第７章　放射線管理

第１節　基本方針

（放射線管理に係る基本方針）

第１０５条　発電所における放射線管理に係る保安活動は、放射線による従業員等の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限り低い水準に保つよう実施する。

第１節の２　区域管理

（管理区域の設定・解除）

第１０５条の２　管理区域は、添付４に示す区域とする。

２．放射線管理課長は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。

３．放射線管理課長は、管理区域を解除する場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。

４．放射線管理課長は、添付４における管理区域境界付近または管理区域設定・解除予定エリアにおいて、表１０５の２に示す作業を行う場合は、３ヶ月以内に限り管理区域を設定または解除することができる。設定または解除に当たっては、放射線管理課長は、目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理課長は、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。

５．放射線管理課長は、第４項以外で、一時的に管理区域を設定または解除する場合は、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定または解除に当たって、放射線管理課長は、目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理課長は、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

６．放射線管理課長は、第５項にかかわらず、緊急を要する場合は、管理区域を設定することができる。設定に当たって、放射線管理課長は、法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。

７．放射線管理課長は、第６項における管理区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間および場所を明らかにし、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理課長は、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

表１０５の２

タンク点検等	監視カメラ点検等
ポンプ点検等	扉・シャッター修理他作業
バルブ点検等	清掃作業
配管点検等	建物補修
ケーブル点検等	搬出入作業
空調点検等	物品の仮置
計測器類点検等	燃料取替用水タンク水の回収作業

（管理区域内における区域区分）

第１０６条　放射線管理課長は、管理区域を次のとおり区分することができる。

⑴ 表面汚染密度および空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域（以下、「汚染のおそれのない管理区域」という。）

⑵ 表面汚染密度または空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域または超えるおそれのある区域

２．汚染のおそれのない管理区域は、添付４に示す区域とする。

３．放射線管理課長は、一時的に第１項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。

なお、当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても、放射線管理課長は、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。

４．放射線管理課長は、汚染のおそれのない管理区域と第１項（２）に定める区域が隣接する場合は、第１項（２）に定める区域への入口付近に標識を設ける。

（管理区域内における特別措置）

第１０７条　放射線管理課長は、管理区域のうち次の基準を超えることを確認した場合または超えるおそれがある場合は、標識を設けて他の場所と区別する他、区画、施錠等の措置を講じる。なお、作業による場合は所管課（室）長に指示する。

ただし、放射線等の危険性が低い場合は、この限りでない。

(1) 外部放射線に係る線量当量率が１時間につき１ミリシーベルト

(2) 空気中の放射性物質濃度または床、壁、その他人の触れるおそれのある物の表面汚染密度が法令に定める管理区域に係る値の１０倍

２．各課（室）長は、第１項の区域内で作業を行う場合は、作業による線量および作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案し、放射線管理課長の承認を得る。

３．各課（室）長は、汚染の広がりを防止するため、第１項（２）の区域から退出する場合および物品等を持ち出す場合は、更衣や持ち出す物の養生等の措置を講じる。

（管理区域への出入管理）

第１０８条　放射線管理課長は、次に示す立入者の区分により、管理区域への立入許可に係る事項を定め、所長の承認を得る。

⑴ 放射線業務従事者：業務上管理区域に立ち入る者

⑵ 一時立入者：放射線業務従事者以外の者であって、放射線業務従事者の随行により管理区域に一時的に立ち入る者

２．放射線管理課長は、第１項に基づき管理区域に立ち入る者に対して許可を与える。

３．放射線管理課長は、第２項にて許可していない者を管理区域に立ち入らせない措置を講じる。

４．安全・防災室長は、管理区域の出入管理室において、人の出入り等を監視する。

５．放射線管理課長は、第４項以外の出入口には、施錠等の人がみだりに立入りできない措置を講じる。

６．放射線管理課長は、管理区域から退出する者または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する者の身体および身体に着用している物の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の１０分の１を超えないような措置を講じる。ただし、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合は、この限りでない。

（管理区域出入者の遵守事項）

第１０９条　放射線管理課長は、管理区域に出入りする所員に、次の事項を遵守させる措置を講じる。

⑴ 出入管理室を経由すること。ただし、放射線管理課長の承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。

⑵ 管理区域に立ち入る場合は、個人線量計を着用すること。ただし、一時立入者であって放射線管理課長の指示に従う場合は、この限りでない。

⑶ 管理区域に立ち入る場合は、保護衣を着用すること。ただし、汚染のおそれのない管理区域に立ち入る場合または放射線管理課長の承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。

⑷ 第１０７条第１項（２）に係る区域から退出する場合および物品等を持ち出す場合は、更衣や持ち出す物の養生等を行うこと。

⑸ 管理区域から退出する場合または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する場合は、身体および身体に着用している物の表面汚染密度を確認すること。ただし、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合または第１０８条第６項に基づく放射線管理課長の指示に従う場合は、この限りでない。

⑹ 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食および喫煙をしないこと。

（保全区域）

第１１０条　保全区域は、添付５に示す区域とする。

２．安全・防災室長は、保全区域を標識等により区別する。

３．安全・防災室長は、必要に応じて保全区域への立入制限等の措置を講じる。

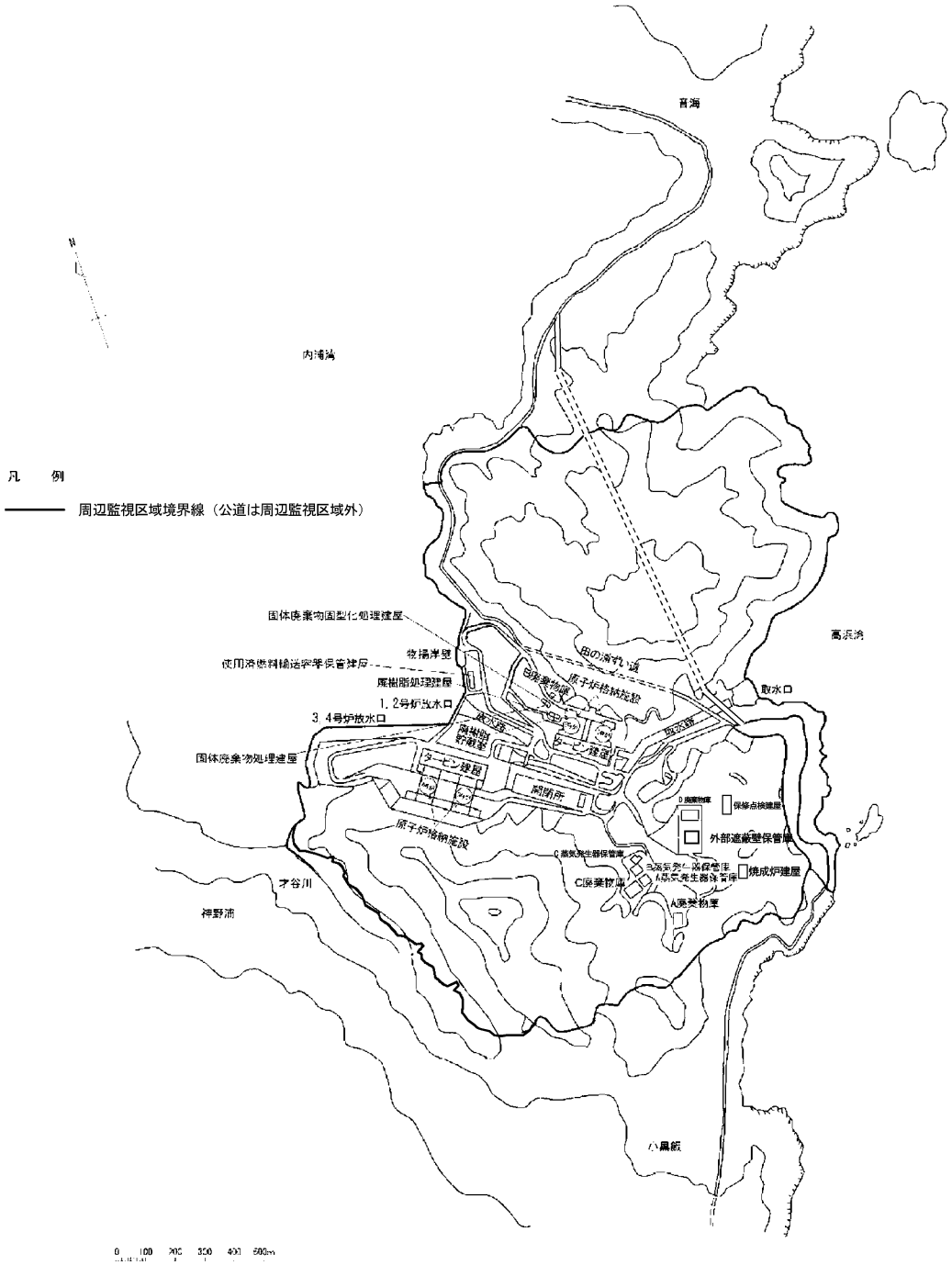
（周辺監視区域）

第１１１条　周辺監視区域は、図１１１に示す区域とする。

２．放射線管理課長は、第１項の周辺監視区域境界に、柵を設けるかまたは標識を掲げる。
ただし、当該区域に立ち入るおそれのないことが明らかな場合は、この限りでない。

３．安全・防災室長は、業務上立ち入る者以外の者の立入りを制限する。

図111　周辺監視区域図



第２節　被ばく管理

（放射線業務従事者の線量管理等）

第１１２条　各課（室）長は、管理区域内で作業を実施する場合、作業内容に応じて作業計画を立案するとともに、放射線防護上必要な措置を講じることで放射線業務従事者の線量低減に努める。

