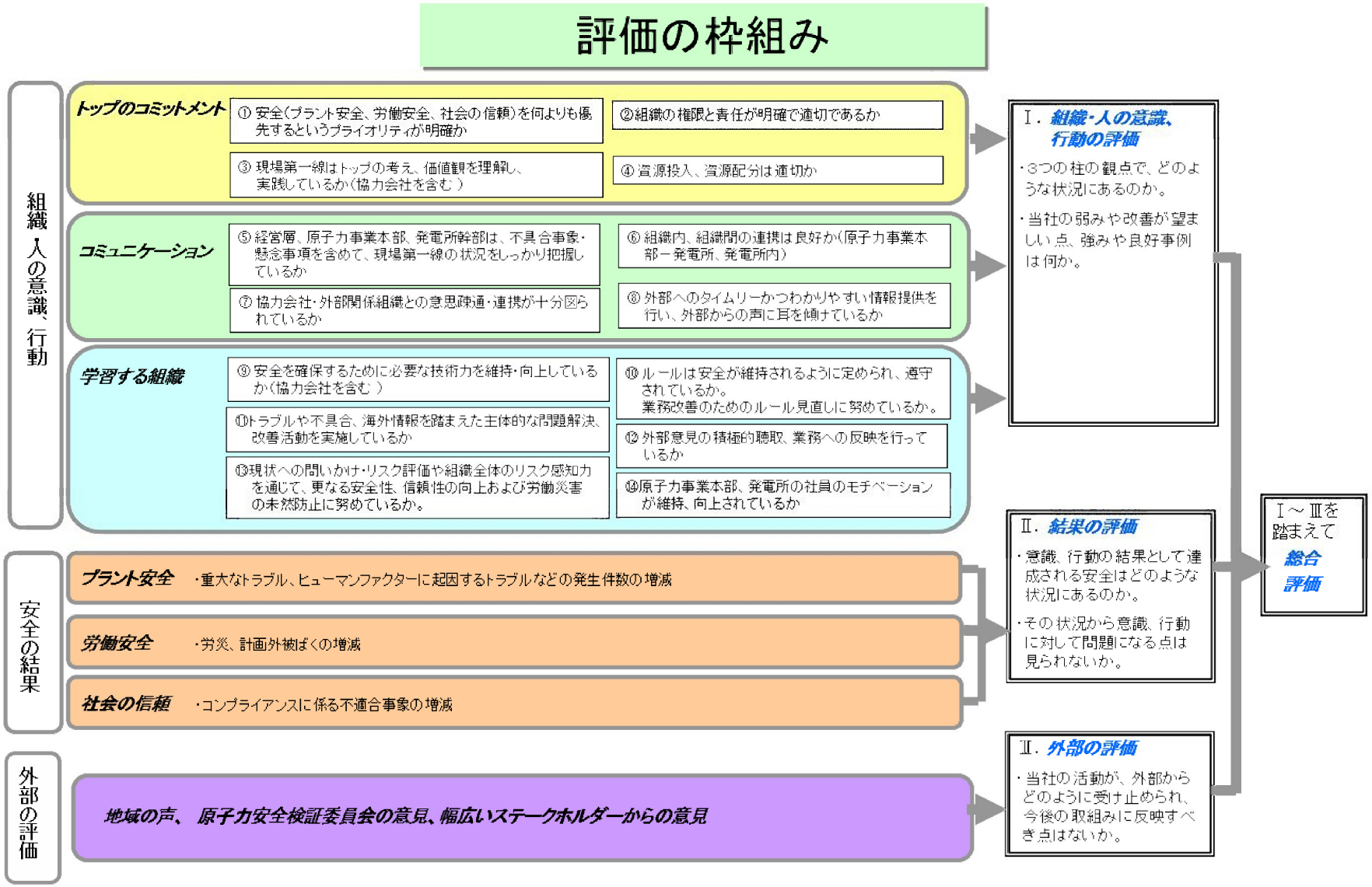
凡例　　実施状況　：　○：実施済み　△：実施中　×：未実施　－：実施不要
　　継続性　　：　○：改善活動の見直しが継続している　×：改善活動の見直しが継続していない　－：対象外

第 2.2.1.8.2 表　安全文化評価の視点（１４の視点）

	評価の視点
トップのコミットメント	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。
コミュニケーション	⑤ 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。
	⑥ 組織内、組織間の連携は良好か。（原子力事業本部－発電所、発電所内）
	⑦ 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。
	⑧ 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。
学習する組織	⑨ 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）
	⑩ ルールは安全が維持されるように定められ、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。
	⑪ 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。
	⑫ 外部意見の積極的聴取、業務への反映を行っているか。
	⑬ 現状への問いかけ・リスク評価や組織全体のリスク感知力を通じて、更なる安全性、信頼性の向上および労働災害の未然防止に努めているか。
	⑭ 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。



第 2.2.1.8.1 図　安全文化醸成の活動の全体像



第 2.2.1.8.2 図　安全文化評価の枠組み

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。大飯発電所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い、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た。整理した設備及び仕様等を第 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 2.2.1.9.2.16 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	原子炉安全保護計装盤 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	－	ＡＴＷＳが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉を緊急停止する。	【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 原子炉安全保護計装盤 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）	－	ＡＴＷＳが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、重大事故等対処設備であるＡＴＷＳ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】 ＡＴＷＳ緩和設備 （蒸気発生器水位低による ・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 復水ピット 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）（ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入ライン補給弁、充てんポンプ）
				原子炉出力抑制（手動）	－	ＡＴＷＳ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、中央制御室からの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。	【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） 復水ピット 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）（ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入ライン補給弁、充てんポンプ） 【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）
				ほう酸水注入	－	ＡＴＷＳが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、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 緊急ほう酸注入ライン補給弁 充てんポンプ 燃料取替用水ピット 【多様性拡張設備】 高圧注入ポンプ 燃料取替用水ピット

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 復水ピット 又は 主蒸気逃がし弁	１次冷却系の 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、燃料取替用水ピット水を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次冷却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】 高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁 燃料取替用水ピット 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 復水ピット	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 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 復水ピット
					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ない場合において電動主給水ポンプが使用できず、かつ主蒸気圧力が約3.0MPa〔gage〕まで低下している場合に、復水ピット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。 なお、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。	
			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 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（油供給用）を用いてタービン動補助給水ポンプ軸受へ給油し、タービン動補助給水ポンプ起動弁の開操作及び専用工具（蒸気加減弁開操作用）を用いて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により、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水ピット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、復水ピットからＮｏ．３淡水タンクへの切替え又は復水ピット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ライン流量調節弁前弁の開度を調整し、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。 なお、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		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、復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。 なお、電動補助給水ポンプは、復水ピットからＮｏ．３淡水タンクへの切替え又は復水ピット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。 なお、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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー

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、弁が閉とな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主蒸気圧力により、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】 窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用） 大容量ポンプ Ｂ制御用空気圧縮機（海水冷却）
					窒素ボンベ（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、窒素ボンベ（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 蒸気発生器水位計（広域） 蒸気発生器水位計（狭域） 蒸気発生器補助給水流量計 復水ピット水位計
					補助給水ポンプの動作状況確認	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動作状況を蒸気発生器補助給水流量計、復水ピット水位計、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	燃料取替用水ピット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 復水ピット 又は 主蒸気逃がし弁	１次冷却系の 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次冷却系のフィードアンドブリードであり、燃料取替用水ピット水を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 高圧注入ポンプ 燃料取替用水ピット 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 復水ピット	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 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 復水ピット
					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が使用できない場合に、主蒸気圧力が約3.0MPa［gage］まで低下している場合、復水ピット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。 なお、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。	
			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、復水ピット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。 なお、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 復水ピット 蒸気発生器 【多様性拡張設備】 電動主給水ポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 復水ピット
					電動主給水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が使用できない場合に、主蒸気圧力が約3.0MPa〔gage〕まで低下している場合、復水ピット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。 なお、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り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い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を用いた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 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（油供給用）を用いてタービン動補助給水ポンプ軸受へ給油し、タービン動補助給水ポンプ起動弁の開操作及び専用工具（蒸気加減弁開操作用）を用いて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により、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水ピット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、復水ピットからＮｏ．３淡水タンクへの切替え又は復水ピット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ライン流量調節弁前弁の開度を調整し、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。 なお、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		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、復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。 なお、電動補助給水ポンプは、復水ピットからＮｏ．３淡水タンクへの切替え又は復水ピット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。 なお、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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー

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、駆動源喪失時に閉となる構造の空気作動弁であるため、駆動源が喪失した場合、弁が閉とな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主蒸気圧力により、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兆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】 窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用） 大容量ポンプ Ｂ制御用空気圧縮機（海水冷却）
					窒素ボンベ（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、窒素ボンベ（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	窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）による加圧器逃がし弁の機能回復	加圧器逃がし弁は、駆動源喪失時に閉となる構造の空気作動弁であり、全交流動力電源喪失により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、窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）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。 窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）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動作する容量及び圧力のボ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、ボ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】 窒素ボンベ（代替制御用空気供給用） 可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用） 可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用） 空冷式非常用発電装置 可搬式整流器 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 【多様性拡張設備】 大容量ポンプ Ｂ制御用空気圧縮機（海水冷却）
					可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）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となる構造の空気作動弁であり、全交流動力電源喪失により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（代替制御用空気供給用）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。 可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）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動作する容量及び圧力の空気圧縮機を配備している。	
					可搬型バッテリ（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とな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（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（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動作する電源容量のバッテリを配備している。 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となる構造の空気作動弁であるため、常設直流電源系統が喪失した場合は、電磁弁が動作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となる構造の空気作動弁であり、全交流動力電源喪失により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次冷却系の減圧	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次冷却系の減圧	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、主蒸気圧力、蒸気発生器水位、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次冷却系と破損側蒸気発生器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、主蒸気圧力及び蒸気発生器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、破損箇所を早期に発見し隔離する。 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、健全側の余熱除去系により原子炉を冷却する。 化学体積制御系から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と同様の兆候を示すが、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	余熱除去ポンプ 及び 高圧注入ポンプ 又は 燃料取替用水ピット	炉心注水	Ａ、Ｂ充てんポンプによる炉心注水	非常用炉心冷却設備である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ピット水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 充てんポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 また、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、１次系補給水ポンプ及び１次系純水タンクが健全であれば、代替水源として使用できる。	【重大事故等対処設備】 Ａ、Ｂ充てんポンプ 燃料取替用水ピット 復水ピット 【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次系純粋タンク
					代替炉心注水	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	非常用炉心冷却設備である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ピット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（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット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（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 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 送水車 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２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ピット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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷前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を実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。 なお、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施している場合に、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原子炉から格納容器へ切り替える。	
						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ピット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Ｎｏ．２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ピット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。	
				余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	再循環運転	高圧注入ポンプによる高圧再循環運転	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余熱除去ポンプによる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、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転により原子炉へ注水する。 格納容器圧力及び温度が上昇した場合は、格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイ又は格納容器再循環ユニットによる格納容器自然対流冷却による格納容器冷却に期待する。	【重大事故等対処設備】 高圧注入ポンプ 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
				余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器 又は 高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンプ側 入口格納容器隔離弁	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	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（ＲＨＲＳ－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。	【重大事故等対処設備】 Ａ格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－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再循環サンプ側入口格納容器隔離弁 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	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、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。 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。	【重大事故等対処設備】 高圧注入ポンプ Ａ、Ｂ充てんポンプ 燃料取替用水ピット 復水ピット 【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
					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	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、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。 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。	【重大事故等対処設備】 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 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 送水車 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク

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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷前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を実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。 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。なお、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充てんポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 送水車 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用） 燃料取替用水ピット ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク
						Ｂ充てんポンプ（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充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 Ｂ充てんポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。	
						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ピット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Ｎｏ．２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Ｎｏ．２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高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転を行い、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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー

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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷前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を実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。 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。なお、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充てんポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 送水車 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用） 燃料取替用水ピット ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２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
						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ピット水を原子炉へ注水する。	
						Ｂ充てんポンプ（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充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 Ｂ充てんポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。	
						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ピット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Ｎｏ．２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Ｎｏ．２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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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） 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）	－	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。 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の冷却（格納容器水張り）する。 炉心の著しい損傷、溶融発生時に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。 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。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素ガス濃度計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。格納容器圧力は格納容器圧力計（広域）又はＡＭ用格納容器圧力計により監視するが、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。	【重大事故等対処設備】 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 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 送水車 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク

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ピット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 復水ピット 蒸気発生器 【多様性拡張設備】 電動主給水ポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 復水ピット
						電動主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、常用設備である電動主給水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。 　なお、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	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、ポンプ車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、蒸気発生器ブローダウンタンクより排出させ、適時放射性物質濃度等を確認する。 　なお、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】 ポンプ車 送水車

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ピット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 復水ピット 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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） 復水ピット
						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。 なお、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（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、ポンプ車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、蒸気発生器ブローダウンタンクより排出させ、適時放射性物質濃度等を確認する。 なお、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】 ポンプ車 送水車

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	Ａ、Ｂ充てん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、充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉に注水する。 充てんポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 また、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、１次系補給水ポンプ及び１次系純水タンクが健全であれば、代替水源として使用できる。	【重大事故等対処設備】 Ａ、Ｂ充てんポンプ 高圧注入ポンプ 燃料取替用水ピット 復水ピット 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
						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に、高圧注入ポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉に注水する。	
						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	燃料取替用水ピット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、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、燃料取替用水ピットからの重力注水により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 なお、燃料取替用水ピットの重力注水は燃料取替用水ピットの水頭圧を利用するため、燃料取替用水ピットの水位が低下した場合は、重力注水を停止する。	【重大事故等対処設備】 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 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 送水車 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 燃料取替用水ピット（重力注水） 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク
						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	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ピット水を原子炉へ注水する。	
						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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。	
						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	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Ｎｏ．２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	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。	
					再循環運転	高圧注入ポンプによる高圧再循環運転	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ピット水等を原子炉へ注水後、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転により原子炉へ注水する。 格納容器圧力及び温度が上昇した場合は、格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイ又は格納容器再循環ユニットによる格納容器自然対流冷却による格納容器冷却に期待する。	【重大事故等対処設備】 高圧注入ポンプ 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
					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	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ピット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。	【重大事故等対処設備】 Ａ格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用） Ａ格納容器スプレイ冷却器 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ピット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 復水ピット 蒸気発生器 【多様性拡張設備】 電動主給水ポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 復水ピット
						電動主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、常用設備である電動主給水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）により復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。 なお、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、ポンプ車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、蒸気発生器ブローダウンタンクに排出させ、適時放射性物質濃度等を確認し排出する。 なお、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】 ポンプ車 送水車

