

## 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、周辺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、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より調査する。

(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 改善状況

a. 原子力事業本部の体制

2003 年度時点で、放射性廃棄物管理の統括は、本店では原子力事業本部保安管理グループが行い、原子力発電所立地地域の責任機関である若狭支社では放射線管理グループが行っていた。

2005 年 7 月、美浜発電所 3 号機二次系配管破損事故を踏まえ原子力発電所支援機能及び福井における地域対応機能を強化することを目的とした組織改正により、原子力事業本部と若狭支社との統合を実施し、同事業本部を本店より福井県美浜町に移転して、放射線管理グループとなった。

2007 年 6 月、責任体制の明確化とグループ間の連携の強化を目的として原子力事業本部に部門制を導入し、放射線管理グループは原子力発電部門に配置された。

#### b. 発電所の体制

1985 年 1 月の高浜発電所 3 号機営業運転開始より、放射線管理課の所掌範囲、責任及び権限を明確にし、放射線管理業務を確実に実施できる体制としている。

なお、1998 年 6 月に、放射線管理業務を一元的に管理することを目的として、それまでは高浜発電所 1, 2 号機を第一放射線管理課、高浜発電所 3, 4 号機を第二放射線管理課にて、それぞれ分担する体制としていたが、第一放射線管理課と第二放射線管理課を一つの放射線管理課に統合した。

また、2005 年 10 月に放射線管理体制の強化を目的として係長を増員した。

### ③ 保安活動改善状況

#### a. 自主的改善事項の活動状況

マネジメントレビュー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、高浜発電所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、運転経験や原子力情勢等を適切に反映し、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 100 条から第 104 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、「高浜発電所 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 第 102 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上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、放出量の低減に努めている。

b. 放射性液体廃棄物の管理（保安規定 第 101 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、放出量の低減に努めている。

c. 放射性固体廃棄物の管理（保安規定 第 100 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 第 100 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 第100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. 「高浜発電所 A-廃棄物庫の管理区域境界線量当量率が管理区域設定目安線量値を超過した」事象の再発防止対策に伴う改正

（2021年 8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1件であり、改善活動が継続的に実施されており、再発していないことを確認した。（第2.2.1.6.1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。

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、必要な教育が計画され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る、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 O J T 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ーにおける教育等により、技術・技能の習得を図っている。

b. O J T

O J T 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上で判断される、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

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、その力量を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 2021 年度から当社社員の新規配属者教育に NR 制度に関する教育を取り入れたことにより、更なる放射性固体廃棄物の低減として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 1 件であり、改善活動が継続的に実施されており、再発してないことを確認した。(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。なお、A-廃棄物庫の管理区域境界線量当量率が管理区域設定目安線量値を超過した対応として、固体廃棄物貯蔵庫の点検に立ち合い、境界線量の測定方法などについて適切に教育が実施されていることを確認した。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

高浜発電所では、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、高浜発電所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、近年において燃料漏えいがなく、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、高浜発電所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

高浜発電所では、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、高浜発電所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

高浜発電所では、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、高浜発電所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。

また、近年稼働率が低下していた焼却設備について、迅速な不具合処置の実施等により、稼働率を向上させ可燃物の放射性固体廃棄物の減容向上に努めている。

### 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、高浜発電所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脱塩塔使用済樹脂の発生量と貯蔵量の推移を調査し、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高浜発電所全体の年間放出管理目標値は、保安規定に定めており  $3.3 \times 10^{15} \text{Bq/年}$  であり、これに対して放出量は、1974年度に1号機、1975年度に2号機、1984年度に3号機、1985年度に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」に示すように年々減少傾向にある。なお、2008年度、2009年度にピークが見られるが、これはそれぞれ1号機の燃料漏えいに伴うものである。また、2021年度に増加が見られるが、これは4号機原子炉格納容器減圧及び3、4号機水素再結合ガス減衰タンク開放に伴うものである。

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、放射性希ガス放出は高浜発電所全体の年間放出管理目標値を十分に下回っており、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。

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 $\alpha$ 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、 $\alpha$ 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高浜発電

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  $6.2 \times 10^{10}$ 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。

今回の調査期間においても、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を継続することにより放出量は低いレベルで維持されている。

なお、2001 年度及び 2002 年度は、よう素 131 放出量が増加しているが、定期検査中における各タンクからのベントガス放出によるものであり、その値は放出管理目標値を十分下回っている。

2003 年度以降は、定期検査中における各タンクからのベントガス放出に伴うよう素 131 をチャコールフィルター等を用いた低減対策を適切に実施することにより、その後放出量は検出限界値未満となっている。

このように、定期検査中における各タンクからのベントガス放出に伴うよう素 131 放出量が増加した年度があったものの、よう素 131 の放出は高浜発電所全体の年間放出管理目標値を十分に下回っており、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。

## 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。）に対する高浜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  $1.4 \times 10^{11}$ Bq/年であり、これに対して放出量は、1974 年度に 1 号機、1975 年度に 2 号機、1984 年度に 3 号機、1985 年度に 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る。

保安規定に定めている放出管理目標値に対し、十分低い値で推移している。なお、2004 年度は、放射性液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出量が増加しているが、これは、定期検査中の作業管理の不備によるものであり、その値は放出管理目標値を十分下回っている。定期検査中の作業管理の不備に伴う放射性液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出については、社内マニュアルの改正を行い、その後放出量は検出限界値未満となっている。

このように、定期検査中の作業管理の不備に伴う放射性液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出量が増加した年度があったが、放射性液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出は高浜発電所全体の年間放出管理目標値を十分下回っており、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。

#### 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高浜発電所全体の年間放出管理の基準値は、保安規定に定められており  $2.2 \times 10^{14} \text{Bq/年}$  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、保安規定に定められているトリチウムの年間放出管理の基準値に対し十分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高浜発電所全体の発生・保管量は、1974年度に1号機、1975年度に2号機、1984年度に3号機、1985年度に4号機の営業運転を開始したが、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。

放射性固体廃棄物の発生量については、2021年度は1号機及び2号機特定重大事故等対処施設設置工事等により約3,000本発生した。

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2021年度は約2,300本行い、2022年3月末において約44,000本であり、廃棄物庫の保管容量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上、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。

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. 脱塩塔使用済樹脂

高浜発電所3,4号機における脱塩塔使用済樹脂の発生量・貯蔵量は、第2.2.1.6.14図「脱塩塔使用済樹脂の発生量、貯蔵量の推移(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、2004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、使用

済み燃料ピット脱塩塔通水を運転中の停止運用の実施（水質に応じて適宜通水）したことにより発生量は減少しており、貯蔵量は貯蔵容量を十分下回るレベルで推移している。

なお、貯蔵された脱塩塔使用済樹脂を廃樹脂処理装置で処理できるよう、2019年度より使用済樹脂設備設置工事を実施しており、2023年度から脱塩塔使用済樹脂の構内移送を開始する予定としている。

以上のように、脱塩塔使用済樹脂の発生・貯蔵について、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、高浜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、脱塩塔使用済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）（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
評価期間内において該当するものはなかった。	—	—	—	—	特になし

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	類似の有無	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

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
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

類似の有無： ○：類似事象が発生していない ×：類似事象が発生している —：対象外

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）（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
評価期間内において該当するものはなかった。	—	—	—	—	—	特になし

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
A-廃棄物庫において、比較的高線量のドラム缶に適切な遮へい措置等を行わなかったため、管理区域境界において管理区域設定目安線量以上の線量率が確認された。 (2020 年度第 4 四半期)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事象の経緯・問題点及びドラム缶保管時の注意事項や境界線量の測定方法について関係者に教育を実施した。</li> <li>・高浜発電所放射線管理業務所則への反映等の再発防止対策を実施した。</li> <li>・業務に携わる受託会社に対し、品質監査を行い再発防止対策が実施されていることを確認した。</li> </ul> (2022 年 1 月完了)	○	○	○	社内マニュアル教育・訓練	特になし

凡例

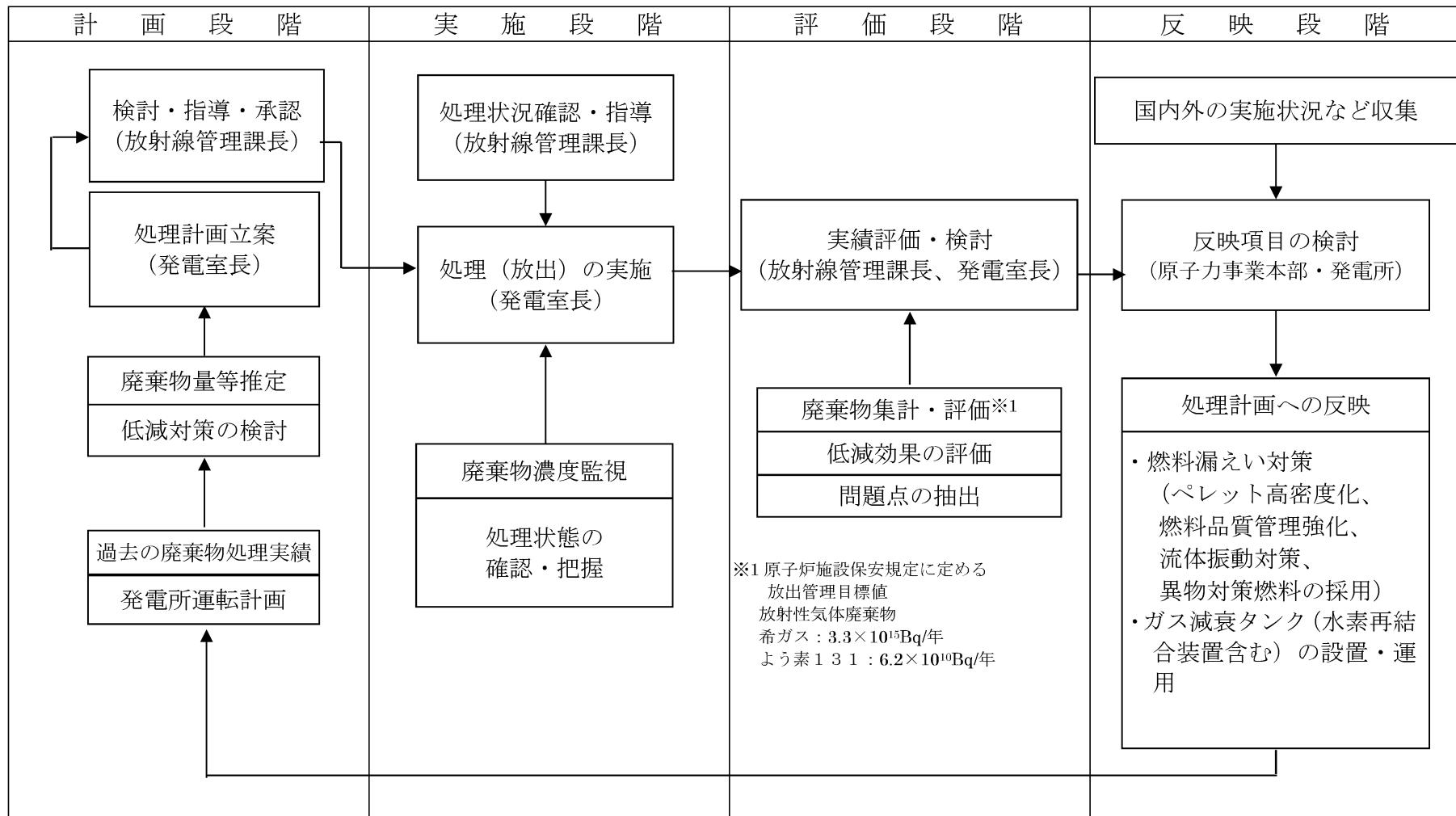
実施状況： ○：実施済み △：実施中 ×：未実施 —：実施不要

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

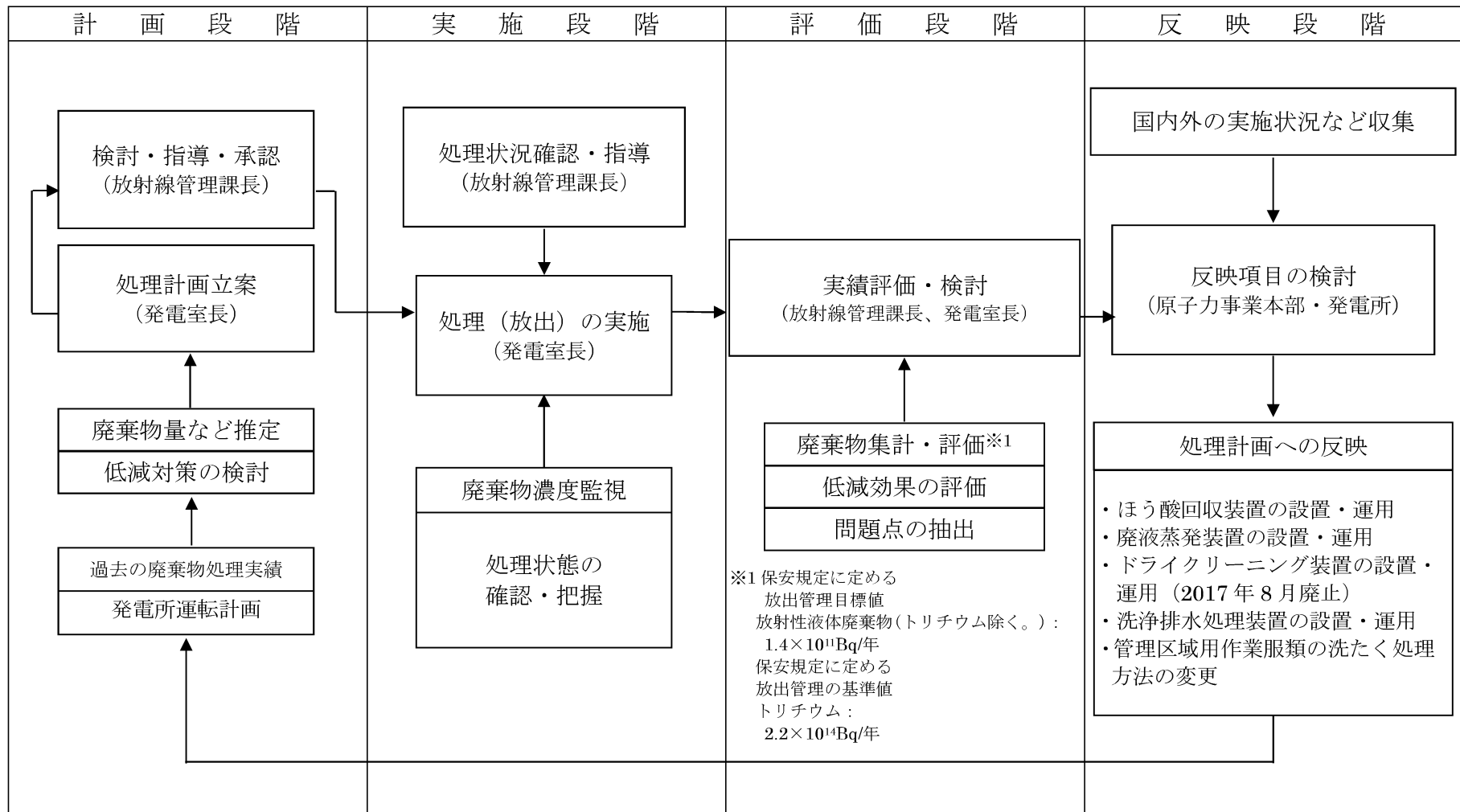
教育訓練名 (実施箇所)	対象者	教育訓練内容
放射線管理基礎研修 (原子力研修センター)	放射線 化学	<ul style="list-style-type: none"> <li>・物理・化学・生物</li> <li>・放射線測定法・放射線管理</li> <li>・放射線の利用・法令</li> <li>・演習</li> <li>・放射線測定・放射化学・放射線管理ガイダンス</li> </ul>
放射線実務者研修 (原子力研修センター)	放射線	<ul style="list-style-type: none"> <li>・放射線測定</li> <li>・放射線防護</li> <li>・個人被ばく管理</li> <li>・放射性廃棄物管理</li> </ul>
被ばく管理システム研修 (原子力研修センター)	放射線	<ul style="list-style-type: none"> <li>・当社における線量管理</li> <li>・被ばく管理システム</li> </ul>
野外モニタ取扱技術研修 (メーカー)	放射線	<ul style="list-style-type: none"> <li>・NaI (Tl) モニタリングポスト</li> <li>・電離箱モニタリングポスト</li> <li>・最近の技術動向</li> </ul>
放射線応用研修 (原子力研修センター)	放射線	<ul style="list-style-type: none"> <li>・個人被ばく管理</li> <li>・放射性廃棄物管理</li> <li>・法令・指針</li> </ul>
化学実務者研修 (原子力研修センター)	化学	<ul style="list-style-type: none"> <li>・水質管理</li> <li>・樹脂管理</li> <li>・タービン油管理</li> <li>・構内排水管理</li> <li>・薬品管理</li> <li>・液体廃棄物管理</li> </ul>
イオン交換樹脂管理技術研修 (原子力研修センター)	化学	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高純度水の製造</li> <li>・高純度水の管理</li> </ul>
水質監視計器技術研修 (メーカー)	化学	<ul style="list-style-type: none"> <li>・水質監視計器の測定原理・取扱</li> <li>・水質監視計器の取扱実習</li> <li>・水質監視計器のトラブル対応</li> </ul>
化学応用研修 (原子力研修センター、プラントメーカー)	化学	<ul style="list-style-type: none"> <li>・水質管理</li> <li>・油管理</li> <li>・腐食・防食</li> <li>・難測定核種の分析評価</li> <li>・設置許可・工認</li> <li>・緊急時対応</li> <li>・核種分析</li> <li>・クラッド分析</li> <li>・機器分析</li> <li>・試験・検査</li> </ul>



注：括弧内は主管を示す。

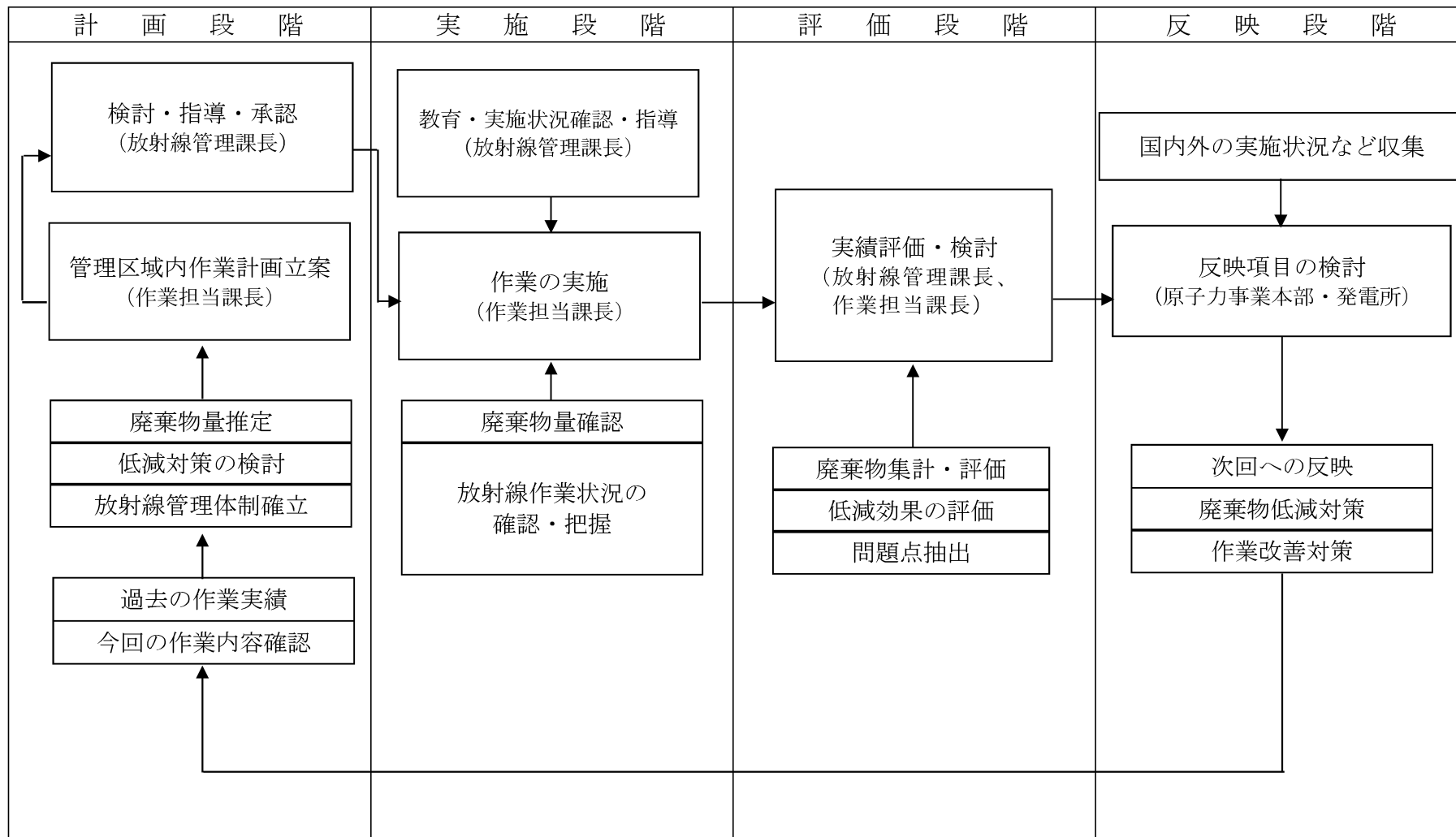
第 2.2.1.6.1 図 放射性気体廃棄物低減に係る運用管理フロー





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

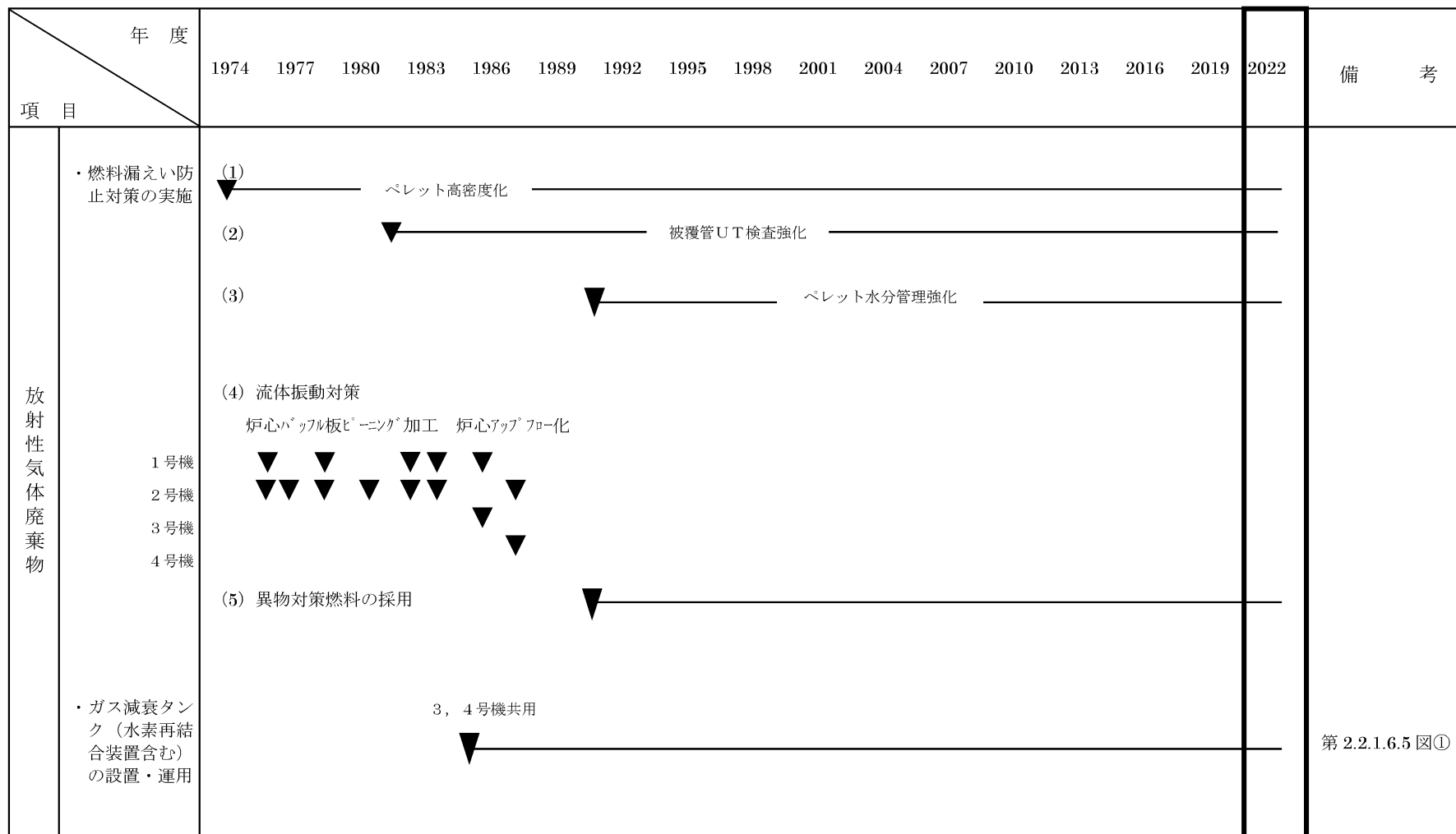


注：括弧内は主管を示す。

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

区 分		基 礎 段 階		応 用 段 階
育成目標		各職能技術要員として最低必要な共通知識を付与する	担当業務についての基本的業務ができる知識を付与する	担当業務についての高度な業務ができる知識を付与する
研 修 体 系	O J T	O J T		
	放射線	放射線管理基礎研修	放射線実務者研修 野外モニタ取扱技術研修 被ばく管理システム研修	放射線応用研修
	化学	放射線管理基礎研修	化学実務者研修 イオン交換樹脂管理技術研修 水質監視計器技術研修	化学応用研修

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①

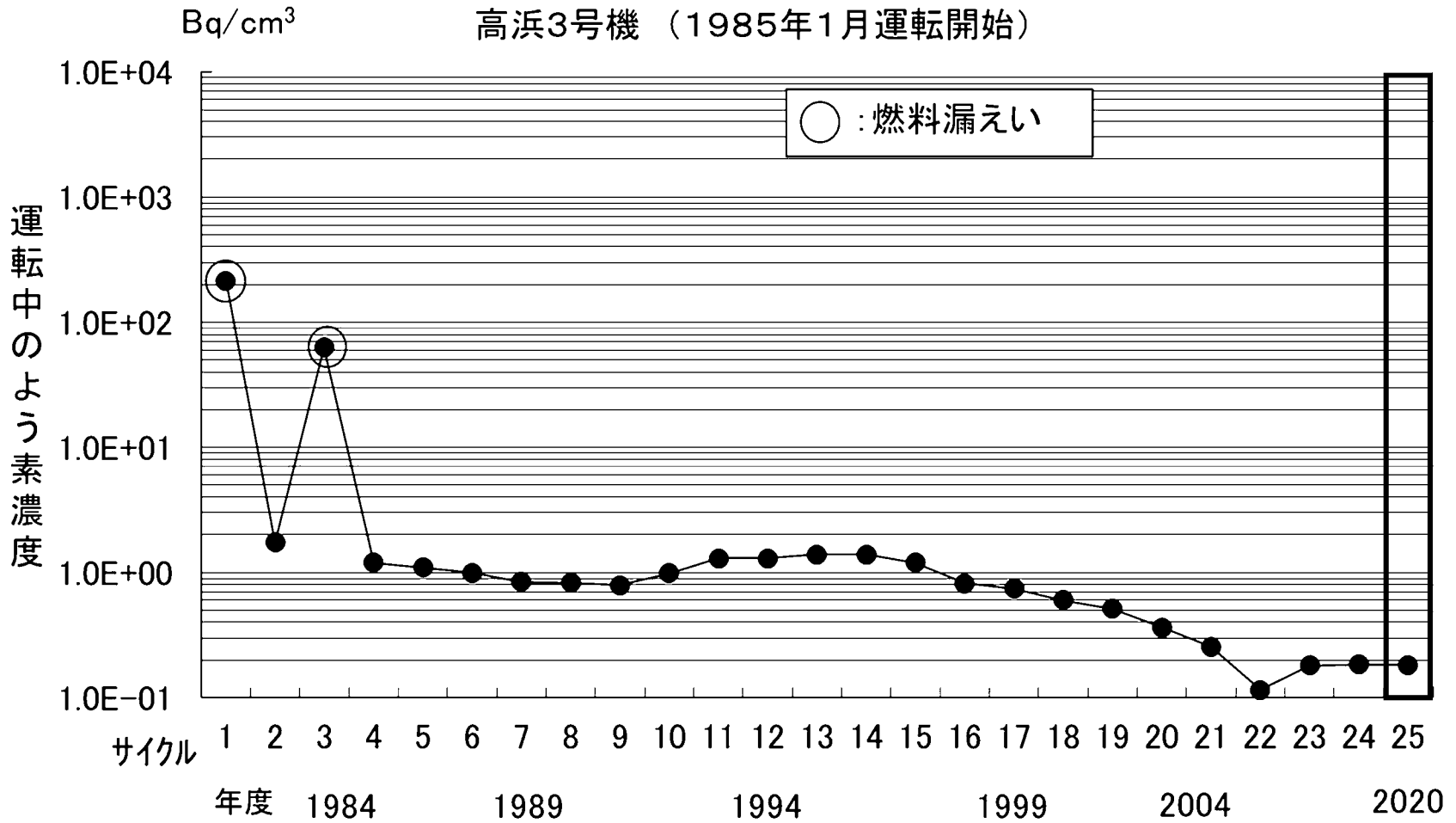
□内は今回調査期間

第 2.2.1.6.5 図 放射性気体廃棄物放出低減対策の変遷

対策件名	ガス減衰タンク（水素再結合装置含む）の設置・運用	<p>実施内容</p> <p>パージガス中の大部分をしめる水素を反応器中で酸素と反応させ水蒸気として除去し廃ガスの体積を減少させる。</p> <p>なお、水素再結合装置及び水素再結合装置ガス減衰タンクの容量は、次のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素再結合装置 容量： 85Nm<sup>3</sup>/h×2 基</li> <li>水素再結合装置ガス減衰タンク 容量： 17m<sup>3</sup>×8 基</li> <li>気体廃棄物処理系統の概要</li> </ul>
実施期間	3, 4号機共用：1984年度～	
目的	<p>系統から排出される放射性気体を含むガスの、主成分である水素を水素再結合装置で除去してガス減衰タンクに貯留し再使用又は放射能を減衰させ、気体廃棄物の放出量を低減させることを目的とする。</p>	<p>・ガス減衰タンク 容量： 17m<sup>3</sup>×2 基</p>
効果	<p>放射性気体中の水素ガスの大部分を除去するとともに、ガス減衰タンクの貯蔵期間 30 日以上、水素再結合装置ガス減衰タンク貯留期間 40 日以上により、放射能減衰比約 1/40 以上が得られ、気体廃棄物の放出量が低減される。</p>	
今後の対策	<p>今後の対策 現在の運用を維持する。</p>	<p>添付図表リスト なし</p>

第 2.2.1.6.5 図① 放射性気体廃棄物放出低減対策

□内は今回調査期間

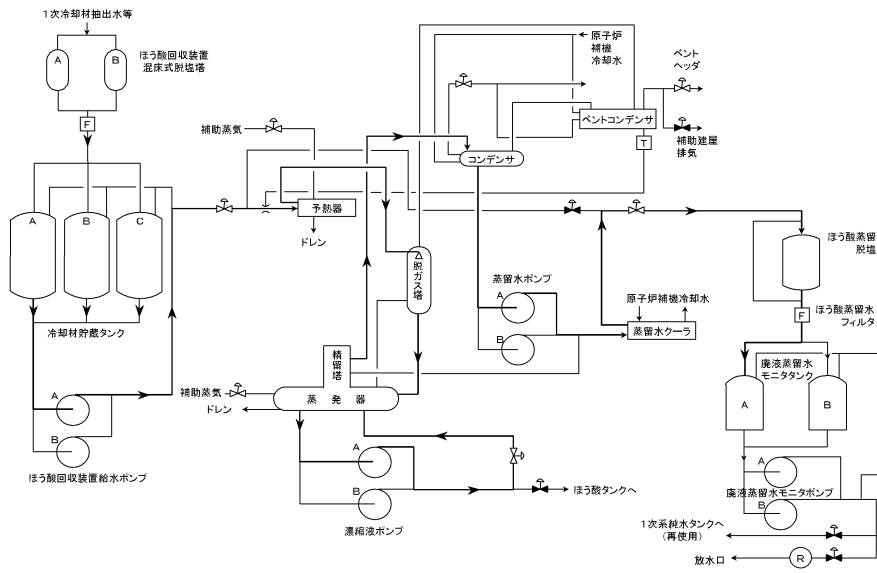


第 2.2.1.6.6 図 サイクルごとの 1 次冷却材中のよう素濃度 (最大値) の推移

項目		年度																	備考	
		1974	1977	1980	1983	1986	1989	1992	1995	1998	2001	2004	2007	2010	2013	2016	2019	2022		
設備面	・ほう酸回収装置の設置・運用					3号機	4号機													第 2.2.1.6.7 図①
	・廃液蒸発装置の設置・運用					3, 4号機共用														第 2.2.1.6.7 図②:1,2
管理面	放射性液体廃棄物 ・管理区域作業服類の洗たく処理方法の変更					3, 4号機													第 2.2.1.6.7 図③	
設備面	・洗浄排水処理装置の設置・運用					3, 4号機共用													第 2.2.1.6.7 図④	
	・ドライクリーニング装置の設置・運用 (2017年8月廃止)						3, 4号機共用												第 2.2.1.6.7 図⑤	