２．放射線管理課長は、所員の放射線業務従事者の実効線量および等価線量を表１１２に定める項目および頻度に基づき評価し、法令に定める線量限度を超えていないことを確認する。

表１１２

項　　目	頻　　度
外部被ばくによる線量	３ヶ月に１回※1
内部被ばくによる線量	３ヶ月に１回※1

※１：女子（妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。）にあっては、１ヶ月に１回とする。

（床・壁等の除染）

第１１３条　各課（室）長は、法令に定める表面密度限度を超えるような予期しない汚染を床、壁等に発生させた場合または発見した場合は、放射線管理課長に連絡するとともに、汚染拡大防止のため区画等の応急措置を講じる。

２．第１項の汚染に係る作業の所管課（室）長は、汚染状況等について放射線管理課長の確認を受けた上で、その協力を得ながら汚染の除去等、放射線防護上必要な措置を講じる。

３．第２項の所管課（室）長は、その措置結果について、放射線管理課長の確認を得る。

第３節　外部放射線に係る線量当量率等の測定

（外部放射線に係る線量当量率等の測定）

第１１４条　放射線管理課長は、管理区域内、周辺監視区域境界付近（測定場所は図１１４に定める。）において、表１１４－１および表１１４－３（第１０６条第１項（２）の区域内に設定した汚染のおそれのない管理区域内に限る）に定める外部放射線に係る線量当量率等の項目について、同表に定める頻度で測定する。ただし、人の立ち入れない措置を講じた管理区域については、この限りでない。

２．放射線管理課長は、第１項の測定により異常が認められた場合は、直ちにその原因を調査し、必要な措置を講じる。

３．環境モニタリングセンター所長は、周辺監視区域境界付近（測定場所は図１１４に定める。）において、表１１４－２に定める空気吸収線量等の項目について、同表に定める頻度で測定する。

４．環境モニタリングセンター所長は、第３項の測定結果に異常が認められた場合は、直ちに所長に連絡する。

５．所長は、第４項の連絡を受けた場合は、直ちにその原因を調査し、必要な措置を講じる。

表１１４－１

場　　所	測　定　項　目	測定頻度
管理区域内※1	外部放射線に係る線量当量率※2 外部放射線に係る線量当量 空気中の放射性物質濃度※3 表面汚染密度※3	毎日運転中に１回 １週間に１回 １週間に１回 １週間に１回
周辺監視区域境界付近	空気吸収線量率※4	常時

※１：人の立入頻度等を考慮して、被ばく管理上重要な項目について測定

※２：エリアモニタにおいて測定する項目

※３：汚染のおそれのない管理区域は、測定を省略することができる。

※４：モニタポストおよびモニタステーションにおいて測定する項目

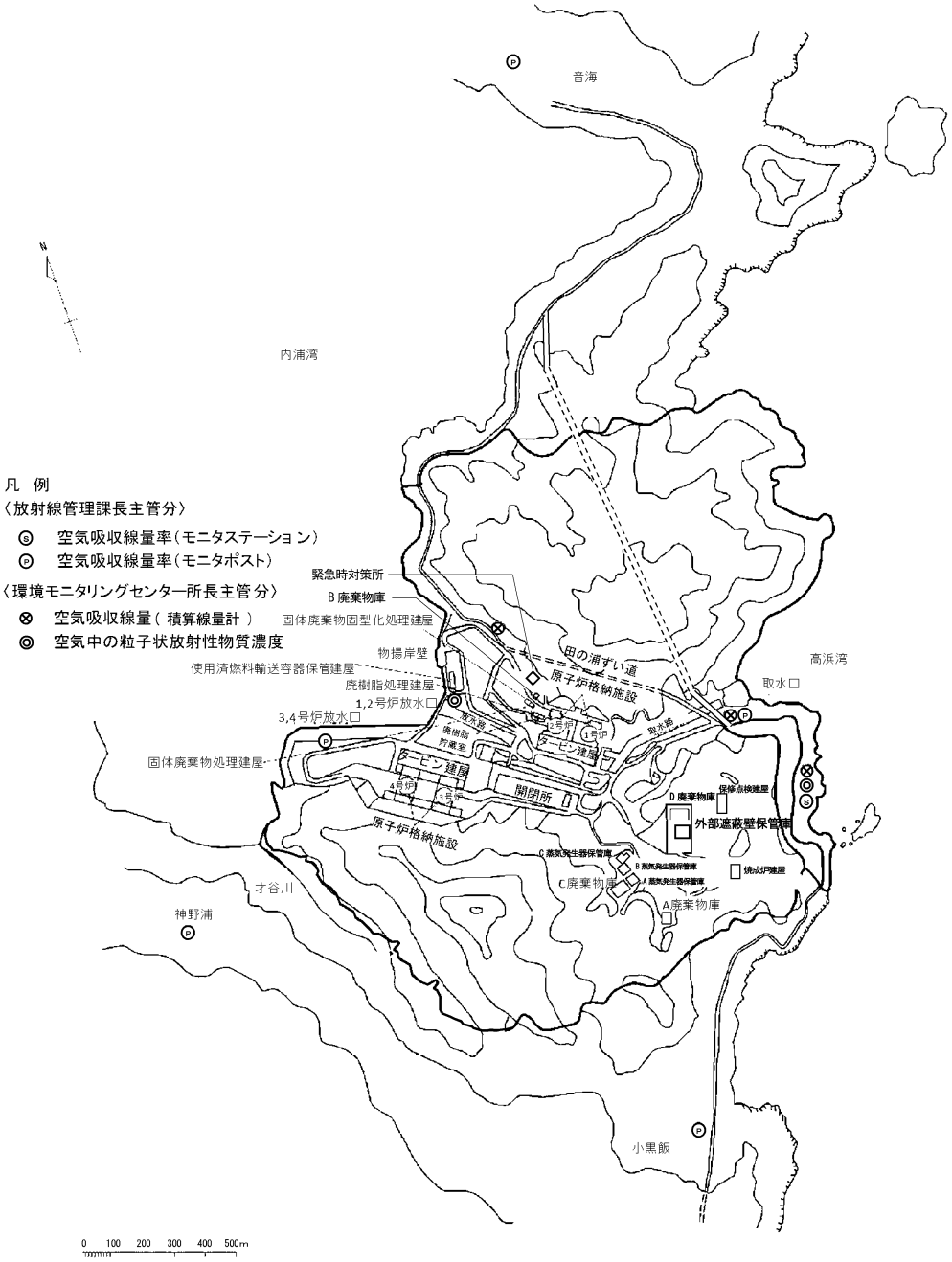
表１１４－２

場　　所	測　定　項　目	測定頻度
周辺監視区域境界付近	空気吸収線量 空気中の粒子状放射性物質濃度	３ヶ月に１回 ３ヶ月に１回

表１１４－３

場　　所	測　定　項　目	測定頻度
汚染のおそれのない管理区域内	表面汚染密度	１週間に１回 （汚染のおそれのない管理区域が設定されている期間）

図114　空気吸収線量率等の測定場所



（平常時の環境放射線モニタリング）

第１１４条の２　環境モニタリングセンター所長は、周辺環境への放射性物質の影響を確認するため、平常時の環境放射線モニタリングの計画を立案し、その計画に基づき測定を行い評価する。

（放射線計測器類の管理）

第１１５条　放射線管理課長および計装保修課長は、表１１５に定める放射線計測器類について、同表に定める数量を確保する。また、定期的に点検を実施し、機能維持を図る。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。

２．環境モニタリングセンター所長は、表１１５に定める放射線計測器類について、同表に定める数量を確保する。また、定期的に点検を実施し、機能維持を図る。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。

表１１５

分　　類	計測器種類	担当	数量
被ばく管理用計測器	ホールボディカウンタ	放射線管理課長	１台
放射線管理用計測器※１	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線管理課長	５台
	汚染密度測定用サーベイメータ		４台
	退出モニタ		４台
	試料放射能測定装置		３台※２
	積算線量計		１式
放射線監視用計測器※１※５	モニタポスト モニタステーション	放射線管理課長	５台 １台
	エリアモニタ	計装保修課長	□台※３
環境放射能用計測器	試料放射能測定装置 積算線量計	環境モニタリングセンター所長	１台※４ １式

※１：重大事故等対処設備は「８５－１８－１　監視測定装置」において管理する。

※２：１台は表１０３の試料放射能測定装置と共用

※３：管理区域外測定用の□台を含む。

※４：美浜発電所、大飯発電所と共用

※５：

第４節　物品移動の管理

（管理区域外等への搬出および運搬）

第１１６条　放射線管理課長は、各課（室）長が管理区域外に搬出する物品または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の１０分の１を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から搬出される場合は、この限りでない。