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	燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピットからの重力注水により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 なお、燃料取替用水ピットの重力注水は燃料取替用水ピットの水頭圧を利用するため、燃料取替用水ピット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充てんポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 送水車 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 燃料取替用水ピット（重力注水） 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） 燃料取替用水ピット ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２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蓄圧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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。	
						Ｂ充てんポンプ（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充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 Ｂ充てんポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。	
						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	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）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット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	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Ｎｏ．２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Ｎｏ．２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。	【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充てんポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 送水車 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 燃料取替用水ピット（重力注水） 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） 燃料取替用水ピット ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク
						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を冷却する。	【重大事故等対処設備】 Ｂ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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー
					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ピット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 復水ピット 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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） 復水ピット
						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。 なお、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（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次側のフィードアンドブリードは、ポンプ車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、蒸気発生器ブローダウンタンクに排出させ、適時放射性物質濃度等を確認し排出する。 なお、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】 ポンプ車 送水車

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	燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピットからの重力注水により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 なお、燃料取替用水ピットの重力注水は燃料取替用水ピットの水頭圧を利用するため、燃料取替用水ピット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充てんポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 送水車 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 燃料取替用水ピット（重力注水） 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） 燃料取替用水ピット ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。	
						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ピット水を原子炉へ注水する。	
						Ｂ充てんポンプ（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充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 Ｂ充てんポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。	

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）（ＲＨＲＳ－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）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット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充てんポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 送水車 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 燃料取替用水ピット（重力注水） 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） 燃料取替用水ピット ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２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Ｎｏ．２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Ｎｏ．２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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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） 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2.2.1.9.1.5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	海水ポンプ又は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、復水ピット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。 なお、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 復水ピット 蒸気発生器 【多様性拡張設備】 電動主給水ポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 復水ピット
					電動主給水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が使用できず、かつ主蒸気圧力が約3.0MPa〔gage〕まで低下している場合、復水ピット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。 なお、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	海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、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 窒素ボンベ（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	海水ポンプ又は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、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。	
					窒素ボンベ（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、窒素ボンベ（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	ポンプ車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	海水ポンプ又は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、海水を水源とするポンプ車を使用した蒸気発生器への注水による蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用し、蒸気発生器ブローダウンタンクに排出させ、適時放射性物質濃度等を確認し排出する。 なお、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】 ポンプ車 送水車

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、Ｄ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	海水ポンプ又は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、Ｄ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、Ｄ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） 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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	海水ポンプ又は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、Ｂ高圧注入ポンプ及びＢ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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー Ｂ高圧注入ポンプ（海水冷却） 【多様性拡張設備】 Ｂ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用）
					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、復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。 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。 なお、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 復水ピット 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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） 復水ピット
					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、かつ主蒸気圧力が約3.0MPa〔gage〕まで低下している場合、復水ピット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。 なお、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】 窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用） Ｂ制御用空気圧縮機（海水冷却） 大容量ポンプ
					窒素ボンベ（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、窒素ボンベ（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制御用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通水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	ポンプ車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、海水を水源としたポンプ車を使用した蒸気発生器への注水による蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用し、蒸気発生器ブローダウンタンクに排出させ、適時放射性物質濃度等を確認し排出する。 なお、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】 ポンプ車 送水車

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、Ｄ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、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 Ａ、Ｄ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） 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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、Ｂ高圧注入ポンプ及びＢ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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 【多様性拡張設備】 Ｂ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 再循環サンプ側入口格納容器隔離弁	格納容器内自然対流冷却	Ａ、Ｄ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、Ｄ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、Ｄ格納容器再循環ユニット Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプ Ａ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 窒素ボンベ（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 燃料取替用水ピット	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、恒設代替低圧注水ポンプから燃料取替用水ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプを使用する場合は、代替炉心注水に使用していないことを確認して使用する。なお、炉心損傷前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を実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替える。	【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 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 Ｎｏ．２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 送水車
					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Ｎｏ．２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、電動消火ポンプ及び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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプを使用する場合は、代替炉心注水に使用していないことを確認して使用する。なお、炉心損傷前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を実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替える。	【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 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット 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 送水車
					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Ｎｏ．２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ピット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及び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、Ｄ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に、格納容器スプレイポンプの機能が喪失した場合、Ａ、Ｄ格納容器再循環ユニット及び大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 Ａ、Ｄ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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー

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 燃料取替用水ピット	格納容器内自然対流冷却	Ａ、Ｄ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、Ｄ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、Ｄ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原子炉補機冷却水ポンプ Ａ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 窒素ボンベ（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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。	【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 燃料取替用水ピット 復水ピット 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 送水車 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２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Ｎｏ．２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2.2.1.9.1.6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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。	【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 燃料取替用水ピット 復水ピット 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 送水車 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット よう素除去薬品タンク
					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Ｎｏ．２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ピット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及び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、Ｄ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、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、大容量ポンプ及びＡ、Ｄ格納容器再循環ユニットでの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、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、Ｄ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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー

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ピット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 燃料取替用水ピット
				格納容器内自然対流冷却	Ａ、Ｄ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、Ｄ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、Ｄ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原子炉補機冷却水ポンプ Ａ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 窒素ボンベ（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、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ピット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、燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。	【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 燃料取替用水ピット 復水ピット 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 送水車 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２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Ｎｏ．２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、Ｄ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、Ｄ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を行う。	【重大事故等対処設備】 Ａ、Ｄ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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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ピット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、燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。	【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 燃料取替用水ピット 復水ピット 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 送水車 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット
					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Ｎｏ．２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	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ピット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	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ピット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 燃料取替用水ピット
				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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。	【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 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 Ｎｏ．２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 送水車
					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Ｎｏ．２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、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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。	【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 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット 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 送水車
					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Ｎｏ．２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ピット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	高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水	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、高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 充てんポンプ 燃料取替用水ピット 復水ピット
					充てんポンプによる炉心注水	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、充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 充てんポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。	
				代替炉心注水	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	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（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット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を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（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 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 Ｎｏ．２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 送水車
					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ピット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、燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプを使用する場合は、代替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。なお、炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替える。	
					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	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Ｎｏ．２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	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。 使用に際しては、代替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。	

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ピット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、燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプを使用する場合は、代替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。なお、炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要となれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替える。	【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充てんポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用） 燃料取替用水ピット ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２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 送水車
					Ｂ充てんポンプ（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充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 Ｂ充てんポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 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充てんポンプ（自己冷却）のみが使用可能である。	
					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時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）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット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Ｎｏ．２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。 使用に際しては、代替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。	

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動作状況を確認する。 ジルコニウムー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基設置している。 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動作状況については、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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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、ジルコニウムー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13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1個（予備1個）を設置する。	
				水素濃度監視	可搬型格納容器水素ガス濃度計	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水素ガス濃度計及び可搬型格納容器水素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。	【重大事故等対処設備】 可搬型格納容器水素ガス濃度計 格納容器水素ガス試料冷却器用可搬型冷却水ポンプ 大容量ポンプ 可搬型格納容器水素ガス試料圧縮装置 格納容器水素ガス試料冷却器 格納容器水素ガス試料湿分分離器 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 窒素ボンベ（代替制御用空気供給用） 可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用） 【多様性拡張設備】 ガスクロマトグラフ 格納容器雰囲気ガス試料圧縮装置
					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できる。 炉心の損傷が発生した場合、可搬型格納容器水素ガス濃度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	－	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ニュラス部に漏えいした場合、アニュラス空気浄化ファンを運転し、アニュラス部の水素を含むガスを放射性物質低減機能を有するアニュ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。 また、全交流動力電源が喪失した場合、アニュラス空気浄化系の弁に窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）から窒素を供給又は可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）から代替空気を供給することにより、アニュ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、アニュラス空気浄化ファンを運転する。 なお、重大事故等時においてアニュラス空気浄化ファンにより、アニュ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、アニュラス部の放射性物質を低減し、被ばく低減を図る。 操作手順については、交流動力電源及び常設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。	【重大事故等対処設備】 アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 窒素ボンベ（代替制御用空気供給用） 可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用） 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー
				水素濃度監視	アニュラス水素濃度計による水素濃度測定	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ニュラス部に漏えいした場合、アニュラス水素濃度計によりアニュラス部の水素濃度を測定し、監視する。	【重大事故等対処設備】 アニュラス水素濃度計 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 【多様性拡張設備】 排気筒高レンジガスモニタ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 可搬型格納容器水素ガス濃度計 格納容器水素ガス試料冷却器用可搬型冷却水ポンプ 大容量ポンプ 可搬型格納容器水素ガス試料圧縮装置 格納容器水素ガス試料冷却器 格納容器水素ガス試料湿分分離器 窒素ボンベ（代替制御用空気供給用） 可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）
					可搬型格納容器水素ガス濃度計による水素濃度推定	アニュラス水素濃度計によりアニュラス部の水素濃度を監視する機能が喪失した場合、可搬型格納容器水素ガス濃度計を用いて測定した格納容器内水素濃度により、アニュラス部の水素濃度を推定し、監視する。	

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	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	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時 使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時	使用済燃料ピットポンプ、 使用済燃料ピット冷却器 又は 燃料取替用水ピット、 燃料取替用水ポンプ、 Ｎｏ．３淡水タンク	燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピットから使用済燃料ピットへ注水する。	【多様性拡張設備】 燃料取替用水ピット 燃料取替用水ポンプ
				Ｎｏ．３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、Ｎｏ．３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】 Ｎｏ．３淡水タンク
				Ｎｏ．２淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	Ｎｏ．２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、屋内消火栓を使用し、Ｎｏ．２淡水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。 ただし、Ｎｏ．２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】 Ｎｏ．２淡水タンク
					Ｎｏ．２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、屋外消火栓を使用し、Ｎｏ．２淡水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。 ただし、Ｎｏ．２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	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	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 燃料取替用水ピット、 燃料取替用水ポンプ、 Ｎｏ．３淡水タンク	ポンプ車によるＮｏ．３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、ポンプ車を使用し、Ｎｏ．３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】 Ｎｏ．３淡水タンク ポンプ車
				ポンプ車によるＮｏ．２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、ポンプ車を使用し、Ｎｏ．２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】 Ｎｏ．２淡水タンク ポンプ車
				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次系純粋タンク １次系補給水ポンプ
				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、送水車を使用し、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】 送水車 軽油ドラム缶

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	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	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時	－	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ	－	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、送水車及びスプレイヘッダにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする。	【重大事故等対処設備】 送水車 スプレイヘッダ 軽油ドラム缶
				大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）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周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。	【重大事故等対処設備】 大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー
				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設備を用いて、使用済燃料ピット内側からの漏えいを緩和する。	【多様性拡張設備】 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）

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（ＡＭ用）、使用済燃料ピット温度（ＡＭ用）、使用済燃料ピット監視カメラにより、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（ＡＭ用） 可搬式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 使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置 【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及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置を配置し中央制御室で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、現場で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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損	－	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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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等により、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等の排水流路を通って海へ流れるため、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。 汚染水が発電所から海洋に流出する箇所は4箇所（取水路側2箇所、放水路側2箇所）で、シルトフェンスの設置については、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、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等により、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等の排水流路を通って海へ流れるため、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やシルトフェンスの内側に設置する。	
		貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷		大気への拡散抑制	送水車及びスプレイヘッダによる大気への拡散抑制	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、送水車及びスプレイヘッダにより海水を原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に放水する。	【重大事故等対処設備】 送水車 スプレイヘッダ 軽油ドラム缶 大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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	貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合において、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により海水を原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に放水する。	

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、送水車及びスプレイヘッダ又は大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水等により、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等の排水流路を通って海へ流れるため、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。 汚染水が発電所から海洋に流出する箇所は4箇所（取水路側2箇所、放水路側2箇所）で、シルトフェンスの設置については、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送水車及びスプレイヘッダ又は大容量ポンプ（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おいて、送水車及びスプレイヘッダ又は大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水等により、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等の排水流路を通って海へ流れるため、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やシルトフェンスの内側に設置する。	
		原子炉格納容器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	原子炉格納容器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（Ｎｏ．２淡水タンク）又は防火水槽を使用する。なお、使用可能な淡水がなければ小型動力ポンプ付水槽車の他に、送水車（消火用）により海水を使用する。	【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 泡消火剤等搬送車 送水車（消火用） 中型放水銃 泡原液搬送車
					送水車（消火用）及び中型放水銃による泡消火	原子炉格納容器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、送水車（消火用）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（Ｎｏ．２淡水タンク）又は防火水槽を使用する。なお、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	原子炉格納容器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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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となる水の供給手順	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となる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（注水）のための代替手段及び復水ピットへの供給	復水ピット（枯渇又は破損）	復水ピットからＮｏ．３淡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）中に復水ピットが枯渇又は破損により機能喪失した場合、復水ピットからＮｏ．３淡水タンクへの水源切替を行う。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．３淡水タンク 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ
				Ａ、Ｂ２次系純水タンクからＮｏ．３淡水タンクへの補給	－	重大事故等の発生時において、復水ピットからＮｏ．３淡水タンクへの水源切替後、Ｎｏ．３淡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Ｎｏ．３淡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、Ａ、Ｂ２次系純水タンクを水源とした純水ポンプによるＮｏ．３淡水タンクに補給する。	【多様性拡張設備】 Ａ、Ｂ２次系純水タンク 純水ポンプ
				復水ピット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）中に復水ピットが枯渇又は破損により機能喪失し、Ｎｏ．３淡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えを行う。	【多様性拡張設備】 脱気器タンク 電動主給水ポンプ
				１次冷却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、燃料取替用水ピット水を高圧注入ポンプにより原子炉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１次冷却材を放出する操作を組み合わせた１次冷却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】 燃料取替用水ピット 高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁
			復水ピット（枯渇）	Ｎｏ．３淡水タンクから復水ピットへの補給	－	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）中に復水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、Ｎｏ．３淡水タンクから復水ピットへ補給する。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．３淡水タンク
				Ｎｏ．２淡水タンクから復水ピットへの補給	－	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）中に復水ピット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、Ｎｏ．２淡水タンクから復水ピットに補給する。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．２淡水タンク
				海水を用いた復水ピットへの補給	－	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）中に復水ピット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、海水を水源とした送水車による復水ピットに補給する。	【重大事故等対処設備】 送水車 軽油ドラム缶

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となる水の供給手順	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となる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ピットへの供給	燃料取替用水ピット（枯渇又は破損）	燃料取替用水ピットから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ピットが枯渇又は破損により供給が必要な場合、燃料取替用水ピットから１次系純水タンク及びほう酸タンクに水源切替えを行う。	【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 充てんポンプ
				燃料取替用水ピットからＮｏ．２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ピットが枯渇又は破損により供給が必要な場合、燃料取替用水ピットからＮｏ．２淡水タンクに水源切替えを行う。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．２淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
				燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替	－	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ピットが枯渇又は破損により供給が必要な場合、燃料取替用水ピットから復水ピットに水源切替えを行う。	【重大事故等対処設備】 復水ピット 恒設代替低圧注水ポンプ 充てんポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー
				燃料取替用水ピット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ピットが枯渇又は破損により供給が必要な場合、燃料取替用水ピットから海水に水源切替えを行う。	【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 送水車 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム缶