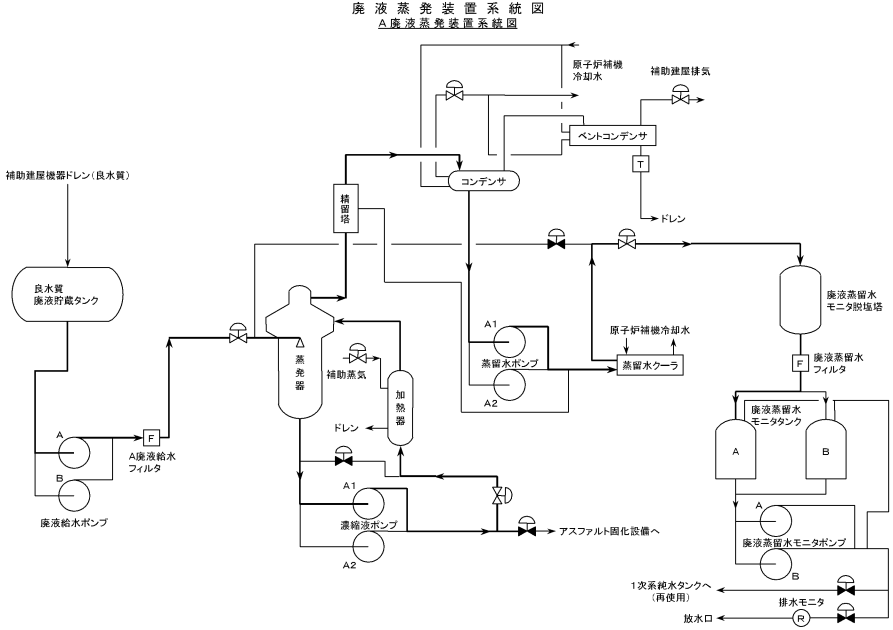
□内は今回調査期間

第 2.2.1.6.7 図 放射性液体廃棄物放出低減対策の変遷

<p>対策件名 ほう酸回収装置の設置・運用</p>	<p>実施内容</p>
<p>実施期間 3号機：1984年度～ 4号機：1985年度～</p>	
<p>目的 ほう酸回収装置は、冷却材抽出水及び冷却材ドレンを処理し廃液放出量低減を目的とする。</p>	<p>ほう酸回収装置は冷却材抽出水及び冷却材ドレンのほう酸廃液を脱ガス・蒸発濃縮し、ほう酸濃縮液及び1次系純水として再使用するために使用する。</p> <p>・液体廃棄物処理系統の概要（ほう酸回収系統）</p> 
<p>効果 ・ほう酸回収装置：*除染係数 <math>10^4</math> 以上 *除染係数 (S F)：出口濃度に対する濃縮液濃度の比</p>	
<p>今後の対策 現在の運用を維持する。</p>	
	<p>添付図表リスト なし</p>

第 2.2.1.6.7 図① 放射性液体廃棄物放出低減対策



<p>対策件名 A-廃液蒸発装置の設置・運用</p>	<p>実施内容</p>
<p>実施期間 3, 4号機共用:1984年度～</p>	
<p>目的                  廃液蒸発装置は、1次系機器ドレンを濃縮処理し廃液放出量低減を目的とする。</p>	<p>A-廃液蒸発装置は、作業などに伴って発生する1次系機器ドレンを濃縮処理し、濃縮液は固化処理により安定な固体廃棄物にするとともに蒸留水は脱塩後、1次系純水として再使用するため回収又は、復水器冷却水とともに希釈放出する。</p>
<p>効果                  ・ 廃液蒸発装置：*除染係数 <math>10^4</math> 以上                  * 除染係数 (S F)：出口濃度に対する濃縮液濃度の比</p>	
<p>今後の対策                  現在の運用を維持する。</p>	<p>添付図表リスト                  なし</p>

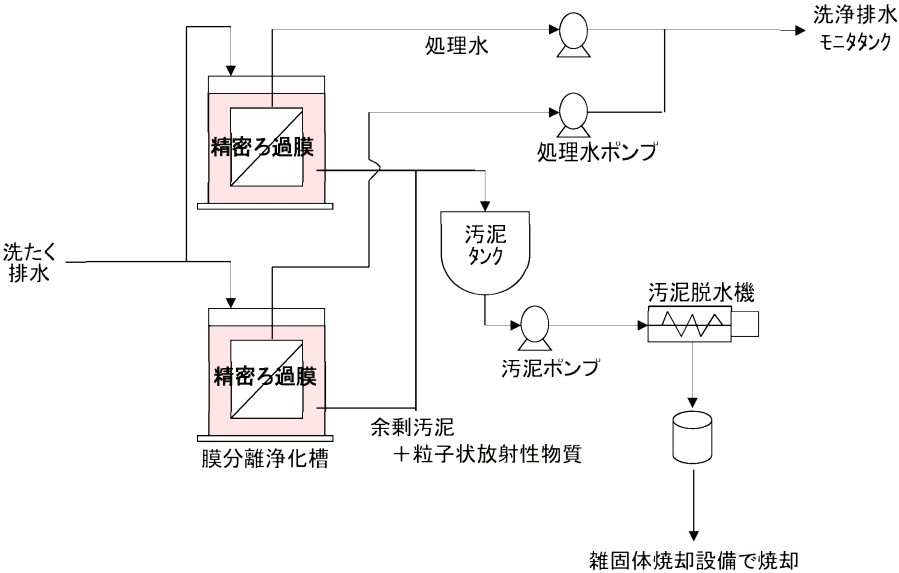
第 2.2.1.6.7 図②-1 放射性液体廃棄物放出低減対策

<p>対策件名 B.C-廃液蒸発装置の設置・運用</p>	<p>実施内容</p>
<p>実施期間 3, 4号機共用:1984年度~</p>	
<p>目的                  廃液蒸発装置は、床ドレン、薬品ドレン及び機器ドレンを濃縮処理し廃液放出量の低減を目的とする。</p>	<p>B.C-廃液蒸発装置は、作業などに伴って発生する床ドレン、薬品ドレン及び機器ドレンを濃縮処理し、濃縮液は固化処理により安定な固体廃棄物にするとともに蒸留水は脱塩後、復水器冷却水とともに希釈放出する。</p>
<p>効果                  ・ 廃液蒸発装置：*除染係数 <math>10^4</math> 以上                  * 除染係数 (S F) : 出口濃度に対する濃縮液濃度の比</p>	<p style="text-align: center;">B 廃液蒸発装置系統図</p>
<p>今後の対策                  現在の運用を維持する。</p>	
	<p>添付図表リスト                  なし</p>

第 2.2.1.6.7 図②-2 放射性液体廃棄物放出低減対策

対策件名	管理区域用作業服類の洗たく処理方法の変更	実施内容
実施期間	3, 4号機：1984年度～	
<p>目的</p> <p>作業で汚染した作業服類の洗たく廃液を液体廃棄物処理系へ、また汚染の程度によって廃棄することにより、洗たく廃液による放出放射エネルギーを低減させることを目的とする。</p>		<p>作業で使用した作業服類を洗たく前に汚染検査し、汚染の程度により次の処理方法を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低汚染（目安値：～4Bq/cm<sup>2</sup>） 水洗洗たく機及びドライクリーニング装置（1987年度～2017年度）による洗たく。</li> <li>・高汚染（目安値：4Bq/cm<sup>2</sup>～） 廃棄処理。 ただし、雑固体焼却設備運転後は、焼却処理。</li> </ul>
<p>効果</p> <p>放射性液体廃棄物中のトリチウムを除く放射性物質の放出放射エネルギー低減が図れた。</p>		
<p>今後の対策</p> <p>現在の運用を維持する。</p>		
		<p>添付図表リスト</p> <p>なし</p>

第 2.2.1.6.7 図③ 放射性液体廃棄物放出低減対策

対策件名	洗浄排水処理装置の設置・運用	実施内容
実施期間	3, 4号機共用：1984年度～	
目的	<p>洗浄排水処理装置は洗たく排水などの溶存固形分を分離することにより放出放射エネルギーを低減させることを目的とする。</p>	<p>洗浄排水処理装置を設置することにより放出放射エネルギーを低減させる。 1984年度～2014年度は逆浸透膜分離管式、2014年度に膜分離活性汚泥方式に取替。</p>
効果	<p>放射性液体廃棄物中のトリチウムを除く放射性物質の放出放射エネルギー低減が図れた。</p>	<p>・洗浄排水処理装置の概要 (膜分離活性汚泥方式)</p> 
今後の対策	<p>現在の運用を維持する。</p>	<p>添付図表リスト なし</p>

第 2.2.1.6.7 図④ 放射性液体廃棄物放出低減対策

対策件名	ドライクリーニング装置の設置・運用	実施内容  ドライクリーニング装置を設置することにより、水洗洗たく処理に伴い発生する放射性液体廃棄物量を減少させる。 ドライクリーニング装置の処理能力は、次のとおりである。 ・ 1, 2号機（共用）： <b>90kg/h</b> ・ 3, 4号機（共用）： <b>90kg/h</b>
実施期間	3, 4号機(共用)：1987年度～2017年度	
目的	ドライクリーニング装置を設置し、放射性液体廃棄物中のトリチウムを除く放射性物質の放出量を低減させることを目的とする。	
効果	洗たく廃液削減に伴う放射性液体廃棄物中のトリチウムを除く放射性物質の放出量低減が図れた。	
今後の対策	フロン撤廃に伴い、2017年8月に廃止	添付図表リスト なし

第 2.2.1.6.7 図⑤ 放射性液体廃棄物放出低減対策

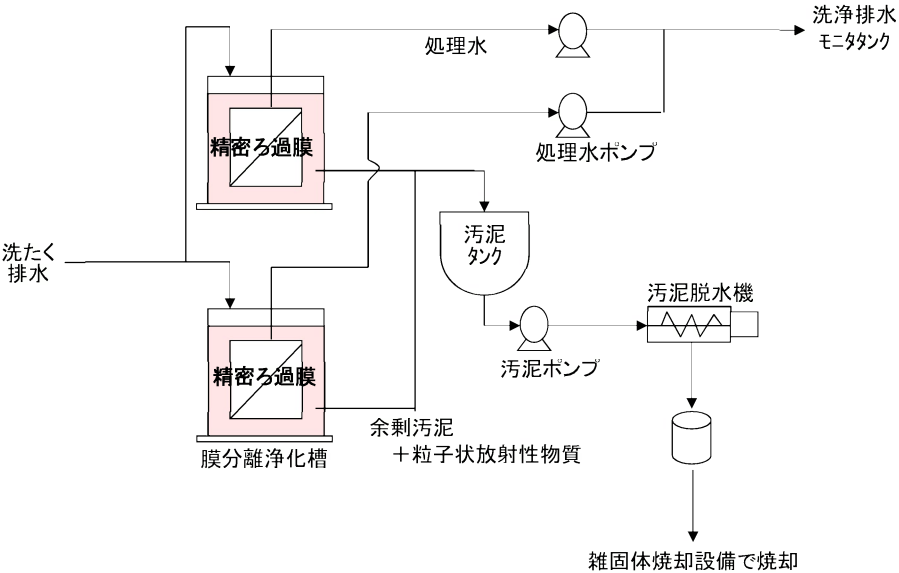
項目		年 度																	備 考
		1974	1977	1980	1983	1986	1989	1992	1995	1998	2001	2004	2007	2010	2013	2016	2019	2022	
設 備 面	・ベイヤ圧縮装置の設置・運用					1～4号機共用													
	・雑固体焼却設備の設置・運用					1～4号機共用													
	・アスファルト固化装置の設置・運用					3, 4号機共用													
	・既貯蔵可燃物の焼却実施																		
	・既貯蔵気体フィルタの減容実施																		
	・使用済樹脂の処理方法変更																		
	・雑固体廃棄物処理設備の設置・運用																		第 2.2.1.6.8 図①
	・洗浄排水処理装置の取替・運用																		第 2.2.1.6.8 図②
管 理 面	・物品の持込み制限																		
	・可燃物、不燃物仕分けの厳正化																		
	・NRの運用																		第 2.2.1.6.8 図③

□内は今回調査期間

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設置・運用	実施内容
実施期間	1～4号機共用：2004年度～	
目的	<p>廃棄物庫に保管している金属、保温材などの雑固体廃棄物を低レベル放射性廃棄物埋設センターで埋設できるように、廃棄物を仕分けしてドラム缶に収納し、固型化处理する。</p>	<p>廃棄物庫に保管している金属、保温材等の雑固体廃棄物を収納したドラム缶を1～4号機共用の固体廃棄物固型化处理建屋に搬入した後、開缶し内容物を仕分けする。 その後、ドラム缶に収納後、モルタルを充てんして固型化する。</p>
効果	<p>廃棄物庫に保管している雑固体廃棄物収納ドラム缶を年間2,000本程度分別処理し、充てん固化体を製作し、低レベル放射性廃棄物埋設センターへ搬出する。</p> <p>2014年度から、充てん固化体製作体制の2直化により年間3,000本低レベル放射性廃棄物埋設センターへの搬出を実施。</p>	
今後の対策	なし	<p>添付図表リスト なし</p>

第 2.2.1.6.8 図① 放射性固体廃棄物低減対策

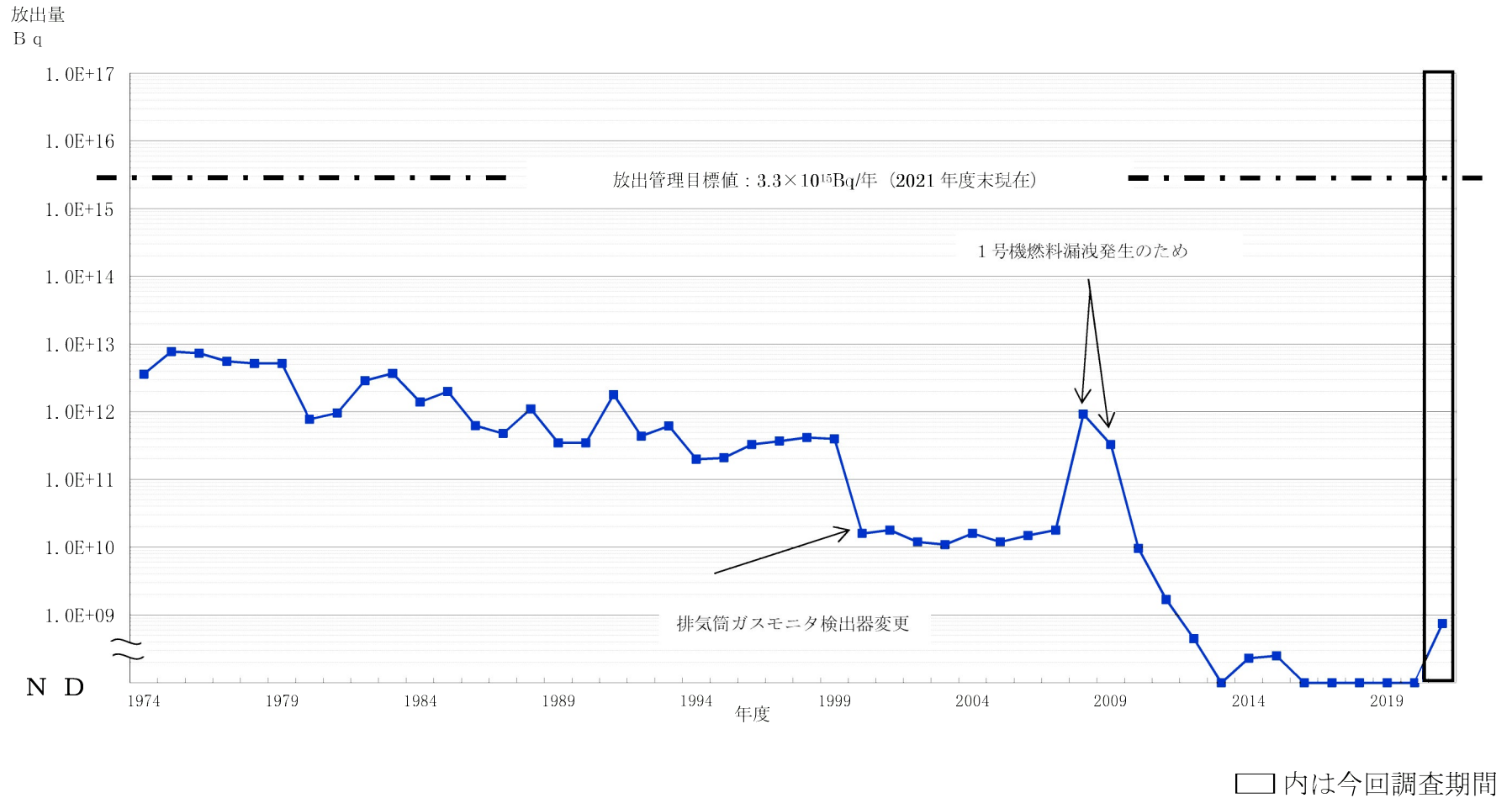
対策件名	洗浄排水処理装置の取替・運用	<p>実施内容</p> <p>膜分離浄化槽内に設置された精密ろ過膜により、洗浄排水中の粒子状放射性物質を分解するとともに、槽内に添加した活性汚泥（微生物）により、排水中の洗剤などの有機物を分解する。</p> <p>処理された水は、洗浄排水モニタタンクに移送し、放射性物質濃度が十分低いことを確認した後、放水口より放出する。また、分離された粒子状放射性物質濃度は活性汚泥とあわせて定期的に抜き出し、脱水処理後、既設の雑固体焼却設備で焼却処理する。</p>
実施期間	3, 4号機：2014年度～	
<p>目的</p> <p>洗浄排水処理に伴い発生する2次廃棄物（固体廃棄物）の低減を図ることを目的に、2014年度に膜分離活性汚泥方式に変更実施。</p>		<p>・洗浄排水処理装置（膜分離活性汚泥方式）の概要</p> 
<p>効果</p> <p>処理に伴い発生する脱水スラッジは、焼却することで従来の設備（逆浸透膜分離管式）に比べ、2次廃棄物発生量（ドラム缶発生量）を約1/30に低減できた。</p>		
<p>今後の対策</p> <p>運用を維持する。</p>		
		<p>添付図表リスト</p> <p>なし</p>

第 2.2.1.6.8 図② 放射性固体廃棄物低減対策



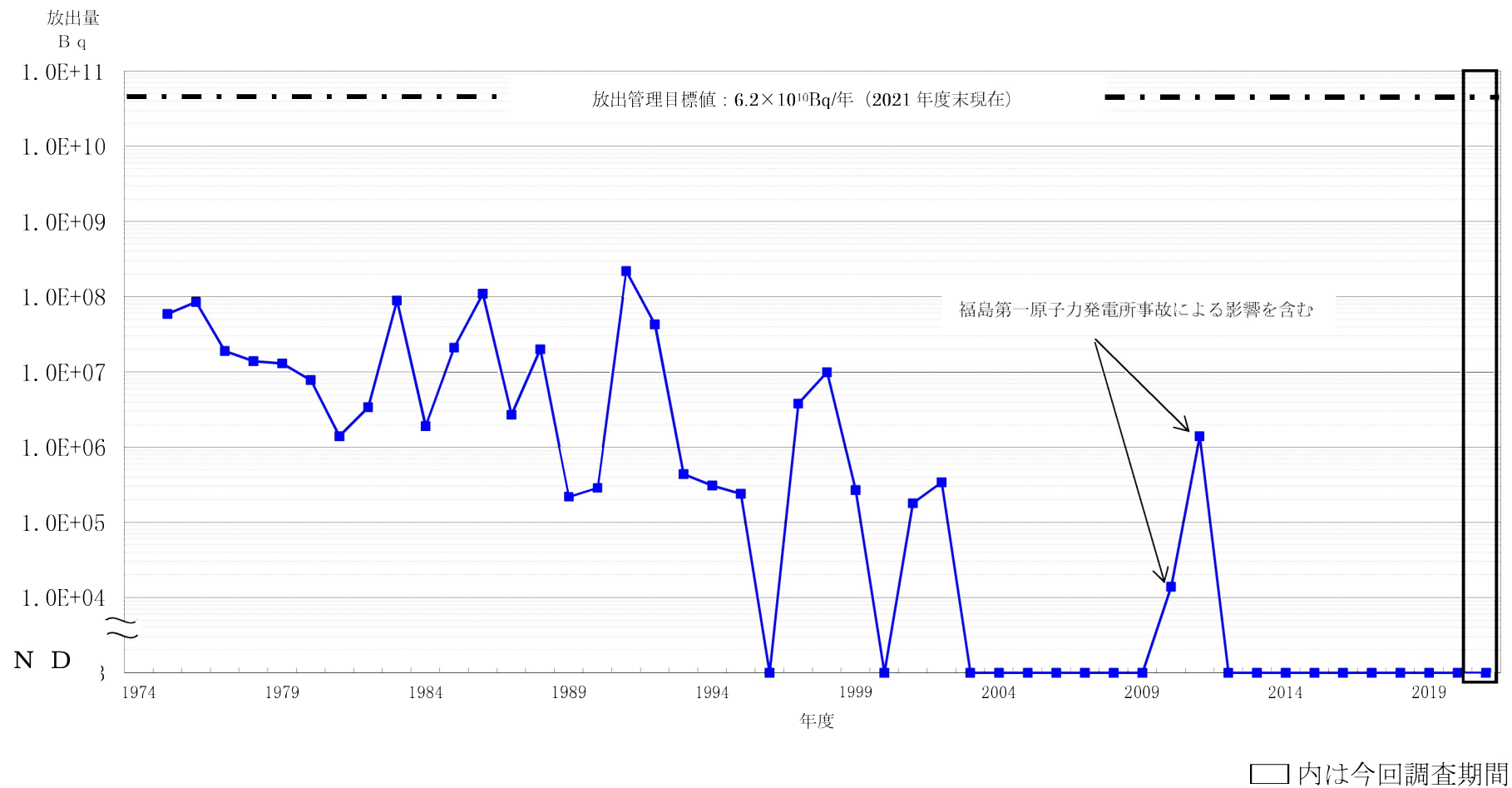
対策件名	放射性廃棄物でない廃棄物の運用開始	実施内容  管理区域内において設置された資材など又は使用した物品を「放射性廃棄物でない廃棄物」として廃棄又は資源として有効利用する場合に、対象物の範囲、判断方法、使用履歴などから判断し、「放射性廃棄物でない廃棄物」として処理（廃棄又は資源として有効利用）を行う。
実施期間	2008 年度～	
目的	資源の有効利用と環境への負荷低減を図ることを目的とする。	
効果	放射性廃棄物として処理することなく、再利用又は一般産業廃棄物として処理することができ、放射性廃棄物の低減が図れた。 2019 年度より番線を NR 範囲に追加する運用を開始し更なる放射性廃棄物の低減が図れた。	
今後の対策	運用を維持する。	添付図表リスト なし

第 2.2.1.6.8 図③ 放射性固体廃棄物低減対策



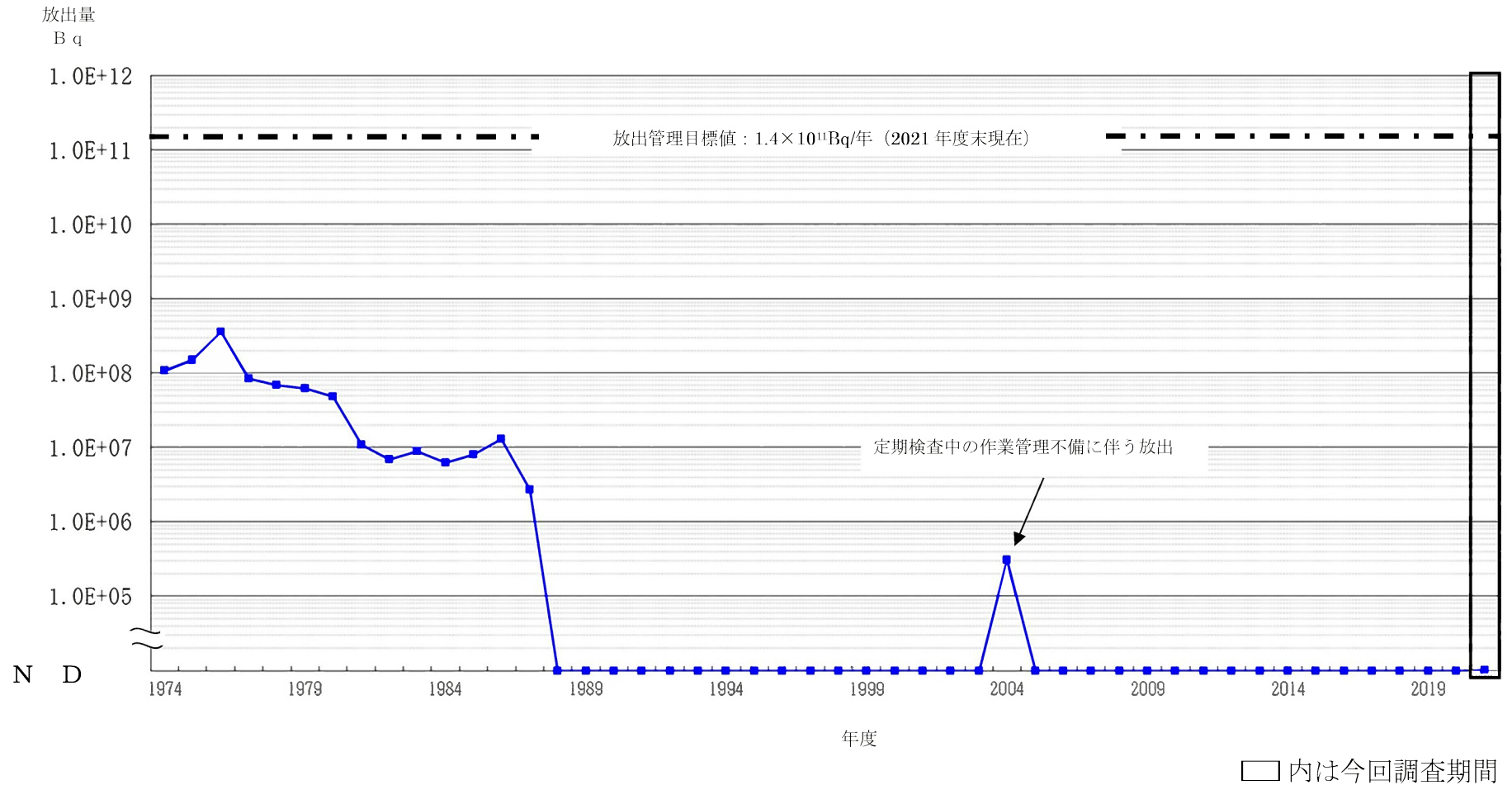
- ・1988年度以前の数値は、キュリー単位（有効数字2桁）で報告した値をベクレル単位に換算した。
- ・1号機：1974年11月、2号機：1975年11月、3号機：1985年1月、4号機：1985年6月に運転開始
- ・2000年度の減少は、排気筒ガスモニタの検出器種類を信頼性向上のため、電離箱式からプラスチックシンチレーション計数装置に取替え、また、放射性気体廃棄物放出評価方法について、合理化を図るため排気筒ガスモニタの測定結果を用いる方法に変更したことによる。（検出器種類を変更したことで天然 $\alpha$ 核種の影響を受けなくなった。）
- ・NDは、検出限界値未満を示す。なお、検出限界値は $2 \times 10^2$  Bq/cm<sup>3</sup>以下である。

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



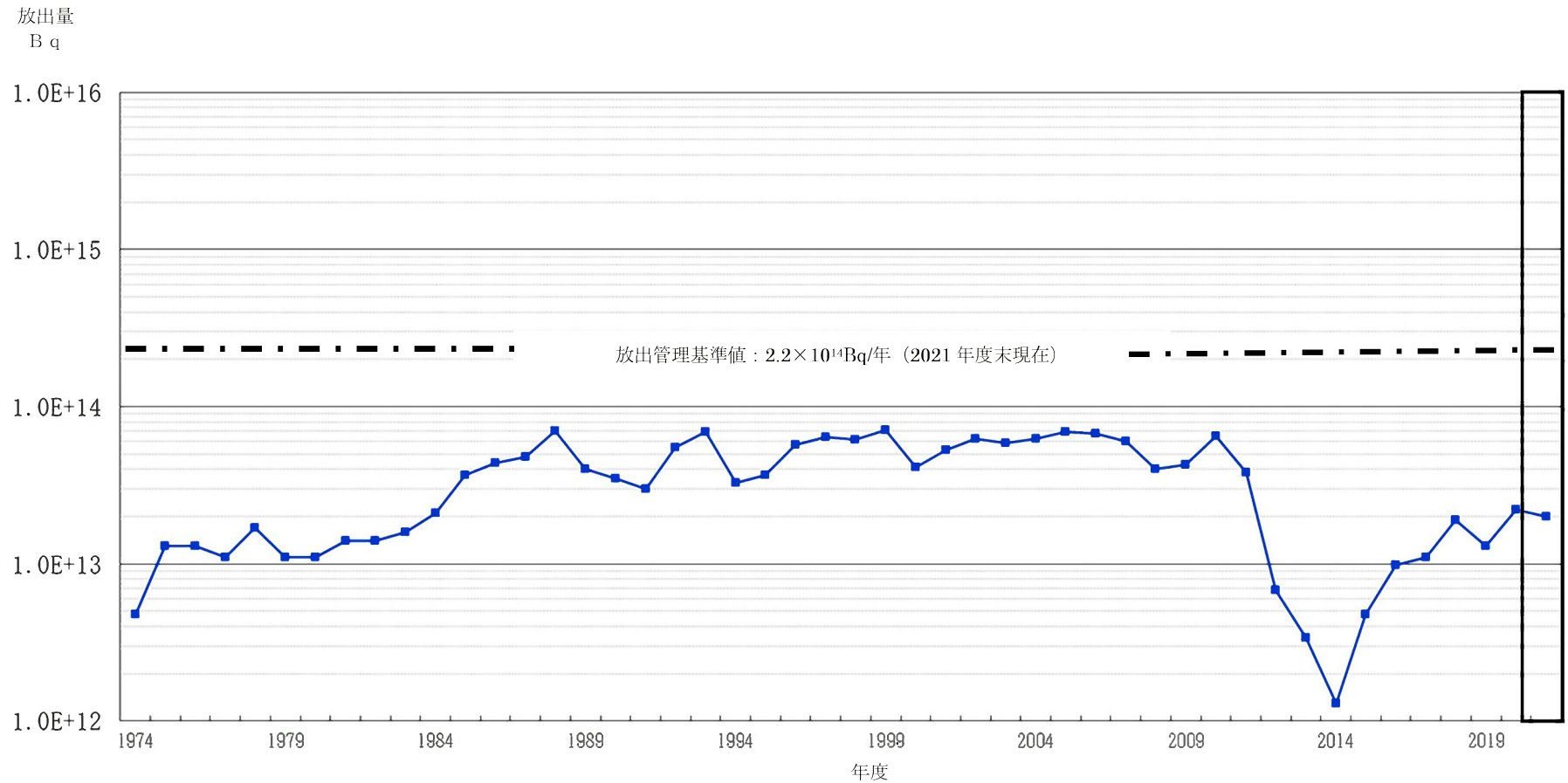
- ・1988年度以前の数値は、キュリー単位（有効数字2桁）で報告した値をベクレル単位に換算した。
- ・1号機：1974年11月、2号機：1975年11月、3号機：1985年1月、4号機：1985年6月に運転開始
- ・NDは、検出限界値未満を示す。なお、検出限界値は $7 \times 10^9$  Bq/cm<sup>3</sup>以下である。

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



- ・ 1988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：1974年11月、2号機：1975年11月、3号機：1985年1月、4号機：1985年6月に運転開始
- ・ NDは、検出限界値未満を示す。なお、検出限界値は $2 \times 10^{-2}$  Bq/cm<sup>3</sup>（<sup>60</sup>Coで代表した）以下である。