２．各課（室）長は、管理区域外に核燃料物質等（第９４条、第９９条および第１００条の２に定めるものを除く。以下、本条において同じ。）を運搬する場合または船舶輸送に伴い車両によって運搬する場合は、第１００条の２第５項を準用する。

３．放射線管理課長は、第２項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の１０分の１を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。

４．放射線管理課長は、各課（室）長が管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に核燃料物質等を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の１０分の１を超えていないことを確認する。

（発電所外への運搬）

第１１７条　各課（室）長（品質保証室長および当直課長を除く。）は、核燃料物質等（第９４条、第９９条および第１００条の２に定めるものを除く。）を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。

２．各課（室）長は、運搬にあたっては法令に定める核燃料物質等の区分に応じた輸送物として運搬する。

３．各課（室）長は、運搬前に次の事項を確認する。

⑴ 法令に適合する容器に封入されていること。

⑵ 法令に定める書類および物品以外のものが収納されていないこと。

⑶ Ｌ型輸送物については、開封されたときに見やすい位置に法令に定める表示を行うこと。

⑷ Ａ型輸送物もしくはＢＭ型輸送物については、みだりに開封されないように、かつ、開封された場合に開封されたことが明らかになるように、容易に破れないシールの貼付け等の措置を講じること。

４．放射線管理課長は、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。

第５節　請負会社の放射線防護

（請負会社の放射線防護）

第１１８条　放射線管理課長は、管理区域内で作業を行う請負会社に対して、以下に示す放射線防護上の必要な事項を定め、所長の承認を得る。

(1) 管理区域出入者の遵守事項

イ．出入方法に関すること。

ロ．個人線量計の着用に関すること。

ハ．保護衣の着用に関すること。

ニ．汚染拡大防止措置に関すること。

ホ．管理区域内での飲食および喫煙に関すること。

(2) 線量評価の項目および頻度に関すること。

(3) 床、壁等の汚染発見時の措置に関すること。

２．各課（室）長（当直課長を除く。）は、管理区域内で作業を行う請負会社に対して、第１項で定めた必要事項を遵守させる措置を講じる。

第６節　その他

（頻度の定義）

第１１９条　本章でいう測定頻度等に関する考え方は、表１１９のとおりとする。

表１１９

頻度	考え方
毎日運転中に１回	午前０時を始期とする１日の間に１回実施し、連続して実施（測定等）している場合も含む。
１週間に１回	月曜日を始期とする１週間に１回実施
１ヶ月に１回	毎月１日を始期とする１ヶ月間に１回実施
３ヶ月に１回	４月１日、７月１日、１０月１日および１月１日を始期とする各３ヶ月間に１回実施
常　　時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。

第８章　施設管理

（施設管理計画）

第１２０条　原子炉施設について原子炉設置（変更）許可を受けた設備に係る事項および「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」を含む要求事項への適合を維持し、原子炉施設の安全を確保するため、以下の施設管理計画を定める。

１．施設管理の実施方針および施設管理目標

(1) 社長は、原子炉施設の安全確保を最優先として、施設管理の継続的な改善を図るため、施設管理の現状等を踏まえ、施設管理の実施方針を定める。また、１１．の施設管理の有効性評価の結果、および施設管理を行う観点から特別な状態（６．３参照）を踏まえ施設管理の実施方針の見直しを行う。

(2) さらに、第１２０条の６に定める長期施設管理方針を策定または変更した場合には、長期施設管理方針に従い保全を実施することを施設管理の実施方針に反映する。

(3) 原子力部門は、施設管理の実施方針に基づき、施設管理の改善を図るための施設管理目標を設定する。また、１１．の施設管理の有効性評価の結果、および施設管理を行う観点から特別な状態（６．３参照）を踏まえ施設管理目標の見直しを行う。

２．保全プログラムの策定

原子力部門は、１．の施設管理目標を達成するため３．より１０．からなる保全プログラムを策定する。

また、１１．の施設管理の有効性評価の結果、および施設管理を行う観点から特別な状態（６．３参照）を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。

３．保全対象範囲の策定

原子力部門は、原子炉施設の中から、各号炉毎に保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。

(1) 重要度分類指針において、一般の産業施設よりもさらに高度な信頼性の確保および維持が要求される機能を有する設備

(2) 重要度分類指針において、一般の産業施設と同等以上の信頼性の確保および維持が要求される機能を有する設備

(3) 原子炉設置（変更）許可申請書および設計および工事計画認可申請書で保管および設置要求があり、許可または認可を得た設備

(4) 多様性拡張設備※1

(5) 炉心損傷または格納容器機能喪失を防止するために必要な機能を有する設備

(6) その他自ら定める設備

※１：多様性拡張設備とは、技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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

４．施設管理の重要度の設定

原子力部門は、３．の保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、構築物、系統および機器の施設管理の重要度として点検に用いる重要度（以下、「保全重要度」という。）と設計および工事に用いる重要度を設定する。

(1) 系統の保全重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため、重大事故等対処設備に該当すること、および重要度分類指針の重要度に基づき、確率論的リスク評価から得られるリスク情報を考慮して設定する。

(2) 機器の保全重要度は、当該機器が属する系統の保全重要度と整合するよう設定する。
なお、この際、機器が故障した場合の系統機能への影響、確率論的リスク評価から得られるリスク情報、運転経験等を考慮することができる。
(3) 構築物の保全重要度は、(1)または(2)に基づき設定する。
(4) 設計および工事に用いる重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため、重大事故等対処設備の該当有無、重要度分類指針の重要度等を組み合わせて設定する。
(5) 次項以降の保全活動は重要度に応じた管理を行う。

５．保全活動管理指標の設定、監視計画の策定および監視

(1) 原子力部門は、保全の有効性を監視、評価するために４．の施設管理の重要度を踏まえ、施設管理目標の中でプラントレベルおよび系統レベルの保全活動管理指標を設定する。

ａ．プラントレベルの保全活動管理指標

プラントレベルの保全活動管理指標として、以下のものを設定する。

① ７０００臨界時間あたりの計画外自動・手動スクラム回数
② ７０００臨界時間あたりの計画外出力変動回数
③ 工学的安全施設の計画外作動回数

ｂ．系統レベルの保全活動管理指標

系統レベルの保全活動管理指標として、４．（１）の施設管理の重要度の高い系統のうち、重要度分類指針クラス１、クラス２およびリスク重要度の高い系統機能ならびに重大事故等対処設備に対して以下のものを設定する。

① 予防可能故障（ＭＰＦＦ）回数
② 非待機（ＵＡ）時間※２

※２：非待機（ＵＡ）時間については、待機状態にある機能および待機状態にある系統の動作に必須の機能に対してのみ設定する(以下、本条において同じ)。

(2) 原子力部門は、以下に基づき保全活動管理指標の目標値を設定する。また、１０．の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全活動管理指標の目標値の見直しを行う。

ａ．プラントレベルの保全活動管理指標

プラントレベルの保全活動管理指標の目標値は、運転実績を踏まえて設定する。

ｂ．系統レベルの保全活動管理指標

① 予防可能故障（ＭＰＦＦ）回数の目標値は、運転実績、重要度分類指針の重要度、リスク重要度を考慮して設定する。
② 非待機（ＵＡ）時間の目標値は、点検実績および第４章第３節（運転上の制限）第２０条から第８６条の２の第３項で定める要求される措置の完了時間を参照して設定する。

(3) 原子力部門は、プラントまたは系統の供用開始までに、保全活動管理指標の監視項目、監視方法および算出周期を具体的に定めた監視計画を策定する。なお、監視計画には、計画の始期および期間に関することを含める。
(4) 原子力部門は、監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取および監視を実施し、その結果を記録する。

６．保全計画の策定

(1) 原子力部門は、３．の保全対象範囲に対し、以下の保全計画を策定する。なお、保全計画には、計画の始期および期間に関することを含める。

ａ．点検計画（６．１参照）
ｂ．設計および工事の計画（６．２参照）

ｃ．特別な保全計画（６．３参照）

(2) 原子力部門は、保全計画の策定にあたって、４．の施設管理の重要度を勘案し、必要に応じて次の事項を考慮する。また、１０．の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全計画の見直しを行う。

ａ．運転実績、事故および故障事例などの運転経験

ｂ．使用環境および設置環境

ｃ．劣化、故障モード

ｄ．機器の構造等の設計的知見

ｅ．科学的知見

(3) 原子力部門は、保全の実施段階での原子炉の安全性が確保されていることを確認するとともに、安全機能に影響を及ぼす可能性のある行為を把握し、保全計画を策定する。

６．１　点検計画の策定

(1) 原子力部門は、原子炉停止中または運転中に点検を実施する場合は、あらかじめ保全方式を選定し、点検の方法ならびにそれらの実施頻度および実施時期を定めた点検計画を策定する。