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となる水の供給手順	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となる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ピットへの供給	燃料取替用水ピット（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ピットへの補給	－	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ピットの水位が低下し、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ピットへ補給する。	【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ピットへの補給	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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、１次系純水タンクから燃料取替用水ピットへ補給する。	【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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、１次系純水タンクから燃料取替用水ピットへ補給する。	
				Ｎｏ．３淡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ピットへの補給	－	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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、Ｎｏ．３淡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ピットへ補給する。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．３タンク 使用済燃料ピットポンプ
				Ｎｏ．２淡水タンクから燃料取替用水ピットへの補給	－	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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、Ｎｏ．２淡水タンクから燃料取替用水ピットへ補給する。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．２淡水タンク
				復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給	－	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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、復水ピットから燃料取替用水ピットへ補給する。	【重大事故等対処設備】 復水ピット

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となる水の供給手順	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となる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ピットへの供給	燃料取替用水ピット（枯渇又は破損）	燃料取替用水ピットからＮｏ．２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ピットが枯渇又は破損により供給が必要な場合、燃料取替用水ピットからＮｏ．２淡水タンクに水源切替えを行う。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．２淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
				燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替	－	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ピットが枯渇又は破損により供給が必要な場合、燃料取替用水ピットから復水ピットに水源切替えを行う。	【重大事故等対処設備】 復水ピット 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー
				燃料取替用水ピット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ピットが枯渇又は破損により供給が必要な場合、燃料取替用水ピットから海水に水源切替えを行う。	【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 送水車 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム缶

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となる水の供給手順	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となる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ピットへの供給	燃料取替用水ピット（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ピットへの補給	－	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ピットの水位が低下し、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ピットへ補給する。	【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ピットへの補給	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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、１次系純水タンクから燃料取替用水ピットへ補給する。	【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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、１次系純水タンクから燃料取替用水ピットへ補給する。	
				Ｎｏ．３淡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ピットへの補給	－	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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、Ｎｏ．３淡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ピットへ補給する。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．３タンク 使用済燃料ピットポンプ
				Ｎｏ．２淡水タンクから燃料取替用水ピットへの補給	－	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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、Ｎｏ．２淡水タンクから燃料取替用水ピットへ補給する。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．２淡水タンク
				復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給	－	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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、復水ピットから燃料取替用水ピットへ補給する。	【重大事故等対処設備】 復水ピット

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となる水の供給手順	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となる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 余熱除去冷却器	再循環運転	高圧注入ポンプによる高圧再循環運転	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、高圧注入ポンプ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 高圧注入ポンプ
			余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器 及び 高圧注入ポンプ	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	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（ＲＨＲＳ－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。	【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（ＲＨＲＳ－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高圧注ポンプ（海水冷却） 空冷式非常用発電装置 大容量ポンプ 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 【多様性拡張設備】 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余熱除去ポンプ（空調用冷水）
					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となる水の供給手順	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	燃料取替用水ピット（枯渇又は破損）	Ｎｏ．３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、Ｎｏ．３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】 Ｎｏ．３淡水タンク
				Ｎｏ．２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、Ｎｏ．２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】 Ｎｏ．２淡水タンク
				ポンプ車によるＮｏ．３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、ポンプ車によるＮｏ．３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】 Ｎｏ．３淡水タンク ポンプ車
				ポンプ車によるＮｏ．２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、ポンプ車によるＮｏ．２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】 Ｎｏ．２淡水タンク ポンプ車
				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
				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】 送水車 軽油ドラム缶

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となる水の供給手順	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	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレイ及び放水	－	送水車による使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレイ	－	使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生した場合に、送水車及びスプレイヘッダにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする。また、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合に、送水車及びスプレイヘッダにより海水を原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に放水する。	【重大事故等対処設備】 送水車 スプレイヘッダ 軽油ドラム缶
				大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水	－	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい等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周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水を行う。また、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、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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となる水の供給手順	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となる十分な量の水を供給するために必要な手順	格納容器及びアニュラス部への放水	－	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ニュラス部への放水	－	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ニュ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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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、原子炉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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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） 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】 ７７ｋＶ送電線 Ｎｏ．２予備変圧器２次側恒設ケーブル Ｎｏ．１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）
					７７ｋＶ送電線による代替電源（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、７７ｋＶ送電線による非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。	
					Ｎｏ．２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	７７ｋＶ送電線による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、Ｎｏ．２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。	
					Ｎｏ．１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	Ｎｏ．２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、Ｎｏ．１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	Ｎｏ．１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	蓄電池（３系統目）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）により、直流母線電圧を維持できない場合は、蓄電池（３系統目）による代替電源（直流）から給電する。あわせて、プラントの状態監視等に必要な直流負荷の切替えを実施する。	【重大事故等対処設備】 蓄電池（３系統目）
					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）及び蓄電池（３系統目）の電圧が低下する前まで（２４時間以内）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、原子炉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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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） 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】 ７７ｋＶ送電線 Ｎｏ．２予備変圧器２次側恒設ケーブル Ｎｏ．１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）
					７７ｋＶ送電線による代替電源（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、７７ｋＶ送電線による非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。	
					Ｎｏ．２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	７７ｋＶ送電線による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、Ｎｏ．２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。	
					Ｎｏ．１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	Ｎｏ．２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、Ｎｏ．１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	Ｎｏ．１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。	

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	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	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。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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） 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】 ７７ｋＶ送電線 Ｎｏ．２予備変圧器２次側恒設ケーブル Ｎｏ．１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）

第2.2.1.9.1.14表　多様性拡張設備整理表（１４／１９）（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
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、計装用電源、アニュラス空気浄化ファン、可搬式整流器及び可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁用））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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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、計装用電源、アニュラス空気浄化ファン、可搬式整流器及び可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁用））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	原子炉圧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）により原子炉圧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）により原子炉圧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）により原子炉圧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（多様性拡張設備）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（多様性拡張設備）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
					原子炉圧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（ＣＲＴ）（多様性拡張設備）により推定する。 加圧器圧力（ＣＲＴ）（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（ＣＲＴ）（多様性拡張設備）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	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。 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。 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。	【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
					原子炉圧力容器への注水量の推定	高圧注入流量、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ピット水位、加圧器水位、原子炉水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）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ピット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水位（広域）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。 恒設代替低圧注水積算流量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ピット水位、復水ピット水位、加圧器水位、原子炉水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）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ピット水位、復水ピット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ピット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水位（広域）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。 蓄圧タンク圧力（多様性拡張設備）及び蓄圧タンク水位（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次冷却材圧力及び１次冷却材低温側温度（広域）の傾向監視により蓄圧タンクからの注入開始を推定する。 ＡＭ用消火水積算流量（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。	

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	格納容器スプレイ積算流量及び恒設代替低圧注水積算流量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ピット水位、復水ピット水位、及び格納容器再循環サンプ水位（広域）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ピット水位、復水ピット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ピット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水位（広域）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。 高圧注入流量及び余熱除去流量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ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）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ピット水位を優先して使用し推定する。また、格納容器再循環サンプ水位（広域）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、燃料取替用水ピット水位、復水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。 ＡＭ用消火水積算流量（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積算流量、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ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）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圧力（広域）及びＡＭ用格納容器圧力により、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圧力（広域）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	格納容器圧力（広域）の計測が困難となった場合、代替パラメータのＡＭ用格納容器圧力、格納容器圧力（狭域）（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ＡＭ用格納容器圧力又は格納容器圧力（狭域）（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。 ＡＭ用格納容器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圧力（広域）、格納容器圧力（狭域）（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圧力（広域）又は格納容器圧力（狭域）（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水位（広域）の計測が困難となった場合、測定範囲内であれば、格納容器再循環サンプ水位（狭域）、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ピット水位、復水ピット水位、格納容器スプレイ積算流量及び恒設代替低圧注水積算流量により、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水位（狭域）を優先して使用し推定する。なお、溶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水位（狭域）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水位（広域）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水位（広域）、又は燃料取替用水ピット水位、復水ピット水位、格納容器スプレイ積算流量及び恒設代替低圧注水積算流量の合計値（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ピット水位、復水ピット水位、格納容器スプレイ積算流量及び恒設代替低圧注水積算流量の合計値（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。	【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水素ガス濃度計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、予備のアニュラス水素濃度計によりアニュラス内の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、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）及び排気筒高レンジガスモニタ（高レンジ）（多様性拡張設備）の放射線量率の比により、アニュラスへの漏えい率を求め、可搬型格納容器水素ガス濃度計により測定した格納容器水素濃度を基に、評価した格納容器水素濃度とアニュラスへの漏えい率の関係をもとにアニュラス水素濃度を推定する。	

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	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）及びモニタリングポスト（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、同じくモニタリングポスト（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。 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。 格納容器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。	【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
					未臨界の維持又は監視の推定	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。 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。 中性子源領域中性子束の計測が困難になった場合、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。 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。 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。	

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	格納容器圧力（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータのＡＭ用格納容器圧力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。 原子炉補機冷却水サージ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。 ＡＭ用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。 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圧力（広域）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。 格納容器再循環ユニット冷却水流量（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圧力（広域）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。 主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次冷却系統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。 蒸気発生器水位（狭域）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水位（広域）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、蒸気発生器水位（広域）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。	【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

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	最終ヒートシンクの確保の推定（続き）	蒸気発生器水位（広域）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水位（狭域）、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水位（狭域）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。 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ピット水位、蒸気発生器水位（広域）及び蒸気発生器水位（狭域）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、水源である復水ピット水位を優先し推定する。 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、代替パラメータの主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、蒸気発生器水位（狭域）及び蒸気発生器水位（広域）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（多様性拡張設備）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

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	蒸気発生器水位（狭域）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水位（広域）により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、主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。 主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水位（広域）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。 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水位（狭域）の上昇及び主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水位（広域）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（ＣＲＴ）（多様性拡張設備）により推定する。 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、代替パラメータの蒸気発生器水位（狭域）及び主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。 排気筒ガスモニタ（多様性拡張設備）、原子炉周辺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水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気圧力により、インターフェイスシステムＬＯＣＡを推定する。 加圧器逃がしタンク圧力（広域）（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（ＣＲＴ）（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。	【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
					水源の確保の推定	燃料取替用水ピット水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器再循環サンプ水位（広域）、又は格納容器スプレイ積算流量、格納容器スプレイ流量（多様性拡張設備）、高圧注入流量、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積算流量の合計量により、燃料取替用水ピット水位を推定する。この推定方法では、格納容器再循環サンプ水位（広域）を優先し推定するが、燃料取替用水ピット以外からの注水がないことを前提とする。 復水ピット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、格納容器スプレイ積算流量及び恒設代替低圧注水積算流量により、復水ピット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、復水ピットへの補給量を考慮する。 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。	

第2.2.1.9.1.15表　多様性拡張設備整理表（１５／１９）（その９）

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。	
				可搬型計測器による計測			【重大事故等対処設備】 可搬型計測器
		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）	全交流動力電源喪失時の代替電源の供給	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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 【多様性拡張設備】 可搬型バッテリ （炉外核計装盤、放射線監視盤）
					可搬型バッテリ（炉外核計装盤、放射線監視盤）による電源の供給	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、炉外核計装盤、放射線監視盤の可搬型バッテリにより電源を供給する。	
				代替電源の供給（直流）	直流電源喪失時の代替電源の供給	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） 蓄電池（３系統目） 可搬式整流器
				可搬型計測器による計測	可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視	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、プラント計算機等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）（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	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中央制御室換気系隔離モードを行い、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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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濃度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濃度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。	

第2.2.1.9.1.16表　多様性拡張設備整理表（１６／１９）（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	－	－	汚染の持ち込み防止	チェンジングエリアの設置手順	中央制御室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中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。なお、チェンジングエリアの区画は恒設化しており、ゴミ箱等の設置を行うことにより使用可能となる。 また、可搬型照明（ＳＡ）を設置し代替交流電源設備に接続する。	【重大事故等対処設備】 可搬型照明（ＳＡ） 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 【多様性拡張設備】 チェンジングエリア非常用照明 【資機材】 防護具及びチェンジングエリア用資機材
				放射性物質の濃度低減	アニュラス空気浄化設備の運転手順等	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するために必要な手段として、アニュラス空気浄化設備による放射性物質の濃度低減を行う。 アニュラス空気浄化ファンを運転し、原子炉格納容器から漏えいした空気を放射性物質の濃度低減機能を有するアニュラス空気浄化フィルタユニットを通して排出し、放出される放射性物質の濃度を低減する。 また、全交流動力電源が喪失した場合、アニュラス空気浄化系の弁に窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）から窒素を供給又は可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）から代替空気を供給することにより、アニュ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、アニュラス空気浄化ファンを運転する。 操作手順については、交流動力電源及び常設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。	【重大事故等対処設備】 アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 窒素ボンベ（代替制御用空気供給用） 可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用） 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー

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	放射線量の測定（発電所敷地境界付近）	モニタリングステーション及びモニタリング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、モニタリングステーション及びモニタリング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。 モニタリングステーション及びモニタリングポストは、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、モニタリングステーション及びモニタリング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】 モニタリングステーション及びモニタリングポスト
			モニタリングステーション及びモニタリングポスト		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リングステーション又はモニタリング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、モニタリングステーション及び各モニタリング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
						可搬式モニタリングポストによる原子炉格納施設を囲む8方位の放射線量の測定	原子力災害対策特別措置法第１０条特定事象が発生した場合、発電所海側敷地境界方向を含む原子炉格納施設を囲む8方位の放射線量は、可搬式モニタリングポストにより監視し、及び測定し、並びにその測定結果を記録する。ただし、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポストが使用できる場合の当該4方位（モニタリングステーション及びモニタリングポストの設置場所が2方位について重なるため4方位となる。）の測定については、モニタリングステーション及びモニタリングポストを優先して使用する。	
			－		放射線量の測定（発電所の周辺海域）	海上モニタリング測定	発電所の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（発電所の周辺海域を含む。）） （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（空気中）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（発電所の周辺海域を含む。）） （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））	可搬型放射線計測装置等による空気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（空気中）は、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、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（空気中）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、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 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気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気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 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	発電所の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手順	－	－	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	可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定	重大事故等時の風向、風速その他の気象条件は、可搬式気象観測装置により測定し、及びその結果を記録する。風向、風速その他の気象条件を測定する優先順位は、多様性拡張設備である気象観測設備を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬式気象観測装置を使用する。 可搬式気象観測装置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、気象観測設備露場に隣接した位置に配置することを原則とする。	【重大事故等対処設備】 可搬式気象観測装置 【多様性拡張設備】 気象観測設備
			気象観測設備			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。	
		－	－	電源確保	給電	モニタリングステーション及びモニタリング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リングステーション及びモニタリングポストへ給電する。給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタリング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が自動で切り替わる。その後、代替交流電源設備（空冷式非常用発電装置）によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。 なお、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、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】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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】 モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置
			非常用所内電源		放射線量の測定			
			－					