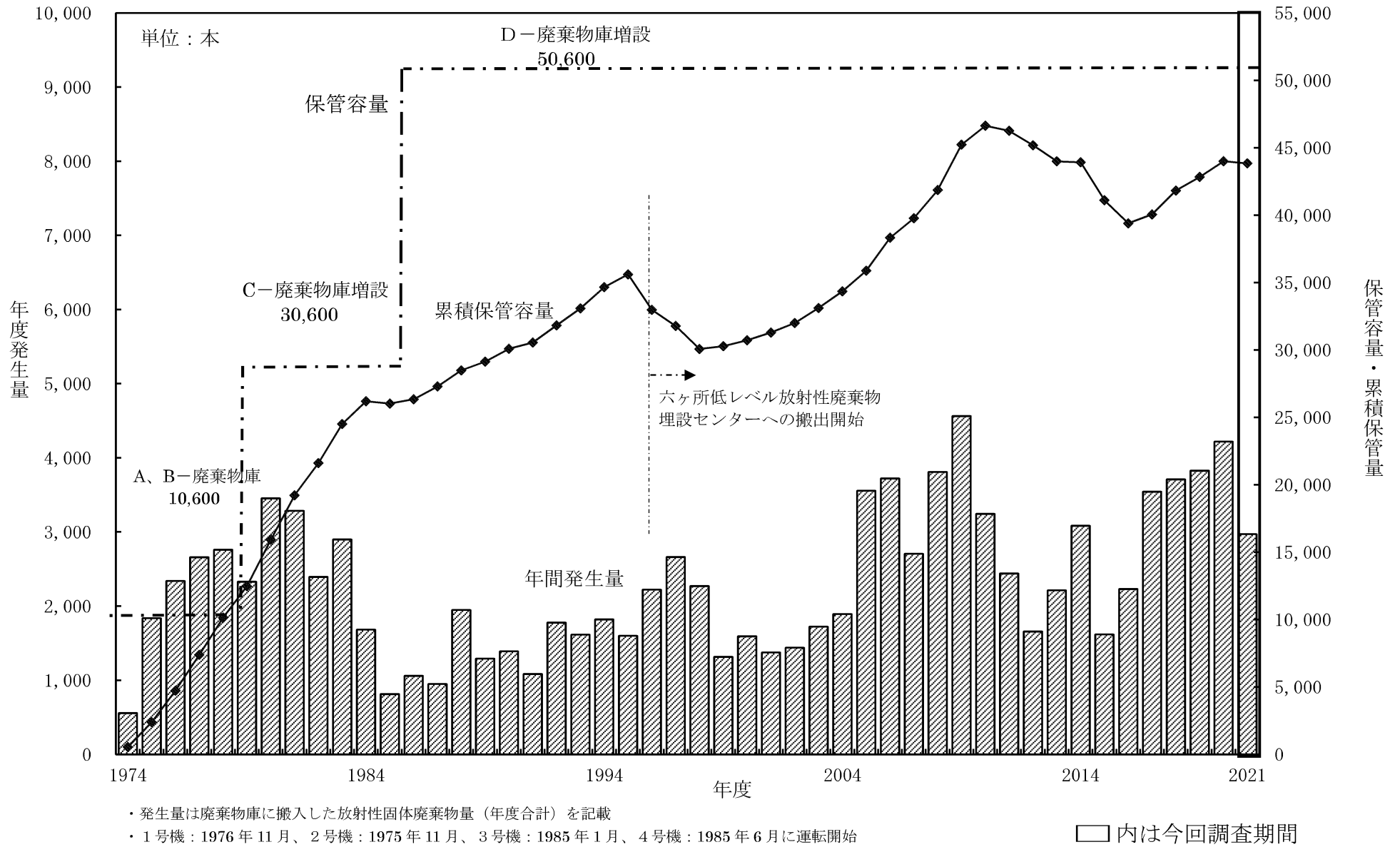
第 2.2.1.6.11 図 放射性液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出実績



□内は今回調査期間

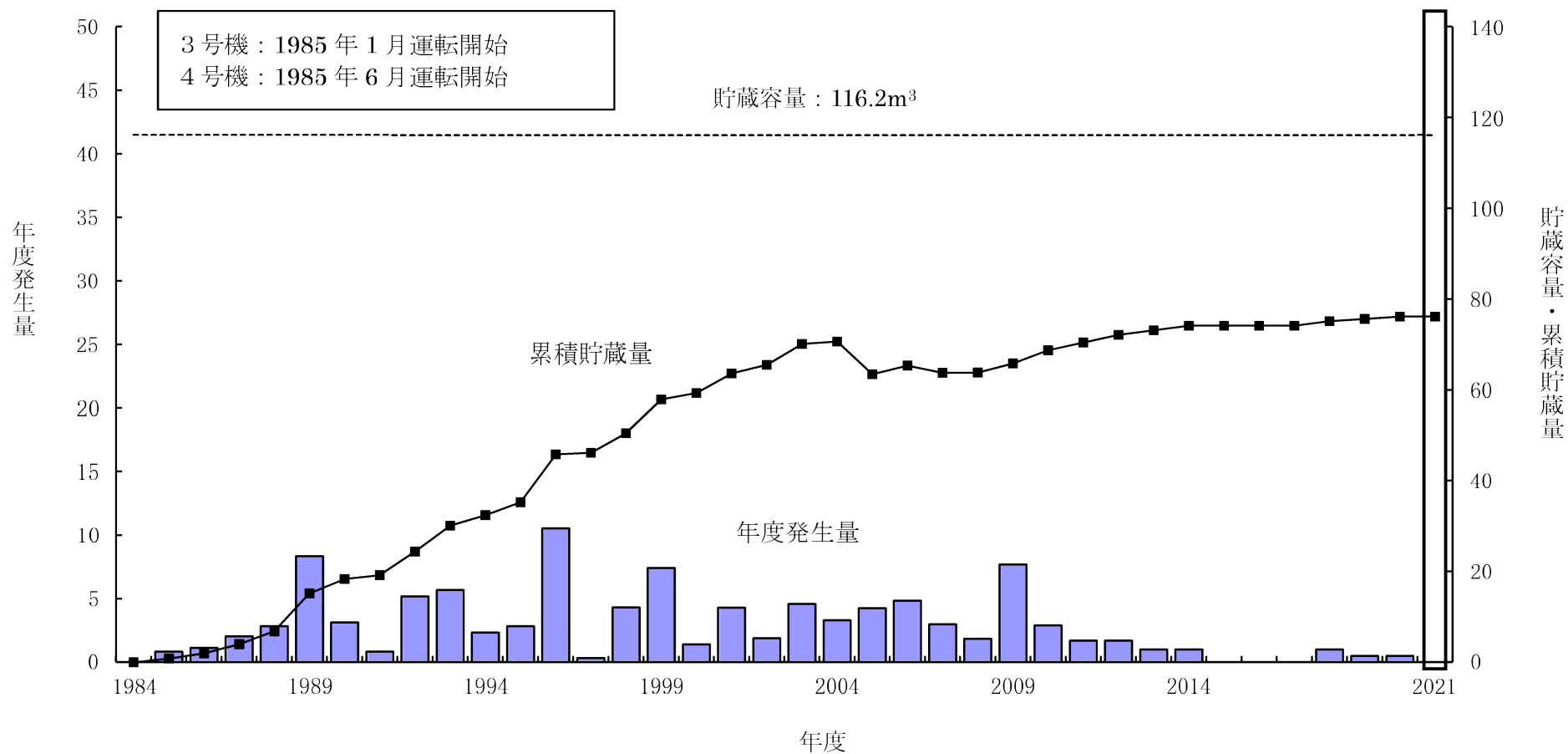
- ・ 1988 年度以前の数値は、キュリー単位（有効数字 2 桁）で報告した値をベクレル単位に換算した。
- ・ 1 号機：1974 年 11 月、2 号機：1975 年 11 月、3 号機：1985 年 1 月、4 号機：1985 年 6 月に運転開始

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



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

単位：[m<sup>3</sup>]



□内は今回調査期間

第 2.2.1.6.14 図 脱塩塔使用済樹脂の発生量、貯蔵量の推移（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<sup>※1</sup>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<sup>※2</sup>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、身体また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、状況を把握のうえ、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）へ連絡することとしている。

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

通報連絡責任者は、原子力事業本部発電グループマネジャー、原子炉主任技術者及び運転検査官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、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。

##### (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 11 名（全体指揮者 1 名、ユニット指揮者 4 名、現場調整当番者 2 名及び通報連絡当番者 4 名）及び 65 名の緊急安全対策要員と 24 名の運転員（当直員）を合わせて合計 100 名（4 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。全体指揮者は自ら、又はユニット指揮者に指示し、平日夜間は発電グループマネジャー、休日は原子力事業本部休日指揮者に状況を連絡し、原子炉主任技術者及び運転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とともに、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、訓練を定期的に変更している。

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

事故対策会議開設後は、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、高浜発電所内で働く協力会社員及び所員には、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、若狭たかはまエルどらんど及び大阪の関西電力原子力情報センター（KNIC）においても一般公開を行っている。

e. 事故・故障等発生時の対応に係る組織・体制の改善状況

事故・故障等の経験等を踏まえた組織・体制に関する改善事例を以下に示す。

2017年7月、高浜発電所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、新たに課長（1名）、係長（2名）を配置することで、SA／DBの全体管理業務等の一元管理体制を構築した。

② 原子力緊急事態等発生時の対応

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

(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、技術系課（室）長（土木建築課長及び土木建築工事グループ課長は除く。）及び原子力防災管理者が指名した課（室）

長)を選任し、少なくとも1名が防災当番者として発電所構内待機とすることにより、夜間、休日においても迅速な通報連絡を行う体制を確立している。

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原子力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、発電用原子炉主任技術者、本部附及び8班(総務班他)で構成する原子力防災組織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 4 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〔福井県高浜原子力防災センター〕(以下「原子力防災センター」という。)に備え付ける資料は国に提出するとともに、その資料の写しを関係する地方自治体に提出している。

また、組織及び体制、社会環境並びに放射能影響推定



に関する資料を緊急時対策所に備え付けている。

(e) 緊急事態応急対策等の活動で使用する施設及び設備の整備、点検

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

また、EAL判断の強化のため、緊急時対策支援システムへの伝送パラメータの増強を行っている。

(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「高浜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。当所では遠隔操作ロボット等の

操作訓練を受講し、2021 年度末時点で延べ 93 名の要員が修了している。

b. 緊急事態応急対策等

(a) 通報・報告等の実施

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

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

これらの通報を行った後は、プラント状況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. 放出放射エネルギーの推定

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、高浜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

(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さらに充実させるため、中国電力株式会社、四国電力株式会社及び九州電力株式会社、同年8月にはこれに北陸電力株式会社を加えた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、中国電力株式会社島根原子力発電所を対象とした国主催の原子力総合防災訓練において、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原子力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ーによる支援体制の強化等を実施している。

2016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態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。

2019年6月には、高浜発電所1～4号機の4基同時発災に対応可能な、緊急時対策所を新たに設置し運用を開始し

た。

2021年2月には、原子力緊急事態等発生時の対応に係る組織・体制について、高浜発電所1, 2号機の新規制基準への適合に伴い、当番体制を70名から100名(4基が燃料装荷状態時)へ変更している。

### 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は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、高浜発電所における原子力緊急事態等の対応は、継続的な改善が図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・訓練を定期的に行い、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、「高浜発電所技術業務所則」に対応体制や役割分担、事故対策会議の設置と業務内容等、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、「高浜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「高浜発電所原子炉施設保安規定」は、各課（室）へ配布し、事故対策会議開設場所に備え付けている。また、事故対策会議開設場所には、事故・故障等発生時の対応に必要な「系統図」

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、現場資機材パトロールマニュアルを整備し着眼点を定めている。

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

事故・故障等発生時の通報連絡については、「高浜発電所技術業務所則」に連絡者及び連絡ルート、資料整備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

「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」及び「原子力防災業務要綱」には、原子力災害予防対策として、原子力防災組織の設置、原子力防災体制の発令基準、原子力防災資機材の整備、緊急事態応急対策等の活動で使用する資料・設備の整備、関係機関との連携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「高浜発電所重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」、大規模な自然災害又は故意

による大型航空機の衝突その他テロリズムにより原子炉施設に大規模な損害が生じた場合に対処するための体制を維持管理していくための実施内容について定めた「高浜発電所大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」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。

「高浜発電所技術業務所則」、国及び地方自治体への通報連絡に係るマニュアルは、事故・故障等発生時の通報連絡等の初動対応について規定し、事故・故障等の経験等を踏まえ適宜見直しを行っている。

「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」及び「原子力防災業務要綱」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。（「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」の見直し実績は、第2.2.1.7.4表「高浜発電所原子力事業者防災業務計画修正実績」参照）

また、「高浜発電所重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」、「高浜発電所大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」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。

2021年度に実施した成立性の確認訓練におけるホース展張

車による労災事象を踏まえ、ホース展張時の注意事項を「高浜発電所重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」へ反映し、力量維持向上訓練等にて同対策の周知・教育を行っている。

#### 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予防処置における改善状況のうち社内マニュアルに係るものはなかった。

(第2.2.1.7.3表「保安活動改善状況一覧表(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:火災報知器作動連絡票に現場確認中のチェック項目を追加等の帳票の見直し)が適宜実施されており、事故・故障等発生時の対応を実施するための事項が定められていることを確認した。

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り組み事項についても進捗状況に応じ

て適切に反映していることを確認した。

このことから、高浜発電所における事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時の対応におけるマニュアルは、これらの対応が実施できるように整備されており、医療機関との連携事項や事故・故障等の対応経験及び原子力防災訓練結果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

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

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「高浜発電所技術業務所則」に基づき、次の訓練を実施している。

訓練項目	内 容	頻 度
所内通報連絡 訓練	新任の役職者が事象発生時の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。	人事異動ごと (新任役職者)
	事故対策会議の構成員が事象発生時の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	1回以上/月

	を行う。	
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Q A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「高浜発電所救急対策所則」に基づき、次の教育・訓練を実施している。

訓練項目	内 容	頻 度
救急対策訓練	所員、協力会社社員を対象に負傷者の発生から救急処置の実施、救急隊への引継ぎ等を行う。	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、迅速かつ的確な対応ができるよう「高浜発電所防火管理所達」に基づき、次の訓練を実施している。

訓練項目	内 容	頻 度
総合訓練	自衛消防隊（専属消防隊を含む。）を対象に火災の発生から自衛消防隊・専属消防隊の消火活動の実施、公設消防隊への引継ぎ等を行う。	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「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
本部設営、通報、連絡	本部の設営及び事象発生から終結までの情報を収集し、関係各所に通報、連絡を行う。
緊急時モニタリング	発電所敷地内及び敷地境界付近について、モニタリングカーによる空間放射線量率及び空气中ヨウ素濃度の測定を行う。
発電所退避者誘導	原子力緊急時対策本部からの退避誘導指示に基づき、発電所内の緊急事態応急対策等の活動に従事しない者及び来訪者等を退避誘導員により指定された集合・退避場所に誘導する。

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、「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」の見直し、緊急事態応急対策等の活動で使用する施設及び設備の改善等を行っている。（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	高浜発電所 視察者
2019.10.25	日本原子力発電 敦賀原子 力発電所	2名
2019.11.1	東京電力 柏崎刈羽原子力 発電所	1名
2020.12.11	九州電力 玄海発電所	1名
2021.3.12	日本原子力発電 敦賀原子 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。

2015年10月以降は、「高浜発電所重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」及び「高浜発電所大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」に基づき、以下の教育訓練を実施している。

(a) 力量維持向上訓練

重大事故等発生時の事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処するために必要な力量の維持向上を図るための訓練を実施している。（事故時の役割に応じて必要な訓練を年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/年)

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<sup>\*</sup>)を現場指揮者クラスを対象に実施しており、2021年度末時点で延べ148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に力点を置いて実施している。

※：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、**Experience / Core / Oversight Training for Emergency Commanders**）とも表記している。

また、過去の訓練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。

- ・2021年度に実施した訓練の反省事項等を踏まえ、原子力防災訓練では現場活動に関する情報の一元的な管理を目的として、現場活動を管理する要員である現場調整者を中央に配置するよう緊急時対策所対策本部のレイアウト変更を実施する。
- ・2021年度に実施した成立性の確認訓練におけるホース展張車による労災事象を踏まえ、ホース展張車によるホース展張時には通信機器を活用したプレイヤー間の連携ツールを確保するとともに、力量維持向上訓練等にて同対策の周知・教育を行っている。また、管理監督者による現場観察により労働安全の観点から大型車両を扱う訓練に対する気付き事項・良好事例を抽出し、周知・教育を行っている。

#### 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「高浜発電所技術業務所則」や「高浜発電所救急対策所則」に基づき実施していること及び訓練結果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、「高浜発電所防火管理所達」及び「高浜発電所火災防護計画」に基づき、初期消火活動を行う要員に対して、消防資機材取扱訓練、通報訓練、消火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、「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」の見直し、緊急事態応急対策等の活動で使用する施設及び設備の改善等を図っていることを確認した。

さらに、「高浜発電所重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」及び「高浜発電所大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」に基づき、重大事故等発生時の事象の種類及び事象の進展に応じ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、2012年4月に高浜発電所3，4号機中央制御室の近傍に代替指揮所を指定し、必要な資機材等の整備を行った。その後、2013年7月に施行された新規制基準に適合した重大事故等対策に係る整備の一環として、高浜発電所1，2号機制御建屋に緊急時対策所を設置した。

更なる強化策として、2019年3月に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、2019年6月には新たな緊急時対策所を設置し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「2011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）」、「2011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」及参照）

なお、第1回届出で追加措置として記載した送水車の導入については、2021年3月に導入済みである。

## 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2.2.1.7.3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、対応設備の一層の充実に努める。

#### 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「高浜発電所原子力事業者防災業務計画修正実績」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」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「高浜発電所消防総合訓練の概要」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「高浜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。

第 2.2.1.7.1 表 原子力防災資機材

分類	原子力防災資機材現況届出書の名称	発電所該当名称	数量	点検頻度	保管場所	
放射線障害防護用器具	汚染防護服	汚染防護服	400組	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 その他発電所敷地内	
	呼吸用ポンベ付一体型防護マスク	自給式呼吸器	89個	1回/年	第二事務所5階会議室 A中央制御室 B中央制御室 モニタリングカー その他発電所敷地内	
	フィルター付防護マスク	ガス・ダスト両用マスク	400個	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 その他発電所敷地内	
非常用通信機器	緊急時電話回線	NTT電話回線	1回線	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	1回/6ヶ月	緊急時対策所	
	携帯電話等	携帯電話	7台	-	-	
計測器等	排気筒モニタリング設備 その他の固定式測定器	排気筒モニタ ・格納容器排気筒モニタ ・補助建屋排気筒モニタ	1台/ユニット 1台/ユニット	定期事業者 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	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	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	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	1回/年	モニタリングカー	
	中性子線測定用サーベイメータ	中性子線サーベイメータ	2台	1回/年	A中央制御室 B中央制御室	
	空間放射線積算線量計	蛍光ガラス線量計 (RPLD) または 電子積算線量計	4個	1回/年	ホールボディカウント 室	
	表面汚染密度測定用サーベイメータ	α線用汚染サーベイメータ	1台	1回/年	第二事務所5階会議室	
		β線用汚染サーベイメータ	1台	1回/年	緊急医療処置室	
	可搬式ダスト測定関連機器	サンブラ	可搬式ダストサンブラ	4台	1回/年	協力会社D棟 モニタリングカー
		測定器	ゲルマニウム波高分析装置	1台	1回/年	ホットカウント室
	可搬式の放射性ヨウ素 測定関連機器	サンブラ	可搬式ヨウ素サンブラ	2台	1回/年	協力会社D棟 モニタリングカー
		測定器	ゲルマニウム波高分析装置	1台	1回/年	ホットカウント室
	個人用外部被ばく線量測定機器		個人被ばく線量測定器	230台	1回/年	緊急時対策所 その他発電所敷地内
	その他	エリアモニタリング設備	エリアモニタ ・格納容器内高レンジエリアモニタ ・使用済燃料ピット区域エリアモニタ	16台	定期事業者 検査毎*	1~4号機格納容器 1~4号機使用済燃料 ピット
モニタリングカー		モニタリングカー	移動式 <sup>1)</sup> 設備 車両	1台 1台	定期事業者 検査毎 道路運送車 両法による	モニタリングカー 発電所敷地内駐車場
その他資機材	ヨウ素剤	ヨウ素剤	2,500錠	1回/年	健康管理室 緊急時対策所 A中央制御室 B中央制御室 その他発電所敷地内	
	担架	担架	1台	1回/年	健康管理室	
	除染用具	除染キット	1式	1回/年	緊急医療処置室	
	被ばく者の輸送のために使用可能な車両	救急患者輸送車	1台	道路運送車 両法による	発電所敷地内駐車場	
	屋外消火栓設備又は動力消防ポンプ設備	屋外消火栓		1式	消防法による	屋外
動力消防ポンプ設備			1台	1回/年	特高開閉所エリア	

\*：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：高浜発電所)

派遣先	派遣元組織	要員数	貸与する資機材等	数量	実施する主な業務
原子力規制庁緊急時対応センター（ERC）	本店	2名	携帯電話	各1台	・事故情報の提供 ・決定事項の伝達
原子力防災センター	本店 高浜発電所	9名 3名	携帯電話 発電所周辺地図 事故時操作所則 事故時影響緩和と操作評価に係る所則 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 人員輸送車両	1台 1式 1式 1式 1式 1式 1式 1式 1台 2台	・総合調整の協力 ・住民への広報支援の協力 ・プレス対応 ・放射線影響評価、予測の協力 ・事故状況把握、進展予測の協力 ・原子力防災センターにおける管理の協力（発電機車の待機含む） ・地域住民等の避難措置への協力 ・本店との情報共有 ・その他要請事項への協力
原子力災害合同対策協議会	本店	1名	携帯電話	1台	・関係機関との調整 ・情報の共有化
事業者支援連携（原子力防災センター内）	本店	2名	要員・機材輸送車 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 原子力事業者間協力協定	1台 各1台 1冊 各1冊 1式	・原子力災害合同対策協議会から要請されるオフサイト活動の事業所間連携 ・原子力事業者支援本部への情報連絡
緊急時モニタリングセンター	本店 美浜発電所 大飯発電所	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
原子力事業者支援本部（原子力研修センター内）	本店 美浜発電所 大飯発電所	13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
所在都道府県、所在市町村、関係周辺都道府県、関係周辺市町村の災害対策本部	本店 高浜発電所	17名 2名	携帯電話	各1台	・事故情報の提供 ・決定事項の伝達 ・技術的事項他の支援
事業所外運搬に係る特定事象発生場所	本店 発災元副原子力防災管理者 高浜発電所	3名 1名 5名	道路地図 安全解析書 携帯電話 NaIシンチレーションサーベイメータ 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

第 2.2.1.7.3 表 保安活動改善状況一覧表（非常時の措置）

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。	—	—	—	—	

未然防止

改善活動の契機	活動内容及び活動結果	実施状況	継続性	類似の有無	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。	—	—	—	—	—	

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
評価期間内において該当するものはなかった。	—	—	—	—	—	

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
評価期間内において該当するものはなかった。	—	—	—	—	—	

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

類似の有無 : ○：類似事象が発生していない ×：類似事象が発生している —：対象外



第 2.2.1.7.4 表 高浜発電所原子力事業者防災業務計画修正実績

年度	内容
2018 年度 (2019 年 1 月 18 日)	<ol style="list-style-type: none"> <li>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）</li> <li>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</li> </ol>
2019 年度 (2020 年 3 月 27 日)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 発送電分離（分社化）に伴う連絡経路の変更</li> <li>2. 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</li> </ol>
2020 年度 (2020 年 8 月 21 日)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 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等</li> <li>2. 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</li> </ol>
2021 年度 (2021 年 8 月 27 日)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 社内組織改正に伴う役職等の反映</li> <li>2. 原子力災害対策指針等の改正を緊急時活動レベル（EAL）判断基準へ反映</li> <li>3. 原子力事業者間協力協定の見直しに伴う派遣要員の増員の反映</li> </ol>
2022 年度 (2022 年 6 月 24 日)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 社内組織改正に伴う役職の職務変更</li> </ol>

(2022 年 7 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 / 2）

分類 <sup>※1</sup>	種別	教育・訓練名	教育・訓練内容	教育種別	実施頻度	対象者	教育・訓練所管箇所
内部溢水	内部溢水	内部溢水に対する全般教育	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>遮、水密扉等の設置の考え方及び運用管理に関する事項</li> <li>事前評価(設計検証)に関する留意事項に関する事項</li> <li>内部溢水発生(蒸気噴霧、浸水、被水)後の機能確認に関する留意事項</li> <li>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並並びに床面積の見直し管理に関する事項</li> <li>水密コンパートメント等からの漏洩対応に関する事項</li> <li>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</li> <li>高エネルギー配管と低エネルギー配管の運転時間管理</li> </ul>	保安	1回/年	全所員 (所長は除く)、 専属消防隊	安全・防災室
		内部溢水の評価内容に関する教育	<ul style="list-style-type: none"> <li>溢水影響評価の手法</li> <li>配管管理・評価手法</li> <li>想定破壊(浸水、被水、蒸気)、地震時の溢水評価の実施内容</li> </ul>	保安	1回/年	安全・防災室員 技術課員 保安課員 土木建築課員 保安計画課員 のうち、当該設備の 施設管理を行う者	安全・防災室
		内部溢水発生時の運転操作に関する教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>内部溢水が発生時の判断・運転操作に関する事項</li> </ul>	保安	1回/年	運転員 特産施設要員	発電室 安全・防災室
		火災防護教育	<ul style="list-style-type: none"> <li>消火活動時の放水に係る注意事項</li> <li>火災発生時の対応時間に関する事項</li> <li>消火水放水時の注意事項</li> <li>消火水による防護対象設備の安全機能への影響確認に関する事項</li> <li>放水後の放水量の検証に関する事項</li> </ul>	保安	1回/年	全所員 (所長は除く)、 専属消防隊	安全・防災室
火山影響等、降雪および地滑り発生時	火山影響等、降雪および地滑り発生時	火山影響等、降雪および地滑り発生時に対する運用管理に関する教育	<ul style="list-style-type: none"> <li>火山影響等、降雪および地滑り発生時の対応に関する事項</li> <li>降下火砕物の除去作業に関する事項</li> <li>積雪の除去作業に関する事項</li> </ul>	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に係る手順に関する教育訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>降灰より防護すべき施設の点検に関する事項</li> <li>換気空調設備の外気取入ロフィルタの点検</li> <li>換気空調設備の操作(ダンパ閉止・循環運転等)[降灰時の侵入防止]</li> <li>水循環系ストレーナの点検及び洗浄[降灰時の閉塞防止]</li> <li>閉閉所の硝子洗浄[降灰時の影響防止]</li> <li>その他火山影響等、降雪および地滑り発生時における原子炉施設の保全のための活動のうち運転操作に関する事項</li> </ul>	保安	1回/年	運転員	発電室
		火山影響等、降雪および地滑り発生時より防護すべき施設の施設管理に関する事項	<ul style="list-style-type: none"> <li>火山影響等、降雪および地滑り発生時より防護すべき施設の施設管理に関する事項</li> </ul>	保安	1回/年	各係修課員 のうち、当該設備の施設 管理を行う者	各係修課
		火山影響等、降雪および地滑り発生時より防護すべき施設(土建設備)の施設管理に関する事項	<ul style="list-style-type: none"> <li>火山影響等、降雪および地滑り発生時より防護すべき施設(土建設備)の施設管理に関する事項</li> </ul>	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	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> <li>蒸気発生器補給用仮設中圧ボンプ(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</li> <li>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</li> </ul>	一般	1回/年	全所員 (所長は除く)	安全・防災室 <sup>※2</sup> 放射線管理課 タービン係修課 電気係修課
その他自然災害	地震	地震発生時の対応に関する教育	<ul style="list-style-type: none"> <li>液及的影響防止に関する事項</li> <li>原子炉施設への影響確認に関する事項</li> <li>設備の保管に関する事項</li> <li>設備の維持管理に関する事項</li> </ul>	保安	1回/年	全所員 (所長は除く)	安全・防災室
		津波防護に係る運用管理に関する教育	<ul style="list-style-type: none"> <li>津波発生時の車両退避等の訓練</li> <li>津波来襲時の運用管理、水密扉および防漏扉の運用に関する事項</li> </ul>	一般	1回/年	所員	安全・防災室
	津波	津波防護に係る運転操作手順に関する教育	<ul style="list-style-type: none"> <li>大津波警報発表時の循環水ポンプ停止(プラント停止)</li> <li>3.4号機当直課長と1.2号機当直課長の連携を含めた操作手順の教育訓練</li> <li>取水路防波ゲートの閉止操作訓練</li> </ul>	保安	1回/年	運転員	発電室
		津波防護施設等の保守・点検に関する教育	<ul style="list-style-type: none"> <li>津波防護施設、浸水防護設備、津波監視設備及び影響軽減施設の施設管理に関する事項</li> </ul>	保安	1回/年	計装係修課員 タービン係修課員 電気係修課員 土木建築課員 のうち、当該設備の施設 管理を行う者	計装係修課 タービン係修課 放射線管理課 電気係修課 土木建築課
		燃料等輸送船の緊急退避教育	<ul style="list-style-type: none"> <li>新規制基準の要求に関する事項</li> <li>燃料等輸送船の評価、緊急退避に関する事項</li> <li>退避場所と想定される対応ケースの説明に関する事項</li> </ul>	保安	1回/年	原子燃料課員 放射線管理課員 のうち、輸送業務を行う 者	原子燃料課 放射線管理課
		燃料等輸送船の緊急離岸訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用電源による岸壁クレーン操作に関する事項</li> <li>緊急時対応マニュアルに基づく緊急退避に関する事項</li> </ul>	保安	1回/年	原子燃料課員 のうち、輸送業務を行う 者	原子燃料課
	竜巻	竜巻に対する運用管理に関する教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>竜巻発生時の車両退避等の訓練</li> <li>竜巻の襲来が予想される場合に関する事項</li> <li>竜巻発生時の車両退避等に関する事項</li> <li>竜巻発生時の原子炉施設への影響確認に関する事項</li> <li>飛来物管理に関する事項</li> <li>竜巻の対応に関する事項</li> </ul>	一般	1回/年	所員	安全・防災室
		竜巻防護に係る運転操作手順に関する教育	<ul style="list-style-type: none"> <li>竜巻襲来時における運転操作手順に関する教育訓練</li> </ul>	保安	1回/年	全所員 (所長は除く)	安全・防災室
		竜巻設備に関する保守・点検に係る教育	<ul style="list-style-type: none"> <li>竜巻飛来物防護対策設備、竜巻による飛来物の発生を防止するための固縛装置に係る保守・点検</li> </ul>	保安	1回/年	安全・防災室員 原子燃料課員 タービン係修課員 電気係修課員 のうち、当該設備の施設 管理を行う者	安全・防災室 原子燃料課 タービン係修課 電気係修課

第 2.2.1.7.5 表 設計基準事象対応教育・訓練一覧表（2 / 2）

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

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

第 2.2.1.7.6 表 過去に実施した原子力防災訓練の概要

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	高浜発電所 4 号機においては全交流電源喪失、1, 2, 3 号機においては外部電源喪失を想定し、緊急時組織の各種訓練を実施するとともに、「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡や「重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」等に基づく緊急応急対策などの確認をシナリオ非提示（ブラインド訓練）方式で行った。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・本部内情報共有ツールの変更</li> <li>・本部内のレイアウトの改善</li> </ul>
2018 年度	高浜発電所 3 号機においては全交流電源喪失、1, 2, 4 号機においては外部電源喪失を想定し、緊急時組織の各種訓練を実施するとともに、「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡や「重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」等に基づく緊急応急対策などの確認をシナリオ非提示（ブラインド訓練）方式で行った。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・掲示物のレイアウト改善</li> <li>・要員管理の改善</li> </ul>
2019 年度	高浜発電所 4 号機においては全交流電源喪失、1, 2, 3 号機においては外部電源喪失を想定し、緊急時組織の各種訓練を実施するとともに、「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡や「重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」等に基づく緊急応急対策などの確認をシナリオ非提示（ブラインド訓練）方式で行った。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・COP (Common Operational Picture)を用いた情報共有の改善</li> <li>・通報連絡に係る対応の更なる迅速化</li> </ul>
2020 年度	高浜発電所 1, 4 号機においては全交流電源喪失、2, 3 号機においては外部電源喪失を想定し、緊急時組織の各種訓練を実施するとともに、「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡や「重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」等に基づく緊急応急対策などの確認をシナリオ非提示（ブラインド訓練）方式で行った。	
2021 年度	高浜発電所 4 号機においては全交流電源喪失、1, 2, 3 号機においては外部電源喪失を想定し、緊急時組織の各種訓練を実施するとともに、「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡や「重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」等に基づく緊急応急対策などの確認をシナリオ非提示（ブラインド訓練）方式で行った。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷時等における現場作業への影響検討</li> </ul>