(2) 原子力部門は、構築物、系統および機器の適切な単位ごとに、予防保全を基本として、以下に示す保全方式から適切な方式を選定する。

ａ．予防保全

① 時間基準保全

② 状態基準保全

ｂ．事後保全

(3) 原子力部門は、選定した保全方式の種類に応じて、次の事項を定める。

ａ．時間基準保全

点検を実施する時期までに、次の事項を定める。

① 点検の具体的方法

② 構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準

③ 実施頻度

④ 実施時期

なお、時間基準保全を選定した機器に対して、運転中に設備診断技術を使った状態監視データ採取、巡視点検または定例試験の状態監視を実施する場合は、状態監視の内容に応じて、状態基準保全を選定した場合に準じて必要な事項を定める。

ｂ．状態基準保全

① 設備診断技術を使い状態監視データを採取する時期までに、次の事項を定める。

ⅰ）状態監視データの具体的採取方法

ⅱ）機器の故障の兆候を検知するために必要な状態監視データ項目、評価方法および必要な対応を適切に判断するための管理基準

ⅲ）状態監視データ採取頻度

ⅳ）実施時期

ⅴ）機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法

② 巡視点検を実施する時期までに、次の事項を定める。

ⅰ）巡視点検の具体的方法

ⅱ）構築物、系統および機器の状態を監視するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準

ⅲ）実施頻度

ⅳ）実施時期
ⅴ）機器の状態が管理基準に達するかまたは故障の兆候を発見した場合の対応方法

③定例試験を実施する時期までに、次の事項を定める。
ⅰ）定例試験の具体的方法
ⅱ）構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準
ⅲ）実施頻度
ⅳ）実施時期
ⅴ）機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法

ｃ．事後保全
事後保全を選定した場合は、機能喪失の発見後、修復を実施する前に、修復方法、修復後に所定の機能を発揮することの確認方法および修復時期を定める。

(4) 原子力部門は、点検を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを事業者検査※3により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。
ａ．事業者検査の具体的方法
ｂ．所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な事業者検査の項目、評価方法および管理基準
ｃ．事業者検査の実施時期

※３：事業者検査とは、点検および工事に伴うリリースのため、点検および工事とは別に、要求事項への適合を確認する合否判定行為であり、第１２０条の４による使用前事業者検査および第１２０条の５による定期事業者検査をいう（以下、本条において同じ）。

６．２　設計および工事の計画の策定

(1) 原子力部門は、設計および工事を実施する場合は、あらかじめその方法および実施時期を定めた設計および工事の計画を策定する。また、安全上重要な機器等の工事を実施する場合は、その計画段階において、法令に基づく必要な手続き※4の要否について確認を行い、その結果を記録する。

(2) 原子力部門は、原子炉施設に対する使用前点検を行う場合は、使用前点検の方法ならびにそれらの実施頻度および実施時期を定めた使用前点検の計画を策定する。

(3) 原子力部門は、工事を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを事業者検査ならびに事業者検査以外の検査および試験（以下、「試験等」という。）により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。
ａ．事業者検査および試験等の具体的方法
ｂ．所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な事業者検査および試験等の項目、評価方法および管理基準
ｃ．事業者検査および試験等の実施時期

※４：法令に基づく手続きとは、原子炉等規制法 第４３条の３の８（変更の許可及び届出等）、第４３条の３の９（設計及び工事の計画の認可）、第４３条の３の１０（設計及び工事の計画の届出）、第４３条の３の１１第３項（使用前事業者検査の確認申請）、ならびに電気事業法 第４７条・第４８条（工事計画）および第４９条・第５０条（使用前検査）に係る手続きをいう。

６．３　特別な保全計画の策定

(1) 原子力部門は、地震、事故等により長期停止を伴った保全を実施する場合などは、特別な措置として、あらかじめ当該原子炉施設の状態に応じた保全方法および実施時期を定めた計画を策定する。

(2) 原子力部門は、特別な保全計画に基づき保全を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを点検により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。

ａ．点検の具体的方法

ｂ．所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な点検の項目、評価方法および管理基準

ｃ．点検の実施時期

７．保全の実施

(1) 原子力部門は、６．で定めた保全計画にしたがって保全を実施する。

(2) 原子力部門は、保全の実施にあたって、第１２０条の２による設計管理および第１２０条の３による作業管理を実施する。

(3) 原子力部門は、保全の結果について記録する。

８．保全の結果の確認・評価

(1) 原子力部門は、あらかじめ定めた方法で、保全の実施段階で採取した構築物、系統および機器の保全の結果から所定の機能を発揮しうる状態にあることを、所定の時期※５までに確認･評価し、記録する。

(2) 原子力部門は、原子炉施設の使用を開始するために、所定の機能を発揮しうる状態にあることを検証するため、事業者検査を実施する。

(3) 原子力部門は、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合には、定めたプロセスに基づき、保全が実施されていることを、所定の時期※５までに確認・評価し、記録する。

※５：所定の時期とは、所定の機能が要求される時またはあらかじめ計画された保全の完了時をいう。

９．不適合管理、是正処置および未然防止処置

(1) 原子力部門は、施設管理の対象となる施設およびプロセスを監視し、以下の a.および b.の状態に至らないよう通常と異なる状態を監視・検知し、必要な是正処置を講じるとともに、以下の a.および b.に至った場合には、不適合管理を行ったうえで、是正処置を講じる。

ａ．保全を実施した構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できない場合

ｂ．最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合にあって、定めたプロセスに基づき、保全が実施されていることが確認・評価できない場合

(2) 原子力部門は、他の原子力施設の運転経験等の知見を基に、自らの組織で起こり得る問題の影響に照らし、適切な未然防止処置を講じる。

(3) 原子力部門は、(1) および(2)の活動を第３条に基づき実施する。

１０．保全の有効性評価

原子力部門は、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

(1) 原子力部門は、あらかじめ定めた時期および内容に基づき、保全の有効性を評価する。なお、保全の有効性評価は、以下の情報を適切に組み合わせて行う。

ａ．保全活動管理指標の監視結果

ｂ．保全データの推移および経年劣化の長期的な傾向監視の実績

ｃ．トラブルなど運転経験

ｄ．高経年化技術評価結果

ｅ．他プラントのトラブルおよび経年劣化傾向に係るデータ

ｆ．リスク情報、科学的知見

(2) 原子力部門は、保全の有効性評価の結果を踏まえ、構築物、系統および機器の保全方式を変更する場合には、６．１に基づき保全方式を選定する。また、構築物、系統および機器の点検間隔を変更する場合には、保全重要度を踏まえた上で、以下の評価方法を活用して評価する。

ａ．点検および取替結果の評価

ｂ．劣化トレンドによる評価

ｃ．類似機器等のベンチマークによる評価

ｄ．研究成果等による評価

(3) 原子力部門は、保全の有効性評価の結果とその根拠および必要となる改善内容について記録する。

１１．施設管理の有効性評価

(1) 原子力部門は、１０．の保全の有効性評価の結果および１．の施設管理目標の達成度から、定期的に施設管理の有効性を評価し、施設管理が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

(2) 原子力部門は、施設管理の有効性評価の結果とその根拠および改善内容について記録する。

１２．構成管理

原子力部門は、施設管理を通じ以下の要素間の均衡を維持する。

(1) 設計要件（第３条７．２．１に示す業務・原子炉施設に対する要求事項のうち、「構築物、系統、および機器がどのようなものでなければならないか」という要件を含む第１２０条の２の設計に対する要求事項をいう。）

(2) 施設構成情報（第３条４．２．１に示す文書のうち、「構築物、系統、および機器がどのようなものかを示す図書、情報」をいう。）

(3) 物理的構成（実際の構築物、系統、および機器をいう。）

１３．情報共有

原子力部門は、保守点検を行った事業者から得られた保安の向上に資するために必要な技術情報を、ＰＷＲ事業者連絡会を通じて他の原子炉設置者と情報共有を行う。

（設計管理）

第１２０条の２　原子力部門は、原子炉施設の工事を行う場合、新たな設計または過去に実施した設計結果の変更に該当するかどうかを判断する。

２．原子力部門は、第１項において該当すると判断した場合、次の各号に掲げる要求事項を満たす設計を第３条７．３に従って実施する。

(1) 保全の結果の反映および既設設備への影響の考慮を含む、機能および性能に関する要求事項

(2) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の規定および原子炉設置（変更）許可申請書の記載事項を含む、適用される法令・規制要求事項

(3) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報

(4) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項

３．本条における設計管理には、次条に定める作業管理および第１２０条の４に定める使用前事業者検査の実施を考慮する。

（作業管理）

第１２０条の３　原子力部門は、前条の設計管理の結果に従い工事を実施する。

２．原子力部門は、原子炉施設の点検および工事を行う場合、原子炉施設の安全を確保するため次の事項を考慮した作業管理を行う。

(1) 他の原子炉施設および周辺環境からの影響による作業対象設備の損傷および劣化の防止

(2) 供用中の原子炉施設に対する悪影響の防止

(3) 供用開始後の管理上重要な初期データの採取

(4) 作業工程の管理

(5) 供用開始までの作業対象設備の管理

(6) 第６章に基づく放射性廃棄物管理

(7) 第７章に基づく放射線管理

３．原子力部門は、原子炉施設の状況を日常的に確認し、偶発故障等の発生も念頭に、設備等が正常な状態から外れ、または外れる兆候が認められる場合に、適切に正常な状態に回復させることができるよう、本項および第１４条による巡視点検を定期的に行う。