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	重大事故等が発生するおそれがある場合等、緊急時対策所を使用し、発電所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 緊急時対策所非常用空気浄化ファン 緊急時対策所非常用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リアモニタ 緊急時対策所外可搬型エリアモニタ 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 電源車（緊急時対策所用） 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 【多様性拡張設備】 モニタリングステーション モニタリングポスト 可搬式モニタリングポスト
					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リアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタを設置する。 また、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緊急時対策所外可搬型エリアモニタ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メータ等の監視手順	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（ＳＰＤＳ）、安全パラメータ伝送システム及びＳＰＤＳ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】 ＳＰＤＳ表示装置 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 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 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） 電源車（緊急時対策所用） 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 空冷式非常用発電装置 【多様性拡張設備】 運転指令設備 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備え、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	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	放射線管理資機材、飲料水、食料等の維持管理等について	緊急時対策所には、７日間外部からの支援がなくとも活動が可能となるよう放射線管理用資機材等（線量計、マスク等）、飲料水及び食料等を配備又は備蓄するとともに、通常時から維持、管理する。 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、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伴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。 また、緊急安全対策要員は、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測定等を行う。 緊急時対策所内での飲食の管理として、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。 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（1×10^{-3}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。	【重要事故等対処設備】 緊急時対策所非常用空気浄化ファン 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット 電源車（緊急時対策所用） 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 【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
					放射線管理に関する手順	ａ．チェンジングエリアの運用手順 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（必要により物品等のサーベイを含む）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、事故発生後、直ぐに運用開始ができるようにする。 ｂ．緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替手順 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの性能の低下等、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。	
		サポート系機能喪失時	緊急時対策所 全交流動力電源	代替電源設備からの給電	電源車（緊急時対策所用）による給電手順	非常用母線からの給電喪失時又はその発生に備え、緊急時対策所の電源を確保するため、代替電源設備である電源車（緊急時対策所用）を準備する。非常用母線からの給電喪失時は、電源車（緊急時対策所用）1台を起動し、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） 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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、移動式放射能測定装置（モニタ車）及び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、運転指令設備及び電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）及び保安電話（携帯））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 【多様性拡張設備】 無線通話装置 運転指令設備 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電話及び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）の電源は、充電池を使用する。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。 トランシーバーの電源は、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。また、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。 携行型通話装置の電源は、乾電池を使用する。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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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、移動式放射能測定装置（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電話及び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）及び衛星保安電話）、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、データ伝送設備（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電話及び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）及び衛星保安電話） 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電話及び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電話及び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）の電源は、充電池を使用する。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。 トランシーバーの電源は、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。また、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。 携行型通話装置の電源は、乾電池を使用する。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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 （常用母線４４０Ｖしゃ断器スイッチ） （中央盤手動操作）	常設	Ｃクラス	約 1,600A※	－	2 台
制御棒操作レバー（中央盤手動操作）	常設	Ｃクラス	－	－	1 個
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）	常設	Ｃクラス	約 1,600A※	－	2 台
原子炉トリップしゃ断器スイッチ （現場手動操作）	常設	Ｓクラス	約 1,600A※	－	8 台
タービントリップスイッチ （中央盤手動操作）	常設	Ｃクラス	－	－	1 個
高圧注入ポンプ	常設	Ｓクラス	約 320m³/h	約 960m	2 台
燃料取替用水ピット	常設	Ｓクラス	３号炉　約 2,900m³ （４号炉　約 2,100m³）	－	1 基

※しゃ断器本体の容量

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
電動主給水ポンプ	常設	C クラス	約 3,300m^3/h	約 620m	1 台
脱気器タンク	常設	C クラス	約 600m^3	－	1 基
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）	可搬	－	約 50m^3/h	約 300m	1 台
復水ピット	常設	S クラス	約 1,200m^3	－	1 基
タービンバイパス弁	常設	C クラス	－	－	15 個
窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）	可搬	－	約 7.0Nm^3	－	9 本
大容量ポンプ	可搬	－	約 1,800m^3/h	約 120m	3 台
B 制御用空気圧縮機（海水冷却）	常設	S クラス	3 号炉：約 1,020Nm^3/h 4 号炉：約 720Nm^3/h	吐出圧力 0.74MPa	1 台

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 620m	1 台
脱気器タンク	常設	C クラス	約 600m^3	－	1 基
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）	可搬	－	50m^3/h	約 300m	1 台
復水ピット	常設	S クラス	約 1,200m^3	－	1 基
タービンバイパス弁	常設	C クラス	－	－	15 個
加圧器補助スプレイ弁	常設	S クラス	－	－	1 個
窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）	可搬	－	約 7.0Nm^3	－	9 本
大容量ポンプ	可搬	－	約 1,800m^3/h	約 120m	3 台
B 制御用空気圧縮機（海水冷却）	常設	S クラス	3 号炉：約 1,020Nm^3/h 4 号炉：約 720Nm^3/h	吐出圧力 0.74MPa	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 1,200m³/h	83m	1 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	Ｃクラス	約 1,200m³/h	55m	1 台
Ｎｏ．２淡水タンク	常設	Ｃクラス	約 8,000m³	－	1 基
ほう酸ポンプ	常設	Ｓクラス	約 17m³/h	80m	2 基
ほう酸タンク	常設	Ｓクラス	約 100m³	－	2 基
１次系補給水ポンプ	常設	Ｃクラス	60m³/h	80m	2 台
１次系純水タンク	常設	Ｃクラス	328m³	－	2 基
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）	常設	Ｓクラス	約 1,200m³/h	約 175m	1 台
燃料取替用水ピット	常設	Ｓクラス	3 号炉：約 2,900m³ （4 号炉：約 2,100m³）	－	1 基
Ａ余熱除去ポンプ（空調用冷水）	常設	Ｓクラス	約 1,020m³ （安全注入時及び再循環時） 約 681m³（余熱除去時）	約 91m （安全注入時及び再循環時） 約 107m（余熱除去時）	1 台
格納容器再循環サンプ	常設	Ｓクラス	－	－	2 基
納容器再循環サンプスクリーン	常設	Ｓクラス	－	－	2 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２）

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 620m	1 台
脱気器タンク	常設	C クラス	約 600m^3	－	1 基
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）	可搬	－	50m^3/h	300m	1 台
復水ピット	常設	S クラス	約 1,200m^3	－	1 基
タービンバイパス弁	常設	C クラス	－	－	15 台
ポンプ車	可搬	－	120m^3/h	85m	1 台
送水車	可搬	－	300m^3/h	約 120m	3 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）

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 620m	1 台
脱気器タンク	常設	C クラス	約 600m^3	－	1 基
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）	可搬	－	約 50m^3/h	約 300m	1 台
復水ピット	常設	S クラス	約 1,200m^3	－	1 基
所内用空気圧縮機	常設	C クラス	約 894m^3/h	吐出圧力 0.8MPa	3 台
タービンバイパス弁	常設	C クラス	－	－	15 個
窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）	可搬	－	約 7Nm^3	－	9 本
ポンプ車	可搬	－	約 120m^3/h	約 85m	1 台
送水車	可搬	－	約 300m^3/h	約 120m	3 台
B 制御用空気圧縮機（海水冷却）	常設	S クラス	3 号炉：約 1,020Nm^3/h 4 号炉：約 700Nm^3/h	吐出圧力 0.74MPa	1 台
空調用冷水ポンプ（A 余熱除去ポンプ冷却用）	常設	C クラス	約 120m^3/h	約 50m	4 台
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 1,020m^3/h （安全注入時及び再循環時） 約 681m^3（余熱除去時）	約 91m （安全注入時及び再循環時） 約 107m（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 1,700m^3/h	約 55m	4 台
原子炉補機冷却水冷却器	常設	S クラス	－	－	2 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）

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 4,900ℓ	－	1 基
電動消火ポンプ	常設	C クラス	約 1,200m³/h	約 83m	1 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	C クラス	約 1,200 m³/h	約 55m	1 台
Ｎｏ．２淡水タンク	常設	C クラス	約 8,000 m³	－	1 基
可搬式代替低圧注水ポンプ	可搬	－	約 150 m³/h	約 150m	3 台
電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）	可搬	－	約 610kVA	－	3 台
仮設組立式水槽	可搬	－	約 12 m³	－	3 基
送水車	可搬	－	約 300 m³/h	約 120m	3 台
Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	常設	S クラス	約 1,200 m³/h	約 175m	1 台
燃料取替用水ピット	常設	S クラス	3 号炉：約 2,900 m³ （4 号炉：約 2,100 m³）	－	1 基
よう素除去薬品タンク	常設	S クラス	約 3 m³	－	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 4,900ℓ	－	1 基
電動消火ポンプ	常設	C クラス	約 1,200m³/h	約 83m	1 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	C クラス	約 1,200 m³/h	約 55m	1 台
Ｎｏ．２淡水タンク	常設	C クラス	約 8,000 m³	－	1 基
Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	常設	S クラス	約 1,200 m³/h	約 175m	1 台
燃料取替用水ピット	常設	S クラス	3 号炉：約 2,900 m³ （4 号炉：約 2,100 m³）	－	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）

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 1,200m³/h	約 83m	1 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	C クラス	約 1,200 m³/h	約 55m	1 台
Ｎｏ．２淡水タンク	常設	C クラス	約 8,000 m³	－	1 基
可搬式代替低圧注水ポンプ	可搬	－	約 150m³/h	約 150m	3 台
電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）	可搬	－	約 610kVA	－	3 台
仮設組立式水槽	可搬	－	約 12 m³	－	3 基
送水車	可搬	－	約 300 m³/h	約 120m	3 台
Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	常設	S クラス	約 1,200 m³/h	約 175m	1 台
燃料取替用水ピット	常設	S クラス	3 号炉：約 2,900 m³ （4 号炉：約 2,100 m³）	－	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／容量	測定範囲／揚程	台数
ガスクロマトグラフ	可搬	－	熱伝導度型検出器	－	1 個
格納容器雰囲気ガス試料圧縮装置	常設	C クラス	約 2.0Nm^3/h	－	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／容量	測定範囲／揚程	台数
排気筒高レンジガスモニタ	常設	C クラス	プラスチック シンチレーション検出器	約 10～ 約 10E7cpm	1 個
格納容器内高レンジエリアモニタ （高レンジ）	常設	S クラス	電離箱	約 10E3～ 約 10E8mSv/h	1 個
可搬型格納容器水素ガス濃度計	可搬	－	熱伝導式	約 0～約 20vol%	1 個
格納容器水素ガス試料冷却器用 可搬型冷却水ポンプ	可搬	－	約 1m³/h	約 25m	1 台
大容量ポンプ	可搬	－	約 1,800m³/h	約 120m	3 台
可搬型格納容器水素ガス試料圧縮装置	可搬	－	0.6m³/min	－	1 台
格納容器水素ガス試料冷却器	常設	－ （S クラスに適用される地震力と同等）	－	－	1 基
格納容器水素ガス試料湿分分離器	常設	－ （S クラスに適用される地震力と同等）	－	－	1 基
窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）	可搬	－	約 7.0Nm³	－	10 本
可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）	可搬	－	約 14.4m³/h	－	2 台

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
燃料取替用水ピット	常設	Ｓクラス	2,900m³（大飯３号炉） 2,100m³（大飯４号炉）	－	１基
燃料取替用水ポンプ	常設	Ｃクラス	46m³/h	65m	２台
Ｎｏ．３淡水タンク	常設	Ｃクラス	8,000m³	－	１基
ポンプ車	可搬	－	120m³/h	85m	１台
Ｎｏ．２淡水タンク	常設	Ｃクラス	8,000m³	－	１基
１次系純水タンク	常設	Ｃクラス	400m³	－	２基
１次系補給水ポンプ	常設	Ｃクラス	60m³/h	80m	２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	－	－	１個
使用済燃料ピット温度	常設	Ｃクラス	－	－	３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
放射性物質吸着剤	可搬	－	14,000kg	－	1 式
化学消防自動車	可搬	－	水槽：1,300ℓ 泡原液：500ℓ	－	1 台
小型動力ポンプ付水槽車	可搬	－	5,000ℓ	－	1 台
泡消火剤等搬送車	可搬	－	1,500ℓ	－	1 台
送水車（消火用）	可搬	－	－	－	1 台
中型放水銃	可搬	－	－	－	1 台
泡原液搬送車	可搬	－	9,000ℓ	－	1 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）

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
Ｎｏ．３淡水タンク	常設	Ｃクラス	8,000m³	－	１基
電動補助給水ポンプ	常設	Ｓクラス	約 140m³/h	約 950m	２台
タービン動補助給水ポンプ	常設	Ｓクラス	約 250m³/h	約 950m	１台
Ａ、Ｂ２次系純水タンク	常設	Ｃクラス	8,500m³	－	２基
純水ポンプ	常設	Ｃクラス	約 220m³/h	約 140m	３台
脱気器タンク	常設	Ｃクラス	約 600m³	－	１基
電動主給水ポンプ	常設	Ｃクラス	約 3,300m³/h	約 620m	１台
Ｎｏ．２淡水タンク	常設	Ｃクラス	8,000m³	－	１基
電動消火ポンプ	常設	Ｃクラス	約 1,200m³/h	83m	１台
ディーゼル消火ポンプ	常設	Ｃクラス	約 1,200m³/h	55m	１台
１次系純水タンク	常設	Ｃクラス	328m³	－	２基
１次系補給水ポンプ	常設	Ｃクラス	60m³/h	80m	２台
ほう酸タンク	常設	Ｓクラス	約 100m³	－	２基
ほう酸ポンプ	常設	Ｓクラス	約 17m³/h	80m	２台
Ａ、Ｂ充てんポンプ	常設	Ｓクラス	約 45m³/h	1,770m	２台
Ｃ充てんポンプ	常設	Ｓクラス	約 14m³/h	－	１台
加圧器逃がしタンク	常設	Ｂクラス	51m³	－	１基
格納容器冷却材ドレンポンプ	常設	Ｂクラス	23m³/h	90m	２台
使用済燃料ピットポンプ	常設	Ｂクラス	約 546m³/h	60m	２台
格納容器再循環サンプ	常設	Ｓクラス	－	－	２基
格納容器再循環サンプスクリーン	常設	Ｓクラス	－	－	２基
Ａ余熱除去ポンプ	常設	Ｓクラス	約 1,020m³/h	約 91m	１台
ポンプ車	可搬	－	120m³/h	85m	１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
７７ｋＶ送電線	常設	Ｃクラス	77,000V	59MW	１組
Ｎｏ．２予備変圧器２次側恒設ケーブル	常設	Ｃクラス	6,600V	1,600A	１組
Ｎｏ．１予備変圧器２次側恒設ケーブル	常設	Ｃクラス	6,600V	1,200A	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	390A	１組
電源車	可搬	転倒評価	6,600V	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（炉外核計装盤、放射線監視盤）	可搬	－	4,500Wh／台　他	18 台（３，４号機共用）
プラント計算機	常設	Ｃクラス	－	１式

機器名称	常設／可搬	耐震性	計測範囲	数量
ＡＭ用原子炉補機冷却水サージタンク圧力	常設	Ｃクラス	0～1MPa[gage]	１台

第 2.2.1.9.2.16 表　多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.16 表関連）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	電圧	消費電力	台数
中央制御室非常用照明	常設	C クラス	200V	40W	52 セット※
チェンジングエリア 非常用照明	常設	C クラス	200V	40W	2 セット※