高浜発電所を対象とした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 / 4 )

緊急時対策関連事項	概 要
重大事故等対処設備に対する要求事項	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>
復旧作業に対する要求事項	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>
その他の要求事項	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>
手順書の整備、訓練の実施、体制の整備	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>
原子炉停止対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するための手順を整備している。また、対策設備についても設置している。</li> </ul>
原子炉冷却材高压時の冷却対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>
原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設直流電源系統喪失時に、主蒸気逃がし弁や加圧器逃がし弁の動作機能を復旧、代替すること等により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を配備している。</li> </ul>
原子炉冷却材低圧時の冷却対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬式代替低圧注水ポンプ又は恒設代替低圧注水ポンプにより、水を原子炉へ給水することで原子炉冷却機能を代替する設備を配備している。</li> </ul>
事故時の重大事故防止対策における最終ヒートシンク（UHS）確保対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する手段として、大容量ポンプの整備による格納容器再循環ユニットを用いた海水への熱の輸送設備、また、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁による 2 次系冷却機能を用いた大気への熱の輸送設備を配備している。</li> </ul>

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

(2 / 4)

緊急時対策関連事項	概 要
格納容器内雰囲気冷却・減圧・放射性物質除去対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器内雰囲気冷却の圧力及び温度、放射性物質濃度を低下させ、炉心の著しい損傷、格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ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。</li> <li>・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。</li> </ul>
格納容器の過圧破損防止対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器内雰囲気冷却の圧力及び温度を低下させるため、大容量ポンプにより海水を格納容器再循環ユニットに直接注水できる設備を配備している。</li> </ul>
格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>
格納容器内の水素爆発防止対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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)</li> <li>・事故時の水素濃度を測定するための設備として、可搬型格納容器内水素ガス濃度計を設置している。</li> </ul>
原子炉建屋等の水素爆発防止対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器からアニュラス（格納容器と外部遮へい壁との間の空間）へ漏えいする水素がアニュラス内に蓄積し、水素爆発により損傷することがないように、アニュラス空気浄化設備により水素を早期に排出する手順を整備している。</li> <li>・アニュラス内に水素濃度計測装置を設置している。</li> </ul>
使用済燃料プールの冷却、遮へい、未臨界確保対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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ドを配備している。</li> </ul>

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

( 3 / 4 )

緊急時対策関連事項	概 要
補給水・水源の確保対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準対応設備の水源に加えて、炉心の著しい損傷等の対処に必要な十分な量の水源を確保するとともに、これらの水源から設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に必要な量の水を供給できる設備を配備している。また、格納容器再循環サンプを水源とする高圧再循環設備（高圧注入ポンプ）のモータ他への代替冷却ラインを設置している。</li> </ul>
電源確保対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心の著しい損傷の防止、格納容器の破損の防止、使用済燃料貯蔵プールの燃料の損傷の防止及び原子炉停止中に燃料の損傷の防止のために必要となる電力を確保するため、電源車と空冷式非常用発電装置の整備、非常用バッテリーと常用バッテリーの接続、号機間電力融通などを実施している。</li> </ul>
制御室	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>重大事故等が発生し、計測機器の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設置している。</li> </ul>
監視測定設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。）。</li> </ul>
通信連絡設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子力発電所内外（現場間、現場と中央制御室、発電所対策本部（緊急時対策所）と原子炉設置者の本店、原子力事業本部、国及びオフサイトセンターなど）の必要箇所と連絡をとるためのトランシーバー、携行型通話装置、衛星電話などの通信連絡設備を配備している。</li> </ul>
敷地外への放射性物質の放出抑制対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>敷地外への放射性物質の拡散を抑制するため、損傷箇所へ放水できる設備として放水砲を配備し、さらに汚染水が海洋へ拡散することを抑制する設備としてシルトフェンス（垂下型汚濁水拡散防止膜）を配備している。</li> </ul>

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

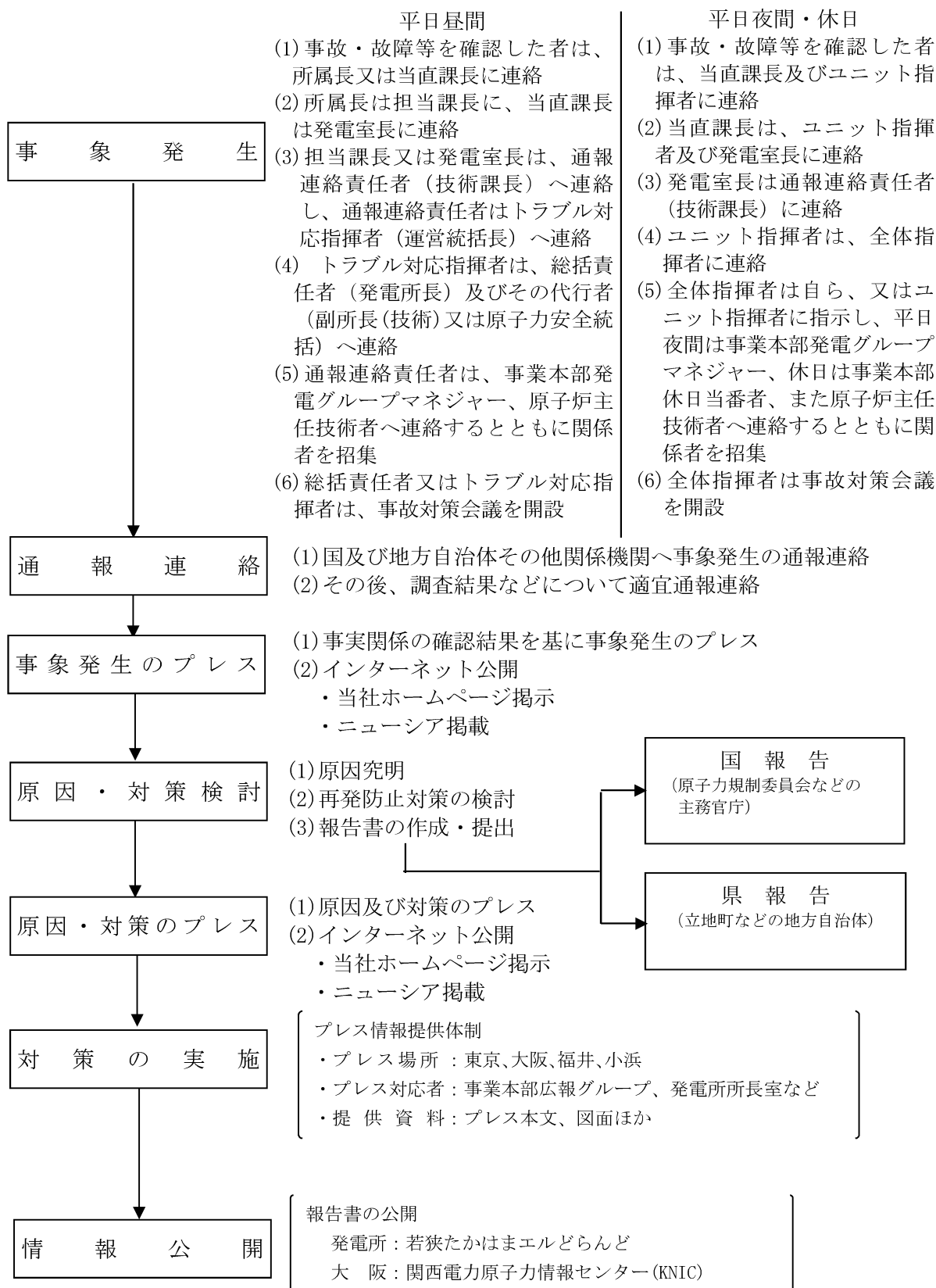
(4 / 4)

緊急時対策関連事項	概 要
可搬設備等による対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>・大規模な自然災害又は意図的な航空機衝突等のテロリズムなどにより、プラントが大規模に損傷した状況における対応についての手順書を整備している。また、手順書に従って、活動を行うための体制及び資機材についても整備している。</li> </ul>
特定重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・フィルタ付ベント設備、緊急時制御室などを設置している。</li> </ul>
炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>
使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止対策の有効性	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>
停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>
火山影響等発生時の体制整備等に係る対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>
予期せず発生する有毒ガスに係る対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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、緊急時対策所及び緊急時制御室の運転・初動要員について、必要となる酸素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。</li> </ul>
敷地内可動源から発生する有毒ガスに係る対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・敷地内可動源から発生する有毒ガスに係る対策として、中央制御室、緊急時対策所及び緊急時制御室の運転・初動要員について、必要となる酸素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。</li> </ul>
緊急時対策所	<ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故等が発生した場合の事故制圧及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。</li> </ul>
免震事務棟	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>



第 2.2.1.7.8 表 高浜発電所消防総合訓練の概要

実施年度	概 要
2017 年度	高浜発電所 3 号機管理区域（補助建屋－2m A 余熱除去ポンプ室内）及び高浜発電所 3，4 号機補助ボイラ建屋内火災を想定事象とし、初期対応訓練、通報連絡訓練、情報連絡訓練、消火活動訓練を社員及び消防機関、自衛消防隊を対象として、各組織が連携し安全を確保しつつ、迅速かつ的確な消防活動を実施した。
2018 年度	高浜発電所 4 号機管理区域（補助建屋 10.5m C 充てん／高圧注入ポンプ室内）及び高浜 3，4 号機補助ボイラ燃料タンク（屋外）火災を想定事象とし、初期対応訓練、通報連絡訓練、情報連絡訓練、消火活動訓練を社員及び消防機関、自衛消防隊を対象として、各組織が連携し安全を確保しつつ、迅速かつ的確な消防活動を実施した。
2019 年度	高浜発電所 2 号機管理区域（補助建屋 17m A 充てん／高圧注入ポンプ室内）及び東谷油倉庫（管理区域外：屋外）火災を想定事象とし、初期対応訓練、通報連絡訓練、情報連絡訓練、消火活動訓練を社員及び消防機関、自衛消防隊を対象として、各組織が連携し安全を確保しつつ、迅速かつ的確な消防活動を実施した。
2020 年度	高浜発電所 3，4 号機 補助ボイラ室（管理区域外：屋外）及び高浜発電所 第 2 仮設協力会社事務所（管理区域外：屋外）火災を想定事象とし、初期対応訓練、通報連絡訓練、情報連絡訓練、消火活動訓練を社員及び消防機関、自衛消防隊を対象として、各組織が連携し安全を確保しつつ、迅速かつ的確な消防活動を実施した。
2021 年度	高浜発電所 1 号機 A 充てん／高圧注入ポンプ室（管理区域内）及び高浜発電所 1・2 号機廃樹脂貯蔵庫付近（管理区域外：屋外）火災を想定事象とし、初期対応訓練、通報連絡訓練、情報連絡訓練、消火活動訓練を社員及び消防機関、自衛消防隊を対象として、各組織が連携し安全を確保しつつ、迅速かつ的確な消防活動を実施した。



注：本フローは一般的なフローであり、状況によって異なることがある。

第 2.2.1.7.1 図 事故・故障等発生時の対応フロー

## 1. 対応の基本方針

傷病者等発生時の対応の基本は、以下に基づき実施している。

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

## 2. 対応フロー

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

## 3. 現地における処置、診断

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

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

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

## 4. 傷病者等の搬送

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

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

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

## 5. 救急用器材の整備及び教育・訓練

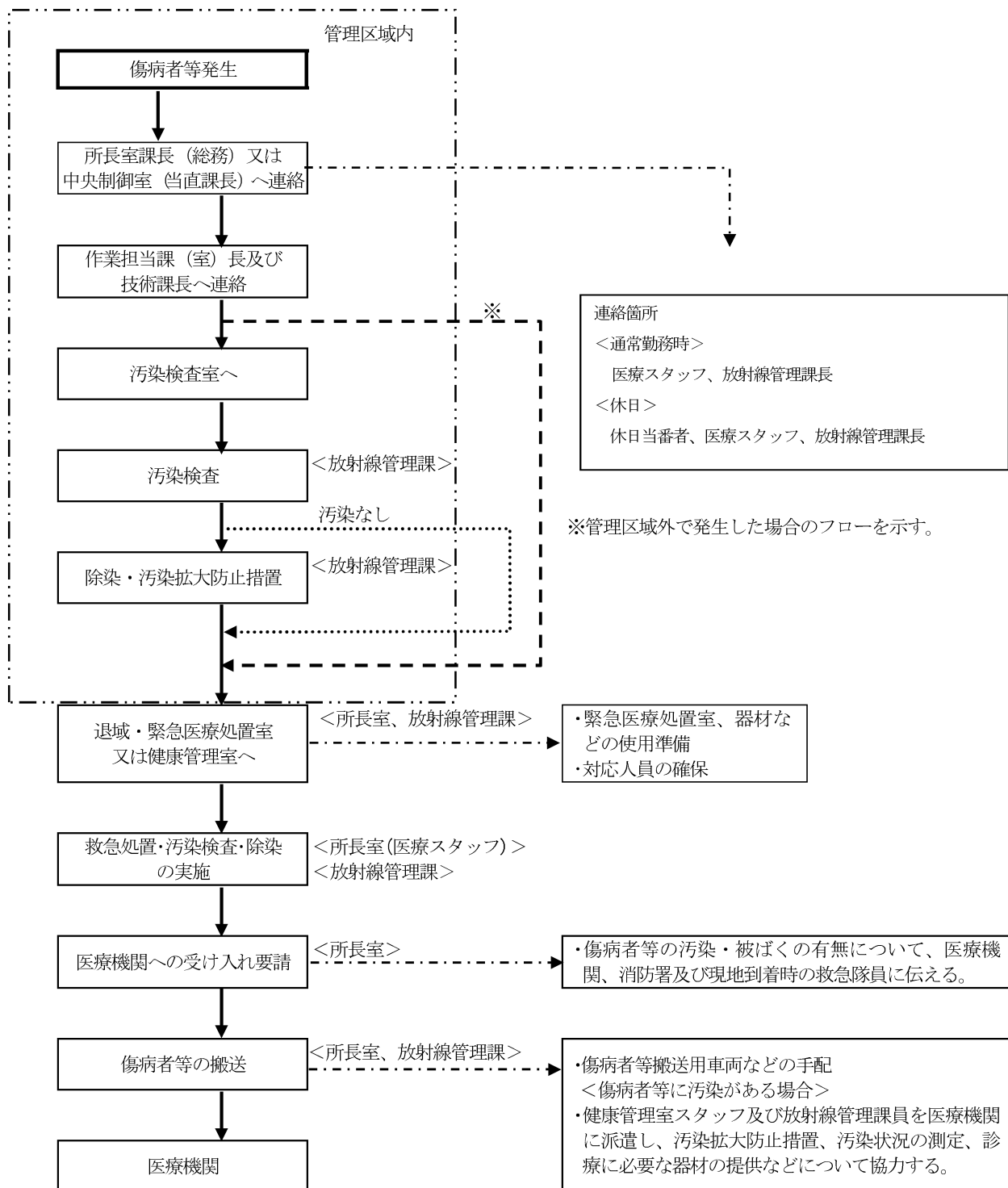
救急用器材、緊急医療処置室、傷病者等搬送用車両、ヘリポートが常時使用できる状態に整備している。

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

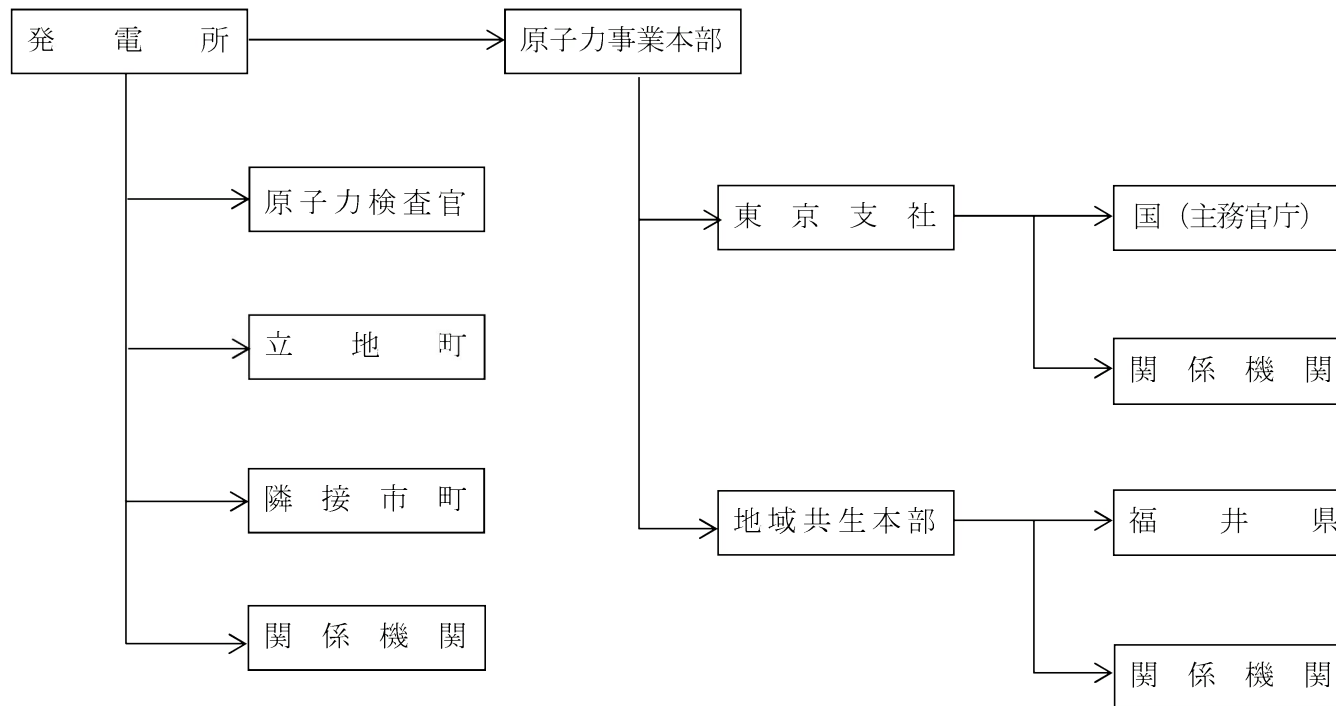
さらに、発電所内における傷病者等の発生時における早急な応急処置の必要性の観点から、発電所員に対して救急法救急員の計画的な養成を行うとともに、年1回講習会を開催し技能維持を図っている。

### 第 2.2.1.7.2 図 傷病者等発生時の対応処置

傷病者等発生時の対応フロー



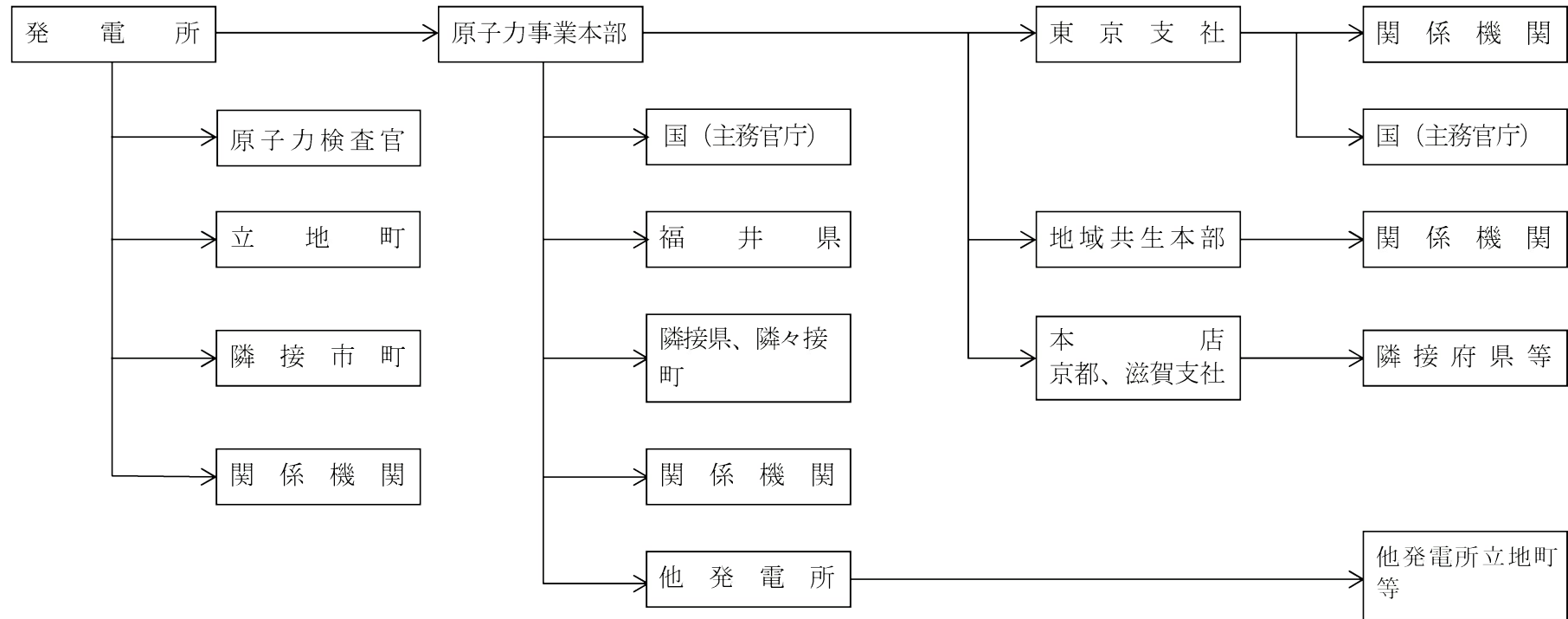
# 事象発生



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

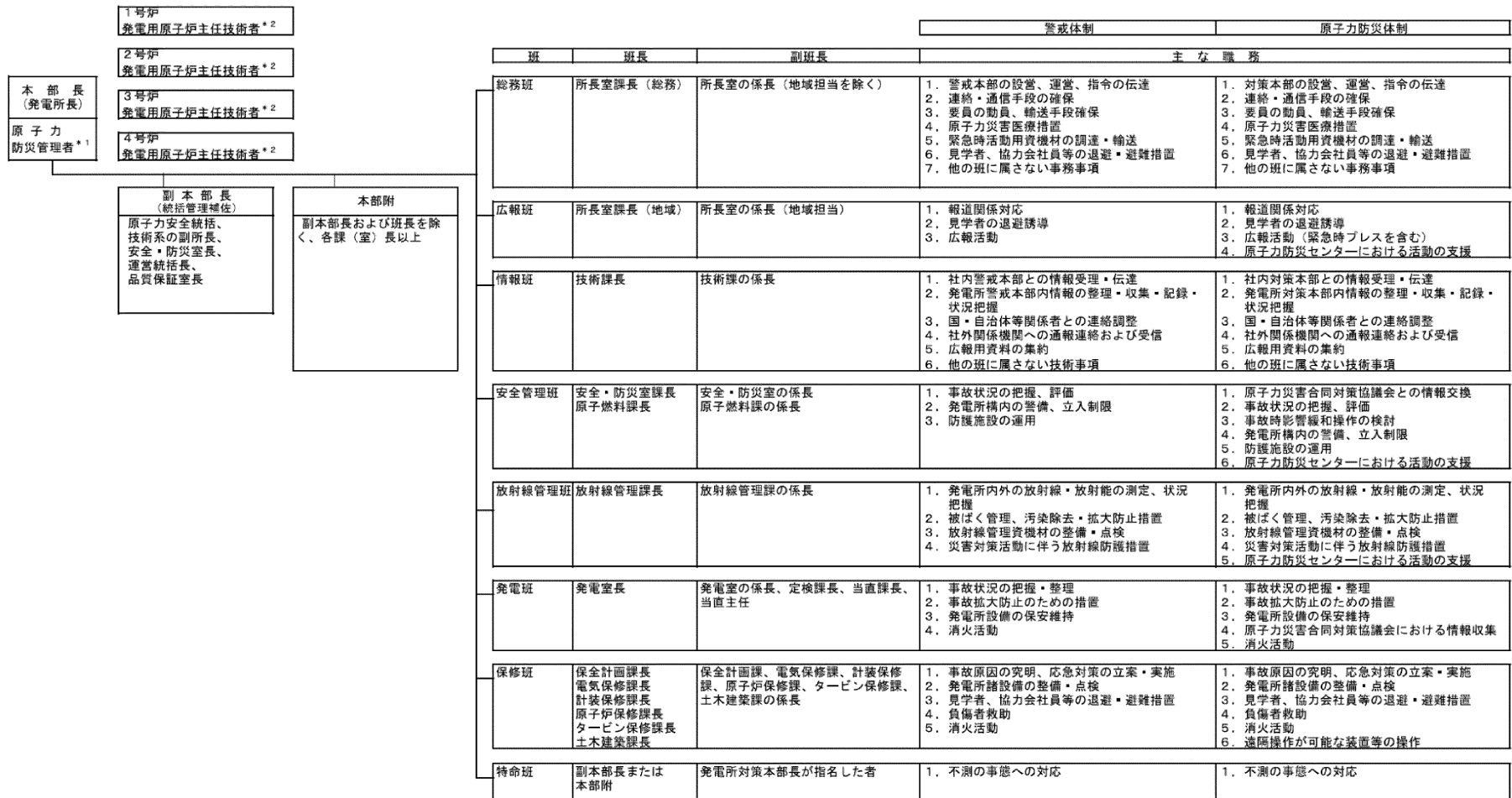
第 2.2.1.7.3 図(1) 事故・故障等発生時の通報連絡ルート  
(事故・故障等に至る恐れのある事象)

# 事象発生



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

第 2.2.1.7.3 図(2) 事故・故障等発生時の通報連絡ルート  
(事故・故障等に至った事象)



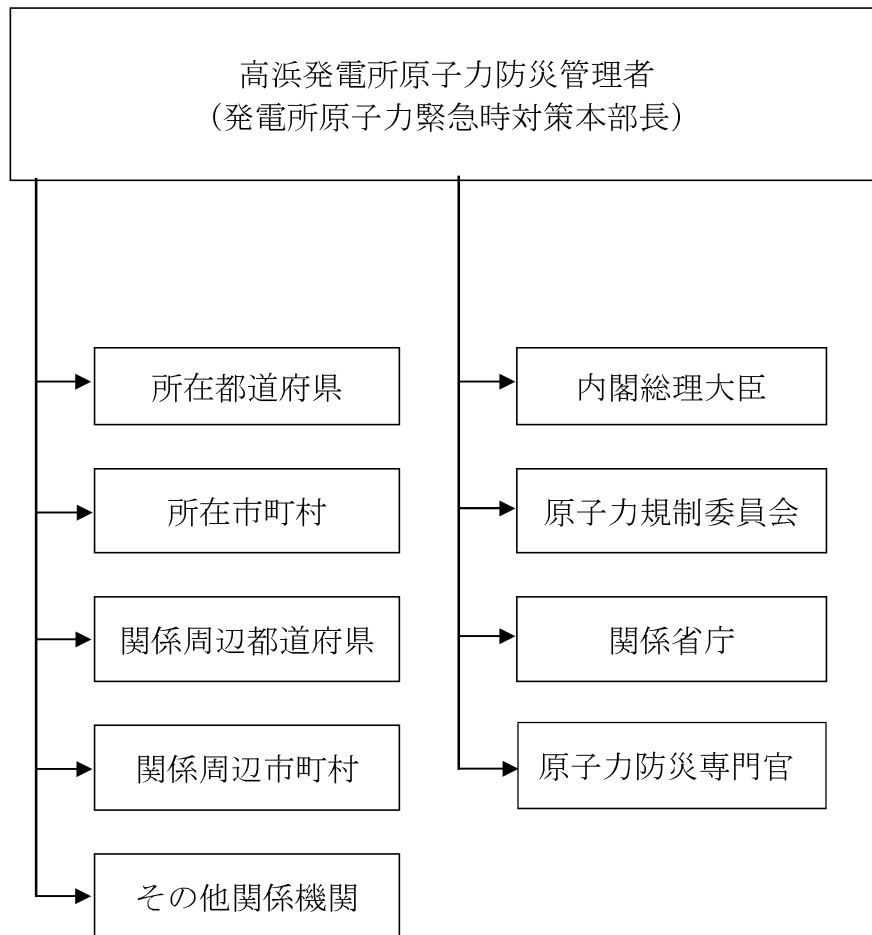
\* 1：原子力防災管理者は、複数号炉で同時に特定事象が発生した場合または特定事象に至ると判断した場合、以下の対応を行う。  
 ・副本部長または本部附から号炉ごとの指揮者を指名して必要な対応にあたらせる。  
 ・号炉ごとの対応者を明確にするよう発電所対策本部の各班長に指示する。

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

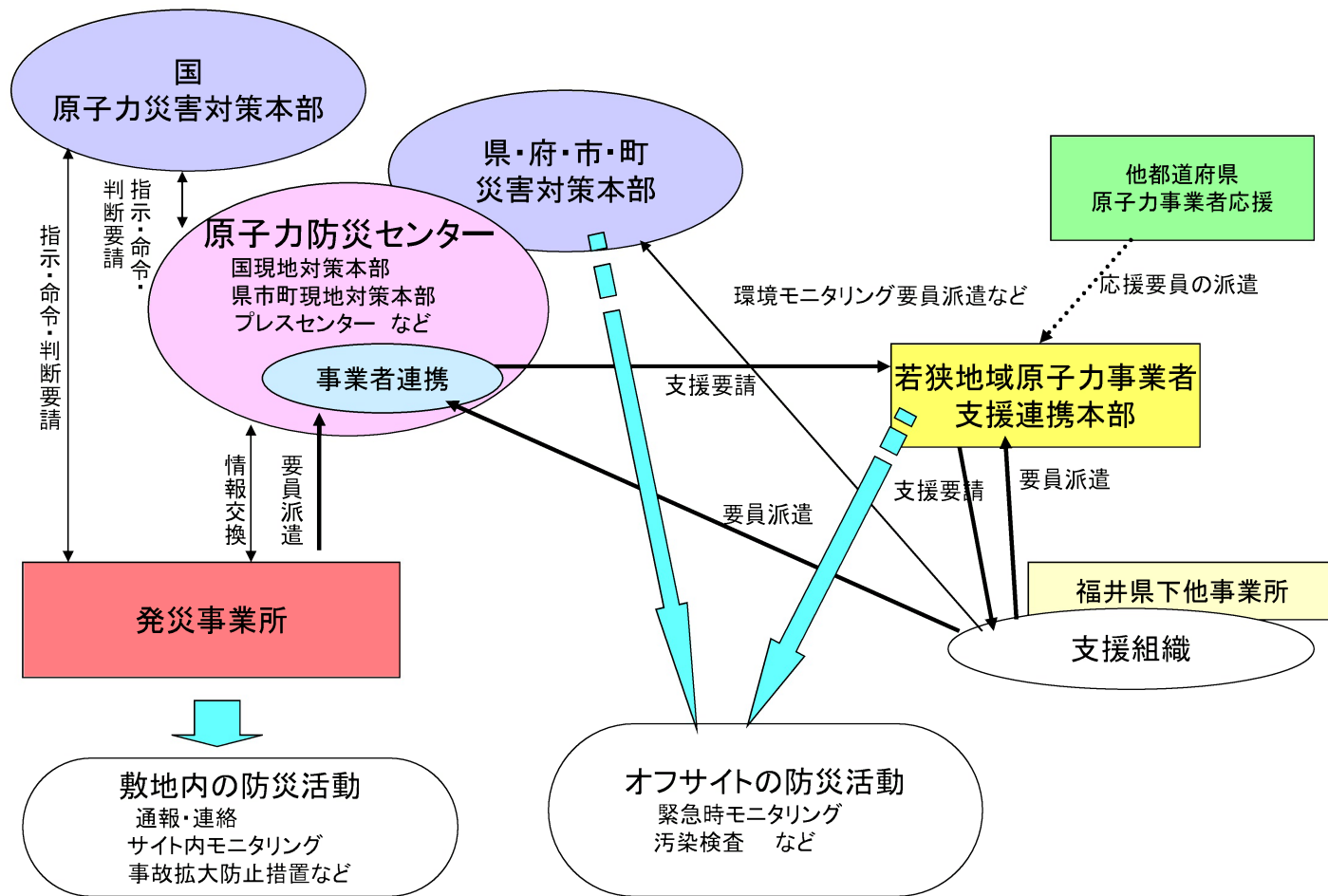
第 2.2.1.7.4 図 発電所原子力防災組織とその主な職務







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、CSR活動（コンプライアンスの徹底を含む、企業としての社会的責任を全うするための活動）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、評価方法等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の基本的な考え方として、「安全を第一とした原子力事業の運営に係る品質方針」と同一である「安全文化醸成の方針」に則って実施する、「①美浜発電所3号機事故再発防止対策をはじめとした保安活動やCSR活動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」により、安全文化醸成を行っている。ここで、①の活動は、安全最優先を日々実践する機会として、安全文化醸成における根源的な活動であるが、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」等で定め、実施している。