（使用前事業者検査の実施）

第１２０条の４　所長は、設計および工事の計画の認可または設計および工事の計画の届出（以下、本条において「設工認」という。）の対象となる原子炉施設について、設置または変更の工事にあたり、設工認に従って行われたものであること、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」へ適合することを確認するための使用前事業者検査（以下、本条において「検査」という。）を統括する。

なお、新燃料の製造時に行う検査については、原子燃料部門統括が統括する。

２．所長は、第４条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設置または変更の工事を実施した組織とは別の組織の者を、検査実施責任者として指名する。

なお、新燃料の製造時に行う検査については、原子燃料部門統括が指名する。

３．前項の検査実施責任者は、次の各号を実施する。

(1) 検査の実施体制を構築する。

(2) 検査要領書※1を定め、検査を実施する。

(3) 検査対象の原子炉施設が次の基準に適合していることを判断するために必要な項目と、検査項目ごとの判定基準を定める。

a. 設工認に従って行われたものであること。

b. 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に適合するものであること。

(4) 検査項目ごとの判定結果を踏まえ、検査対象の原子炉施設が前号a. およびb. の基準に適合することを最終判断する。

４．検査実施責任者は検査項目ごとの判定業務を検査員に行わせることができる。このとき、検査員として次の各号に掲げる事項のいずれかを満たす者を指名する。

(1) 第４条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設置または変更の工事を実施した組織とは別の組織の者

(2) 検査対象となる設置または変更の工事の調達における供給者のなかで、当該工事を実施した組織とは別の組織の者

(3) 前号に掲げる供給者とは別の、当該検査業務に係る役務の供給者

５．検査実施責任者は、検査内容および検査対象設備の重要度に応じて、検査実施責任者および前項に規定する検査員の立会頻度を定め、立ち会う。

６．各課（室）長は、第３項および第４項に係る事項について、次の各号を実施する。

(1) 検査業務に係る役務を調達する場合、当該役務の供給者に対して管理を行う。

(2) 検査に係る記録の管理を行う。

(3) 検査に係る要員の教育訓練を行う。

※１：検査を行うにあたっては、あらかじめ、検査の時期、対象、以下に示す方法その他必要な事項を定めた検査要領書を定める。

a. 構造、強度および漏えいを確認するために十分な方法

b. 機能および性能を確認するために十分な方法

c. その他設置または変更の工事がその設計および工事の計画に従って行われたものであることを確認するために十分な方法

（定期事業者検査の実施）

第１２０条の５　所長は、原子炉施設が「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に適合するものであることを定期に確認するための定期事業者検査（以下、本条において「検査」という。）を統括する。

２.所長は、第４条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設備等の所管課(室)とは別の組織の者を、検査実施責任者として指名する。

３．前項の検査実施責任者は、次の各号を実施する。

(1) 検査の実施体制を構築する。

(2) 検査要領書※1を定め、検査を実施する。

(3) 検査対象の原子炉施設が「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に適合するものであることを判断するために必要な検査項目と、検査項目ごとの判定基準を定める。

(4) 検査項目ごとの判定結果を踏まえ、検査対象の原子炉施設が前号の基準に適合することを最終判断する。

４．検査実施責任者は検査項目ごとの判定業務を検査員に行わせることができる。このとき、検査員として次の各号に掲げる事項のいずれかを満たすものを指名する。

(1) 第４条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設備の設備管理部署とは別の組織の者

(2) 検査対象となる設備の工事または点検の調達における供給者のなかで、当該工事または点検を実施する組織とは別の組織の者

(3) 前号に掲げる供給者とは別の、当該検査業務に係る役務の供給者

５．検査実施責任者は、検査内容および検査対象設備の重要度に応じて、検査実施責任者および前項に規定する検査員の立会頻度を定め、立ち会う。

６．各課（室）長は、第３項および第４項に係る事項について、次の各号を実施する。

(1) 検査業務に係る役務を調達する場合、当該役務の供給者に対して管理を行う。

(2) 検査に係る記録の管理を行う。

(3) 検査に係る要員の教育訓練を行う。

※１：各プラントの特徴に応じ、検査の時期、対象、以下に示す方法その他必要な事項を定めた検査要領書を定める。

a. 開放、分解、非破壊検査その他の各部の損傷、変形、摩耗および異常の発生状況を確認するために十分な方法

b. 試運転その他の機能および作動の状況を確認するために十分な方法

c. a、b による方法のほか、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に適合している状態を維持するかどうかを判定する方法で行うものとする。

（原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価および長期施設管理方針）

第１２０条の６　原子力発電部門統括は、２号炉、３号炉および４号炉に関し、重要度分類指針におけるクラス１、２、３の機能を有する機器および構造物※１ならびに常設重大事故等対処設備に属する機器および構造物※１※２（以下、本条において「機器および構造物」という。）について、各号炉毎、営業運転を開始した日以後４０年を経過する日までに実施した以下の事項について、第１２条の２に定める原子炉の運転期間を変更する場合、あるいはその他経年劣化に関する技術的な評価を行うために設定した条件、評価方法を変更する場合は、当該評価の見直しを行い、その結果に基づき、策定した長期施設管理方針を変更する。

(1) 経年劣化に関する技術的な評価

(2) 前号に基づく長期施設管理方針の策定※３

２．原子力発電部門統括は、２号炉、３号炉および４号炉に関し、機器および構造物について、各号炉毎、営業運転を開始した日以後５０年を経過する日までに、実施手順および実施体制を定め、これに基づき、前項(1)、(2)の事項を実施する。

３．原子力発電部門統括は、１号炉に関し、機器および構造物について、営業運転を開始した日以後５０年を経過する日までに実施した第１項(1)、(2)の事項について、第１２条の２に定める原子炉の運転期間を変更する場合、あるいはその他経年劣化に関する技術的な評価を行うために設定した条件、評価方法を変更する場合は、当該評価の見直しを行い、その結果に基づき、策定した長期施設管理方針を変更する。

４．１号炉、２号炉、３号炉および４号炉の長期施設管理方針は添付６に示すものとする。

※１：動作する機能を有する機器および構造物に関し、原子炉施設の供用に伴う劣化の状況が的確に把握される箇所を除く。

※２：「常設重大事故等対処設備」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第４３条第２項の設備をいう。

※３：延長する期間が満了する日までの方針。

第９章　非常時の措置

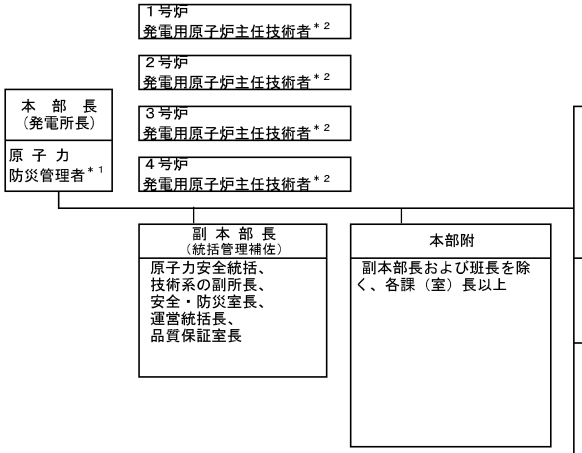
（原子力防災組織）

第１２１条　安全・防災室長は、原子力災害の発生または拡大を防止するため、図１２１に示す原子力防災組織を定めるにあたり、所長の承認を得る。

２．発電所原子力緊急時対策本部（以下、「発電所対策本部」という。）の本部長は、所長とする。ただし、安全・防災室長は、所長が不在の場合に備えて代行者を定めるにあたり、所長の承認を得る。

３．原子力災害対策特別措置法に基づく措置が必要な場合は、本規定にかかわらず当該措置を優先する（以下、本章において同じ）。

図１２１　　原子力防災組織図



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

＊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。

（原子力防災要員）

第１２２条　安全・防災室長は、原子力災害対策特別措置法第８条第３項に規定する原子力防災要員を定めるにあたり、所長の承認を得る。

（緊急作業従事者の選定）

第１２２条の２　放射線管理課長は、次の各号全ての要件に該当する所員および請負会社従業員等の放射線業務従事者（女子については、妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者に限る。）から、緊急作業に従事させるための要員（以下、「緊急作業従事者」という。）を選定し、所長の承認を得る。

(1) 表１２２の２の緊急作業についての教育を受けた上で、緊急作業に従事する意思がある旨を、社長に書面で申し出た者

(2) 表１２２の２の緊急作業についての訓練を受けた者

(3) 実効線量について２５０ミリシーベルトを線量限度とする緊急作業に従事する者にあっては、第１２２条に定める原子力防災要員、原子力災害対策特別措置法第９条第１項に規定する原子力防災管理者または同法同条第３項に規定する副原子力防災管理者であること。