※1 セットあたり蛍光灯 1～2 本

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。

大飯発電所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うえ、設備改造や運用面の改善等により適切に反映してきた。

例えば、2011年3月に発生した福島第一原子力発電所事故から得られた知見については、原子炉等規制法等に新規制基準として反映（2013年 7 月に改正施行）され、当社は、これに適合すべく設計基準事象及び重大事故等に係る安全対策へ反映している。

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み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み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みを継続することで、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うえ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、日本エヌ・ユー・エス (株) 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、設計及び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、施設管理等を行うことはもとより、大飯発電所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未然防止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、この未然防止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、2003 年 10 月から運用が開始され、2007年5月に登録基準が追加されるとともに、2010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、2003 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、一般社団法人原子力安全推進協会（以下「ＪＡＮＳＩ」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、ＪＡＮＳＩ、（株）原子力安全システム研究所、加圧水型軽水炉を保有する事業者、プラントメーカ等で構成される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等として事業者に通知される。

この他、未然防止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未然防止処置の要否、未然防止処置内容の検討を行っている。

また、国内の他の電気事業者（以下「国内事業者」という。」）の安全性向上評価にて抽出された安全性向上に資する自主的な追加措置（以下「追加措置」という。）を収集し、当社プラントへの反映要否を検討する体制を整備している。

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、信頼性を確保するうえでは、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、設計及び工事計画認可等の申請、定期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、日本エヌ・ユー・エス（株）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、日本エヌ・ユー・エス（株）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提案

メーカ提案に関する情報については、従来より施設管理の仕組みの中で、メーカから設備の運用・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等を受け、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17回定期検査の終了日翌日（2019年7月24日）から評価時点となる第18回定期検査終了日（2021年7月30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（未然防止処置）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）等の確率論的リスク評価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提案

メーカ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、大飯発電所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未然防止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、大飯発電所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。

収集期間中に提出された国内事業者の安全性向上評価届出書において抽出された追加措置について、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、向上の観点で当社プラントへの反映要否を検討する。

c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

確率論的リスク評価を実施するうえで必要なデータとして、収集対象期間中に入手したデータについて、新規性の有無、大飯発電所３号機の確率論的リスク評価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。

確率論的リスク評価を実施するうえで必要な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、評価への反映の要否等の観点から、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、2009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、2009年度から2015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、2016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、この取組みと同様の方法である。

g. 設備の安全性向上に係るメーカ提案

メーカ提案については、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 90,000 件であった。これを「2.2.2.1(4) 整理、分類方法」に基づき収集分野ごとに整理、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

大飯発電所 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「大飯発電所 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について、1 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のうち反映が必要な新知見情報」に示す。

② 参考情報

参考情報について、8 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.10 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、8 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.11 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、13 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.12 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

国外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、2 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.13 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

原子力規制委員会指示文書のうち、大飯発電所 3 号機が対象のものについて、1 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.14 表「原子力規制委員会指示文書リスト及びその対応」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

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情報は抽出されなかった。

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、3 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.15 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12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 7 件、津波関連が 0 件、竜巻関連が 3 件、火山関係が 0 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.17 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提案

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

(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、大飯発電所３号機に反映すべき知見を抽出した。

大飯発電所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	・自社研究 ・電力共通研究
国内機関の研究開発	・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	・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	・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 ・国内外メーカ情報 ・原子力安全推進協会重要度文書 ・国内事業者の安全性向上評価届出書における追加措置
原子力規制委員会指示事項	・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※）	・伊方プロジェクトにおける原子力リスク研究センター(NRRC)技術諮問委員会(TAC)及び海外専門家レビューコメント ・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	・電力共通研究 ・電力中央研究所報告書
海外知見	NRRC 技術諮問委員会(TAC)コメント

※　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	・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	・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	・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	・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	・地震調査研究推進本部　・原子力規制庁 ・中央防災会議　・産業技術総合研究所 ・地震予知連絡会　・海上保安庁　他
学協会等の大会報告、論文	・日本機械学会　・日本自然災害学会 ・日本建築学会　・日本計算工学会 ・日本地震学会　・日本混相流学会 ・日本地震工学会　・日本地すべり学会 ・日本地質学会　・日本応用地質学会 ・日本原子力学会　・地盤工学会 ・日本活断層学会　・土木学会 ・日本堆積学会　・日本コンクリート工学会 ・日本学術会議　・日本地球惑星科学連合 ・日本第四紀学会　・歴史地震研究会 ・日本海洋学会　・原子力安全推進協会 ・日本船舶海洋工学会　・日本電気協会　他
雑誌等の刊行物	・地震研究所彙報　・科学　他 ・月刊地球
海外情報等	・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	・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 ・Journal of Fluids and Structures　他
その他	・防衛大学校　　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	・環境省（原子力規制庁）　・気象庁　他
学協会等の大会報告、論文	・日本第四紀学会　・日本応用地質学会 ・日本地質学会　・日本火山学会 ・日本地球惑星科学連合　・日本地球化学会　他 ・日本堆積学会
雑誌等の刊行物	・月刊地球 ・科学　他
海外情報等	・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)　他
その他	・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　他

第 2.2.2.7 表　設備の安全性向上に係るメーカ提案

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

第 2.2.2.8 表　大飯発電所 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のうち反映が必要な新知見情報

No.	表題	文献誌名	概要	反映状況
1	中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響	NRA技術報告 (NTEC-2019-1001)	コンクリート骨材の石英含有率と中性子照射による累積放射線照射量が、コンクリートの強度に及ぼす影響に関する知見をとりまとめたもの	従来、高経年化技術評価においてコンクリートの強度低下が生じるとした中性子照射量よりも低い照射量にて強度低下が生じることが示されており、高経年化技術評価を実施する際は本知見を考慮するよう手順書に反映している。

第2.2.2.10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	軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験	安全研究成果報告 (RREP-2020-2001)
2	重大事故の事故シーケンスグループに係る事故進展解析	安全研究成果報告 (RREP-2020-2002)
3	野島断層の断層破砕物質を用いた地震性すべりの直接的年代測定手法の検証	ＮＲＡ技術報告 (NTEC-2021-4001)
4	経年配管を対象とした地震フラジリティ評価要領	JAEA-Research 2020-017
5	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)

第2.2.2.10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
6	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)
7	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)
8	Estimation of specific Common Cause Factors for Digital I&C Modules in the PSA （PSAにおけるデジタルI&Cモジュールの個別共通原因故障の評価）	PSAM2019 Topical(1C-1)

第 2.2.2.11 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

（１／４）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
1	2019 年 9 月 8 日	高浜４号	定格熱出力一定運転中のところ、Ａ蒸気発生器の主蒸気流量に関する警報が発信、復帰を繰り返す状態となったことから、関連する計器を確認したところ、２系統あるＡ蒸気発生器主蒸気流量計のうち、１系統の指示値が低下、復帰を繰り返していることを確認した。 メーカによる当該流量計を分解調査した結果、伝送器のカプセル内の高圧側固定電極面に微細な導電性物質の付着を確認し、成分分析した結果、ハウジングの微細な切削片であることが判明した。当該異物は、ハウジング加工工程で発生し、シリコンオイルと共にカプセル内に封入する際に混入したものと考えられ、感圧ダイヤフラムと高圧側固定電教区間のシリコンオイル内を浮遊し、電極間にて稀に導通したことでマイナス方向へ指示変動に至った事象と判断した。	対象伝送器は重要度の高い設備に使用される原子力品質管理品であり、クリーンエリアにて製作・組立てられ、異物管理上、最も品質管理を徹底した製作ラインにて生産されているものである。過去実績を見ても 1997 年の生産開始から、他社含め 1024 台の納品実績があるが、異物関連不具合は 4 台と非常に少なく、安全系機器の要求故障率を十分下回る確率で信頼性は維持され、メーカは共通要因の不具合顕在化はないと判断している。 しかしながら、異物の混入が確認できたことは事実であることから、メーカの工場検査の検査項目を充実化し、是正処置による品質監査を計画し、実施した結果を各所に別途高浜から共有し、今後生産される伝送器に万全を期すとした。
2	2019 年 10 月 17 日	高浜４号	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 5 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、伝熱管周辺の管支持板等に接触痕を確認した。 原因は、管支持板下面に異物が留まり、その異物に伝熱管が繰り返し接触したことで摩耗減肉が発生したものと推定した。	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、作業員が機器に立ち入る際には、作業服を着替えるとともに靴カバーを着用することや、垂直配管に取付けられている弁の点検後、目視による点検が困難な箇所に対してファイバースコープによる異物確認を行うことを社内マニュアルに反映した。

第 2.2.2.11 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

（２／４）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
3	2020 年 2 月 18 日	高浜３号	定期検査中に、蒸気発生器伝熱管の渦流探傷検査を実施したところ、ＢおよびＣの伝熱管１本について、管支持板部付近に外面からの減肉とみられる有意な信号指示が認められた。 外観を調査した結果、周方向のきず、当該伝熱管周辺の管支持板等に接触痕が認められた。 原因は、前回の定期検査以前における弁等の分解点検時に混入した異物が、管支持板下面に留まり、伝熱管と繰り返し接触したことで摩耗減肉が発生したものと推定した。	機器開放作業時における消耗品の損傷等を確認した際の記録採取について、社内マニュアルに反映した。
4	2020 年 8 月 31 日	大飯３号	定期検査中に、加圧器スプレイ配管の超音波探傷検査を実施したところ、有意な指示が認められ、詳細な検査の結果、当該部に傷があると評価された。 原因は、溶接時の過大な入熱と配管の形状による歪みの影響が重なり、溶接部近傍の表層の硬化が大きくなるとともに、溶接に伴い発生した高い応力が作用したことにより、粒界割れが発生し、その後、応力腐食割れが進展したものと推定した。	クラス１配管で運転温度 200℃以上の配管突合せ周溶接を行う場合は、全層Ｔｉｇ溶接により施工を行う。溶接は、事前に溶接技能トレーニングを行い、溶接施工技能を有する溶接士にて施工を行う。また、作業要領書の打ち合わせ、溶接作業前のＴＢＭ等にて、溶接入熱上限値を超えて溶接施工を実施してはいけない溶接部であること、溶接施工における注意点等を再認識した後に溶接を行う。 なお、これらの内容については、調達管理に万全を期すため、工事仕様書に追記することとした。 本事象と類似性の高い箇所に対しては 3 定検の間、毎定検で検査を実施する。なお、知見拡充や研究結果を踏まえて、対象・頻度を検討し、供用期間中検査計画に反映することとする。

第 2.2.2.11 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

（３／４）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
5	2020 年 11 月 16 日	高浜４号	仮設分電盤に通電するため作業用分電盤の電源を入れたところ、分電盤同士を繋ぐ仮設ケーブルから発火した。 原因は、前日に、2 本の仮設ケーブルを繋いで分電盤同士を接続するよう配置していたが、作業責任者等に連絡することを失念しており、別の作業員が 2 本の接続作業を行わずに電源を入れたため、通電された仮設ケーブル先端の端子部分で短絡が発生し、発火したものと推定した。	仮設電源投入前に実施する絶縁抵抗測定方法、複数本の仮設ケーブルを敷設する場合の対応について、社内マニュアルに反映した。
6	2020 年 11 月 20 日	高浜４号	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、Ａ－ＳＧの伝熱管 1 本、Ｃ－ＳＧの伝熱管 3 本について、第 3 管支持板部付近に外面（２次側）からの減肉とみられる有意な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、それぞれの伝熱管に摩耗減肉とみられるきずを確認した。また、Ａ―ＳＧのきずに接触する付着物を確認したことから回収した。 原因は、これまでの運転に伴い伝熱管表面に生成された稠密なスケールが、プラント運転に伴い剥離し、管支持板下部に留まり、伝熱管に繰り返し接触したことで摩耗減肉が発生したものと推定した。	2 定期検査毎にＳＧ器内のスケールを回収し、稠密層厚さ及び摩耗体積比を確認する。 継続的なＳＧ器内スケール回収調査により、スケール性状の傾向監視を実施する。傾向監視の結果、判定基準に到達する兆候が確認された場合は、超過前に薬品洗浄を実施するよう計画する。また、判定基準を超過した場合は、当該定検で薬品洗浄を実施する。

第 2.2.2.11 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

（４／４）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
7	2021 年 1 月 10 日	美浜３号	定期検査中に、運転員が使用済燃料ピットエリア監視カメラの画像が映らないことを確認した。このため、保安規定の運転上の制限を満足していない状態にあると判断した。 原因は、同軸ＬＡＮコンバータならびに防爆赤外線サーモカメラ間に設置された機器の一過性の動作停止によるものと推定。	使用済燃料ピットエリア監視カメラにおける運転員の動作確認時の定期点検手順内に、画面表示できなかった場合を考慮した手順または注意事項として、「当該機器の再起動(電源の入切)を行う」を追加する。
8	2021 年 3 月 25 日	高浜４号	定期検査中一次冷却材系統の漏えい検査に向けた準備のため当該系統内の圧力を上昇させて原子炉容器上部の点検を実施していたところ、原子炉容器上蓋に設置されている原子炉容器内温度計の引出管の接続部の 1 箇所の外表面にわずかな水のにじみを確認した。 原因は、コノシールガスケットのすわり状態によりシート効果が弱まり、にじみが発生したものと推定した。	原子炉容器内温度計組立時、治具を使用して、コノシールガスケットと原子炉容器内温度計コラムの中心をそろえる手順を社内マニュアルに反映した。

第 2.2.2.12 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

（１／５）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
1	2014 年 2 月 25 日	福島第一	発電所構内給油所において、作業員がドラム缶から給油器へガソリンを移送した後、移送ポンプに付着したガソリンの拭き取りをしていたところ発火し、作業員が着用していたカバーオール前面の一部に引火した。 原因は、危険物取扱作業時に静電気防止対策がなされていなかったことであると推定。	給油作業時には、静電気防止対策（アースコード接続等）を実施することをマニュアルに反映する。
2	2018 年 3 月 29 日	島根３号	建設段階で、非常用ディーゼル発電機の確認運転を実施したところ、機関起動時に排気ガスの漏れを確認し、外観点検において、ベローズに割れを確認した。 原因は、クランプ締付ボルトに緩みが生じ、排気管伸縮継手に接続している排気管の熱変位量及び振動振幅が大きくなることで、内筒との接触によりベローズが減肉し、当該部の応力が高くなるとともに、振動応力が増大して高サイクル疲労が支配的になり、疲労割れに至ったと推定した。	ディーゼル機関排気管伸縮継手取替時の作業計画書にサポートボルト締付記録を採取することを明記することとした。 また、念のためディーゼル機関点検時の負荷試運転後に排気管サポートボルト（可視部）について緩み確認・増締めを実施し、記録を採取することとした。
3	2018 年 8 月 30 日	柏崎刈羽 １号	定期検査中、非常用ディーゼル発電機を定例試験のために確認運転を実施していたところ、異音が発生し、発電機出力が低下したため、手動停止した。 R 側の過給機の軸が固着しており、その原因はレーシングワイヤ孔の製造時の加工不良及び塑性変形したタービンブレード取外・再取付けによる、ファツリー部間の当たり状態の変化によるものと推定。	過給機分解点検周期に合わせ、目視にてタービンブレードの孔に異常な拡大が無いこと及び触診等にてレーシングワイヤのガタツキの有無を確認する対象部位を社内マニュアルで明確化し、点検記録を確認することとした。