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

#### (1) 年度計画の策定

原子力部門の年度計画は、前年度の安全文化評価結果及びそれに基づく社長からの指示事項を踏まえ、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、半期ごとに発電所長まで報告している。

#### (3) 安全文化の評価

発電所の評価は、安全・防災室長が、発電所の年度計画及び「安全文化要綱」で定める安全文化評価要領に基づき、発電所安全文化評価結果案を作成し、発電所安全文化評価会議に付議した後、発電所長が承認する。

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<sup>1</sup>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<sup>2</sup>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。

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・人の意識と行動」、「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2.2.1.8.1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。さらに、これらの評価で抽出された課題に対し、重点施策の方向性を策定する。（第2.2.1.8.2図「安全文化評価の枠組み」参照）

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

これらの評価の結果については、マネジメントレビューのインプットとして（第2.2.1.8.2表「保安活動改善状況一覧表（安全文化の醸成活動）」参照）、毎年度末に社長へ報告し、社長か

---

<sup>1</sup> 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

<sup>2</sup> 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

らの指示を受ける。

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

## 2.2.1.8.2 安全文化の醸成活動の実施状況の調査・評価

### 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、2021 年度に実施した安全文化評価の結果を以下に示す。安全文化評価の 14 の視点のうち、視点④、視点⑬及び視点⑭に関して、以下に示す課題が抽出された。

#### (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結果を以下に示す。

視点①	当社社員及び協力会社社員に安全最優先の意識の浸透が十分図られている状況である。
視点②	工事進捗に伴い発生する課題や発電所固有の課題については、特重工事等の工程会議や所内プロジェクト体制にて、「業務の責任分担」が明確化されているが、「責任範囲の明確化」について気がかりな状況も存在している。
視点③	当社社員及び協力会社社員へのトップの考え、価値観の共有が十分図られており、高い水準にあると考えられる。
視点④	予算については、厳しい予算状況でも、予算ヒアリング等を通じ、リスク低減に必要な予算を配分できるよう対応している。今後も引き続き安全のために必要な予算は確保していくことを丁寧に説明していく必要がある。 人員については、限られたリソースを適切に配分・割り当てるなど工夫しながら業務運営を実施しているが、他発電所からの異動による増員や再稼働工事が一段落した状況にもかかわらず、要員が不足しているという受け止めが継続している状況である。 なお、今後は要員面では、3・4号機の定検及び1・2号機再稼働対応など、業務量の多い状態が続くこと、また予算面ではコスト構造改革による厳しい状況が続くことが予想される。 これら状況への対処方針としては、適切なリソース配分を継続するほか、仕事の質や効率性を高める施策について、検討時間を確保し取り組む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	昼ミーティング等を通じた重要情報の共有は強化されているが、社員に対して引き続き重要事項の発信及び丁寧な説明を継続していく必要がある。
視点⑥	工程会議等を通じた組織内、組織間の連携強化は継続的に実施されているが、協力会社からは発電所全体での作業輻輳などにより、当社の部署をまたがる問題の調整が不十分なことによる不都合が発生しているとしている。
視点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ものと考えられるが、「追加業務やコスト増を伴う協力会社からの意見・要望への対応」について、気がかりな面もある。
視点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、外部からの声十分に耳を傾けているほか、業務改善計画を踏まえ、第三者の視点で確認する姿勢で業務を行っている。

### (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⑩である。それぞれに関する評価結果を以下に示す。

視点⑨	再稼働工事などを通じた現場経験の充実や新規配属者への教育プログラムの確立など、業務に必要な力量確保や人材育成に取り組んでいるが、「業務遂行上のノウハウやその根拠の伝達」、厳しい人的資源や予算削減の状況に加え、ベテラン層の定年退職などにより、技術力の維持・向上について気がかりな面がある。 これら状況への対処方針としては、視点④と同様に適切なりソース配分を継続するほか、仕事の質や効率性を高める施策について、検討時間を確保し取り組むことが挙げられている。
視点⑩	ルールに基づいた決断がなされ、安全への影響を考慮したルールの見直しができていると考えられるが、「手間のかかる規則・ルールよりも容易な方法を選択する」について気がかりな面がある。



視点⑪	CAP制度が浸透・定着しており、トラブルや不具合情報を踏まえた主体的な問題解決、改善活動が適切に実施されていると考えられるが、海外情報等のベンチマーキング活動の取り組み強化など改善の余地があると考えられる。
視点⑫	外部意見の積極的聴取、業務への反映は適切に実施されていると考えられる。
視点⑬	<p>管理者を含め常にリスクを考慮し実践しているが、自ら進んでハットヒヤリや不具合事象を報告するような姿勢は弱く、深掘りができていない場合が見受けられ、労働災害が発生している。</p> <p>なお、労働災害対策としてMOの強化、パトロールの強化を継続し、さらに作業責任者と作業員との意識差があることから、安全に対するマインドの向上やガバナンス強化に向けて、「安全・あいさつ運動～現場の安全は俺にまかせろ！プロジェクト～」と称し、棒心からの安全へのメッセージを入れた棒心ポスターを掲示し、作業員一人ひとりに伝わるようにする活動など対策が拡充されてきている状況である。</p> <p>これら状況への対処方針としては、現場第一線作業員の不安全行為防止のために、「問いかける姿勢」を実践し、自ら進んで報告する組織風土の定着への施策、作業員一人ひとりに伝わる活動を継続して取り組むことが挙げられている。</p>
視点⑭	<p>発電所内のグッドジョブ表彰など頑張っている人を褒めることが定着していることや業界全体としてゼロカーボン推進における原子力の役割が注目されていることを踏まえ、今後モチベーション向上が期待できる要素がある。</p> <p>一方で、他発電所からの異動による増員や再稼働工事が一段落した状況にもかかわらず、長期にわたる業務繁忙感や他発電所との不公平感などによって、高いモチベーションの維持が難しい状態と考えられる。</p> <p>これら状況への対処方針としては、視点④と同じく、適切なリソース配分を継続するほか、仕事の質や効率性を高める施策について取り組むとともに、将来不安の解消、モチベーション向上等のため、必要な情報の伝達を継続して取り組むことが挙げられている。</p>

#### (4) 安全の結果について

##### a. プラント安全

トラブルについてはいずれも適切に検知、処理されていることから、プラント安全は確保されていた。

##### b. 労働安全

視点⑬で挙げられている課題と同じである。労働災害対策としてMOの強化、パトロールの強化を継続し、さらに作業責任者と作業員との意識差があることから、安全に対するマインドの向上やガバナンス強化に向けて、「安全・あいさつ運動～現場の安全は俺にまかせろ！プロジェクト～」と称し、棒心からの安全へのメッセージを入れた棒心ポスターを掲示し、作業員一人ひとりに伝わるようにする活動など対策が拡充されてきている。

##### c. 社会の信頼

保安規定違反、発電所におけるコンプライアンスに関する不適合事例は発生していない。また、法令手続きに関する申請漏れがあったが、適切に処理している。

#### (5) 外部の評価について

ご意見の収集、報告、分析及び周知が行われており、活動が適切に実施されている。

### 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て、次の重点施策を2022年度計画として策定している。

##### a. 視点④及び視点⑭に関する重点施策

視点を横断した共通要因を分析した結果、時間的余裕を生み出し、改善等につなげる意識を高める必要があるとの分析であった。そこで、既に進めつつある業務効率化の施策を強

化して推進することとし、タイムマネジメントの意識向上、時間余裕の産出を通じて、更なる改善や自発的な取組み等のアクションを行っていく。

- ・ 20 分削減アンケートによる改善
- ・ 業務効率化策のプロジェクト推進
- ・ 一人一人考える機会の確保 等

また、自ら進んで報告しやすい組織風土の定着に向けて、雰囲気醸成につながる活動を展開するほか、伝わるコミュニケーション活動を継続しつつ、将来不安に関する調査等を通じて、モチベーションの向上を図っていく。

- ・ 言いやすい雰囲気醸成
- ・ 将来不安に関する調査 等

#### b. 視点⑬に関する重点施策

現場第一線作業員の不安全行為を防止するには、作業責任者や棒心等が確実に現場実態を把握し、作業員へタイムリーな指導や助言ができるかが重要である。そのためには、協力会社とのコミュニケーションを図り、リスクの深掘りを行い、労働安全の意識向上及びお互いが危険について声掛けすることで、不安全行動撲滅を行っていく。

- ・ 挨拶運動の実施
- ・ 当社社員によるパトロールの充実
- ・ 不安全行動の管理・フィードバック
- ・ 当社社員の TBM への参加

#### (2) 安全文化の醸成活動の仕組みの改善状況

2020 年に、新検査制度の導入に対応するため、安全文化評価の視点を当社独自の 14 の視点から世界標準の 10 特性への変更を検討したが、14 の視点は美浜 3 号機事故を踏まえた安全文化再構築の重要な観点であることから、14 の視点のより具体的な内容の「あるべき姿」に 10 特性の要素を盛り込んだうえで、14 の視点を継続することとした。その後 2 年間、安全文化評価や

原子力規制検査の中で明らかになった課題を踏まえ、評価方法の変更を検討し、2022年度安全文化評価から以下の仕組みに改善することとしている。

a. 安全文化評価の視点の変更

安全文化評価の視点を14の視点から世界標準の10特性に変更することとした。これにより、原子力規制庁をはじめとする社外（WANO、JANSI、他電力など）対応時における10特性への変換が不要となるほか、10特性では組織上の問題がシンプルな形で出てきて責任の主体が明確になる。一方で、美浜3号機事故の反省を踏まえて策定した14の視点を盛り込む形で、10特性による評価手法について改善する工夫も行った。

b. 安全文化評価の視点ごとの傾向評価を廃止

安全文化評価では評価の視点ごとに「良好」、「概ね良好」、「改善の余地あり」、「問題」の4段階評価と、2～3年後どうなっていくかの傾向評価を「↑」、「→」、「↓」にて表現しているところ、段階評価の中で傾向の把握も可能であるため傾向評価については廃止することとした。

なお、段階評価については、分類・基準等の見直しを継続して検討していく。

c. システミックアプローチの展開

美浜発電所の原子力規制検査で俯瞰的な評価を実施する必要があると指摘されたことを踏まえ、原子力部門評価で取り入れたシステミックアプローチによる俯瞰的な評価を発電所にも展開し、さらに10特性評価に適用可能か検討している。

(3) コミュニケーションに係る活動の改善状況

a. 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、パフォーマンス指標（P I）及び原子力事業本部による現場観察（マネジメントオブザベーション）の導入、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、発電所のパフォーマンスを発電所幹部が様々な指標から包括的にレビューし、指導を行う会議体として、2021年11月からパフォーマンスレビュー会議の試運用を開始した。

パフォーマンスレビュー会議ではP I、MO及びC Rの分析、ピアレビューA F I対応状況並びにパフォーマンスレビューシートを議題として、理想とのギャップや傾向分析結果等から弱点の特定等を行うために発電所幹部が議論する。その結果、発電所活動に対する指示事項がアウトプットとして出され、その指示に基づいた対策を実施することで、パフォーマンスの改善を図っている。

### 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り組み

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 安全文化評価の視点（14の視点）

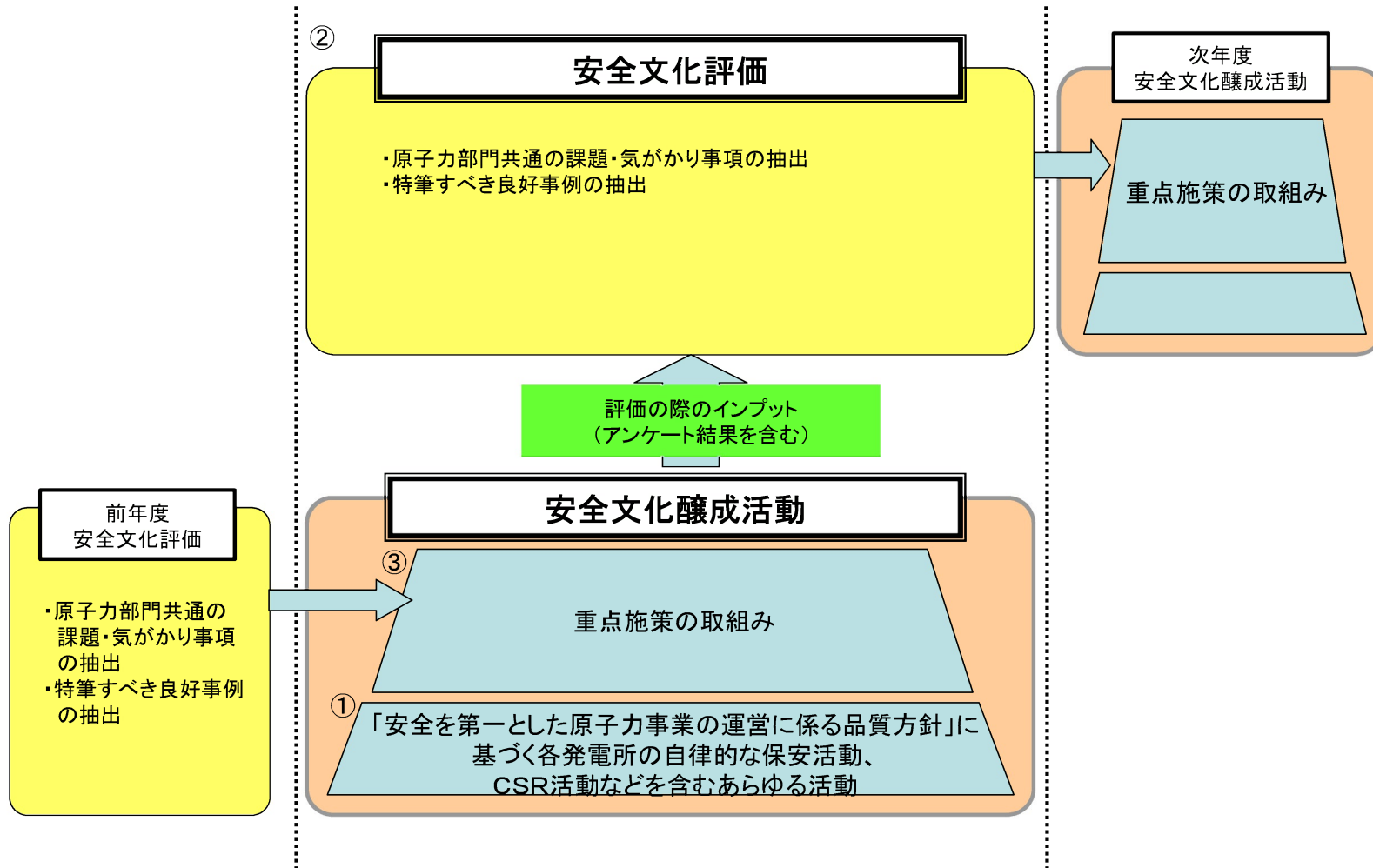
	評価の視点
トップマネジメントのコミットメント	① 安全（プラント安全、労働安全、社会の信頼）を何よりも優先するというプライオリティが明確か。
	② 組織の権限と責任が明確で適切であるか。
	③ 現場第一線はトップの考え、価値観を理解し、実践しているか。（協力会社を含む）
	④ 資源投入、資源配分は適切か。
コミュニケーション	⑤ 経営層、原子力事業本部、発電所幹部は、不具合事象・懸念事項を含めて、現場第一線の状況をしっかり把握しているか。
	⑥ 組織内、組織間の連携は良好か。（原子力事業本部－発電所、発電所内）
	⑦ 協力会社・外部関係組織との意思疎通・連携が十分図られているか。
	⑧ 外部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 2.2.1.8.2 表 保安活動改善状況一覧表（安全文化の醸成活動）

マネジメントレビュー

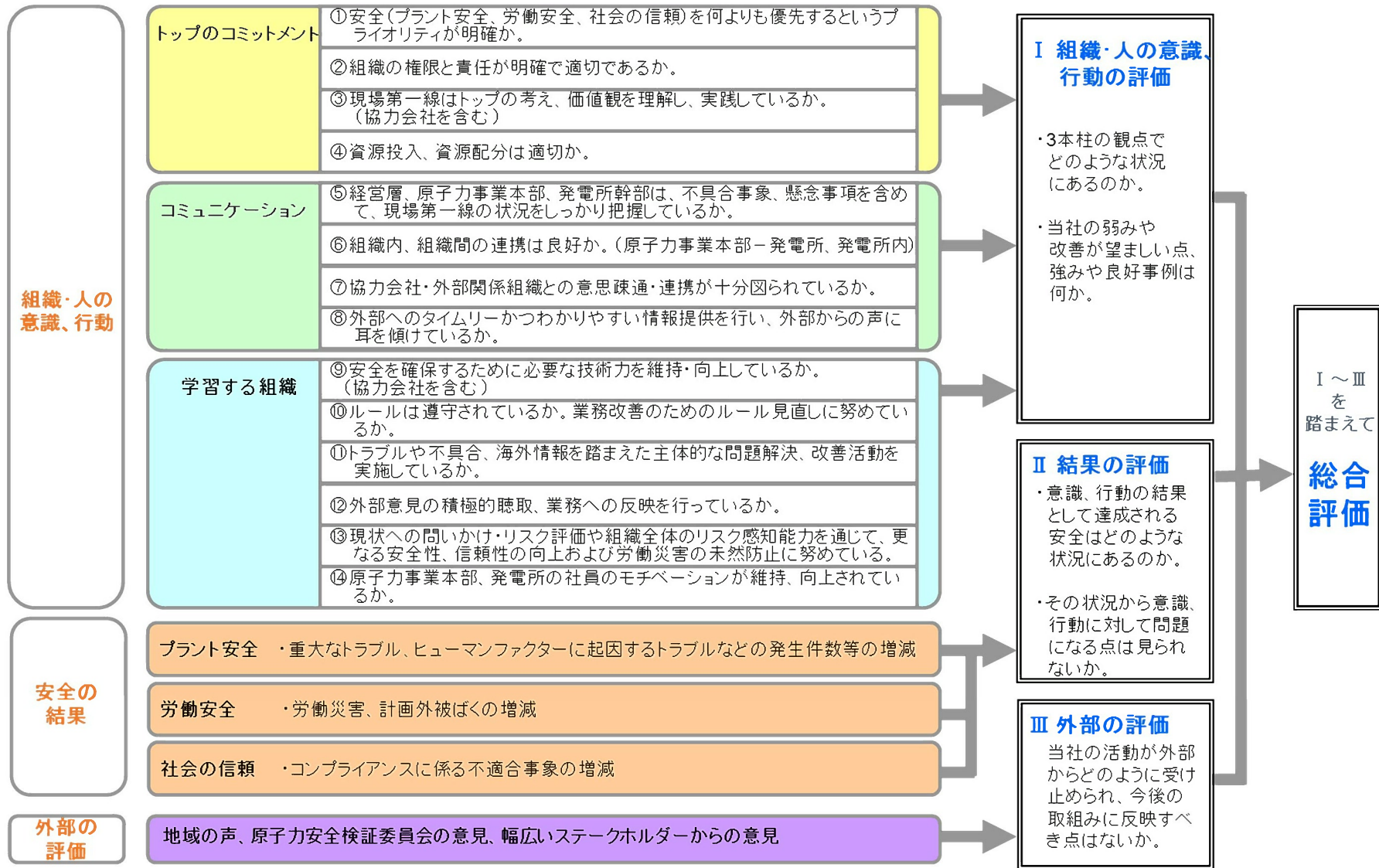
改善活動の契機	活動内容及び活動結果	実施 状況	継続性	評価項目	備 考
<p>労働災害の防止に向けて、より一層、現場第一線の作業員まで安全最優先の意識の浸透、再発防止策の徹底に取り組んでいくこと。 (2019～2021 年度発電所レビュー)</p>	<p>(2021 年度発電所レビュー時の対応状況) 各課（室）においては、安全健康活動計画に基づき、労働災害撲滅に向けた活動を計画的に実施するとともに、労安では事務局として、土木建築工事に対し安全技術 AD による現場パトロールや特管パトロールを実施したが、上期において労災が 6 件発生。 同種の労災が発生しないよう、発生した労災発生都度、安衛協で事象および再発防止対策の周知を実施。</p>	△	-	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 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ことから、高浜発電所 3 号機に配備している多様性拡張設備について、機能ごとに分類される対応手順に従って、多様性拡張設備、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備及び仕様等を整理し、第 2.2.1.9.1.1 表から第 2.2.1.9.1.19 表及び第 2.2.1.9.2.1 表から第 2.2.1.9.2.15 表に示す。

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

第2.2.1.9.1.1表 多様性拡張設備整理表（1 / 19）

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

第2.2.1.9.1.2表 多様性拡張設備整理表 (2/19) (その1)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ又は復水タンク又は主蒸気逃がし弁	1次系のフィードアンドブリード	-	蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が喪失した場合、燃料取替用水タンク水を充てん/高圧注入ポンプにより原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁の開操作により原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。	【重大事故等対処設備】 充てん/高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁 燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器
			電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ又は復水タンク	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できない場合、脱気器タンク水を常用設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する。	【多様性拡張設備】 電動主給水ポンプ 蒸気発生器水張りポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動) 発電機(蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用) 復水タンク
					蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)による蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できず、さらに電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプが使用できない場合に蒸気発生器圧力が約3MPa[gage]まで低下している場合、復水タンク水を蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)により蒸気発生器へ注水する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器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高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	サポート系機能喪失時	タービン動補助給水ポンプ 全交流動力電源 又は 直流電源	補助給水ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	非常用油ポンプの機能が喪失した場合、現場で専用工具を使用しタービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁を押し上げること及びタービン動補助給水ポンプ起動弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替え又は復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水流量調節弁後弁の開度を調整し、1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作） タービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）
			電動補助給水ポンプ 全交流動力電源 又は タービン動補助給水ポンプ 補助油ポンプ	空冷式非常用発電装置によるタービン動補助給水ポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプへの給電）	全交流動力電源が喪失した場合でかつ、常設直流電源系統が健全な場合に、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、タービン動補助給水ポンプ付き補助油ポンプの起動及びタービン動補助給水ポンプ起動弁の開放により、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替え又は復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水流量調節弁後弁の開度を調整し、1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー	
				空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復	全交流動力電源が喪失した場合、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 なお、電動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替え又は復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。		

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

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

第2.2.1.9.1.3表 多様性拡張設備整理表 (3/19) (その1)

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

第2.2.1.9.1.3表 多様性拡張設備整理表 (3 / 19) (その2)

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



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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4/19) (その1)

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

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	再循環運転中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は、炉心の著しい損傷を防止するために余熱除去ポンプ1台運転とし流量を低下させ再循環運転を継続する。再循環運転できない場合は、燃料取替用水タンクを水源とし原子炉への注水を行う。 燃料取替用水タンクへの補給に成功している場合は、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水により原子炉への注水を行う。	<b>【重大事故等対処設備】</b> 充てん/高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク 復水タンク  <b>【多様性拡張設備】</b> 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	再循環運転中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は、炉心の著しい損傷を防止するために余熱除去ポンプ1台運転とし流量を低下させ再循環運転を継続する。再循環運転できない場合は、燃料取替用水タンクを水源とし原子炉への注水を行う。 燃料取替用水タンクへの補給に成功している場合は、恒設代替低圧注水ポンプ等による代替炉心注水により原子炉への注水を行う。	<b>【重大事故等対処設備】</b> A格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS連絡ライン使用) 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用) 仮設組立式水槽 送水車  <b>【多様性拡張設備】</b> 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ 1, 2号機淡水タンク	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4 / 19) (その3)

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



第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4/19) (その4)

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

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	サポート系機能喪失時	原子炉補機冷却水系	代替炉心注水	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 なお、全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を炉心注水側とするよう準備を行い、空冷式非常用発電装置より受電すれば、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。また、対応途中で、事象が進展し炉心損傷と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器スプレイ側へ変更し、代替格納容器スプレイを行うとともに、その後、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）により代替炉心注水を行う。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 仮設組立式水槽 送水車
						A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注水	原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	
						B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 B充てん/高圧注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	
						A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-C S S連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	
						ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプにより1、2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する。 また、原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプにより1、2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
						可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより原子炉へ海水を注水する。	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4/19) (その6)

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

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

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	1次冷却材喪失事象が発生している場合	溶融デブリが原子炉容器に残存する場合	—	格納容器水張り(格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ)	—	<p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に、溶融炉心は原子炉容器を破損し格納容器下部に落下するが、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに注水することで溶融炉心を冷却する。</p> <p>原子炉容器に溶融デブリが残存した場合、その溶融デブリ量が多ければ、自身の崩壊熱により原子炉下部キャビティに溶融落下するため、原子炉容器に溶融デブリが残存することは考えにくい。原子炉容器に残存溶融デブリが存在することを想定し、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより格納容器内へのスプレイによる残存溶融デブリを冷却(格納容器水張り)する。</p> <p>なお、炉心損傷後の格納容器の減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から<b>50kPa</b>低下したことを確認すれば停止する手順としており、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。</p> <p>また水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度(ドライ)により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が<b>8vol%</b>(ドライ)未満であれば減圧を継続する。</p> <p>格納容器圧力は格納容器圧力計又は格納容器広域圧力計(AM用)により監視するが、これらの計器が機能喪失により監視できない場合においては、格納容器内温度を監視することで圧力と飽和温度の関係から格納容器圧力を推定する。</p>	<p>【重大事故等対処設備】</p> <p>格納容器スプレイポンプ 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 送水車 燃料油貯油そう タンクローリー 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用) 仮設組立式水槽</p> <p>【多様性拡張設備】</p> <p>電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ 1, 2号機淡水タンク</p>

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表 (4/19) (その8)

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備	
原子炉冷却材圧力バウンダリ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	余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	1次冷却材喪失事象が発生していない場合で余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	<b>【重大事故等対処設備】</b> 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器  <b>【多様性拡張設備】</b> 電動主給水ポンプ 蒸気発生器水張りポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動) 発電機(蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用) 復水タンク	
					電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水	1次冷却材喪失事象が発生していない場合で余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、常用設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する。		
					蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)による蒸気発生器への注水	1次冷却材喪失事象が発生していない場合で余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)により蒸気発生器へ注水する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器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。	<b>【重大事故等対処設備】</b> 主蒸気逃がし弁  <b>【多様性拡張設備】</b> タービンバイパス弁
						タービンバイパス弁による蒸気放出	1次冷却材喪失事象が発生していない場合に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、中央制御室にて常用設備であるタービンバイパス弁を開操作し、蒸気発生器から蒸気放出を行う。	
					蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	—	主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器2次側フィードアンドブリードは、消防ポンプにより海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービンブローダウンタンクより排出させ、適時水質を確認する。 海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	<b>【多様性拡張設備】</b> 消防ポンプ

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

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

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

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

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

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



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	フロンライン系機能喪失時	余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	<b>【重大事故等対処設備】</b> 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器  <b>【多様性拡張設備】</b> 電動主給水ポンプ 蒸気発生器水張りポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動) 発電機(蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用) 復水タンク	
						電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、常用設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する。		
						蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)による蒸気発生器への注水	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)により復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。		
						蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁による蒸気放出	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。	<b>【重大事故等対処設備】</b> 主蒸気逃がし弁  <b>【多様性拡張設備】</b> タービンバイパス弁
						タービンバイパス弁による蒸気放出	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、常用設備であるタービンバイパス弁を中央制御室にて開操作し、蒸気発生器から蒸気放出を行う。		
						蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	—	主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器2次側フィードアンドブリードは、消防ポンプにより海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービンブローダウンタンクに排出させ、適時水質を確認し排出する。 海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器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。	<b>【多様性拡張設備】</b> 消防ポンプ

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

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

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

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

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

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

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

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

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）（RHS-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）（RHS-CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	<b>【重大事故等対処設備】</b> 蓄圧タンク 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 仮設組立式水槽 送水車  <b>【多様性拡張設備】</b> 燃料取替用水タンク（重力注水） A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHS-CSS連絡ライン使用） 燃料取替用水タンク ディーゼル消火ポンプ 1, 2号機淡水タンク A余熱除去ポンプ（空調用冷水） 電動消火ポンプ
						ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプにより1, 2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する。 また、運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより1, 2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。 使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
						可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。	

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

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

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

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



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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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	炉心損傷後のフロントライン系機能喪失時	格納容器スプレイポンプ 又は 燃料取替用水タンク	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器スプレイポンプの故障等による格納容器内の冷却機能が喪失した場合、A、B格納容器再循環ユニット等により格納容器内自然対流冷却を行う。 格納容器再循環ユニットによる冷却で対応している場合において、格納容器圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は、代替格納容器スプレイを同時に実施することにより、格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。	【重大事故等対処設備】 A、B格納容器再循環ユニット 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用） A、B、C原子炉補機冷却水ポンプ A、B原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用） 海水ポンプ  【多様性拡張設備】 液化窒素供給設備
				代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプから燃料取替用水タンク水を格納容器にスプレイする。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 送水車 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 仮設組立式水槽 燃料油貯油そう タンクローリー  【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ 1、2号機淡水タンク
				電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより1、2号機淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。		
				可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプ、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へスプレイする。		

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

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



第2.2.1.9.1.7表 多様性拡張設備整理表 (7/19) (その1)

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

第2.2.1.9.1.7表 多様性拡張設備整理表 (7/19) (その2)

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

第2.2.1.9.1.8表 多様性拡張設備整理表 (8/19) (その1)

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

第2.2.1.9.1.8表 多様性拡張設備整理表 (8/19) (その3)

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

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 (溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止)	-	代替炉心注水	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として、燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	<b>【重大事故等対処設備】</b> 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 B充てん/高圧注入ポンプ (自己冷却) 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー  <b>【多様性拡張設備】</b> ディーゼル消火ポンプ 1, 2号機淡水タンク A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHR S-C S S連絡ライン使用) 燃料取替用水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用) 仮設組立式水槽 送水車
					B充てん/高圧注入ポンプ (自己冷却) による代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、B充てん/高圧注入ポンプ (自己冷却) により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 B充てん/高圧注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 全交流動力電源喪失時に代替格納容器スプレイを実施している場合の代替炉心注水はB充てん/高圧注入ポンプ (自己冷却) のみが可能である。	
					A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHR S-C S S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) (RHR S-C S S連絡ライン使用) により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	
					ディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常用設備であるディーゼル消火ポンプにより1, 2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。	

第2.2.1.9.1.9表 多様性拡張設備整理表（9 / 19）

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

第2.2.1.9.1.10表 多様性拡張設備整理表（10／19）

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



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

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却設備又は注水設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順	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 燃料取替用水タンク、 燃料取替用水ポンプ、 2次系純水タンク、 2次系補給水ポンプ	燃料取替用水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットの冷却機能喪失時又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、燃料取替用水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。	【多様性拡張設備】 燃料取替用水タンク 燃料取替用水ポンプ
				2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、2次系純水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。	【多様性拡張設備】 2次系純水タンク 2次系補給水ポンプ
				1, 2号機淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	1, 2号機淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水（屋内消火栓）	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、常用設備である電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び屋内消火栓を使用し、1, 2号機淡水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。 ただし、1, 2号機淡水タンクは、使用済燃料ピット近傍に立ち入ることができ、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	【多様性拡張設備】 1, 2号機淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
					1, 2号機淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水（屋外消火栓）	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、常用設備である電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び屋外消火栓を使用し、1, 2号機淡水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。 ただし、1, 2号機淡水タンクは、使用済燃料ピット近傍に立ち入ることができ、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	

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

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却設備又は注水設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順	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 燃料取替用水タンク、 燃料取替用水ポンプ、 2次系純水タンク、 2次系補給水ポンプ	3, 4号機淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、消防ポンプを使用し、3, 4号機淡水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。	【多様性拡張設備】 3, 4号機淡水タンク 消防ポンプ
				1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、1次系純水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。	【多様性拡張設備】 1次系純水タンク 1次系補給水ポンプ
				淡水貯水槽から使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、消防ポンプを使用し、淡水貯水槽から使用済燃料ピットへ注水する。	【多様性拡張設備】 淡水貯水槽 消防ポンプ
				海水から使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、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 燃料油貯油そう タンクローリー