表１２２の２

分　類	項　目	時間
教育	緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能および使用方法等）	３時間以上
	電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法および被ばく線量の管理の方法に関する知識	１時間以上
訓練	緊急作業の方法※１	３時間以上
	緊急作業で使用する施設および設備の取扱い※２	３時間以上

※１：兼用できる訓練

・第１８条の５第４項および第１３１条のうち、緊急作業の方法に関する訓練

※２：兼用できる訓練

・第１８条の５第４項、第１８条の６第１項、第１２５条および第１３１条のうち、緊急作業で使用する施設および設備の取扱いに関する訓練

（原子力防災資機材等の整備）

第１２３条　安全・防災室長は、原子力防災組織の活動に必要な放射線障害防護用器具、非常用通信機器等を定めるにあたり、所長の承認を得る。

２．発電室長は、非常事態における運転操作に関する社内標準を作成し、制定・改正に当たっては、第８条第２項に基づき運営委員会の確認を得る。

（通報経路）

第１２４条　安全・防災室長は、警戒事象が発生した場合、または特定事象等が発生した場合の社内および国、県、町等の社外関係機関との連絡経路または通報経路を定めるにあたり、所長の承認を得る。

（原子力防災訓練）

第１２５条　安全・防災室長は、原子力防災組織の構成員等に対して非常事態に対処するための総合的な訓練を１年に１回以上実施し、所長に報告する。

（通　報）

第１２６条　各課（室）長は、警戒事象が発生した場合、または特定事象等が発生した場合は、第１２４条に定める経路に従って所長に報告する。

２．所長は、警戒事象の発生、または特定事象等の発生について報告を受け、もしくは自ら発見した場合は、第１２４条に定める経路に従って社内および社外関係機関に連絡または通報する。

（原子力防災体制等の発令）

第１２７条　所長は、警戒事象の発生について報告を受け、または自ら発見した場合は、警戒体制を発令して、発電所警戒本部の要員を召集し、発電所警戒本部を設置する。

所長は、警戒体制、または原子力防災体制を発令した場合は、直ちに原子力発電部門統括に報告する。

２．所長は、特定事象等の発生について報告を受け、または自ら発見した場合は、原子力防災体制を発令して、発電所対策本部の要員を召集し、発電所対策本部を設置する。

所長は、原子力防災体制を発令した場合は、直ちに原子力発電部門統括に報告する。

（応急措置）

第１２８条　本部長は、原子力防災組織を統括し、原子力防災体制等を発令した場合において、次の応急措置を実施する。

(1) 退避誘導および構内入域制限
(2) 消火活動
(3) 原子力災害医療
(4) 汚染拡大の防止
(5) 線量評価
(6) 応急復旧
(7) 原子力災害の拡大防止を図るための措置

（緊急時における活動）

第１２９条　原子力緊急事態宣言発出後、本部長は、第１２８条で定める応急措置を継続実施する。

（緊急作業従事者の線量管理等）

第１２９条の２　本部長は、緊急作業従事者が緊急作業期間中に受ける線量を可能な限り低減するため、次の事項を実施する。

⑴　緊急作業従事者が緊急作業に従事する期間中の実効線量および等価線量を表１２９の２に定める項目および頻度に基づき評価するとともに、法令に定める線量限度を超えないように被ばく線量の管理を実施する。

⑵　原子炉施設の状況および作業内容を考慮し、放射線防護マスクの着用等の放射線防護措置を講じる。

２　本部長は、緊急作業従事者に対し、緊急作業期間中および緊急作業に係る業務から離れる際、医師による健康診断を実施する。

表１２９の２

項　　目	頻　　度
外部被ばくによる線量	１ヶ月※1に１回
内部被ばくによる線量	１ヶ月※1に１回

※１：毎月１日を始期とする。

（原子力防災体制等の解除）

第１３０条　本部長は、事象が収束し、警戒体制または原子力防災体制を継続する必要がなくなった場合は、警戒体制または原子力防災体制を解除し、その旨を社内および社外関係機関に連絡する。

第１０章　保安教育

（所員への保安教育）

第１３１条　総務課長は、毎年度、原子炉施設の運転および管理を行う所員への保安教育実施計画を表１３１－１、表１３１－２および表１３１－３の実施方針に基づいて作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

２．総務課長は、第１項の保安教育実施計画の策定にあたり、第８条第２項に基づき運営委員会の確認を得る。

３．各課（室）長は、第１項の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施するとともに年度毎に実施結果を所長に報告する。

　ただし、各課（室）長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認めた者については、該当する教育について省略することができる。

４．総務課長は、具体的な保安教育内容の見直し頻度を定める。

５．各課（室）長は、具体的な保安教育の内容を定めるとともに総務課長が定める見直し頻度に従い、必要な見直しを行う。

表１３１－１

保安教育実施方針（総括表）

保安教育の内容					対象者と教育時間　※３								
					運転員								
大分類	中分類（実用炉規則第９２条の内容）	小分類（項目）	内　　容	実施時期	当直課長 当直主任	当直班長 原子炉制御員	主機運転員	補機運転員	放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者	燃料取替の業務に関わる者	特重施設要員	左記以外の技術系所員	事務系所員
入所時に実施する教育 ※１	関係法令および保安規定の遵守に関すること	原子炉等規制法および法令等の遵守※２	原子炉等規制法に関連する法令の概要および法令等の遵守※２	入所時（原子力発電所新規配属時）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）
	原子炉施設の構造、性能に関すること	設備概要、主要系統の機能	原子炉のしくみ		◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）
			原子炉容器等主要機器の構造に関すること 原子炉冷却系統等主要系統の機能・性能に関すること		◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	○ （0.5時間以上）	×
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		非常時の場合に講ずべき処置の概要		◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）
放射線業務従事者教育 ※１	関係法令および保安規定の遵守に関すること		法、令、労働安全衛生規則および電離放射線障害防止規則の関係条項	管理区域内において核燃料物質、使用済燃料またはこれらによって汚染された物を取り扱う業務に就かせるとき	対象者と教育時間は、表１３１－２参照								
	原子炉施設の構造、性能に関すること		原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備およびその他の設備の構造に関すること										
	放射線管理に関すること		原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備およびその他の設備の取扱いの方法										
			管理区域への立入りおよび退去の手順										
			外部放射線による線量当量率および空気中の放射性物質の濃度の監視の方法										
			電離放射線が生体の細胞、組織、器官および全身に与える影響										
	核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること		核燃料物質または使用済燃料またはこれらによって汚染された物の種類および性状ならびに運搬、貯蔵、廃棄の作業の方法・順序										
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		異常な事態が発生した場合における応急措置の方法										
その他反復教育	関係法令および保安規定の遵守に関すること	原子炉施設保安規定および法令等の遵守※２	総則、品質保証、保安管理体制、保安教育、記録および報告に関することおよび法令等の遵守※２	１回／１０年毎以上	対象者と実施時期、教育時間については、表１３１－３参照							○ （１時間以上）	○ （１時間以上）
	原子炉施設の運転に関すること	運転管理	臨界管理に関すること									○ （１時間以上）	×
			運転上の留意事項に関すること、通則に関すること										
			運転上の制限に関すること										
			異常時の措置に関すること										
			原子炉物理・理論に関すること										
			巡視点検に関すること										
			定期的に実施するサーベイランスの操作に関すること									×	
			異常時対応（現場機器対応）※４										
			異常時対応（中央制御室内対応）※４										
			異常時対応（特重施設対応）※４										
			異常時対応（指揮、状況判断）※４										
		運転訓練	シミュレータ訓練Ⅰ（直員連携訓練）										
			シミュレータ訓練Ⅱ（起動停止・異常時・警報発生時対応訓練）										
			シミュレータ訓練Ⅲ（起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練）										
		施設管理	施設管理計画に関すること									○ （１時間以上）	
	放射線管理に関すること	放射線管理	放射線測定器の取扱い		◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	○ （１時間以上）	×
			管理区域への出入り管理等、区域管理に関すること										
			線量限度等、被ばく管理に関すること										
			外部放射線に係る線量当量率等の測定に関すること										
			管理区域外への移動等物品移動の管理に関すること										
			請負会社等の放射線防護に関すること										
	核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること	放射性廃棄物管理	放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関すること		対象者と実施時期、教育時間については、表１３１－３参照							○ （０．５時間以上）	×
		燃料管理	燃料管理における臨界管理									○ （０．５時間以上）	
			燃料の検査、取替、運搬および貯蔵に関すること										
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関すること	１回／年以上	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）
			重大事故等および大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関すること										
			火災発生時の措置に関すること		◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）
			内部溢水発生時の措置に関すること										
			火山影響等およびその他自然災害（地震、津波および竜巻等）発生時の措置に関すること										
			有毒ガス発生時の措置に関すること										

※１：各課（室）長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認めた者については、該当する教育について省略することができる。
※２：法令等の遵守とは、関係法令および保安規定の遵守に関することをいう。
※３：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。
※４：重大事故等および大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関すること、火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス発生時の措置に関することを含み、その実施時期は、１回／年以上とする。

◎：全員が教育の対象者（関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡あり）
○：業務に関連する者が教育の対象（関連する業務内容に応じ教育内容に濃淡あり）
×：教育の対象外
（ ）：合計の教育時間