第 2.2.2.12 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

（２／５）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
4	2018 年 11 月 1 日	柏崎刈羽	荒浜側立坑において火災・発煙が発生した。原因は、ケーブル洞道内の雰囲気温度変化によりケーブル製造時の残留応力が解放され、ケーブル直線接続部においてシースが縮み、ずれが生じ（シュリンクバック現象）充電電流がシース内側にある半導電層へ通電し、発熱・発煙に至ったものと推定。	類似直線接続部について、ケーブル直線接続部両端の近傍を固定しケーブルの収縮及びずれを防止する対策を実施した。 また、外観点検におけるシュリンクバックの傾向確認用として、近傍のシースに合いマークを付けることを社内マニュアルに反映した。
5	2018 年 12 月 11 日	敦賀２号	洗たく廃液を放出した際、放出前の放射性物質濃度測定後に僅かな水位上昇があり、放射性物質濃度が測定されていない僅かな廃液を放出したことを確認した。 原因は、洗たく廃液モニタタンク入口弁にシートリークがあったと推定。	液体及び気体廃棄物放出前の確認事項として「サンプリング時の水位(圧力)から上昇がない事を確認する」旨を社内マニュアルに反映した。
6	2019 年 7 月 5 日	志賀２号	防災資機材倉庫付近に配置している高圧電源車から出火を確認した。原因は、高圧電源車のバッテリの引出しを考慮したケーブル余長を確保していなかったため、点検時にバッテリを引き出した際、電源ケーブルに張力が加わり、コネクタ部から金属部分が引き抜かれ露出し、破損ケーブル短絡に伴う配管発熱により発火したと推定。	バッテリの引出し及び収納時に、接続しているケーブルが損傷しないことを確認する気付きができるように注意標記を取付けた。

第 2.2.2.12 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

（３／５）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
7	2019 年 7 月 17 日	伊方１号	空冷式非常用発電装置の定期運転において、補機が起動しなかったため、制御盤を確認したところ、ケーブルが黒く変色していることを確認した。原因は、補機制御盤内の端子台における補機用電源ケーブル接続部の締め付けが不十分であったことに伴い、亜酸化銅が生成されたことによる発熱現象により、接続部に異常な発熱が生じ、異常な発熱を受けた補機用電源ケーブルが変色および断線し、起動しなかったと推定。	今後実施する年次点検等において、補機盤および充電器盤、制御盤のケーブル接続部締め付け確認（端子部マーキング含む）を実施する。
8	2019 年 7 月 22 日	志賀１号	定期検査中、１号機海水熱交換器建屋（非管理区域）のタービン補機冷却海水系海水ストレーナ(C)逆洗水出口配管から海水が漏えいしていることを確認した。原因は、当該配管は、乱流が生じやすい配管径変化部であることに加え、海生生物等の影響を受けやすい箇所であり、配管内面に施工されているライニングが偶発的に損傷し、その後配管内面が腐食したことにより、配管そのものに小さな孔が開き、海水が漏えいしたものと推定。	類似箇所である海水ストレーナブローラインについて点検対象範囲を明確化した。
9	2019 年 8 月 16 日	伊方３号	通常運転中、格納容器スプレイポンプの定期運転のため、格納容器スプレイポンプテストラインの弁を操作していたところ、弁蓋と弁棒の隙間に弁誤開放防止用の鎖が噛み込み、当該弁の操作ができなくなったことを確認した。原因は、鎖を弁ヨーク部にぶら下げた時に鎖と弁棒が接触し、弁の開操作により鎖が弁蓋と弁棒の隙間に噛み込んだものと推定。	弁操作を行う際には、弁から鎖を完全に取り外したのち操作する等、異物の噛み込み防止を注意喚起する内容を社内マニュアルに反映した。

第 2.2.2.12 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

（４／５）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
10	2020 年 1 月 12 日	伊方３号	定期検査中、原子炉からの燃料取出の準備作業のため、原子炉容器上蓋を開放し、制御棒クラスタと駆動軸との切り離しを行った後、原子炉容器の上部炉心構造物を吊り上げしていたところ、制御棒クラスタ 1 体が上部炉心構造物とともに引き上げられていることを確認した。 原因は、駆動軸取り外し軸下降時、ロックボタン廻りに付着した堆積物（スラッジ）が位置決めナットと接手の間に挟まり、駆動軸取り外し軸がスタックした（詰まった）状態で制御棒クラスタに駆動軸を着座させた後、駆動軸が制御棒クラスタのスパイダ頭部内へ沈み込む不完全結合状態となり、上部炉心構造物吊り上げ時に制御棒クラスタ引き上がり事象が発生したものと推定した。	制御棒駆動軸と制御棒クラスタの切り離しを確実に確認するため、駆動軸取り外し、工具の指示管（インジケーターロッド）のマーキング位置を確認する作業手順を追加した。 また、制御棒の引き上がりが無いことを早期に検知するため、水中カメラによる監視を行い、上部炉心構造物の吊り上げを実施する旨、作業手順に追加した。
11	2020 年 7 月 31 日	川内２号	配線処理室内において、鉄製の囲いに覆われて設置されているＡ系及びＢ系の安全停止系ケーブルトレイ上面の一部に開口部があり、開口部に安全系のケーブルがむき出しのまま入線（以下、「露出ケーブル」という。）していることをＡ系で 3 箇所、Ｂ系で 5 箇所確認された。このうち、Ａ系とＢ系の露出ケーブル間の最短距離を実測したところ、直線距離で約 2.5m であったが、それぞれの露出ケーブルを隔てる鉄板等がなく、火災の影響軽減のための対策を満足していない状況であり、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則を満足していなかった。	露出ケーブル箇所の調査及び再施工を行った。

第 2.2.2.12 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

（５／５）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
12	2020 年 8 月 28 日	伊方３号	原子炉建屋の海水管トレンチ室において、Ａトレンの海水ポンプ等の制御ケーブルトレイの上面の一部に開口部が認められ、その直上から、換気空調用のケーブル 4 本がむき出しのまま入線している状況が 1 箇所確認された。また、耐火壁が設置されていない箇所から両方向に 6m 以上の範囲は、1 時間耐火障壁をケーブルトレイに設置すべきであるが、露出ケーブルの開口部は、耐火壁が途切れている部分から約 60cm であり、「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書（工事計画認可申請　資料 7　伊方発電所第３号機）」を満足しておらず、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準」という。）第 11 条（火災による損傷の防止）第 3 号を満足していなかった。	露出ケーブル箇所の調査及び再施工を行った。
13	2020 年 8 月 28 日	伊方３号	制御盤室内の天井に取り付けられている自動火災感知器のうち、熱感知器（1 台）が換気口の空気吹出し口から約 1.2m しか離れおらず、消防法施行第 23 条第 4 項第 8 号（感知器は、換気口等の空気吹出し口から 1.5m 以上離れた位置に設ける）の条件を満足していないことが確認された。 「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書（工事計画認可申請 資料 7 伊方発電所第３号機）」を満足しておらず、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 11 条（火災による損傷の防止）第 2 号を満足していなかった。	火災感知器増設のバックフィット工事内で、既存の感知器に対して消防法施行規則第 23 条第 4 項第 8 号に適合しているかを調査し、適合していない場合には、当該感知器の移設を行う。

第 2.2.2.13 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	2019 年 4 月 23 日	外部電源喪失時における主蒸気管破断発生ループの隔離後の原子炉冷却材で、流れが停滞する場合の不均一な自然循環冷却に対する操作手順書の記載不備が見つかった。	外部電源喪失、主蒸気及び主給水管破断時において、一次冷却材（ＲＣＳ）自然循環におけるＲＣＳ冷却時の注意事項を社内マニュアルに反映した。
2	2019 年 5 月 21 日	一次冷却材系（ＲＣＳ）が満水状態の時、充てん流量制御弁が予期せず全開となり、ＲＣＳへの充てん流量が最大流量で注入されて、ＲＣＳ圧力が急上昇する過渡事象が発生し、余熱除去（ＲＨＲ）系逃し弁が開動作した。	ＲＣＳ満水時において、充てん流量制御弁が誤作動した場合の適正な処置方法を社内マニュアルに反映した。

第 2.2.2.14 表　原子力規制委員会指示文書リスト及びその対応

No.	文書名 （発行番号） （発行日）	指示概要	対応状況
1	東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ（2021 年 3 月 5 日）に関する見解等について（原規規発第 2104051 号） （2021 年 4 月 5 日）	2021 年 3 月 10 日の原子力規制委員会において、東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ（2021 年 3 月 5 日）（以下「中間取りまとめ」という。）が了承され、この中間取りまとめに示されている知見については、発電用原子炉施設の安全性向上の観点から、幅広く議論及び活用されるべきものであり、発電用原子炉設置者における認識、見解を明らかにすることが重要であることから、2021 年 3 月 31 日の原子力規制委員会において、「中間取りまとめに関する見解等を聴取する事項」に示す内容について、発電用原子炉設置者に対して見解等を聴取することとしたもの。	中間取りまとめに関する見解等の回答要領に従って、中間取りまとめに関する見解等の回答様式により、2021 年 5 月 10 日までに回答した。

第 2.2.2.15 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	原子力発電所の緊急時対策指針	JEAG 4102-2020	原子力事業者防災業務計画及び社内標準「原子力防災業務要綱」に反映している。
2	原子力発電所運転責任者の判定に係る規程	JEAC 4804-2021	社内標準「運転責任者に係る合否判定等業務等に関する要綱指針」他に反映している
3	原子炉格納容器の漏えい率試験規程	JEAC 4203-2017	2021 年 7 月 21 日に技術評価が完了したため、今後の適用に向けて検討中。 （定期事業者検査：原子炉格納容器全体漏えい率検査、原子炉格納容器局部漏えい率検査が反映対象）

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以外）に係る参考情報（１／２）

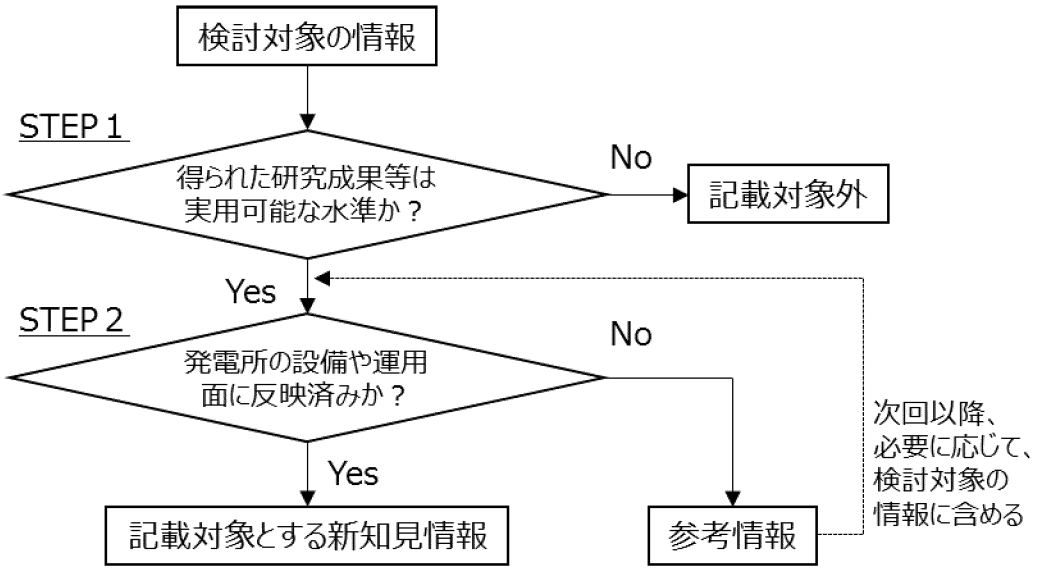
No.	表題	文献誌名
1	原子力発電所の外部ハザードとしての森林火災に対するハザード曲線評価法の開発	Journal of Nuclear Science and Technology
2	火災事象 PSA に対する機器冷却水系喪失起因事象のフォールトツリーの構築に関する研究	Journal of Nuclear Science and Technology
3	ナトリウム冷却高速炉における強風と降雨の組合せハザードに対する確率的危険評価方法論の開発	Mechanical Engineering Journal
4	弾塑性座屈解析による鋼製原子炉格納容器の座屈強度設計手法の提案	日本機械学会論文集
5	異なるノーズ形状の発射体による斜め衝突を受けた鉄筋コンクリートスラブの穿孔損傷に関する解析的研究	Mechanical Engineering Journal
6	Ｆ＆Ｂ運転の新しい手順パスと原子力発電所へのリスクの影響	Nuclear Technology
7	原子力発電所における地震確率論的リスク分析と応用	Nuclear Technology
8	核分裂生成物のガンマ放射能測定に基づく臨界検知法	Nuclear Technology

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以外）に係る参考情報（２／２）

No.	表題	文献誌名
9	原子力発電所の既存の火災ＰＲＡと統合確率的リスク評価（Ｉ－ＰＲＡ）との方法論的で実践的な比較	Nuclear Technology
10	地震事象による使用済燃料プールのリスク分析	Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science
11	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)
12	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 2.2.2.17 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	基準地震動による機器・配管系の耐震設計における延性破壊・塑性崩壊に対する許容基準	日本機械学会論文集
2	地震	原子力発電所に使用される電動バタフライ弁駆動装置の耐震試験結果	ASME PVP2018
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解析評価	ASME PVP2018
4	地震	曲げ荷重を受けるフィラメントワインディングＦＲＰ配管の終局状態に関する研究	ASME PVP2018
5	地震	原子力発電所の空気作動弁駆動装置の耐震試験用試験体の選定	ASME PVP2019
6	地震	原子力発電所の空気作動弁駆動装置の耐震試験結果（空気作動バタフライ弁（直結形））	ASME PVP2019
7	地震	原子力発電所の空気作動弁駆動装置の耐震試験結果（空気作動玉形弁（シリンダ形））	ASME PVP2019
8	竜巻	鋼製飛来物の衝突を受ける鋼板の貫通メカニズムに関する基礎的研究	土木学会第 73 回年次学術講演会講演概要集
9	竜巻	鋼板貫通試験による BRL 式の妥当性検討	日本原子力学会 2019 年秋の大会予稿集
10	竜巻	竜巻飛来物衝突を想定した鋼板貫通試験による BRL 式の適用性検討	土木学会 第 12 回構造物の衝撃問題に関するシンポジウム論文集
		竜巻飛来物衝突を受ける鋼板の耐貫通性能に関する研究―BRL 式の適用性に関する基礎検討―	電力中央研究所報告 O19003