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

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

第2.2.1.9.1.12表 多様性拡張設備整理表（12／19）（その1）

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

第2.2.1.9.1.12表 多様性拡張設備整理表（12／19）（その2）

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

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

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

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

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



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

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

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表（13／19）（その4）

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

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

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

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

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順	格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転	余熱除去ポンプ 又は充てん/高圧注入ポンプ	代替再循環	A格納容器スプレイポンプ (RHR S-CSS連絡ライン使用) による代替再循環運転	重大事故等の発生により、再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、A格納容器スプレイポンプ (RHR S-CSS連絡ライン使用)、A格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン A格納容器スプレイポンプ (RHR S-CSS連絡ライン使用) A格納容器スプレイ冷却器
			余熱除去冷却器		B余熱除去ポンプ (海水冷却)、C充てん/高圧注入ポンプ (海水冷却)、大容量ポンプによる高圧代替再循環運転	全交流動力電源喪失事象と1次冷却材喪失事象が同時に発生し、原子炉冷却機能が喪失した場合に、B余熱除去ポンプ (海水冷却) 及びC充てん/高圧注入ポンプ (海水冷却) による高圧代替再循環運転により原子炉を冷却する。	【重大事故等対処設備】 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン B余熱除去ポンプ (海水冷却) B余熱除去ポンプ (海水冷却) C充てん/高圧注入ポンプ (海水冷却) 空冷式非常用発電装置 大容量ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー
			全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却水系		B余熱除去ポンプ (海水冷却) による低圧代替再循環運転	全交流動力電源喪失事象と1次冷却材喪失事象が同時に発生し、原子炉冷却機能が喪失した場合に、B余熱除去ポンプ (海水冷却) による低圧代替再循環運転により原子炉を冷却する。	【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
					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な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量を供給するために必要な手順	使用済燃料ピットへの水の供給	燃料取替用水タンク（枯渇又は破損）	2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水を実施する。	【多様性拡張設備】 2次系純水タンク 2次系補給水ポンプ
				1, 2号機淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、1, 2号機淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水を実施する。	【多様性拡張設備】 1, 2号機淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
				3, 4号機淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、消防ポンプによる3, 4号機淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水を実施する。	【多様性拡張設備】 3, 4号機淡水タンク 消防ポンプ
				1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水を実施する。	【多様性拡張設備】 1次系純水タンク 1次系補給水ポンプ
				淡水貯水槽から使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、消防ポンプによる淡水貯水槽から使用済燃料ピットへの注水を実施する。	【多様性拡張設備】 淡水貯水槽 消防ポンプ
				海水から使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、海水から使用済燃料ピットへの注水を実施する。	【重大事故等対処設備】 送水車 燃料油貯油そう タンクローリー

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

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

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

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損時の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 燃料油貯油そう タンクローリー

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

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



第2.2.1.9.1.14表 多様性拡張設備整理表（14／19）（その2）

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

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

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

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。	<p>【重大事故等対処設備】</p> 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー 号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号） ディーゼル発電機（他号炉） 燃料油貯油そう（他号炉） 電源車 号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号）
							<p>【多様性拡張設備】</p> 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、計器用電源、アニユラス空気浄化ファン、可搬式整流器、加圧器逃がし弁用可搬式空気圧縮機）へ代替電源から給電する。	<b>【重大事故等対処設備】</b> 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー 代替所内電気設備分電盤 代替所内電気設備変圧器 可搬式整流器  <b>【多様性拡張設備】</b> 電源車
					代替所内電気設備による交流及び直流の給電（電源車）	所内電気設備の2系統が同時に機能喪失した場合は、共通要因で機能を失うことがないように、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を確保し、常設重大事故等対処設備である代替所内電気設備変圧器及び代替所内電気設備分電盤と、多様性拡張設備である電源車及び可搬型重大事故等対処設備である可搬式整流器により、原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器（恒設代替低圧注水ポンプ、蓄圧タンク出口弁、計器用電源、アニユラス空気浄化ファン、可搬式整流器、加圧器逃がし弁用可搬式空気圧縮機）へ代替電源から給電する。	

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表（15／19）（その1）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の故障	他チャンネル又は他ループによる計測	—	—	<b>【重大事故等対処設備】</b> 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  <b>【多様性拡張設備】</b> 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。なお炉心出口温度については、盤及び電源の耐震化を実施している。また、全交流動力電源喪失時においても、可搬型計測器を用いて必要点数の監視及び記録も可能である。炉心出口温度の計測上限値は650℃であるが、可搬型計測器を使用することで検出器の温度素子の機能上限（約1,300℃）まで温度測定が可能である。	<b>【重大事故等対処設備】</b> 重要代替計器  <b>【多様性拡張設備】</b> 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（多様性拡張設備）により推定する。 加圧器圧力（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、代替パラメータの1次冷却材圧力により推定する。この推定方法では、測定精度は加圧器圧力に比べ劣るが、重大事故等時においては測定範囲が広い1次冷却材圧力を使用する。	

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表（15／19）（その2）

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

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

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

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



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

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

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表（15／19）（その6）

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

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表（15／19）（その7）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の故障	代替パラメータによる推定	最終ヒートシンクの確保の推定	<p>蒸気発生器広域水位の計測が困難となった場合は、代替パラメータである蒸気発生器狭域水位、1次冷却材低温側温度（広域）及び1次冷却材高温側温度（広域）の変化を傾向監視することにより蒸気発生器2次側の保有水の有無を推定する。この推定方法では、計測範囲であれば蒸気発生器狭域水位との相関関係を優先し推定する。また、蒸気発生器2次側がドライアウトした場合の判断は、蒸気発生器2次側の保有水の減少に伴う除熱能力の低下により、1次冷却材低温側温度（広域）及び1次冷却材高温側温度（広域）が上昇傾向となることで推定することができ、有効性評価の評価条件である蒸気発生器ドライアウトの判断に、代替パラメータを用いたとしても操作遅れなどの影響はない。なお、蒸気発生器2次側の急激な減圧やドライアウト時にパラメータの計測に必要な基準配管の水が蒸発し、高めで不確かな水位を示す可能性があるため、そのような場合には1次冷却材低温側温度（広域）、1次冷却材高温側温度（広域）の変化により蒸気発生器保有水の有無を推定する。</p> <p>蒸気発生器補助給水流量の計測が困難になった場合、代替パラメータである復水タンク水位、蒸気発生器広域水位及び蒸気発生器狭域水位の傾向監視により、蒸気発生器補助給水流量を推定する。この推定方法では、水源である復水タンク水位を優先し推定する。</p> <p>蒸気発生器主蒸気流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、代替パラメータの蒸気発生器蒸気圧力の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器2次側による除熱状況を監視する。また、蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器広域水位の変化傾向と蒸気発生器補助給水流量を監視することにより蒸気発生器主蒸気流量を推定する。</p>	<p>【重大事故等対処設備】 重要代替計器</p> <p>【多様性拡張設備】 常用代替計器</p>

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表 (15 / 19) (その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	<p>蒸気発生器狭域水位の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器広域水位により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、蒸気発生器蒸気圧力の上昇及び蒸気発生器補助給水流量の減少を傾向監視することでも推定することができる。</p> <p>蒸気発生器蒸気圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器広域水位及び蒸気発生器補助給水流量の減少を傾向監視することで蒸気発生器伝熱管破損を推定することができる。</p> <p>1次冷却材圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器狭域水位の上昇及び蒸気発生器蒸気圧力の上昇にて蒸気発生器伝熱管破損を、蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプ広域水位の上昇がないことで、インターフェイスシステムLOCAを推定する。また、原子炉圧力容器内が飽和状態であれば、1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）により、原子炉圧力容器内の圧力と水の飽和温度の関係から原子炉圧力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉圧力容器内が飽和状態である場合に適用できるが、飽和状態にない場合は、不確かさが生じることを考慮する必要がある。なお、測定範囲内であれば測定精度が詳細な加圧器圧力（多様性拡張設備）により推定する。</p> <p>復水器空気抽出器ガスモニタ（多様性拡張設備）、蒸気発生器ブローダウン水モニタ（多様性拡張設備）及び高感度型主蒸気管モニタ（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、代替パラメータである蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器蒸気圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</p> <p>補助建屋排気筒ガスモニタ（多様性拡張設備）、安全補機室排気ガスモニタ（多様性拡張設備）、補助建屋サンプタンク水位（多様性拡張設備）及び余熱除去ポンプ吐出圧力（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器再循環サンプ広域水位、蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器蒸気圧力により、インターフェイスシステムLOCAを推定する。</p> <p>加圧器逃がしタンク圧力（多様性拡張設備）、加圧器逃がしタンク水位（多様性拡張設備）及び加圧器逃がしタンク温度（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位（多様性拡張設備）の上昇がないことにより、インターフェイスシステムLOCAを推定する。</p>	<p>【重大事故等対処設備】 重要代替計器</p> <p>【多様性拡張設備】 常用代替計器</p>
					水源の確保の推定	<p>燃料取替用水タンク水位の計測が困難となった場合、代替パラメータの格納容器再循環サンプ広域水位、又は格納容器スプレイ流量積算、格納容器スプレイ流量（多様性拡張設備）、高圧安全注入流量、高圧補助安全注入流量、余熱除去流量、充てん水流量（多様性拡張設備）及び恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算の合計量により、燃料取替用水タンク水位を推定する。この推定方法では、格納容器再循環サンプ広域水位を優先し推定するが、燃料取替用水タンク以外からの注水がないことを前提とする。</p> <p>復水タンク水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの蒸気発生器補助給水流量、格納容器スプレイ流量積算及び恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算により、復水タンクを水源とするポンプの注水量の合計から、水源の有無や使用量を推定する。この推定方法では、仮設組立式水槽を水源とした補給をした場合、復水タンクへの補給量を考慮する。</p> <p>ほう酸タンク水位の計測が困難となった場合は、緊急ほう酸水補給流量（多様性拡張設備）によりほう酸タンク水位を推定する。また、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束の指示低下により確認し、ほう酸水の使用量を推定する。</p>	

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表（15／19）（その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。	【重大事故等対処設備】 可搬型計測器		
				可搬型計測器による計測					
				計器電源の喪失	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源の供給（交流）	—	ディーゼル発電機の故障により非常用高圧母線への交流電源による給電ができない場合は、代替電源（交流）により非常用高圧母線へ給電する。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 電源車 燃料油貯油そう タンクローリー  【多様性拡張設備】 可搬型バッテリー （炉外核計装装置用、放射線監視装置用）
		可搬型バッテリー（炉外核計装装置用、放射線監視装置用）による電源供給	全交流動力電源喪失等により直流電源が喪失した場合において、中央制御室での監視ができない場合に、炉外核計装装置用、放射線監視装置用の可搬型バッテリーにより電源を供給する。						
		代替電源の供給（直流）	—			ディーゼル発電機の故障により非常用直流母線への直流電源による給電ができない場合は、直流電源設備により非常用直流母線へ給電する。	【重大事故等対処設備】 蓄電池（安全防護系用） 蓄電池（3系統目） 可搬型整流器		
		可搬型計測器による計測	—			全交流動力電源喪失時等により直流電源が喪失した場合において、中央制御室での監視ができなくなった場合の手段として、特に重要なパラメータ及び有効な監視パラメータについて、可搬型計測器で測定可能なものを計測し、監視する。	【重大事故等対処設備】 可搬型計測器		
		—	—			記録	重大事故等時のパラメータを記録する手順	パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等）は、SPDS、SPDS表示装置及び可搬型温度計測装置により計測結果を記録する。ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む。）の値や現場操作時のみ監視する現場の指示値は記録用紙に記録する。 SPDS、SPDS表示装置及び可搬型温度計測装置に記録された監視パラメータの計測結果は、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。 有効な監視パラメータのうち記録可能なものについては、SPDS又は多様性拡張設備であるプラント計算機により計測結果及び警報等を記録する。	【重大事故等対処設備】 安全パラメータ表示システム（SPDS） SPDS表示装置 可搬型温度計測装置（可搬型温度計からデータを収集する設備）  【多様性拡張設備】 プラント計算機
		—	—			—	—	—	—

第2.2.1.9.1.16表 多様性拡張設備整理表（16 / 19）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
中央制御室の居住性等に関する手順	中央制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な手順	-	-	居住性の確保	中央制御室空調装置の運転手順等	環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室空調装置にて外気を遮断した状態で中央制御室換気隔離モードを行い、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、代替電源設備により受電し中央制御室空調装置を運転する。	<b>【重大事故等対処設備】</b> 中央制御室遮蔽 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット 可搬型照明（SA） 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー  <b>【多様性拡張設備】</b> 中央制御室非常用照明  <b>【資機材】</b> 全面マスク
				中央制御室の照明を確保する手順	中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室非常用照明が使用できない場合において、内蔵蓄電池及び代替交流電源設備から給電可能な可搬型照明（SA）により照明を確保する。		
				中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定手順	中央制御室内の居住性確保の観点から、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定を行う。		
				重大事故等時の全面マスクの着用手順	重大事故等が発生し炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合は、運転員等の内部被ばくを低減するために全面マスクを着用する。		
中央制御室の居住性等に関する手順	中央制御室に関し、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、身体サージ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。	<b>【重大事故等対処設備】</b> 可搬型照明（SA） 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー  <b>【多様性拡張設備】</b> チェンジングエリア非常用照明  <b>【資機材】</b> 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	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、A系アニュラス空気浄化系の弁に窒素ポンベ（アニュラス浄化排気弁等作動用）から窒素を供給することにより、ア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、Aアニュラス空気浄化ファンを運転する。	

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）	モニタステーション及びモニタポストによる放射線量の測定	重大事故等時の発電所敷地境界付近の放射線量は、モニタステーション及びモニタポストにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 モニタステーション及びモニタポストは、通常時から放射線量を連続測定しており、重大事故等時に放射線量の測定機能が喪失していない場合は、継続して放射線量を連続測定し、測定結果は記録紙に記録し、保存する。なお、モニタステーション及びモニタポストによる放射線量の測定は、手順を要するものではなく自動的な連続測定である。	【多様性拡張設備】 モニタステーション及びモニタポスト
					放射線量の代替測定（発電所敷地境界付近及び原子炉格納施設を含む8方位）	可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定	重大事故等時にモニタステーション又はモニタポストが機能喪失した場合、可搬式モニタリングポストにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 可搬式モニタリングポストによる代替測定地点については、計測データの連続性を考慮し、モニタステーション及び各モニタポストに隣接した位置に配置することを原則とする。ただし、地震等でアクセス不能となった代替測定については、可搬式モニタリングポストにより原子炉中心から同じ方向の測定にて確認する。	【重大事故等対処設備】 可搬式モニタリングポスト
						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、発電所山岳及び海岸の敷地境界方向を含み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ステーション及びモニタポストが使用できる場合の当該6方位の測定については、モニタステーション及びモニタポストを優先して使用する。	
					放射線量の測定（周辺海域）	海上モニタリング測定	周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合に、小型船舶で電離箱サーベイメータ及び可搬型放射線計測装置により放射性物質の濃度及び放射線量測定を行う。	【重大事故等対処設備】 電離箱サーベイメータ 小型船舶
				放射性物質の濃度の測定（発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）（β(γ)線（セシウム、ヨウ素等）α線（ウラン、プルトニウム等）β線（ストロンチウム等））	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（周辺海域を含む。）（β（γ）線（セシウム、ヨウ素等））（α線（ウラン、プルトニウム等））（β線（ストロンチウム等））	可搬型放射線計測装置による空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（空气中）は、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。放射性物質の濃度（空气中）を測定する優先順位は、多様性拡張設備である移動式放射能測定装置（モニタ車）を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）を使用する。	【重大事故等対処設備】 可搬型放射線計測装置 可搬式ダストサンプラ GM汚染サーベイメータ NaIシンチレーションサーベイメータ ZnSシンチレーションサーベイメータ β線サーベイメータ
			-	可搬型放射線計測装置による空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 GM汚染サーベイメータ NaIシンチレーションサーベイメータ ZnSシンチレーションサーベイメータ β線サーベイメータ 小型船舶  【多様性拡張設備】 γ線多重波高分析装置 ZnSシンチレーション計数装置 GM計数装置		
			可搬型放射線計測装置による水中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出のおそれがある、又は放出された場合に、可搬型放射線計測装置により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。				
			可搬型放射線計測装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。				
			海上モニタリング測定	周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合に、小型船舶で電離箱サーベイメータ及び可搬型放射線計測装置により放射性物質の濃度及び放射線量測定を行う。				



第2.2.1.9.1.17表 多様性拡張設備整理表（17／19）（その3）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設備	対応手段		対応手順	対応手順の概要	対応設備		
監視測定等に関する手順	1 重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順 2 重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な	-	-	風向、風速その他の気象条件の測定	風向・風速・日射量・放射収支量・雨量の測定	気象観測設備による気象観測項目の測定	重大事故等が発生した場合に、気象観測設備により発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する。 気象観測設備は、通常時から風向、風速その他の気象条件を連続測定しており、重大事故等時にその測定機能が使用できる場合は、継続して連続測定し、測定結果は記録装置（電子メモリ）に記録し、保存する。なお、気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定は、手順を要するものではなく自動的な連続測定である。	【重大事故等対処設備】 可搬型気象観測装置  【多様性拡張設備】 気象観測設備		
			気象観測設備						可搬型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、風速その他気象条件は、可搬型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、可搬型気象観測装置を使用する。 可搬型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。
		-	-	電源確保	給電	モニタステーション及びモニタポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタステーション及びモニタポストへ給電する。給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタステーション及びモニタポスト専用の無停電電源装置からの給電を優先し、代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元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）によりモニタステーション及びモニタポストへ給電する。 なお、モニタステーション及びモニタポストは、電源が喪失した状態から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 可搬型モニタリングポスト  【多様性拡張設備】 モニタステーション及びモニタポスト専用の無停電電源装置		
									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応設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
緊急時対策所の居住性等に関する手順	緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順	—	—	居住性の確保	緊急時対策所の立ち上げの手順	重大事故が発生するおそれがある場合等、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）を使用し、緊急時対策本部を設置するための準備として、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）を立ち上げる。	<b>【重大事故等対応設備】</b> 緊急時対策所遮蔽 緊急時対策所可搬型空気浄化ファン 緊急時対策所可搬型空気浄化フィルタユニット 空気供給装置 緊急時対策所内可搬型エリアモニタ 緊急時対策所外可搬型エリアモニタ 可搬式モニタリングポスト 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
				原子力災害対策特別措置法第10条事象発生時の手順	原子力災害対策特別措置法第10条事象が発生した場合に、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の原子炉格納容器と緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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（緊急時対策所建屋内）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	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。	<b>【重大事故等対処設備】</b> 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）  <b>【多様性拡張設備】</b> 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  <b>【資機材】</b> 対策の検討に必要な資料
					重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備について	安全・防災室長他は、重大事故等が発生した場合に、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）に配備し、資料が更新された場合には資料の差し替えを行い、常に最新となるよう通常時から維持・管理する。	
				通信連絡に関する手順等	重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、原子力事業本部、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。		

第2.2.1.9.1.18表 多様性拡張設備整理表（18／19）（その3）

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

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（緊急時対策所建屋内）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）、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（緊急時対策所建屋内）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。	<b>【重大事故等対処設備】</b> 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  <b>【多様性拡張設備】</b> 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（緊急時対策所建屋内）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）、携行型通話装置及びトランシーバーは、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（緊急時対策所建屋内）の電源から充電する。 乾電池を用いるものについては、使用前及び使用中の乾電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続しての通話を可能とする。	<b>【重大事故等対処設備】</b> 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ 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（緊急時対策所建屋内）の緊急安全対策要員が、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）と原子力事業本部、本店、移動式放射能測定装置（モニター車）、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。	<b>【重大事故等対処設備】</b> 衛星電話（固定） 衛星電話（携帯） 衛星電話（可搬） 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話、IP-FAX） 安全パラメータ表示システム（SPDS） 安全パラメータ伝送システム 緊急時衛星通報システム  <b>【多様性拡張設備】</b> 加入電話 加入ファクシミリ 携帯電話 電力保安通信用電話設備 {保安電話（固定）、保安電話（携帯）、衛星保安電話} 社内TV会議システム 無線通話装置
				計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等	直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ、可搬型使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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）、携行型通話装置及びトランシーバーは、充電電池又は乾電池を使用する。充電電池を用いるものについては、使用前及び使用中の充電電池の残量確認で、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、使用後の充電電池は、中央制御室又は緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の電源から充電する。 乾電池を用いるものについては、使用前及び使用中の乾電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続しての通話を可能とする。	<b>【重大事故等対処設備】</b> 空冷式非常用事故発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ 電源車（緊急時対策所用）

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

機器名称	常設 /可搬	耐震性	容量	揚程	台数
MGセット電源 (所内常用母線 440V しゃ断器スイッチ) (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	—	2台
タービントリップスイッチ (中央盤手動操 作)	常設	Sクラス	—	—	1個

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

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



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 <sup>3</sup> /h	約 565m	1 台
蒸気発生器水張りポンプ	常設	Cクラス	160m <sup>3</sup> /h	約 810m	1 台
脱気器タンク	常設	Cクラス	約 500m <sup>3</sup>	—	1 基
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動)	可搬	—	30m <sup>3</sup> /h	約 300m	2 台
発電機 (蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用)	可搬	—	約 125kVA	—	1 組
復水タンク	常設	Sクラス	約 800m <sup>3</sup>	—	1 基
タービンバイパス弁	常設	Cクラス	—	—	15 台
加圧器補助スプレイ弁	常設	Sクラス	—	—	1 台
窒素ポンベ (主蒸気逃がし弁作動用)	可搬	—	約 7Nm <sup>3</sup>	—	9 本
大容量ポンプ	可搬	—	約 1,800m <sup>3</sup> /h	約 120m	3 台
B格納容器外制御用空気圧縮機 (海水冷却)	常設	Sクラス	約 780Nm <sup>3</sup> /h	約 70m	2 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 450m <sup>3</sup> /h	約 100m	2台
ディーゼル消火ポンプ	常設	Cクラス	約 450m <sup>3</sup> /h	約 100m	2台
1, 2号機淡水タンク	常設	Cクラス	約 6,000m <sup>3</sup>	—	5基
ほう酸ポンプ	常設	Sクラス	約 17m <sup>3</sup> /h	約 98m	3基
ほう酸タンク	常設	Sクラス	約 80m <sup>3</sup>	—	2基
1次系補給水ポンプ	常設	Cクラス	40m <sup>3</sup> /h	約 70m	2台
1次系純水タンク	常設	Cクラス	320m <sup>3</sup>	—	1基
A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHR S-C S S 連絡ライン使用)	常設	Sクラス	約 940m <sup>3</sup> /h	約 170m	1台
燃料取替用水タンク	常設	Sクラス	約 1,800m <sup>3</sup>	—	1基
A余熱除去ポンプ (空調用冷水)	常設	Sクラス	約 852 m <sup>3</sup> /h (安全注入時及び再循環時) 約 681 m <sup>3</sup> /h (余熱除去 時)	約 73.3m (安全注入時及び再循環時) 約 82.4m (余熱除去時)	2台
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	約 1,792m <sup>3</sup> /h	—	2個

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 <sup>3</sup> /h	約 565m	1 台
蒸気発生器水張りポンプ	常設	Cクラス	160m <sup>3</sup> /h	約 810m	1 台
脱気器タンク	常設	Cクラス	約 500m <sup>3</sup>	—	1 基
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動)	可搬	—	30m <sup>3</sup> /h	約 300m	2 台
発電機 (蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用)	可搬	—	約 125kVA	—	1 組
復水タンク	常設	Sクラス	約 800m <sup>3</sup>	—	1 基
タービンバイパス弁	常設	Cクラス	—	—	15 台
消防ポンプ	可搬	—	約 46.0m <sup>3</sup> /h～ 約 85.2m <sup>3</sup> /h	約 80m～ 約 100m	14 台
燃料取替用水タンク (重力注水)	常設	Sクラス	約 1,800m <sup>3</sup>	—	1 基

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

機器名称	常設 /可搬	耐震性	容量	揚程	台数
電動主給水ポンプ	常設	Cクラス	約 3,300m <sup>3</sup> /h	約 565m	1 台
蒸気発生器水張りポンプ	常設	Cクラス	160m <sup>3</sup> /h	約 810m	1 台
脱気器タンク	常設	Cクラス	約 500m <sup>3</sup>	—	1 基
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動)	可搬	—	30m <sup>3</sup> /h	約 300m	2 台
発電機 (蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用)	可搬	—	約 125kVA	—	1 組
復水タンク	常設	Sクラス	約 800m <sup>3</sup>	—	1 基
タービンバイパス弁	常設	Cクラス	—	—	15 台
所内用空気圧縮機	常設	Cクラス	約 362.4m <sup>3</sup> /h	約 80m	3 台
窒素ポンプ (主蒸気逃がし弁作動用)	可搬	—	約 7Nm <sup>3</sup>	—	9 本
消防ポンプ	可搬	—	約 46.0m <sup>3</sup> /h～ 約 85.2m <sup>3</sup> /h	約 80m～ 約 100m	14 台
B格納容器外制御用空気圧縮機 (海水冷却)	常設	Sクラス	約 780Nm <sup>3</sup> /h	約 70m	2 台
空調用冷水ポンプ (A余熱除去ポンプ冷却用)	常設	Sクラス	約 196m <sup>3</sup> /h	約 50m	2 台

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

機器名称	常設 /可搬	耐震性	容量	揚程	台数
大容量ポンプ	可搬	—	約 1,800m <sup>3</sup> /h	約 120m	3 台
余熱除去ポンプ	常設	S クラス	約 852 m <sup>3</sup> /h (安全注入時及び再循環時) 約 681 m <sup>3</sup> /h (余熱除去時)	約 73.3m (安全注入時及び再循環時) 約 82.4m (余熱除去時)	2 台
原子炉補機冷却水ポンプ	常設	S クラス	約 1,400m <sup>3</sup> /h	—	3 台
原子炉補機冷却水冷却器	常設	S クラス	約 8.8 × 10 <sup>3</sup> kW	—	4 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 4.5m <sup>3</sup> /h	—	1 台
電動消火ポンプ	常設	C クラス	約 450m <sup>3</sup> /h	約 100m	2 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	C クラス	約 450m <sup>3</sup> /h	約 100m	2 台
1, 2 号機淡水タンク	常設	C クラス	約 6,000m <sup>3</sup>	—	5 基
可搬式代替低圧注水ポンプ	可搬	—	約 140m <sup>3</sup> /h	約 130m	3 台
電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)	可搬	—	約 610kVA	—	3 台
仮設組立式水槽	可搬	—	約 12m <sup>3</sup>	—	3 基
送水車	可搬	—	約 210m <sup>3</sup> /h	約 100m	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 940m <sup>3</sup> /h	約 170m	1 台
燃料取替用水タンク	常設	S クラス	約 1,800m <sup>3</sup>	—	1 基
よう素除去薬品タンク	常設	S クラス	約 15m <sup>3</sup>	—	1 基

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

機器名称	常設 /可搬	耐震性	容量	揚程	台数
液化窒素供給設備	常設	—	約 4.5m <sup>3</sup> /h	—	1 台
電動消火ポンプ	常設	Cクラス	約 450m <sup>3</sup> /h	約 100m	2 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	Cクラス	約 450m <sup>3</sup> /h	約 100m	2 台
1, 2 号機淡水タンク	常設	Cクラス	約 6,000m <sup>3</sup>	—	5 基
A 格納容器スプレイポンプ (自己冷却)	常設	Sクラス	約 940m <sup>3</sup> /h	約 170m	1 台
燃料取替用水タンク	常設	Sクラス	約 1,800m <sup>3</sup>	—	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 450m <sup>3</sup> /h	約 100m	2 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	Cクラス	約 450m <sup>3</sup> /h	約 100m	2 台
1, 2号機淡水タンク	常設	Cクラス	約 6,000m <sup>3</sup>	—	5 基
可搬式代替低圧注水ポンプ	可搬	—	約 140m <sup>3</sup> /h	約 130m	3 台
電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)	可搬	—	約 610kVA	—	3 台
仮設組立式水槽	可搬	—	約 12m <sup>3</sup>	—	3 基
送水車	可搬	—	約 210 m <sup>3</sup> /h	約 100m	3 台
A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHR S-C S S 連絡ライン使用)	常設	Sクラス	約 940m <sup>3</sup> /h	約 170m	1 台
燃料取替用水タンク	常設	Sクラス	約 1,800m <sup>3</sup>	—	1 基



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

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

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

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

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

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
燃料取替用水タンク	常設	Sクラス	1,800m <sup>3</sup>	—	1基
燃料取替用水ポンプ	常設	Cクラス	46m <sup>3</sup> /h	80m	2台
2次系純水タンク	常設	Cクラス	6,000m <sup>3</sup>	—	1基 <sup>※1</sup>
2次系補給水ポンプ	常設	Cクラス	150m <sup>3</sup> /h	35m	3台 <sup>※1</sup>
1, 2号機淡水タンク	常設	Cクラス	6,000m <sup>3</sup>	—	5基 <sup>※2</sup>
電動消火ポンプ	常設	Cクラス	450m <sup>3</sup> /h 1,000m <sup>3</sup> /h	100m	2台
ディーゼル消火ポンプ	常設	Cクラス	450m <sup>3</sup> /h 1,000m <sup>3</sup> /h	100m	2台
3, 4号機淡水タンク	常設	Cクラス	6,000m <sup>3</sup>	—	3基 <sup>※1</sup>
1次系純水タンク	常設	Cクラス	320m <sup>3</sup>	—	1基
1次系補給水ポンプ	常設	Cクラス	40m <sup>3</sup> /h	70m	2台
淡水貯水槽	常設	Cクラス	約 700m <sup>3</sup>	—	1基
消防ポンプ	可搬	—	46.8m <sup>3</sup> /h	80m	10台 <sup>※3</sup>
ゴムシート 鋼板 防水テープ 吸水性ポリマー 補修材 ロープ（吊り降ろし用）	可搬	—	—	—	1式
使用済燃料ピット水位	常設	Cクラス	—	—	2個
使用済燃料ピット温度	常設	Cクラス	—	—	2個
使用済燃料ピット区域 エリアモニタ	常設	Cクラス	—	—	1個
携帯型水温計	可搬	—	—	—	1台
携帯型水位計	可搬	—	—	—	1台
携帯型水位、水温計	可搬	—	—	—	1台

※1 3号炉及び4号炉共用設備

※2 1号炉及び2号炉共用設備

※3 消防ポンプ内訳 3号炉：5台、4号炉：5台

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

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

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

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
2次系純水タンク	常設	Cクラス	6,000m <sup>3</sup>	—	1基
電動補助給水ポンプ	常設	Sクラス	90m <sup>3</sup> /h	900m	2台
タービン動補助 給水ポンプ	常設	Sクラス	210m <sup>3</sup> /h	900m	1台
脱気器タンク	常設	Cクラス	500m <sup>3</sup>	—	1基
電動主給水ポンプ	常設	Cクラス	3,300m <sup>3</sup> /h	565m	1台
蒸気発生器水張りポンプ	常設	Cクラス	160m <sup>3</sup> /h	810m	1台
2次系補給水ポンプ	常設	Cクラス	150m <sup>3</sup> /h	35m	3台
1, 2号機淡水タンク	常設	Cクラス	6,000m <sup>3</sup>	—	5基
電動消火ポンプ	常設	Cクラス	450m <sup>3</sup> /h	100m	2台
ディーゼル消火ポンプ	常設	Cクラス	450m <sup>3</sup> /h	100m	2台
3, 4号機淡水タンク	常設	Cクラス	6,000m <sup>3</sup>	—	3基
淡水貯水槽	常設	Cクラス	約 700m <sup>3</sup>	—	1基
消防ポンプ	可搬	—	約 46.0m <sup>3</sup> /h ～ 約 85.2m <sup>3</sup> /h	約 80m～ 約 100m	20台
1次系純水タンク	常設	Cクラス	320m <sup>3</sup>	—	1基
1次系補給水ポンプ	常設	Cクラス	40m <sup>3</sup> /h	70m	2台
ほう酸タンク	常設	Sクラス	80m <sup>3</sup>	—	2基
ほう酸ポンプ	常設	Sクラス	17m <sup>3</sup> /h	72m	3台
充てん／高圧注入ポンプ	常設	Sクラス	147m <sup>3</sup> /h	732m	3台
加圧器逃がしタンク	常設	Bクラス	51m <sup>3</sup>	—	1基
格納容器冷却材 ドレンポンプ	常設	Bクラス	23 m <sup>3</sup> /h	90m	2台
使用済燃料ピットポンプ	常設	Bクラス	426m <sup>3</sup> /h	73m	2台

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

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）	常設	S クラス	約 852m <sup>3</sup> /h （安全注入時及び再循環時） 約 681m <sup>3</sup> /h（余熱除去時）	約 73.3m （安全注入時及び再循環時） 約 82.4m（余熱除去時）	2 台
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	約 1,792m <sup>3</sup> /h	—	2 個

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

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

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

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



## 2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

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

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

高浜発電所3号機の建設に当たっては、その当時の知見を設計に反映するとともに、営業運転開始後に得られた新たな知見についても評価のうえ、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上で重要な設備に関する、より一層の安全性の向上を図るための安全に係る研究等（以下「安全に係る研究」という。）
- b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

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

### 2.2.2.1 新知見の収集方法

#### (1) 収集の仕組み

##### a. 安全に係る研究

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

その他、国内外の機関が実施した安全に係る研究の成果については、(一財)電力中央研究所、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、高浜発電所3号機での事故、故障等の経験を含めた国内外の原子力施設の運転による事故、故障等から得られた教訓について新たな知見として採り上げ、再発防止対策を反映することが重要である。当社はこの仕組みを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（以下「JANSI」という。）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月の設備更新にあわせて、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、JANSI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、プラントメーカー等で構成されるPWR海外情報検討会において検討され、反映が必要と判断されたものは提言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。）が、公開を行った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仕組みを整備している。