表１３１－２

保安教育実施方針（放射線業務従事者教育）

総括表中分類との対応	内　　容	対象者と教育時間　※２									電離放射線障害防止規則の分類
		運転員									
		当直課長 当直主任	当直班長 原子炉制御員	主機運転員	補機運転員	放射性廃棄物 処理設備の業務 に関わる者	燃料取替の業務に 関わる者	特重施設要員	左記以外の 技術系所員	事務系所員	
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること　※１	①核燃料物質または使用済燃料の種類および性状 ②核燃料物質または使用済燃料によって汚染された物の種類および性状	◎ （０．５時間以上）	◎ （０．５時間以上）	◎ （０．５時間以上）	◎ （０．５時間以上）	◎ （０．５時間以上）	◎ （０．５時間以上）	◎ （０．５時間以上）	○ （０．５時間以上）	○ （０．５時間以上）	核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物に関する知識
放射線管理に関すること　※１	①管理区域に関すること	◎ （１．５時間以上）	◎ （１．５時間以上）	◎ （１．５時間以上）	◎ （１．５時間以上）	◎ （１．５時間以上）	◎ （１．５時間以上）	◎ （１．５時間以上）	○ （１．５時間以上）	○ （１．５時間以上）	原子炉施設における作業の方法に関する知識
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること　※１	②核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵および廃棄の作業の方法および順序										
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること　※１	③核燃料物質または使用済燃料によって汚染された設備の保全の作業の方法および順序										
放射線管理に関すること　※１	④外部放射線による線量当量率および空気中の放射性物質の濃度の監視の方法										
放射線管理に関すること　※１	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認および汚染の除去の方法										
非常の場合に講ずべき処置に関すること　※１	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法										
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※１	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備およびその他の設備の構造および取扱いの方法	◎ （１．５時間以上）	◎ （１．５時間以上）	◎ （１．５時間以上）	◎ （１．５時間以上）	◎ （１．５時間以上）	◎ （１．５時間以上）	◎ （１．５時間以上）	○ （１．５時間以上）	○ （１．５時間以上）	原子炉施設に係る設備の構造および取扱いの方法に関する知識
放射線管理に関すること　※１	①　電離放射線の種類および性質 ②電離放射線が生体の細胞、組織、器官および全身に与える影響	◎ （０．５時間以上）	◎ （０．５時間以上）	◎ （０．５時間以上）	◎ （０．５時間以上）	◎ （０．５時間以上）	◎ （０．５時間以上）	◎ （０．５時間以上）	○ （０．５時間以上）	○ （０．５時間以上）	電離放射線の生体に与える影響
関係法令および保安規定の遵守に関すること　※１	法、令、労働安全衛生規則および電離放射線障害防止規則の関係条項	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	○ （１時間以上）	○ （１時間以上）	関係法令
放射線管理に関すること　※１	①管理区域への立入りおよび退去の手順	◎ （２時間以上）	◎ （２時間以上）	◎ （２時間以上）	◎ （２時間以上）	◎ （２時間以上）	◎ （２時間以上）	◎ （２時間以上）	○ （２時間以上）	○ （２時間以上）	原子炉施設における作業の方法および同施設に係る設備の取扱い
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること　※１	②核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵および廃棄の作業										
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること　※１	③核燃料物質または使用済燃料によって汚染された設備の保全の作業										
放射線管理に関すること　※１	④外部放射線による線量当量率および空気中の放射性物質の濃度の監視										
放射線管理に関すること　※１	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認および汚染の除去										
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※１	⑥原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備およびその他の設備の取扱い										
非常の場合に講ずべき処置に関すること　※１	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置										

※１：各課（室）長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認めた者については、該当する教育について省略することができる。

※２：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

◎：全員が教育の対象者
○：業務に関連する者が教育の対象
（ ）：合計の教育時間

表１３１－３

保安教育実施方針（運転員等）

保安教育の内容			具体的教育内容	対象者　※１							実施時期および教育時間
				運転員					燃料取替の業務に関わる者	特重施設要員	
中分類	小分類（項目）	細目		当直課長 当直主任	当直班長 原子炉制御員	主機運転員	補機運転員	放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者			
関係法令および保安規定の遵守に関すること	原子炉施設保安規定および法令等の遵守※２		総則、品質保証、保安管理体制、保安教育、記録および報告に関する規則の概要および法令等の遵守※２	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	
			保安に関する各組織および各職務の具体的役割と確認すべき記録	◎	×	×	×	×	×	×	
原子炉施設の運転に関すること	運転管理	原子炉物理・臨界管理	原子炉物理・臨界管理に関すること	◎	◎	◎	◎	×	×	×	＜運転員＞ ３年間で３０時間以上※３ ※４（下記※４と同枠内） ＜放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者＞ ３年間で２４時間以上※３ ※４（下記※４と同枠内） ＜燃料取替業務に関わる者＞ ３年間で３時間以上※３ ※４（下記※４と同枠内） ＜特重施設要員＞ ３年間で３時間以上※３
		運転管理Ⅰ	運転上の通則についての概要 運転上の留意事項の概要 運転上の制限の概要 異常時の措置の概要	◎	◎	◎	◎	◎ （放射性廃棄物処理設備に関することのみ）	×	◎	
		巡視点検・定期的検査Ⅰ	巡視点検の範囲と確認項目 定期的に実施するサーベイランスの内容と頻度	◎	◎	◎	◎	◎ （放射性廃棄物処理設備に関することのみ）	×	◎	
		異常時対応※５（現場機器対応）	原子炉の起動停止の概要 各設備の運転操作の概要（現場操作） 警報発生時の対応操作（現場操作） 異常時操作の対応（現場操作）	◎	◎	◎	◎	× ◎ （放射性廃棄物処理設備に関することのみ） ×	×	×	
		異常時対応※５（特重施設対応）	各設備の運転操作の概要（[redacted]） 警報発生時の対応操作（[redacted]） 異常時操作の対応（[redacted]）	×	×	×	×	×	×	◎	
		運転管理Ⅱ	運転上の通則の適用と根拠 運転上の留意事項の基準値と管理方法 運転上の制限の具体的値と制限を超えた場合の措置 異常時の措置を実施する際の運転操作基準	◎	◎	◎	×	×	×	×	
		巡視点検・定期的検査Ⅱ	巡視点検時の確認項目の根拠 定期的に実施するサーベイランスの操作と基準値	◎	◎	◎	×	×	×	×	
		異常時対応※５（中央制御室内対応）	原子炉の起動停止に関する操作と監視項目 各設備の運転操作と監視項目 警報発生時の対応操作（中央制御室） 異常時操作の対応（中央制御室）	◎	◎	◎	×	×	×	×	
		運転管理Ⅲ	運転上の通則に関する留意事項の根拠と制限を超える場合の措置 制限および制限を超えた場合の措置の根拠と運用 異常時の措置を実施する際の運転操作基準の根拠	◎	×	×	×	×	×	×	
		異常時対応※５（指揮、状況判断）	異常時操作の対応（判断・指揮命令） 警報発生時の監視項目	◎	×	×	×	×	×	×	
	運転訓練	シミュレータ訓練Ⅰ	運転操作の際の連携訓練	◎	◎	◎	◎	×	×	×	３年間で１５時間以上
		シミュレータ訓練Ⅱ	起動停止・異常時・警報発生時対応訓練	×	◎	×	×	×	×	×	３年間で９時間以上
		シミュレータ訓練Ⅲ	起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練	◎	×	×	×	×	×	×	３年間で９時間以上
	施設管理	施設管理計画に関することⅠ	定期事業者検査時の検査項目概要	◎	◎	◎	◎	×	×	×	＜運転員＞ ３年間で３０時間以上※３ ※４（上記※４と同枠内） ＜放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者＞ ３年間で２４時間以上※３ ※４（上記※４と同枠内） ＜燃料取替業務に関わる者＞ ３年間で３時間以上※３ ※４（上記※４と同枠内）
		施設管理計画に関することⅡ	定期事業者検査時の検査項目の根拠	◎	×	×	×	×	×	×	
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること	放射性廃棄物管理		放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関すること	◎	◎	◎	◎	◎ （放射性廃棄物処理設備に関することのみ）	×	×	
	燃料管理	燃料の臨界管理に関すること		◎	◎	◎	◎	×	◎	×	
		燃料の検査・取替・運搬および貯蔵に関すること									

※１：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。
※２：法令等の遵守とは、関係法令および保安規定の遵守に関することをいう。
※３：記載するに当たっての考えは、以下のとおり。
・本教育は、同一細目であっても対象者の職位に応じて理解の範囲、深さに差がある（ある教育で、複数の細目をカバーする場合もある）。
・この○年間で○○時間以上とは、運転員が行う一連の教育の時間であり、上表はこの教育時間の中に含まれている（上述の表の細目の時間を累積した時間ではない）。
・各細目の内容が密接に関わっていることから細目毎の時間の区別は行わない。
※５：重大事故等および大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関すること、火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス発生時の措置に関することを含む。