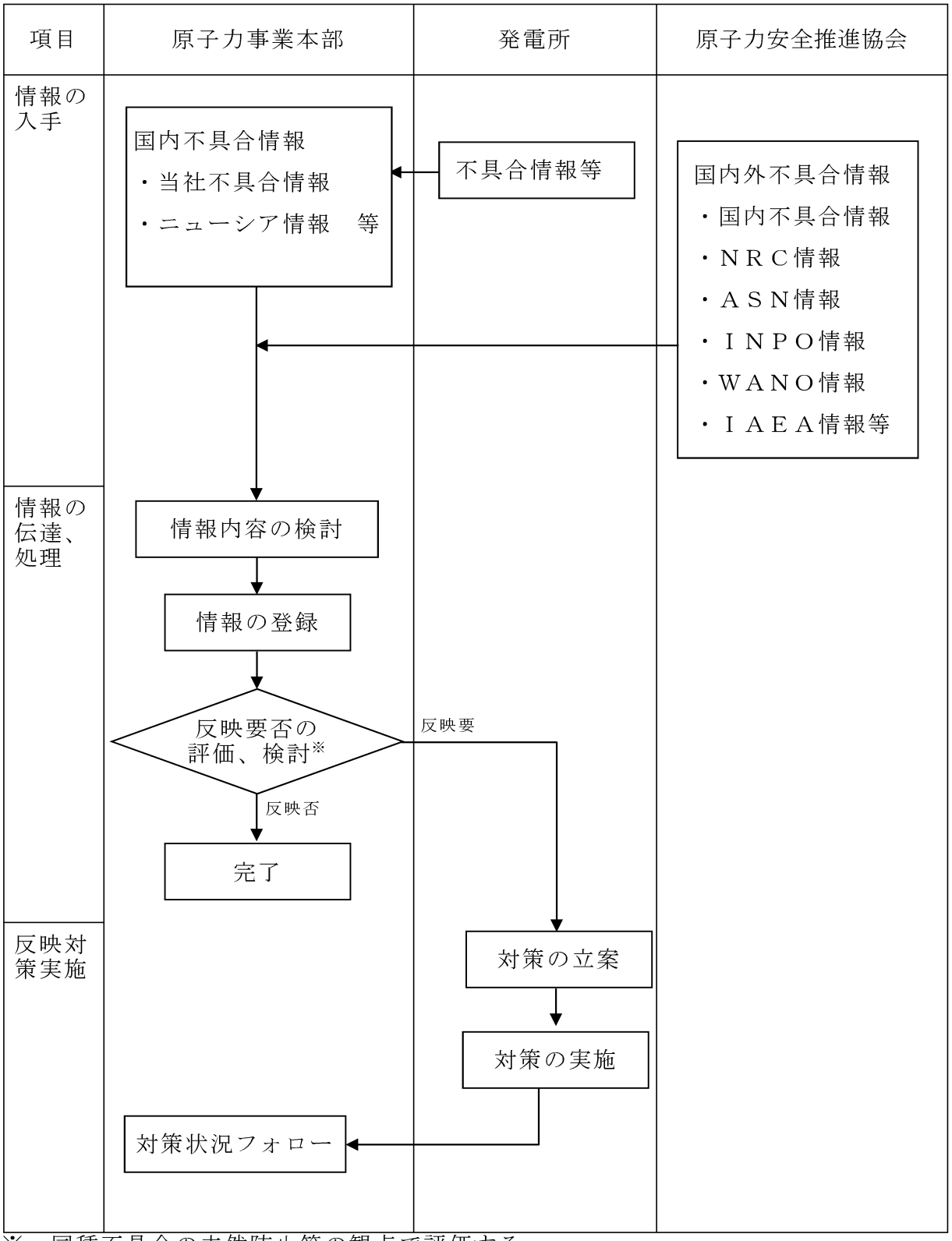


【ＳＴＥＰ１】
実用性のある水準に達していないもの（基礎研究やデータ収集に関するもの及び当該の研究をベースとして今後更に詳細な調査、研究を実施するもの等）については記載対象外とする。（今後、新たな研究成果が得られた際に検討対象の情報に含める。）

【ＳＴＥＰ２】
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。

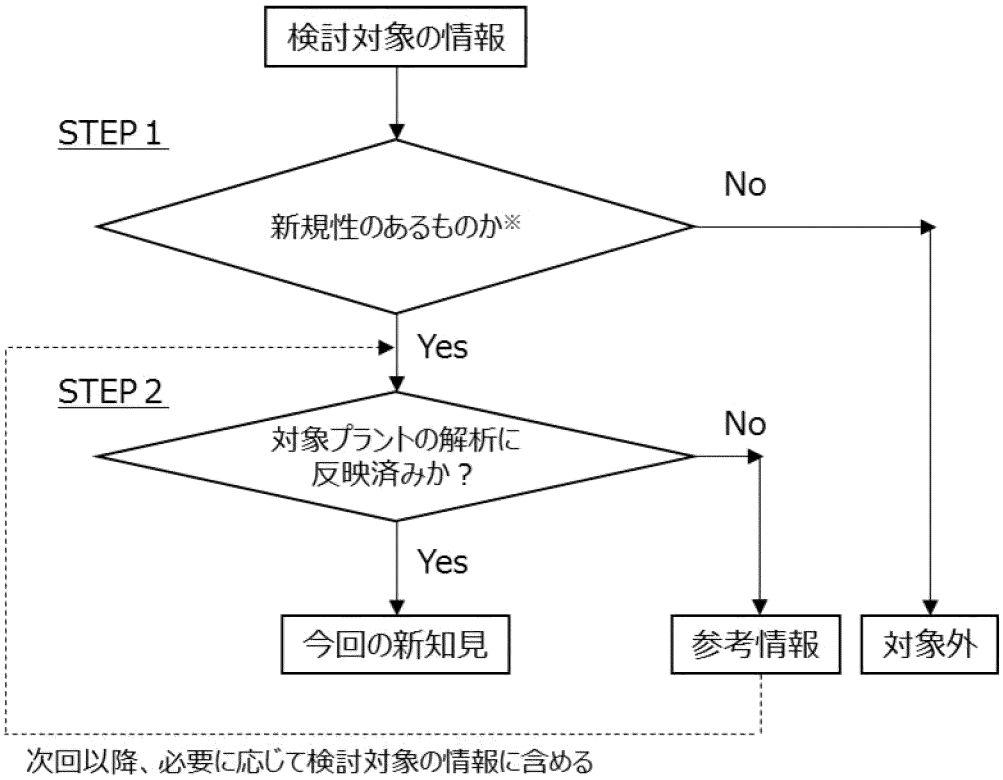
第 2.2.2.1 図　安全に係る研究の整理、分類方法
（自社研究、電力共通研究 *）

* 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。



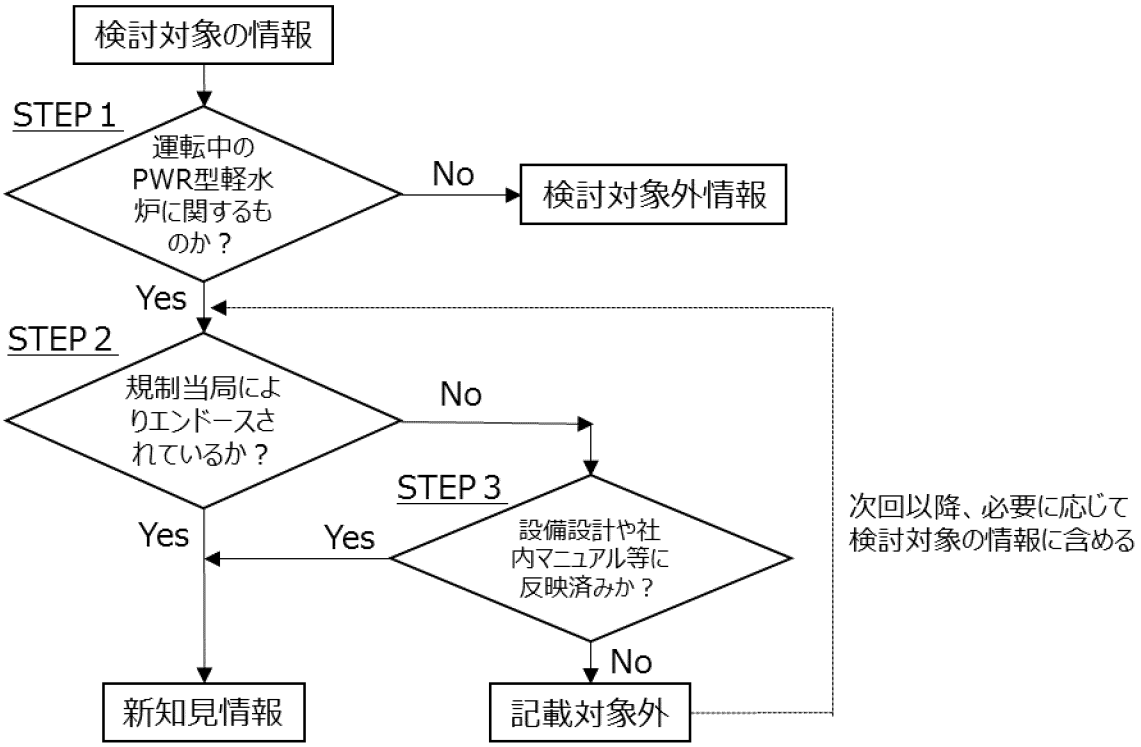
※　同種不具合の未然防止等の観点で評価する。

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



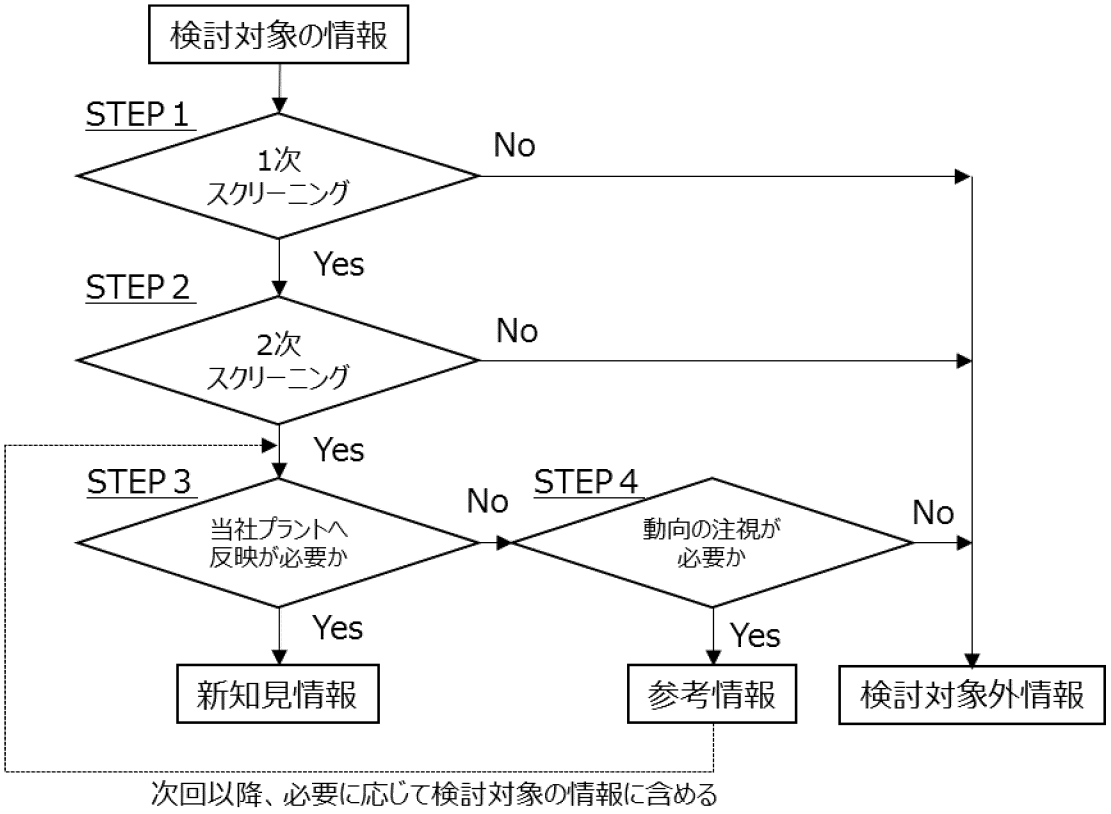
※　単なるデータの蓄積といった、確率論的リスク評価を実施する上で自明なものを除く。
また、ハザード評価については第 2.2.2.6 図（１／３）の整理、分類方法とする。

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。



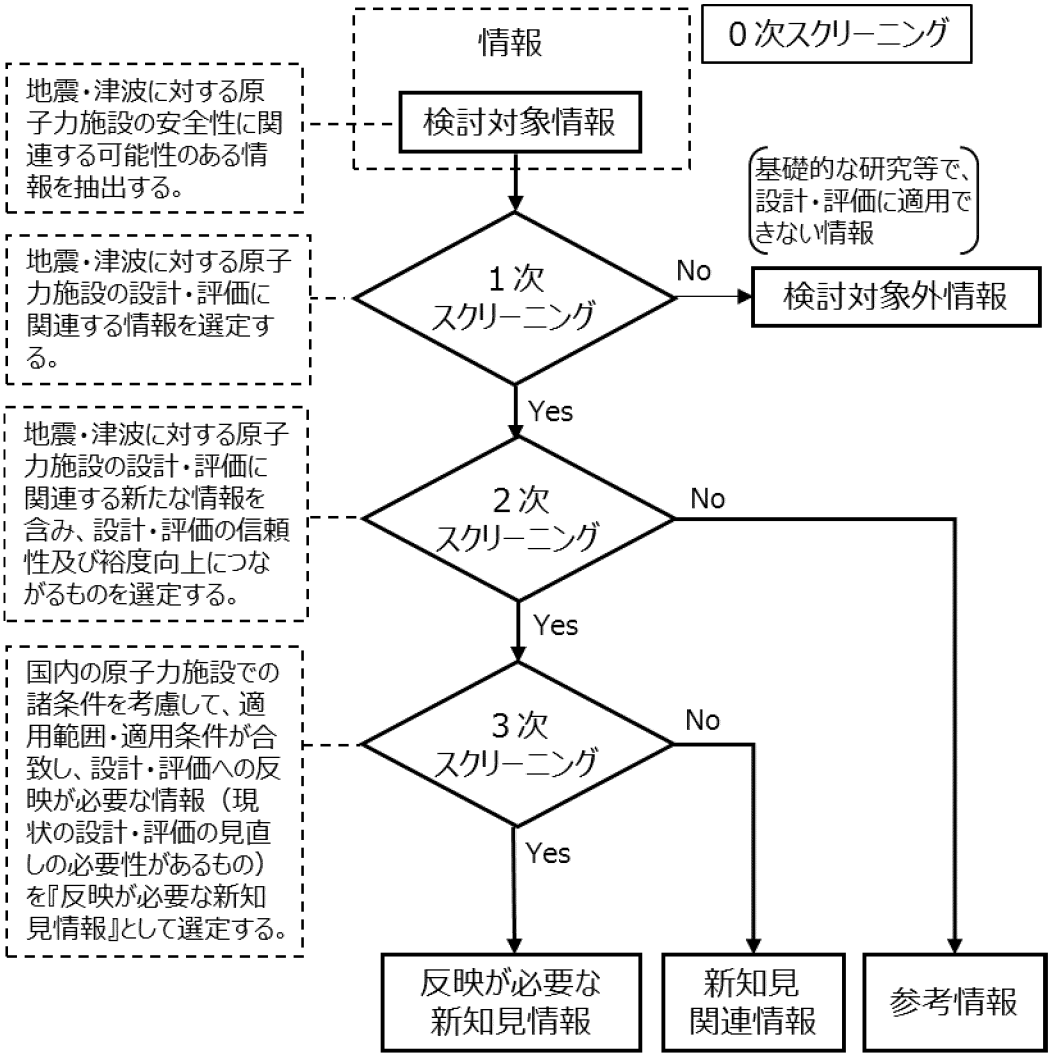
【ＳＴＥＰ１】　１次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報
・原子力関連施設のうち運転中の商用軽水炉以外の施設（例　将来炉、再処理等）
・将来の燃料技術
・保障措置、核物質防護（核物質管理）（サイバーセキュリティ等は検討対象）
・違法行為及び規則類への意図的な違反
・事務的なもの等（例　型式認定承認の官報、ＰＡ・広報、コミュニケーション等）
・商用軽水炉以外の施設（例　研究施設、医療施設、一般産業施設等）