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

民間規格類については、それらが制定、改訂された後、国による技術評価を経て規制に取り入れられるものもあるため、原子力発電所の安全性、信頼性を確保する上では、これら民間規格類の

制定、改訂動向を把握し、適宜、既設プラントの設計面や設備の運用面に反映していくことが重要である。

このことから、各所管箇所において、設置変更許可、設計及び工事計画認可等の申請、定期事業者検査要領書及び社内標準の制定、改正の際に、民間規格類の制定、改訂に係る状況を確認し、適宜、反映することとしている。その他の民間規格についても、必要に応じて社内標準等への反映を行っている。

国外の基準等については、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ー提案**

メーカー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、メーカーから設備の運用・保守性の向上や設備改善の推奨提案、部品の製造中止情報等を受け、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24回定期事業者検査の終了日翌日（2021年4月6日）から評価時点となる第25回定期事業者検査終了日（2022年8月19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等を行った事項、並びに国内事業者の安全性向上評価にて抽出された追加措置を収集対象とする。

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1 PRA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

国内の民間規格類として、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規格基準類及び原子力エネルギー協議会（以下「ATENA」という。）が発行したレポート、ガイド類を収集対象とする。

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

具体的な収集対象を第2.2.2.4表「国内外の基準等の収集対象」に示す。

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）

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

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



f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）

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

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

g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案

メーカーから得られる設備の安全性、信頼性の維持、向上に関連する提案を収集対象とする。

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

(4) 整理、分類方法

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

a. 安全に係る研究

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

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

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

記載対象とするとともに、今後の安全性向上評価のタイミングにおいて情報分類に変更がないか確認する。

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

b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

国内外の原子力施設において発生した事故、故障等の情報を反映する仕組みは、第 2.2.2.2 図「国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の整理、分類方法」に示すとおりであり、事故、故障等の情報を踏まえ、高浜発電所 3 号機の同一機器、設備又は類似設備に対する評価、検討を行い、同種トラブルの発生防止の観点から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等を行った事項については、収集対象期間中に発出されたもののうち、高浜発電所 3 号機が対象となっているものを抽出し、記載対象とする。

収集対象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て抽出された追加措置については、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新知見に関する情報として抽出し、記載対象とする。

c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

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、高浜発電所 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

国内の基準等の情報については、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、発行された民間規格類を対象とし、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類を抽出する。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民間規格類を抽出する。

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。

国外の基準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。

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

#### e. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）

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

に変更がないか確認する。

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

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）

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

① 反映が必要な新知見情報（記載対象）

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

② 新知見関連情報（記載対象）

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

③ 参考情報（記載対象外）

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

④ 検討対象外情報（記載対象外）

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

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

なお、地震、津波に対する原子力施設の安全性に関する知見の整理、分類については、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 45,000 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

高浜発電所 3 号機に反映した安全研究成果について、2 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.8 表「高浜発電所 3 号機に反映した安全研究成果（自社研究、電力共通研究）」に示す。

##### (b) 国内機関、国外機関の安全に係る研究開発

###### ① 反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

###### ② 参考情報

参考情報について、18 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.9 表「国内機関、国外機関の安全に係る研究開発に関する参考情報」に示す。

#### b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

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

##### (a) 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓

当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見情報については、7 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.10 表「当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見」に示す。

##### (b) 国内の原子力施設の運転経験から得られた教訓

国内の原子力施設の運転経験から得られた教訓のうち反映が必要な新知見情報について、7 件抽出された。抽出結果を第

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

(c) 国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

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、1 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.12 表「国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見」に示す。

(d) 原子力規制委員会指示文書等

原子力規制委員会指示文書及び被規制者向け情報通知文書のうち、高浜発電所 3 号機が対象のものについて、3 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.13 表「原子力規制委員会指示文書リスト及び被規制者向け情報通知文書とその対応」に示す。

(e) 国内事業者の安全性向上評価届出書にて抽出された追加措置

国内事業者の安全性向上評価届出書にて抽出された追加措置のうち、反映が必要な新知見情報は、抽出されなかった。

c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

確率論的リスク評価を実施するために必要なデータにおける新知見及び参考情報について、新知見情報が 4 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.14 表「確率論的リスク評価を実施するために必要なデータにおける新知見」に示す。

d. 国内外の基準等

国内外の基準等に係る新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

(a) 国内の規格基準

新知見に関する情報について、10 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 16 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 4 件、津波関連が 1 件、竜巻関連が 0 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ー提案

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、高浜発電所 3 号機に反映すべき知見を抽出した。

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

このことから、新知見に関する情報の収集、評価及びプラントへの反映に係る仕組みは適切に機能しており、この仕組みに係る新たな改善事項は認められなかった。



第 2.2.2.1 表 安全に係る研究の収集対象

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

※ Probabilistic Safety Assessment and Management

第 2.2.2.2 表 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の収集対象

区分	収集対象
国内及び国外不具合情報	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 当社原子力発電所不具合情報</li> <li>・ 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））</li> <li>・ 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<sup>※1</sup> 情報 （INES<sup>※2</sup> ≥ 2） 仏国 安全規制当局(ASN)情報</li> <li>・ 国内外メーカ情報</li> <li>・ 原子力安全推進協会重要度文書</li> <li>・ 国内事業者の安全性向上評価届出書における追加措置</li> </ul>
原子力規制委員会指示事項等	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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）</li> <li>・ 被規制者向け情報通知文書</li> </ul>

※1 International Reporting System for Operating Experience

※2 International Nuclear Event Scale

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

項目	収集対象
プラント情報の調査	プラントの設計、運用等のデータ他
ハザード評価	第 2.2.2.6 表 (1 / 3) を参照
フラジリティ評価	電力共通研究
システム評価 (CDF 評価 / CFF 評価※)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・電力中央研究所報告書</li> <li>・NRC 報告書 (NUREG 等)</li> </ul>
(1) 起因事象の選定及び発生頻度の設定 / プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化	
(2) 成功基準の設定	
(3) 事故シーケンスの分析	
(4) システム信頼性の評価	
(5) 信頼性パラメータの設定	
(6) 人的過誤の評価	
(7) 炉心損傷頻度 / 格納容器機能喪失頻度の定量化	
ソースターム評価	
被ばく評価	
上記以外の知見	
国内知見	<ul style="list-style-type: none"> <li>・電力共通研究</li> <li>・電力中央研究所報告書</li> </ul>
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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 日本電気協会規格（規程(JEAC)、指針(JEAG))</li> <li>・ 日本機械学会規格</li> <li>・ 日本原子力学会標準</li> <li>・ 原子力エネルギー協議会技術レポート</li> <li>・ 原子力エネルギー協議会ガイド文書</li> </ul>
国外の規格基準	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 国際原子力機関(IAEA)基準</li> <li>・ 米国 原子力学会(ANS)基準</li> <li>・ 米国 連邦規則(10CFR)連邦規制コード</li> <li>・ 米国 NRC 審査ガイド(Reg.Guide)</li> <li>・ 米国 NRC 標準審査指針(SRP)</li> <li>・ 米国 暫定スタッフ指針(ISG)</li> <li>・ 米国 原子力規制委員会(NRC)一般連絡文書 (Bulletin, Generic Letter, Order)</li> <li>・ 米国 原子力エネルギー協会(NEI)ガイダンス</li> <li>・ 欧州連合(EU)指令</li> <li>・ 西欧原子力規制者会議(WENRA)ガイダンス</li> <li>・ 仏国 政令(décret)、省令(arrêté)</li> <li>・ 仏国 基本安全規則(RFS)、原子力安全規制機関(ASN) ガイド</li> <li>・ 仏国 原子力安全規制機関(ASN) 決定(décision)、見解(avis)</li> <li>・ 独国 原子力技術基準委員会(KTA)基準</li> <li>・ 独国 連邦環境・自然保護・建設・原子炉安全省 (BMUB)指針等</li> <li>・ 独国 原子力安全委員会(RSK)勧告</li> <li>・ 独国 放射線防護委員会(SSK)勧告</li> <li>・ 独国 廃棄物管理委員会(ESK)勧告</li> <li>・ 英国 基本安全原則(SAP)等</li> <li>・ 英国 技術評価、技術検査ガイド (TAG、TIG)</li> <li>・ スウェーデン 放射線安全庁 安全規則(SSMFS)</li> <li>・ フィンランド 政令、安全指針(YVL)</li> </ul>

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

区分	収集対象
国内の学会活動	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 日本原子力学会（和文論文誌、Journal of Nuclear Science and Technology）</li> <li>・ 日本機械学会（日本機械学会論文集、Mechanical Engineering Journal）</li> <li>・ 日本電気協会</li> <li>・ 電気学会（論文誌 B）</li> </ul>
国際機関及び 国外の学会活動	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 米国 原子力学会 (ANS)(Nuclear Science and Engineering、Nuclear Technology)</li> <li>・ 米国 機械学会 (ASME)(Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science)</li> <li>・ Institute of Electrical and Electronic Engineers(IEEE)(Nuclear &amp; Plasma Sciences Society)</li> <li>・ 国際原子力機関(IAEA)会議資料、関連資料</li> <li>・ 米国 原子力エネルギー協会(NEI)会議資料</li> <li>・ 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</li> <li>・ 米国 原子力規制委員会(NRC)規制情報会議(RIC)セッション</li> </ul>

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

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

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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 環境省（原子力規制庁）</li> <li>・ 気象庁</li> </ul>
学協会等の大会報告、論文	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 日本気象学会</li> <li>・ 日本流体力学学会</li> <li>・ 土木学会</li> <li>・ 日本原子力学会 他</li> <li>・ 日本風工学会</li> </ul>
雑誌等の刊行物	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ Journal of Wind Engineering and Industrial Aerodynamics</li> <li>・ Boundary-layer Meteorology 他</li> </ul>
その他	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 電力中央研究所 他</li> </ul>

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

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



第 2.2.2.7 表 設備の安全性向上に係るメーカー提案

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

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

No.	研究件名	研究概要	反映状況
1	原子力プラントの技術支援に関する研究（継続）	原子力災害時の対応能力向上のため、「シビアアクシデント解析技術の高度化」の開発を行う。	原子力総合防災訓練において、シビアアクシデント事象の解析結果を用いて、災害事象を想定した訓練を実施している。
2	PWRにおける過酷事故用電気計装品に関する経年劣化評価研究 Phase II（ケーブル）	重大事故等環境下において機能要求があるケーブルの経年劣化を踏まえた長期健全性の検証を実施している。具体的には対象ケーブルの供試体を熱、放射線による加速劣化し、その後に重大事故等環境を模擬した事故環境暴露試験を実施し、健全性を確認するものである。	成果を活用し、高浜 3 号機の PLM 評価で一部ケーブルの寿命評価を実施していることから、活用済みである。

第 2.2.2.9 表 国内機関、国外機関の安全に係る研究開発に関する参考  
情報（1 / 2）

No.	表題	文献誌名
1	特殊環境下で使用可能な監視システム高度化	平成27年度発電用原子炉等安電対策高度化技術基盤整備事業報告書
2	薄型コアキャッチャーの技術開発に向けた基盤整備	平成27年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業報告書
3	原子力発電施設に適用する制振装置開発に向けた基盤整備	平成27年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業報告書
4	原子力発電所の建屋の材料、構造及び工法の高度化に向けた技術基盤整備	平成27年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業報告書
5	原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 耐震機能限界試験（ファン）にかかる報告	10耐部報－0002 （旧原子力安全基盤機構 発行文献）
6	確率論的手法に基づく基準津波策定手引き	JNES-RE-Report Series (JNES-RE-2013-2041)
7	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)
8	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)
9	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)
10	地震・津波及びその他の外部事象等に係る施設・設備の脆弱性評価に関する研究	安全研究成果報告 (RREP-2021-4001)
11	津波ハザード評価の信頼性向上に関する研究	安全研究成果報告 (RREP-2021-4002)
12	人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析に係る規制研究	安全研究成果報告 (RREP-2022-2001)
13	経年配管を対象とした地震脆弱性評価要領	JAEA-Research 2020-017
14	消化管吸収率に応じた内部被ばく線量係数（受託研究）	JAEA-Research 2021-001

第 2.2.2.9 表 国内機関、国外機関の安全に係る研究開発に関する参考  
情報（2 / 2）

No.	表題	文献誌名
15	<p>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)</p>	<p>NUREG/CR報告書 (NUREG/CR-7150 Vol.1)</p>
16	<p>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])</p>	<p>NUREG/CR報告書 (NUREG/CR-7150 Vol.2)</p>
17	<p>“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)</p>	<p>NUREG/CR報告書 (NUREG/CR-7197)</p>
18	<p>Estimation of specific Common Cause Factors for Digital I&amp;C Modules in the PSA                      (PSAにおけるデジタルI&amp;Cモジュールの個別共通原因故障の評価)</p>	<p>PSAM2019 Topical(1C-1)</p>

第 2.2.2.10 表 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る  
新知見（1 / 3）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
1	2020年 8月31日	大飯3号	<p>定期検査中、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。</p> <p>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。</p>	<p>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、工事仕様書に追記した。</p> <p>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した。</p>
2	2020年 11月20日	高浜4号	<p>定期検査中、蒸気発生器の渦流探傷検査を実施したところ、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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p>

第 2.2.2.10 表 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る  
新知見（2 / 3）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
3	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asket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asket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。
4	2021年 7月2日	美浜3号	定期事業者検査中、タービン動補助給水ポンプの定期試験を行っていたところ、ポンプ入口にあるストレーナに設置した差圧計の指示値の上昇を確認した。このため試験を中断し、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、鉄を成分とするスラッジがストレーナに付着し、差圧を上昇させたと推定した。	不具合・懸案事項にて報告された安全上重要な設備に対して、その設備機能への影響や処置内容の必要性を確認するために、安全機能への評価及び処置内容の妥当性を明確に記載することを社内マニュアルに追加した。
5	2021年 7月28日	高浜 3, 4号	充てん／高圧注入ポンプ配管室の天井に取り付けられている煙感知器1台が換気口の空気吹き出し口から水平距離で約1.1m離れた箇所に設置されており、消防法施行規則の条件を満たしていなかった。 また、新規制基準適合に係る工事により、ほう酸ポンプ室前の天井に設置されていたケーブルトレイを1時間耐火シートで覆ったため天井面が約90cm低くなったが、当該工事以前に設置されていた煙感知器の位置をそのままにしたため、1時間耐火シートで覆われたケーブルトレイに周囲を囲まれ、くぼみに設置される状態となり、消防法施行規則の条件を満たしていなかった。	消防法施行規則に基づくよう感知器の移設を行った。

第 2.2.2.10 表 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る  
新知見（3 / 3）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
6	2022年 7月21日	高浜3号	定期事業者検査中、タービン動補助給水ポンプ制御油圧の異常を示す警報が発信し、現場を確認した結果、床面に油が漏れていることを確認したため、制御油ポンプを停止した。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、制御油ポンプ系統にあるオイルフィルタ蓋部のシート面のパッキンが中心からずれて装着されていたこと、及びフィルタ容器側のシート面の点検手入れによってわずかな凹みが生じており、パッキンと容器側シート面の密着が不十分となり、油漏れが発生したと推定した。	タービン動補助給水ポンプの制御油系統フィルタ分解点検に係る作業について、パッキン寸法確認の実施、パッキン取付けが中心であることの確認、蓋と胴のシート面あたり確認の実施及びトルクや隙間管理の実施を社内マニュアルに反映した。
7	2022年 7月22日	美浜3号	タービン動補助給水ポンプの現地盤並びに A 系及び B 系の電動補助給水ポンプの起動盤、B 系電動補助給水ポンプの動力ケーブル収納電線管に対する火災防護対策について、必要な設計評価もせず、認可された工事計画のとおりに行われていなかった。	制御盤については、火災防護対象機器へ追加となる機器について、社内マニュアルの修正を行う。また、火災防護対策として系統分離対策が必要な制御盤の対策を行う。電線管については、火災防護対象ケーブルのうち同一火災区画内の電線管で、火災源からの影響範囲内にあり、系統分離対策が必要となる対象箇所を抽出し、影響範囲内の電線管について必要な対策を実施することとする。

第 2.2.2.11 表 国内の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る  
新知見（1 / 3）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
1	2021年 6月1日	浜岡5号	定期事業者検査中、巡視点検中の社員が非常用ディーゼル発電機燃料油ドレンタンク上蓋より、燃料油が漏えいしていること、及び漏えいした燃料油がドレンタンク下部のオイルパン内に収まっていることを確認した。 原因は、作業の一環で燃料油ドレンポンプの制御回路電源を「切」とし、ポンプが自動起動しない状態となっていたが、燃料油ドレンタンクへの流入を制限するために流入元の手動弁の閉止措置を実施しなかったため、漏えいに至ったものと推定。	タンク類の排水ポンプ隔離時に必要な措置が確実にとられていることを確認することを機器隔離の検討の際に使用する社内マニュアルに反映した。
2	2021年 7月2日	伊方3号	伊方発電所において、重大事故等の対応を行う要員が宿直勤務中に無断で発電所外へ出ており、保安規定に定められた要員数を満足していない時間帯があった。	抜き打ち点呼を実施し、その運用について、社内マニュアルに反映した。
3	2021年 7月18日	伊方3号	定期事業者検査中、総合排水処理装置建屋（管理区域外）内に、塩酸ガスが発生したことを示す警報が発信した。現場を確認したところ、塩酸注入ポンプ出口フランジ付近から塩酸が漏えいしていることを確認した。 原因は、配管接続部の締め付け力によりガスケットがライニング被膜を押し付け、ライニング被膜に膨れが発生し、膨れた箇所で微小な傷が生じてライニング被膜が裂け、そこから塩酸が侵入し配管部材内面の腐食が進展し、漏えいに至ったものと推定。	フランジ部の消耗品取替周期を設定した。



第 2.2.2.11 表 国内の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る  
新発見（2 / 3）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
4	2022年 1月7日	伊方3号	<p>通常運転中、エタノールアミン排水処理装置ガス希釈ファン B の駆動用ベルトを取り付けているプーリーが主軸から外れていることを確認した。</p> <p>原因は、運転中の微小な振動の繰り返しにより、止めねじのねじ部先端が徐々にへたり、止めねじの主軸及びキーへの食い込み力が低下したことにより主軸及びプーリーの一体化が低下し、運転中の微小な振動でプーリーががたついたことにより、プーリーが脱落したものと推定。</p>	<p>プーリー構造があり、主軸との連結に止めねじを使用している機器を点検する際には、止めねじ取替え若しくは目視点検をすることを社内マニュアルに追加した。</p>
5	2022年 3月1日	柏崎刈羽 4号	<p>定期事業者検査中、高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機の排気管において、伸縮継手フランジ部のボルト緩み・脱落と排気漏えい跡を確認した。</p> <p>原因は、当該排気管フランジ部は、建設時から未点検の部位であり、ボルト緩みの徴候や脱落に至る過程を検知できなかったと推定。</p>	<p>次回シリンダから過給機排気管伸縮継手取替えにあわせて、伸縮継手取り外し前にフランジボルトの緩みの有無を確認する。</p>
6	2022年 3月18日	伊方3号	<p>通常運転中、使用済燃料ピット監視カメラの点検を実施中に、当該カメラが正常に動作し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。</p> <p>原因は、偶発的に発生したフリーズ時に、サーバの負荷が一時的に上昇したことが起因となり、サーバがバックアップの生成に失敗あるいは生成されたバックアップデータの破損により、起動時にバックアップデータを正常に読み込めず、OS が自動修復を試みていたため再立上げに時間を要したものと推定。</p>	<p>使用済燃料ピット監視カメラシステム制御盤のサーバについて負荷低減による設備信頼性向上の観点から「ハードディスクの省電力」「CPU の省電力」「高速起動」の各種設定を「無効」にすることとする。</p>

第 2.2.2.11 表 国内の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る  
新知見（3 / 3）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
7	2021年 5月13日 (提言発行 日)	—	JANSI 提言「安全性向上計画のレビューにより抽出された安全性向上策に関わる提言（その7）」により、原子炉冷却材喪失事故時における非常用炉心冷却設備再循環切替対応の信頼性の強化（手動切替→自動化）について検討することが提言された。	原子炉冷却材喪失事故時における非常用炉心冷却設備再循環切替対応の信頼性の強化（手動切替→自動化）について検討している。

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

No.	提言発行日	概要	反映内容
1	2020年 12月17日	復水器空気抽出系統放射線モニタドレン配管のループシールが喪失したことにより、空気が流入しサンプル流体が希釈されて放射線モニタのサンプリング機能が喪失した。	<p>           1. 点検を行った場合、ループシールの確認を行うよう社内マニュアルに記載した。         </p> <p>           2. 運転員は、復水器空気抽出系統放射線モニタ起動時のループシールの確認及びループシール内水位が確認できない場合は水張りを依頼することを社内マニュアルに記載した。         </p>

第 2.2.2.13 表 原子力規制委員会指示文書リスト及び被規制者向け  
情報通知文書とその対応

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。
2	『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(依頼)」に対する回答に係る対応について(依頼)(原規規発第2110194号)(2021年10月19日)	2021年5月10日付けで回答のあった「『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(回答)」の内容を確認した結果、改めて見解等を聴取することとしたもの。	あらかじめ示された事項ごとの見解等を具体的な根拠や理由とともに、2021年11月2日までに回答した。
3	原子力発電所の火災時安全停止能力に関わる米国運転経験調査から得られた潜在的懸案事項(NIN1-20220511nu)(2022年5月11日)	第51回技術情報検討会(2022年1月20日)にて報告された原子力発電所の火災時安全停止能力に関わる米国運転経験調査から原子力規制庁が抽出した潜在的懸案事項を通知するもの。	指示文書に係る情報の分析を行うとともに、火災に係る確率論的リスク評価、回路解析について検討している。

第 2.2.2.14 表 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータにおける新知見

項目	内部事象	地震	津波
プラント情報の調査	(プラントの設計や運用に関する情報であり、新知見としての対象とはならない)		
ハザード評価	(収集の対象外)	—	—
フラジリティ評価	(収集の対象外)	—	—
システム評価 (CDF評価／CFF評価※1)			
(1)起因事象の選定及び発生頻度の設定／プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化	—	・ NRRC技術諮問委員会(TAC)のコメントを反映し、検討する起因事象の数を拡大。	
(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	・ 機器故障率データとして、国内故障率データ「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定(2021年9月)」を使用。 (共通原因故障パラメータ「CCF Parameter Estimations 2020」の反映可否を検討)		
(6)人的過誤の評価	—	・ 人的過誤確率の算出に「HRA Caluculator」を使用	
(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	— (当社を含む電気事業者による電力共通研究やNRRCにより、リスク評価や自然外部事象、リスク情報を活用した意思決定に関する研究・検討を進めているところであるが、いずれも研究途上であり、現段階で研究成果を安全性向上評価届出書に反映すべき事例はなし)		
海外知見	・ 伊方プロジェクトでのTAC及び海外専門家レビューコメントのうち、反映可能なものについては反映済。(未反映のものは、今後反映の要否も含めて検討する)		

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

注) 表中の「—」については、新知見及び参考情報が抽出されなかったことを示す。

第 2.2.2.15 表 国内の規格基準等に係る新知見情報（1 / 3）

（日本電気協会）

No	規格名称	規格番号	反映状況
1	原子炉格納容器の漏えい率試験規程	JEAC 4203-2017	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）に適用している。
2	原子燃料管理規程	JEAC 4001-2020	社内標準「原子燃料管理業務要綱」に反映している。
3	原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程	JEAC 4212-2020	社内標準「原子燃料管理業務要綱」に反映している。
4	原子力安全のためのマネジメントシステム規程	JEAC 4111-2021	2021 年版を参考規格の扱いとして社内標準「原子力発電所の安全に係る品質保証規程」に要求事項の内容を反映している。
5	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

第 2.2.2.15 表 国内の規格基準等に係る新知見情報（2 / 3）

（日本原子力学会）

No	規格名称	規格番号	反映状況
1	原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針:2015	AESJ-SC- S006 : 2015	中長期的な評価の実施において活用している。
2	【技術レポート】“原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針：2015”のより良い理解のために	AESJ-SC- TR017:2020	中長期的な評価の実施において活用している。

第 2.2.2.15 表 国内の規格基準等に係る新知見情報（3 / 3）

（原子力エネルギー協議会）

No.	技術レポート・ガイド名称	番号	反映状況
1	原子力規制検査において活用する安全実績指標(PI)に関するガイドライン	ATENA 19-R01 (Rev.0)	社内標準「原子力発電業務要綱」に反映している。
2	製造中止品管理ガイドライン	ATENA 20-ME04 (Rev.0)	保守業務ガイド「製造中止品管理運用マニュアル」に反映している。
3	原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する技術要件書	ATENA 20-ME05 (Rev.0)	本技術要件書に示した技術要件に従い、有効性評価、設備の基本設計・詳細設計を行い、緩和対策を自主的に整備することとした。本技術要件に従い基本設計を 2021 年 10 月に完了し、2023 年度（第 26 回定検）の工事完了に向けて詳細設計を実施中。

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	核燃料被覆管のための水素透過還元及び耐酸化性としての SiC コーティング	Journal of Nuclear Science and Technology
2	原子力発電所の外部ハザードとしての森林火災に対するハザード曲線評価法の開発	Journal of Nuclear Science and Technology
3	火災事象 P S A 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
4	リスク情報を活用した原子力発電所運用の実用的な意思決定手法とその安全上の効果	日本原子力学会和文論文誌
5	原子力発電所のシビアアクシデント緩和プロセスにおける人間の信頼性の定量的分析のためのベイジアンネットワークと改良型 S P A R - H の使用	Journal of Nuclear Science and Technology
6	原子力発電所システムのオンライン性能評価システムの開発	Journal of Nuclear Science and Technology
7	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
8	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
9	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
10	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
11	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
12	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
13	原子力発電所の既存の火災 P R A と統合確率的リスク評価（I - P R A）との方法論的で実践的な比較	Nuclear Technology

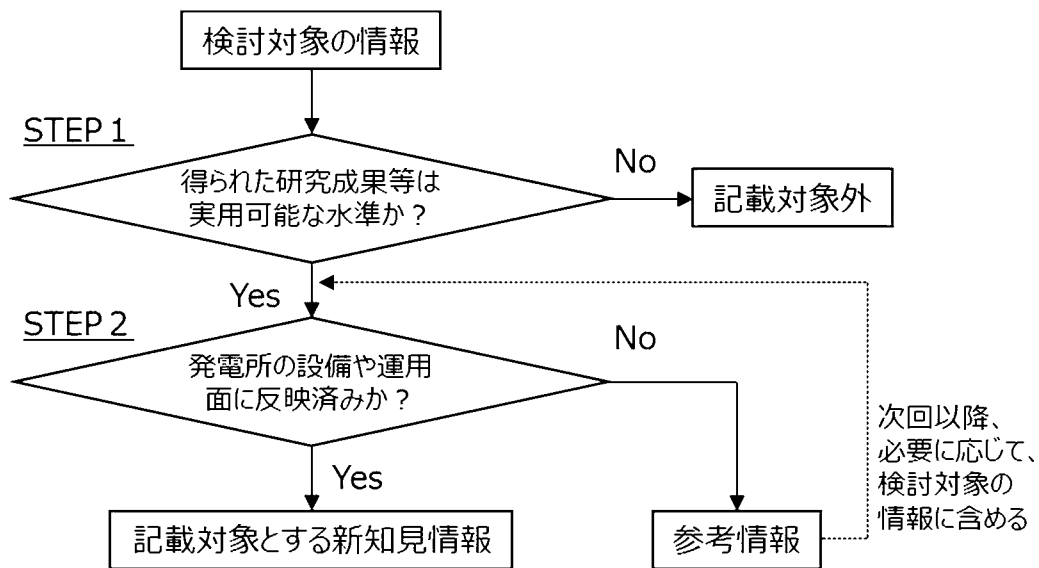
第 2.2.2.16 表 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）に係る参考情報（2 / 2）

No.	表題	文献誌名
14	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
15	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)
16	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	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
2	地震	原子力発電所の空気作動弁駆動部の耐震試験結果：地震時機能維持評価法	ASME PVP 2020
3	地震	三次元材料非線形解析を用いた鉄筋コンクリート製地中構造物を対象とした地震時挙動評価	構造工学論文集
4	地震	曲げひび割れが生じた鉄筋コンクリート内のアンカーの地震時履歴特性に関する実験的研究	土木学会論文集
5	津波	屋外タンクに関する津波漂流物衝突時の構造評価法の検討	日本機械学会論文集





**【STEP 1】**

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

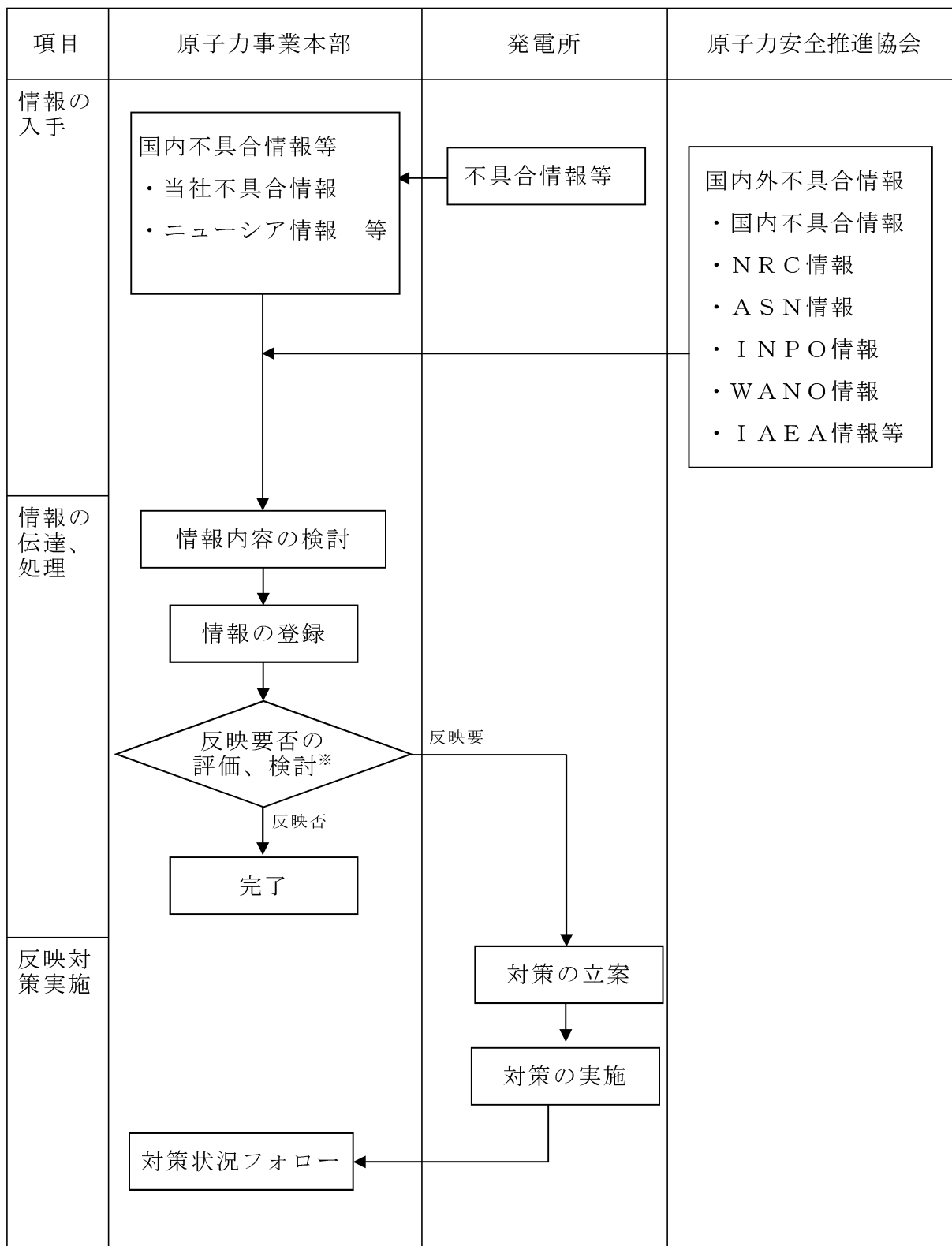
**【STEP 2】**

発電所の設備設計、マニュアル類に反映済みのもの（具体的な反映の見通しのあるもの）を記載対象として抽出する。

それ以外のものについては、参考情報として整理し、次回以降の安全性向上評価の際に、必要に応じて検討対象の情報に含める。

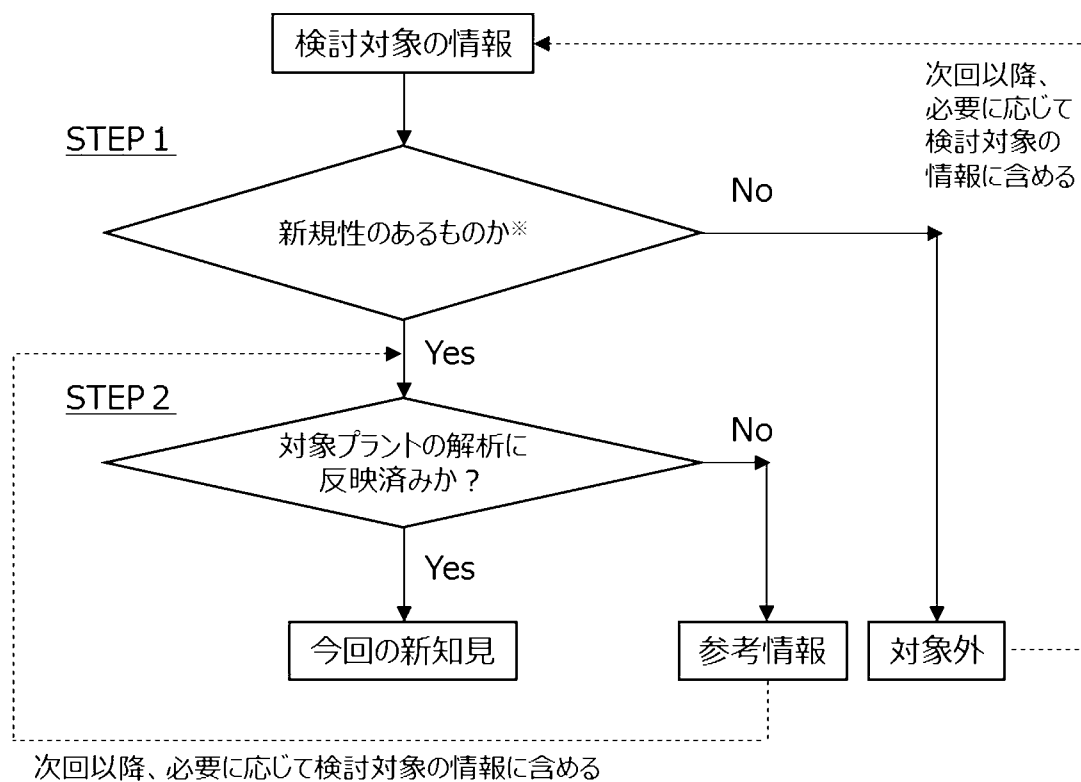
第 2.2.2.1 図 安全に係る研究の整理、分類方法（自社研究、電力共通研究\*）