【ＳＴＥＰ２】　２次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報
・既往データ等に基づいており、新たな知見が示されていない。
・既往の知見の取りまとめ等であり、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。

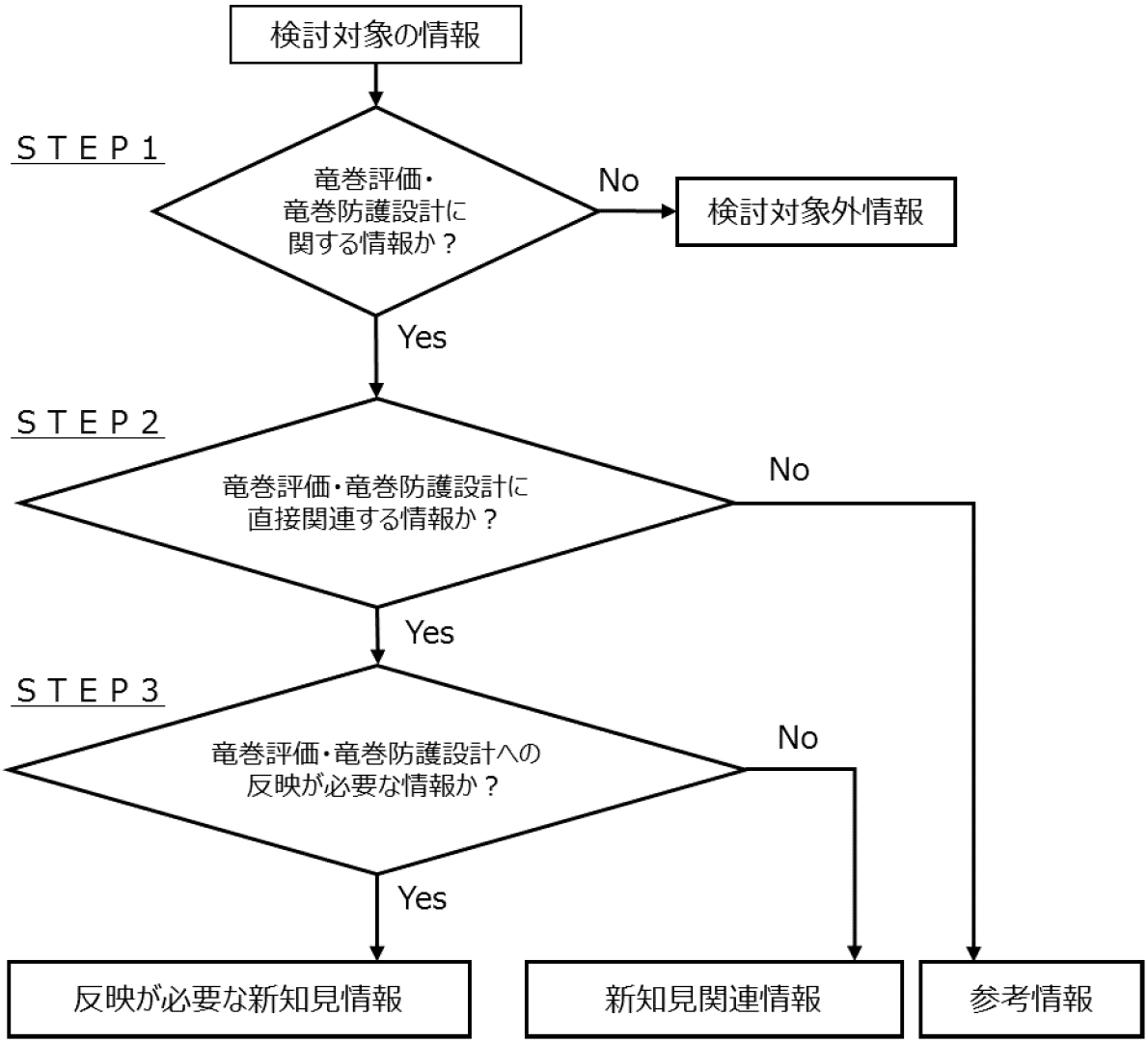
【ＳＴＥＰ３】　評価対象の新知見情報
・既設プラントの設備設計や運用等に直ちに反映すべき水準のもの。

【ＳＴＥＰ４】　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）

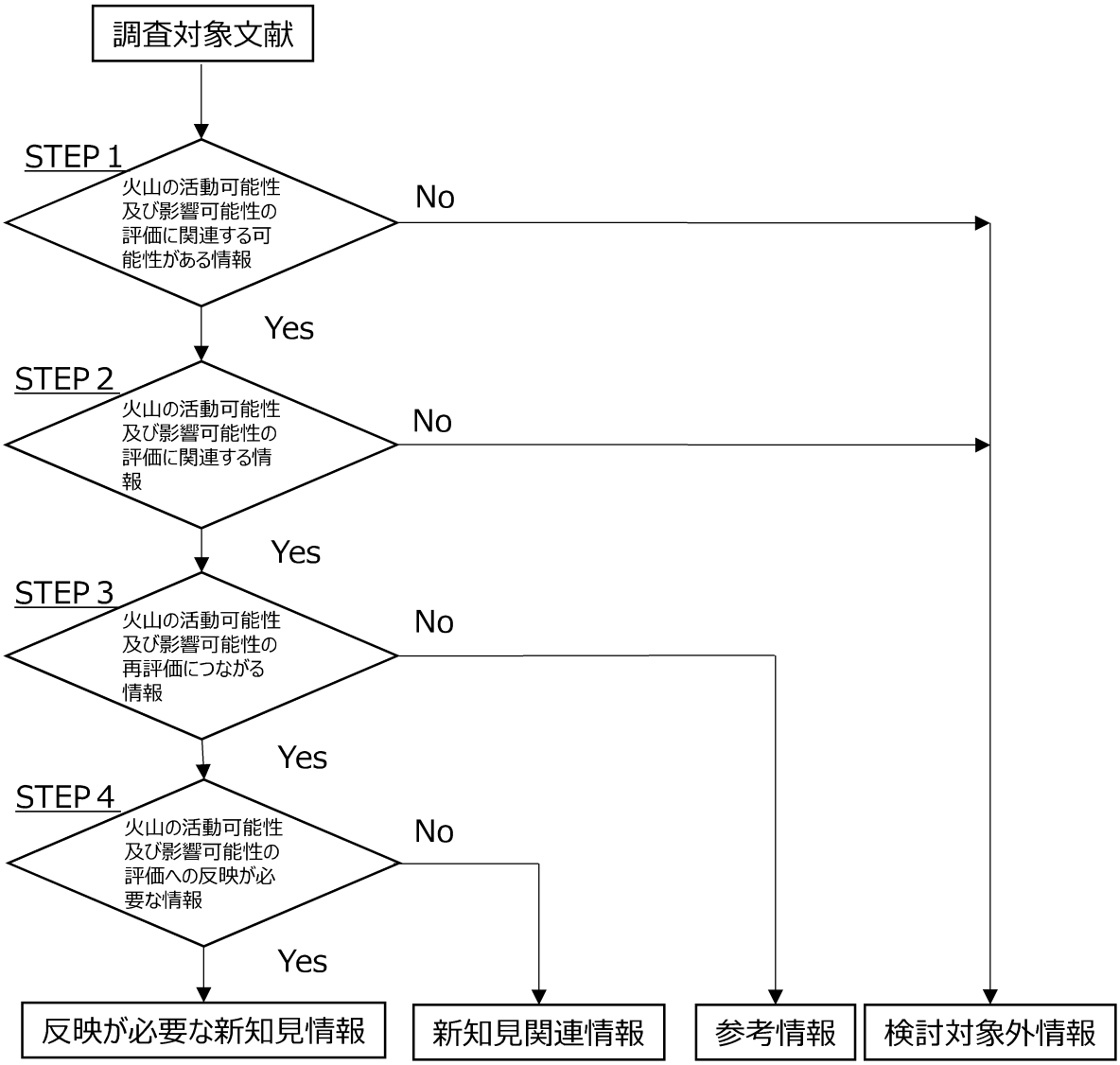


【ＳＴＥＰ１】　検討対象外とする情報
・竜巻に直接関連しない情報
・防護設計に関連しない情報　等

【ＳＴＥＰ２】　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

【ＳＴＥＰ３】　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（ＰＲＡ）」及び「3.1.4 安全裕度評価」に記載のとおり、安全性向上評価で実施する確率論的リスク評価（ＰＲＡ）及び安全裕度評価（ストレステスト）は第１回届出書（2020 年 1 月 24 日付け関原発第 474 号）の記載内容から変更はなく、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

「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」を踏まえ抽出した、安全性向上に資する自主的な追加措置を第 2.3.1 表に示す。

第 2.3.1 表　保安活動及び新知見から抽出された追加措置

No	追加措置	追加措置概要	実施理由	実施時期 （※）	関連する 評価項目
1	余熱除去系統の高温水のフラッシュ事象防止対策の実施	余熱除去系統において高温水のフラッシュ事象が発生する可能性を考慮し、事故対応手段である低圧注入系の機能喪失を防止する対策として、プラント起動時に余熱除去系統の早期隔離を行い、また、プラント停止時に使用する余熱除去系統を 2 系統から 1 系統とすることで低圧注入系としての余熱除去系統 1 系統を確保する運用に変更する。	プラント起動時の余熱除去系統早期隔離及びプラント停止時の低圧注入系統としての余熱除去系統 1 系統を確保することで、低圧注入系統の機能喪失を防止するため。	2022 年度 （第 19 回定期検査）	運転管理

（※）総合評価チームによる追加措置決定時点（2021 年 1 月 13 日）の状況

2.4 追加措置の内容

「2.3 安全性向上計画」で示した追加措置について、各追加措置内容の概要を示す。

2.4.1 余熱除去系統の高温水のフラッシュ事象防止対策の実施

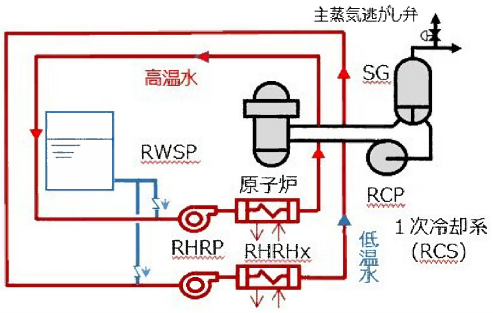
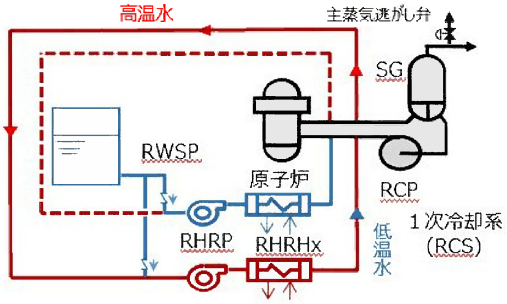
(1) 目的

プラント起動時の余熱除去系統早期隔離及びプラント停止時の低圧注入系統としての余熱除去系統 1 系統を確保することで、低圧注入系統の機能喪失防止を図る。

(2) 措置の概要

余熱除去系統において高温水のフラッシュ事象が発生する可能性を考慮し、事故対応手段である低圧注入系の機能喪失を防止する対策として、プラント起動時に余熱除去系統の早期隔離を行い、また、プラント停止時に使用する余熱除去系統を 2 系統から 1 系統とすることで低圧注入系としての余熱除去系統 1 系統を確保する運用に変更する。

第 2.4.1 図に余熱除去系統の高温水のフラッシュ事象防止対策の運用変更概略図を示す。

	これまでの運用	見直し後の運用
系統構成		
停止時	RCP4台運転、ＲＨＲＳ２系統運転でクールダウン	RCP1台運転、ＲＨＲＳ１系統でクールダウン （停止時フラッシュ温度(95℃)未満では２系統使用）
起動時	RCP4台運転、ＲＨＲＳ２系統運転でヒートアップ	起動時フラッシュ温度 (84℃)までにＲＨＲＳを隔離 初期はRCPを3台運転としヒートアップ

第 2.4.1 図　余熱除去系統の高温水のフラッシュ事象防止対策の運用変更概略図

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及びＪＡＮＳＩによる大飯発電所３号機（大飯発電所）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：2020 年 1 月 16 日～1 月 30 日

(2) ＪＡＮＳＩによる評価

① ピアレビュー

実施期間：2019 年 10 月 23 日～11 月 8 日

実施期間：2021 年 5 月 18 日～ 6 月 2 日

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。大飯発電所において 2018 年度から実施しており、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

調査期間（2019 年 7 月 24 日～2021 年 7 月 30 日）においては独立オーバーサイトは行われていないが、今後も計画的にオーバーサイトを受け入れていく。

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、美浜発電所３号機、高浜発電所１，２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。）による議論を行なっており、委員会はこの議論内容をとりまとめて福井県に報告している。

この中に、「事業者に対して指摘した主な事項」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議論実績を「2.5.4.1 委員会の議論とりまとめ実績」、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 委員会の議論とりまとめ実績

(1) 実績

① 美浜発電所３号機及び高浜発電所１、２号機の安全性向上対策等に係るこれまでの議論の取りまとめ

報告時期：2021 年 4 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】

待機場所を設定し、要員の居住性を確保するための除染エリアや換気空調等を設置すること。

【実施内容】

参集した要員の待機場所として免震事務棟を活用するため、同建屋内に汚染対策や被ばく低減のための除染エリア、空気浄化装置を設置した。

2.5.5 今後の取組み

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。