\* 国内機関、国外機関の研究開発については、第2.2.2.5図の整理、分類方法とする。



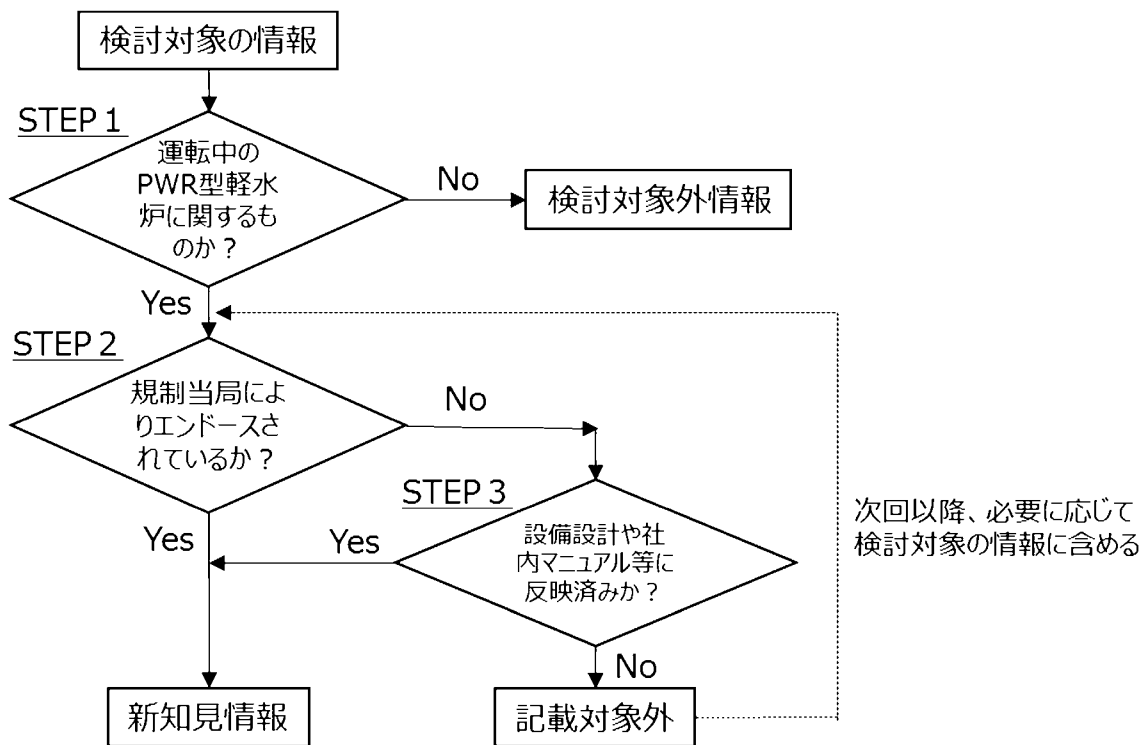
※ 同種不具合の未然防止等の観点で評価する。

第 2.2.2.2 図 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の整理、分類方法



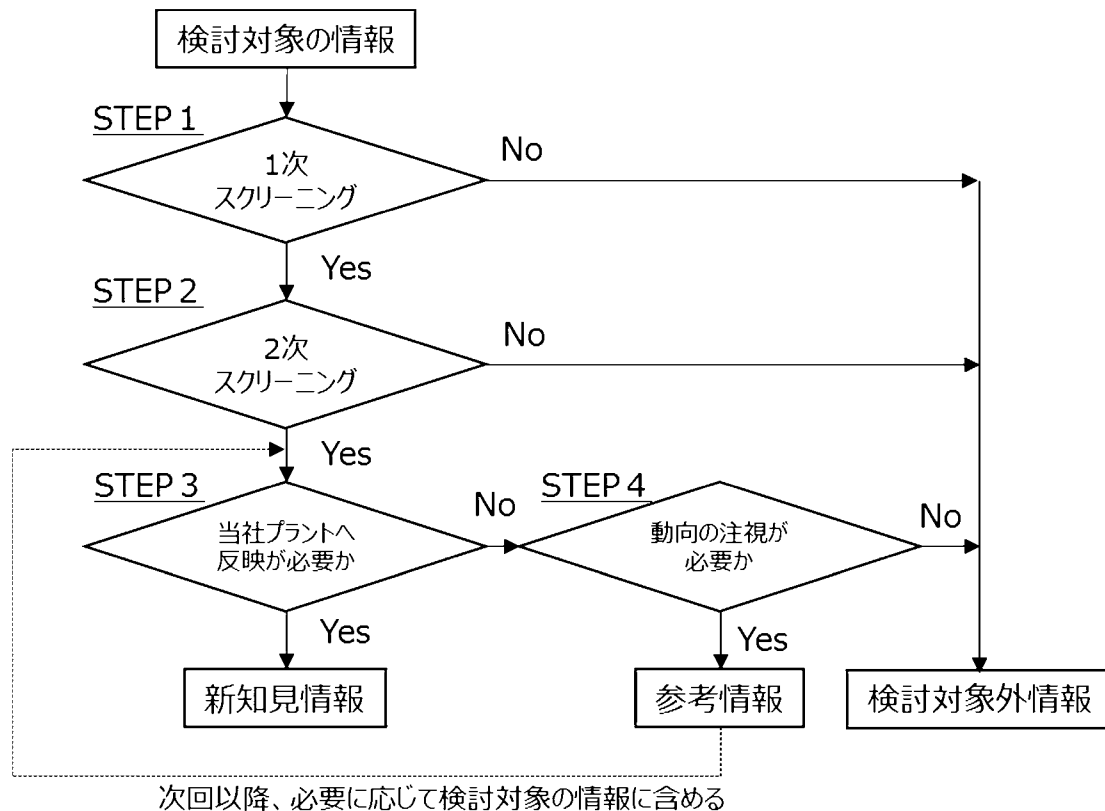
※ 単なるデータの蓄積といった、PRAを実施するうえで自明なものを除く。  
また、ハザード評価については第 2.2.2.6 図（1 / 3）の整理、分類方法とする。

第 2.2.2.3 図 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータの整理、  
分類方法



第 2.2.2.4 図 国内外の基準等の整理、分類方法（国内規格基準†）

† 国外規格基準については第2.2.2.5図の整理、分類方法とする。



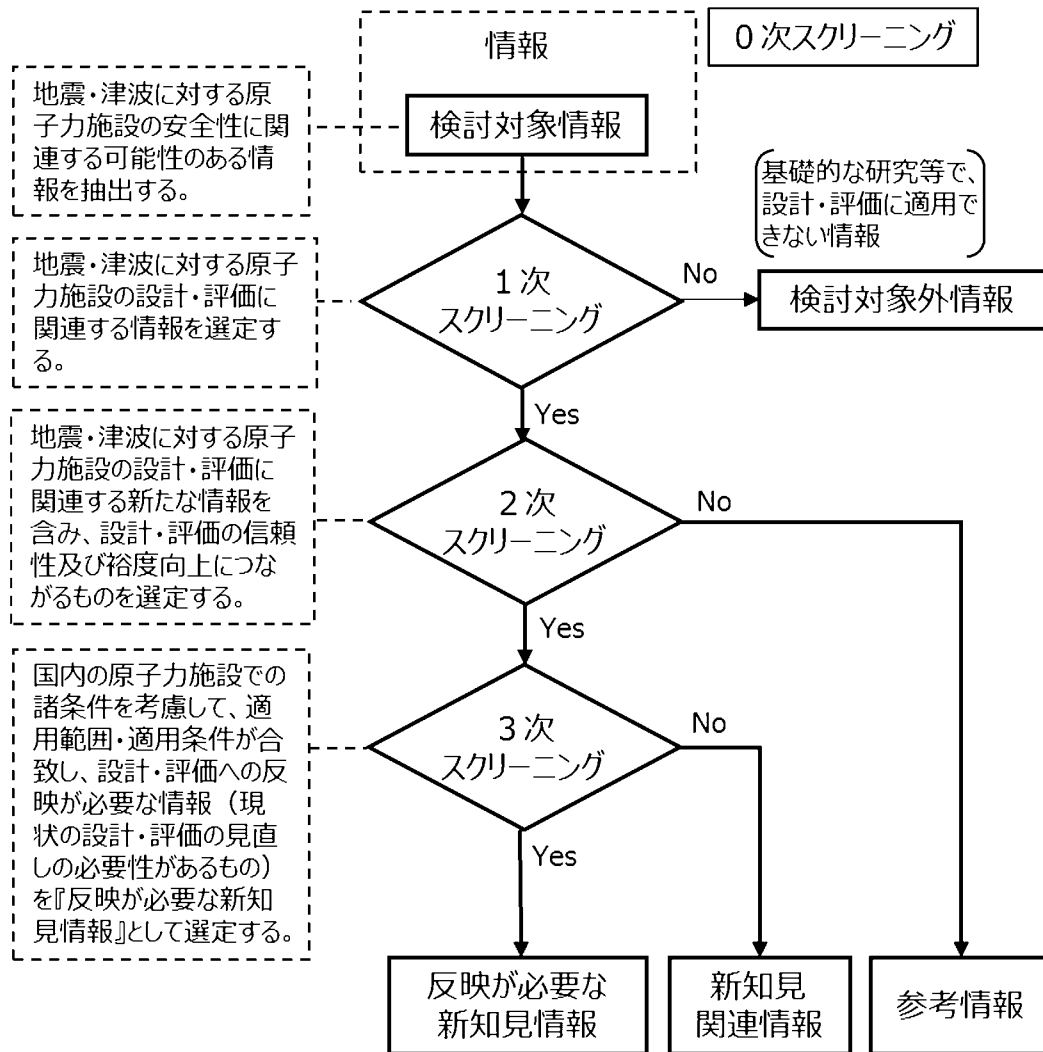
- 【STEP 1】 1次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報
- ・原子力関連施設のうち運転中の商用軽水炉以外の施設（例 将来炉、再処理等）
  - ・将来の燃料技術
  - ・保障措置、核物質防護（核物質管理）（サイバーセキュリティ等は検討対象）
  - ・違法行為及び規則類への意図的な違反
  - ・事務的なもの等（例 型式認定承認の官報、P A・広報、コミュニケーション等）
  - ・商用軽水炉以外の施設（例 研究施設、医療施設、一般産業施設等）

- 【STEP 2】 2次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報
- ・既往データ等に基づいており、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らない。
  - ・具体的な効果が示されていない。
  - ・発電所の安全性を直ちに向上させるものではない。

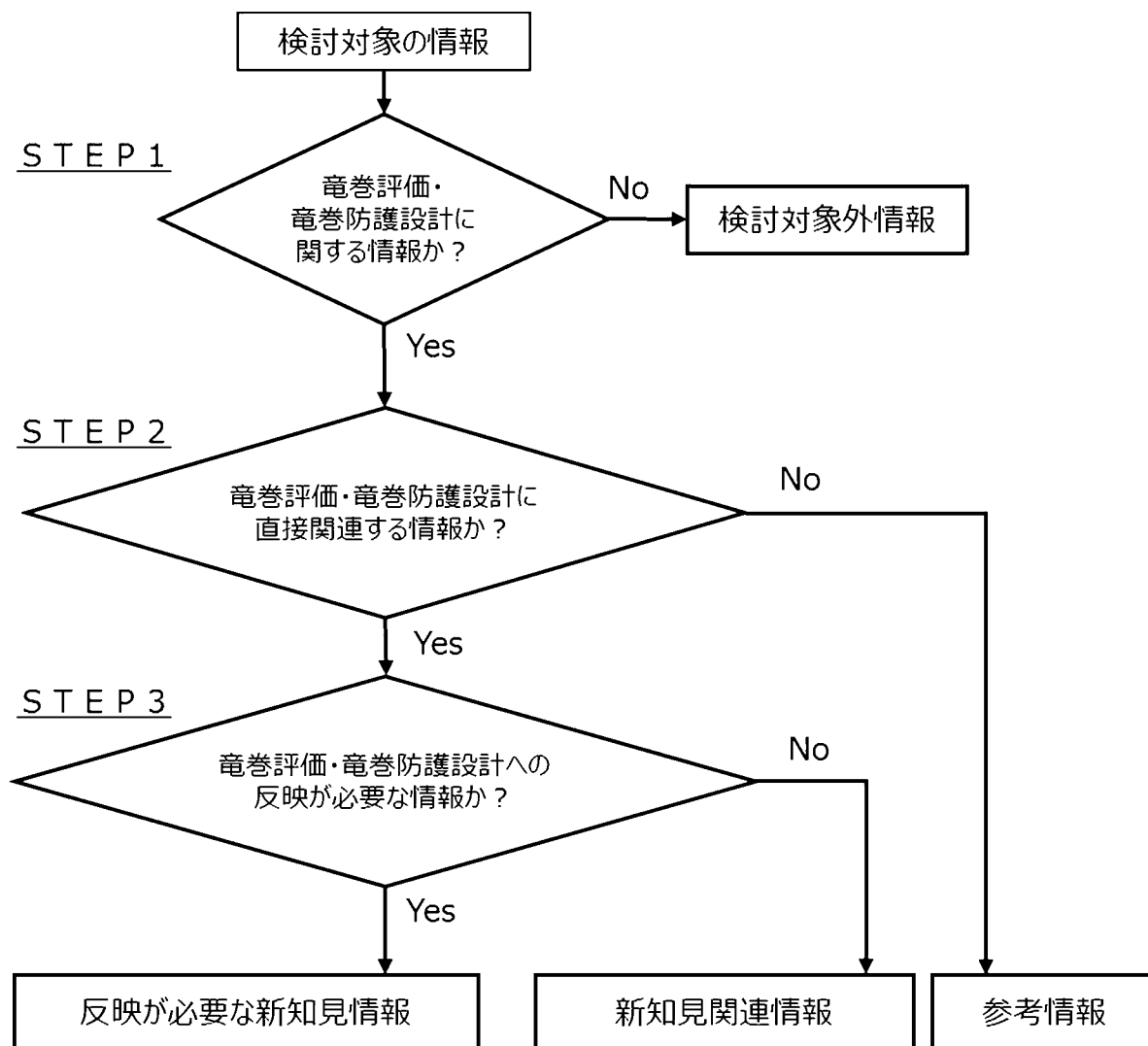
- 【STEP 3】 評価対象の新知見情報
- ・既設プラントの設備設計や運用等に直ちに反映すべき水準のもの。

- 【STEP 4】 参考情報
- ・今後の研究動向等によっては、プラントの安全性、信頼性向上につながりうる情報。（次回以降の安全性向上評価の際に、必要に応じて検討対象の情報に含める。）

第 2.2.2.5 図 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）の整理、分類方法



第 2.2.2.6 図 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）の整理、分類方法（1 / 3）（地震、津波）



【STEP 1】 検討対象外とする情報

- ・ 竜巻に直接関連しない情報
- ・ 防護設計に関連しない情報 等

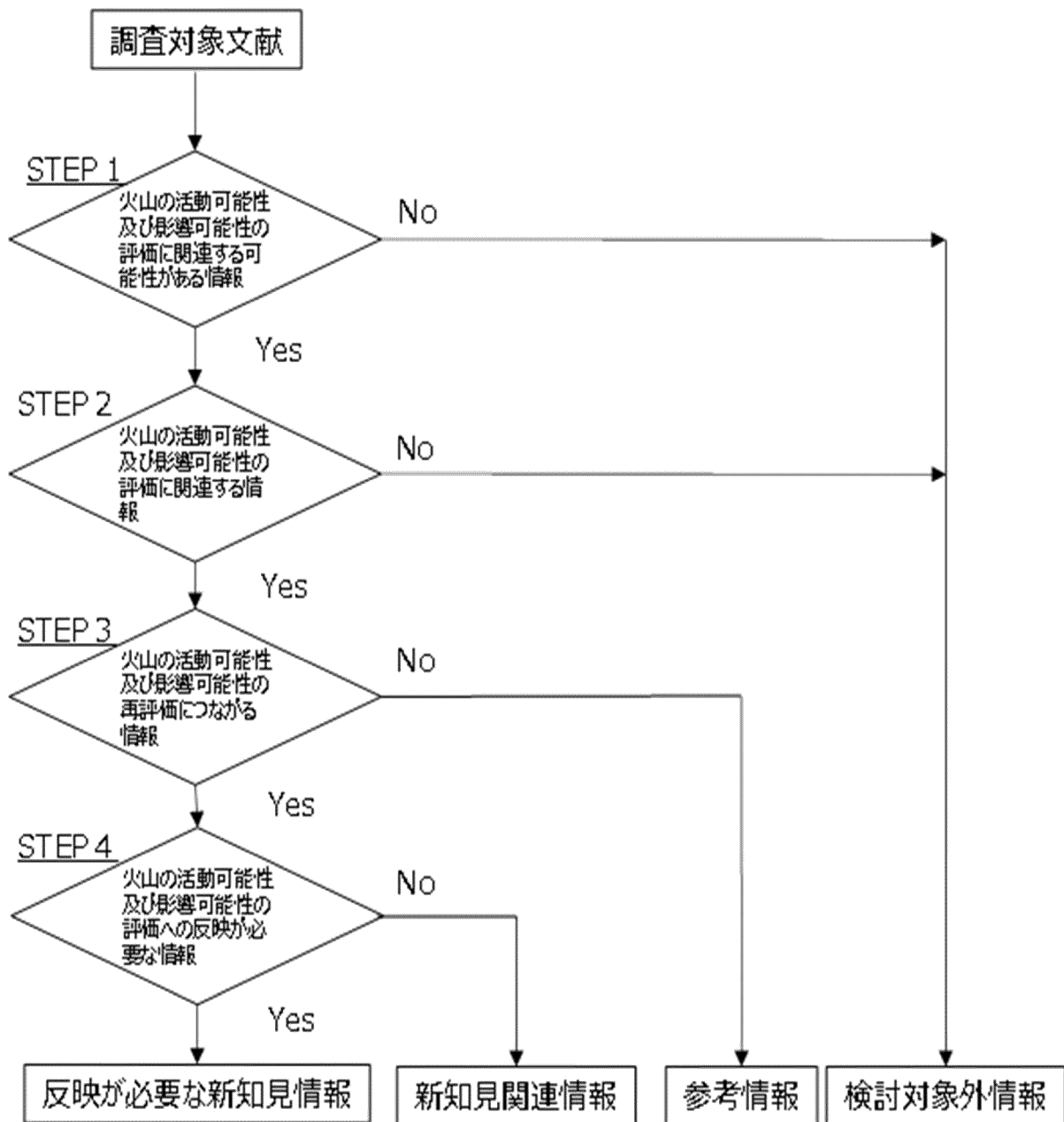
【STEP 2】 参考情報とする情報

- ・ 基礎的な研究段階である
- ・ 既存情報のレビューである 等

【STEP 3】 新知見関連情報

- ・ 既存の評価、設計の方が保守的である
- ・ 運用等の変更が不要である 等

第 2.2.2.6 図 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）の整理、分類方法（2 / 3）（竜巻）



第 2.2.2.6 図 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）の整理、分類方法（3 / 3）（火山）



### 2.2.3 発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するための調査（プラント・ウォークダウン）

高浜発電所3号機について、発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するために実施した調査（プラント・ウォークダウン）を以下に示す。

#### (1) 確率論的リスク評価（PRA）のためのプラント・ウォークダウン

安全性向上評価で実施する確率論的リスク評価において、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するとともに、検討したシナリオの妥当性を確認するため、プラント・ウォークダウンを実施した。

実施目的、実施計画及び結果は以下の箇所に記載する。

（内部事象出力運転時PRA）

「3.1.3.1.1.1(1)e. プラント職員への聞き取り調査等」

（内部事象停止時PRA）

「3.1.3.1.2.1(1)c. プラント職員への聞き取り調査等」

（地震出力運転時PRA）

「3.1.3.2.1.1(1)b. プラント・ウォークダウン」

（津波出力運転時PRA）

「3.1.3.2.2.1(1)b. プラント・ウォークダウン」

#### (2) 安全裕度評価（ストレステスト）のためのプラント・ウォークダウン

安全性向上評価で実施する安全裕度評価（ストレステスト）において、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、

「3.1.4.1.2 評価の進め方」(1)のh項に従い、PRAのためのプラント・ウォークダウンを活用するとともに、ストレステストのためのプラント・ウォークダウンを実施した。

ストレステストのためのプラント・ウォークダウンについては、地震の随伴事象において想定する内部火災の火災源の特定にあたり実施し、「3.1.4.2.1(2)c.(a)a)2)2-2) 火災源の選定」にその結果を記載する。

## 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	原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策	原子力エネルギー協議会の「原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する技術要件書」の設備設計要求事項及び有効性評価手法を踏まえ、ソフトウェアに起因する共通要因故障により安全保護機能を喪失した場合に、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生しても適切に事象を緩和できるよう、既存の多様化設備に安全注入系の自動起動に係る機能等を追加する対策を講じる。	デジタル安全保護回路のソフトウェアに起因する共通要因故障における多様化設備での対処機能の向上を図る。	2023 年度 (第 26 回定期 事業者検査)	施設管理 新知見
2	パフォーマンスレビュー会議の実施	発電所のパフォーマンス改善活動の推進を目的とし、発電所のパフォーマンスを発電所幹部が様々な指標から包括的にレビューし、指導を行う会議体を設置する。	発電所のパフォーマンスを向上させるために、幹部自らが様々な指標等を確認、議論を行い、P D C Aを回すことでパフォーマンスの効果的な改善を図る。	2023 年度より 本格運用開始 予定	安全文化の 醸成活動

(※) 総合評価チームによる追加措置決定時点 (2022 年 12 月 26 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 原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策

#### (1) 目的

デジタル安全保護回路のソフトウェアに起因した共通要因故障における多様化設備での対処機能の向上を図る。

#### (2) 措置の概要

デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障（CCF<sup>\*1</sup>）が発生した時に、これまで発生頻度が低いとされていた大中破断LOCA<sup>\*2</sup>事象が重畳した場合の対処機能として、既設の共通要因故障対策設備<sup>\*3</sup>に安全注入機能の自動作動及び格納容器隔離機能の一部自動作動による代替機能を付加し、設計基準事故の判断基準を概ね満足できるようにすることで、ATENA<sup>\*4</sup>技術要件書の定める多様化設備としての要求事項を満足させる。

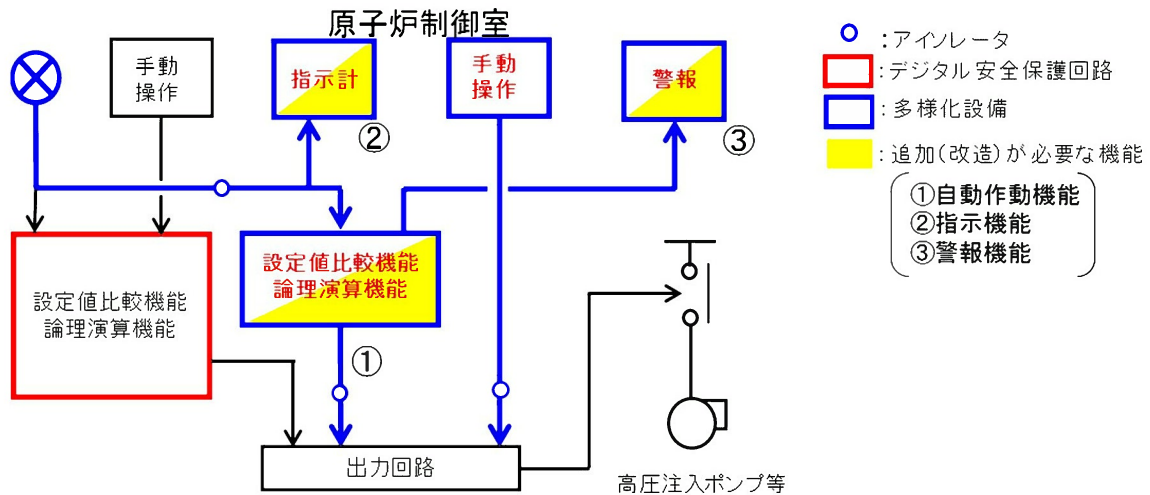
また、本対策は、産業界の自律的な取組みとして、必要な技術的水準を含めて、ATENAが作成した技術要件書を用いて各原子力事業者が設計を行い実機に反映することとしており、技術要件書にて明確にされた有効性評価手法及び設備設計要求との整合確認結果をまとめ、要件整合報告書としてATENAへ提出することとしている。

さらに、各原子力事業者は、技術要件書に基づき詳細設計を行った時点及び対策工事が完了した時点の状況を、本届出書に記載することとしている。

現在、高浜発電所3号機については、多様化設備の詳細設計を検討中であり、今回、緩和対策の概要を第2.4.1図に示す。

なお、詳細設計を行った時点及び対策工事が完了した時点の状況については、次回以降の届出書にて記載する予定である。

- ※1 CCF : Common Cause Failure
- ※2 LOCA : 1次冷却材喪失事故(Loss Of Coolant Accident)
- ※3 デジタル安全保護回路設置時にCCF対策として自主設置した設備の名称
- ※4 ATENA : 原子力エネルギー協議会(Atomic Energy Association)



第 2.4.1 図 デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策の概要

【第 2.4.1 図の補足】

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の全事象に対し、ソフトウェア CCF 影響緩和対策を講じるにあたり、大中破断 LOCA への対応として、多様化設備での安全注入機能の自動作動（高圧／低圧注入系起動）及び格納容器隔離機能の一部自動作動の代替機能による設定値比較及び論理演算機能と警報機能（加圧器圧力異常低 安全注入作動）及び指示機能を第 2.4.1 図に黄色で示す範囲へ追加する。

自動作動機能の設定値比較等は、デジタル安全保護回路とは別の多様化設備で実現する。また、安全保護回路のデジタル化の範囲に応じて、デジタル安全保護回路を経由しない既設のハードウェア操作器や指示計等は流用する。

## 2.4.2 パフォーマンスレビュー会議の実施

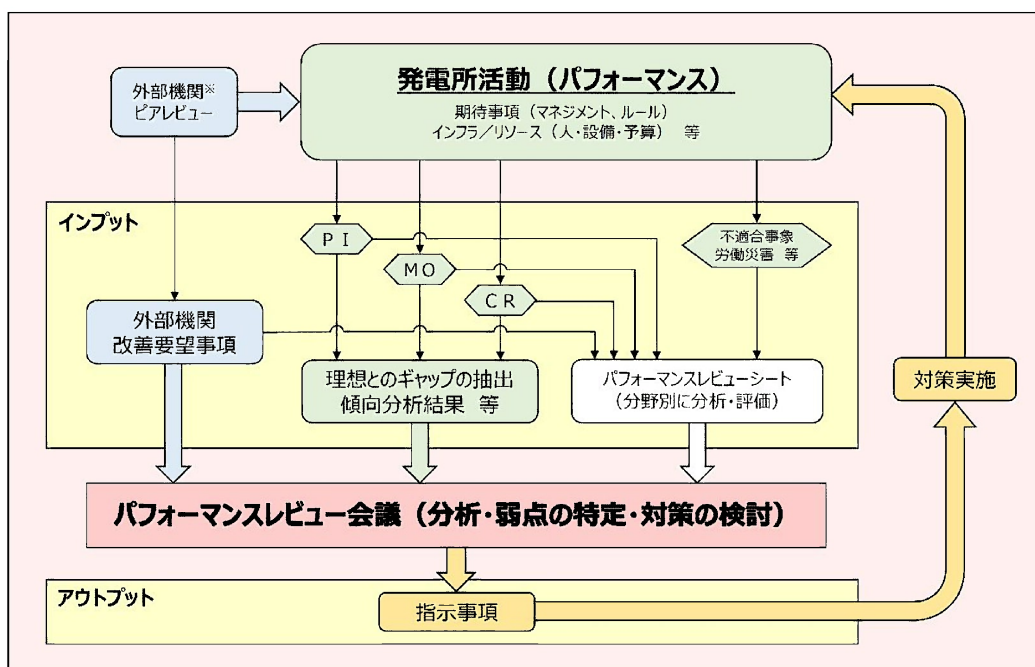
### (1) 目的

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、発電所のパフォーマンスを発電所幹部が様々な指標から包括的にレビューし、指導を行う会議体を設けることで、発電所のパフォーマンス改善活動の推進を図る。

### (2) 措置の概要

パフォーマンスレビュー会議ではパフォーマンス指標（P I）、M O及びC Rの分析、ピアレビューA F I対応状況並びにパフォーマンスレビューシートを議題として、理想とのギャップや傾向分析結果等から弱点の特定等を行うために発電所幹部が議論する。その結果、発電所活動に対する指示事項がアウトプットとして出され、その指示に基づいた対策を実施することで、パフォーマンスの改善を図っている。2021年11月より試運用として開始しており、2023年度より本格運用を開始する予定である。

第 2.4.2 図にパフォーマンス改善活動のイメージを示す。



※外部機関：WANO/JANSI

第 2.4.2 図 パフォーマンス改善活動のイメージ

## 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）、他電気事業者、福井県原子力安全専門委員会（県内の原子力発電所に関する原子力安全行政について、福井県から報告を受け、独立的、専門的な立場から、技術的な評価・検討を行い助言する委員会）といった原子力安全に係る外部専門組織等の指摘や知見を活用しつつ、継続的な安全性向上に取り組んでいる。

### 2.5.2 WANO、JANSIによる評価と対応

調査期間中において、WANOによる高浜3号機（高浜発電所）を対象としたレビューを受け入れており、その実績を「2.5.2.1 WANO、JANSIによるレビュー実績」、対応等を「2.5.2.2 評価を踏まえた対応等」に示す。なお、評価の具体的内容については、WANO、JANSIとの取り決めにより非開示情報の扱いとしている。

#### 2.5.2.1 WANO、JANSIによるレビュー実績

##### (1) WANOによる評価

調査期間（2021年4月6日～2022年8月19日）において、JANSIによる評価は行われていないが、今後も計画的にレビューを受け入れていく。

##### (2) JANSIによる評価

###### ① ピアレビュー

実施期間：2021年10月12日～10月27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

他電気事業者の知見を活用する観点で、他電気事業者の専門性の高い社員により、発電所の安全に関するパフォーマンスの客観的な評価を行い、更なる安全性向上を目指す「独立オーバーサイト」の仕組みを構築した。高浜発電所において 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、他電気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（2021年4月6日～2022年8月19日）において、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。）による議論を行っており、委員会はこの議論内容を取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号機および高浜発電所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

前項までに述べたWANO及びJANSIによる評価活動や他電気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。