◎：全員が教育の対象者
（関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡あり）
×：教育の対象外

（請負会社従業員への保安教育）

第１３２条　総務課長は、原子炉施設に関する作業を請負会社が行う場合は、当該請負会社従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が表１３２の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。

ただし、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認めた者については、該当する教育について省略することができる。

２．放射線管理課長は、原子炉施設に関する作業のうち、管理区域内における業務を請負会社が行う場合は、当該業務に従事する請負会社従業員に対し、安全上必要な教育が表１３２の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認めた者については、該当する教育について省略することができる。

３．各課（室）長（当直課長を除く。）は、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助、燃料取替に関する業務の補助または特重施設要員を請負会社に行わせる場合は、当該業務に従事する請負会社従業員に対し、表１３１－１、表１３１－２および表１３１－３の実施方針のうち「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」、「燃料取替の業務に関わる者」および「特重施設要員」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

４．各課（室）長（当直課長を除く。）は、重大事故等発生時および大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する業務の補助を請負会社に行わせる場合は、当該業務に従事する請負会社従業員に対し、安全上必要な教育が表１３１－１の実施方針のうち「左記以外の技術系所員」に準じる保安教育（緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関すること（重大事故等発生時および大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を含む））の実施計画を定めていることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

５．各課(室)長（当直課長を除く。）は、原子炉施設に関する業務のうち、火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害（地震、津波および竜巻等）および有毒ガス発生時の措置における業務の補助を請負会社に行わせる場合は、当該業務に従事する請負会社従業員に対し、安全上必要な教育が表１３１－１の実施方針のうち「左記以外の技術系所員」に準じる保安教育（火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害（地震、津波および竜巻等）および有毒ガス発生時の措置に関すること）の実施計画を定めていることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

６．各課（室）長（当直課長を除く。）は、第３、４および５項の保安教育実施計画に基づいた保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認めた者については、該当する教育について省略することができる。

表１３２

保安教育実施方針（請負会社）

（１）発電所入所時に安全上必要な教育

保安教育の内容					対象者　※２	
大分類	中分類 （実用炉規則第９２条の内容）	小分類 （項目）	内　　容	実施時期	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外
入所時に実施する教育※１	原子炉施設の構造・性能に関すること		作業上の留意事項	入所時	◎	○
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		非常時の場合に講ずべき処置の概要		◎	◎
	関係法令および保安規定の遵守に関すること		関係法令および保安規定の遵守に関すること		◎	◎

（２）放射線業務従事者に対する教育

保安教育の内容			対象者と教育時間　※２		電離放射線障害防止規則の分類
総括表中分類との対応	内　　容	実施時期	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外	
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること　※１	①核燃料物質または使用済燃料の種類および性状 ②核燃料物質または使用済燃料によって汚染された物の種類および性状	管理区域内において核燃料物質、使用済燃料またはこれらによって汚染された物を取り扱う業務に就かせるとき	◎ （０．５時間以上）	×	核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物に関する知識
放射線管理に関すること　※１	①管理区域に関すること		◎ （１．５時間以上）	×	原子炉施設における作業の方法に関する知識
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること　※１	②核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵および廃棄の作業の方法および順序				
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること　※１	③核燃料物質または使用済燃料によって汚染された設備の保全の作業の方法および順序				
放射線管理に関すること　※１	④外部放射線による線量当量率および空気中の放射性物質の濃度の監視の方法				
放射線管理に関すること　※１	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認および汚染の除去の方法				
非常の場合に講ずべき処置に関すること　※１	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法				
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※１	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備およびその他の設備の構造および取扱いの方法		◎ （１．５時間以上）	×	原子炉施設に係る設備の構造および取扱いの方法に関する知識
放射線管理に関すること　※１	①電離放射線の種類および性質 ②電離放射線が生体の細胞、組織、器官および全身に与える影響		◎ （０．５時間以上）	×	電離放射線の生体に与える影響
関係法令および保安規定の遵守に関すること　※１	法、令、労働安全衛生規則および電離放射線障害防止規則の関係条項		◎ （１時間以上）	×	関係法令
放射線管理に関すること　※１	①管理区域への立入りおよび退去の手順		◎ （２時間以上）	×	原子炉施設における作業の方法および同施設に係る設備の取扱い
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること　※１	②核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵および廃棄の作業				
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること　※１	③核燃料物質または使用済燃料によって汚染された設備の保全の作業				
放射線管理に関すること　※１	④外部放射線による線量当量率および空気中の放射性物質の濃度の監視				
放射線管理に関すること　※１	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認および汚染の除去				
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※１	⑥原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備およびその他の設備の取扱い				
非常の場合に講ずべき処置に関すること　※１	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置				

※１：各課（室）長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認めた者については、該当する教育について省略することができる。

※２：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

◎：全員が教育の対象者
○：業務に関連する者が教育の対象
×：教育の対象外
（ ）：合計の教育時間

第１１章　記録および報告

（記録）

第１３３条　各課（室）長は、表１３３－１および表１３３－２に定める保安に関する記録を適正※1に作成（表１３３－１第１項を除く。）し、保存する。なお、記録の作成に当たっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。

２．原子力部門は、表１３３－３に定める保安に関する記録を適正※1に作成し、保存する。なお、記録の作成に当たっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。

※１：適正とは、不正行為がなされていないことをいう（以下、本条において同じ）。

表１３３－１

記録（実用炉規則第６７条に基づく記録）	記録すべき場合※2	保存期間
１．使用前確認の結果	確認の都度	同一事項に関する次の確認の時までの期間
２．施設管理の実施状況およびその担当者の氏名 (1) 保全活動管理指標の監視結果およびその担当者の氏名 (2) 保全の結果（安全上重要な機器等の工事については、法令に基づく必要な手続きの要否の確認結果を含む。）およびその担当者の氏名 (3) 保全の結果の確認・評価およびその担当者の氏名 (4) 不適合管理、是正処置、未然防止処置およびその担当者の氏名	施設管理の実施の都度	施設管理を実施した原子炉施設の解体または廃棄をした後５年が経過するまでの期間
３．施設管理方針、施設管理目標および施設管理実施計画の評価の結果およびその評価の担当者の氏名 (1) 保全の有効性評価およびその担当者の氏名 (2) 施設管理の有効性評価およびその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の施設管理方針、施設管理目標または施設管理実施計画の改定までの期間
４．熱出力	原子炉に燃料が装荷されている場合連続して	１０年間
５．炉心の中性子束密度		１０年間
６．炉心の温度		１０年間

※２：記録可能な状態において常に記録することを意味しており、点検・故障または消耗品の取替えにより記録不能な期間を除く。

表１３３－１（続き）

記録（実用炉規則第６７条に基づく記録）	記録すべき場合※2	保存期間
７．冷却材入口温度	モード１および２において１時間毎	１０年間
８．冷却材出口温度		１０年間
９．冷却材圧力	モード１および２において１時間毎	１０年間
10．冷却材流量		１０年間
11．制御棒位置		１年間
12．再結合装置内の温度 (1) 静的触媒式水素再結合装置温度 (2) 原子炉格納容器水素燃焼装置温度	運転中※3 １時間毎	１年間
13. 原子炉に使用している冷却材の純度および毎日の補給量	モード１および２において毎日１回	１年間
14．原子炉内における燃料体の配置	配置または配置替えの都度	取出後１０年間
15．運転開始前の点検結果	開始の都度	１年間
16．運転停止後の点検結果	停止の都度	１年間
17．運転開始日時	その都度	１年間
18．臨界到達日時	同上	１年間
19．運転切替日時	同上	１年間
20．緊急しゃ断日時	同上	１年間
21．運転停止日時	同上	１年間
22．警報装置から発せられた警報の内容※4	その都度	１年間
23. 運転責任者の氏名および運転員の氏名ならびにこれらの者の交代の日時および交代時の引継事項	交代の都度	１年間
24. 運転上の制限の確認および運転上の制限を満足していないと判断した場合に講じた措置	その都度	１年間（運転上の制限を満足していないと判断した場合は、当該記録について５年間）
25. 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置または配置替えの都度	５年間
26．使用済燃料の払出し時における放射能の量	払出しの都度	１０年間
27. 燃料体の形状または性状に関する検査の結果	挿入前および取出後（装荷予定のない場合を除く）	取出後１０年間

※３： 添付３「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に定める判断基準により、原子炉格納容器水素燃焼装置を起動している期間。

※４：「警報装置から発せられた警報」とは、実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則第４７条第１項および第２項に規定する範囲の警報をいう。

表１３３－１（続き）

記録（実用炉規則第６７条に基づく記録）	記録すべき場合※2	保存期間
28. 原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率	毎日運転中１回	１０年間
29. 放射性廃棄物の排気口または排気監視設備および排水口または排水監視設備における放射性物質の１日間および３月間についての平均濃度	１日間の平均濃度にあっては毎日１回、３月間の平均濃度にあっては３月毎に１回	１０年間
30. 管理区域における外部放射線に係る１週間の線量当量、空気中の放射性物質の１週間についての平均濃度および放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度	毎週１回	１０年間
31. 放射線業務従事者の４月１日を始期とする１年間の線量、女子※5の放射線業務従事者の４月１日、７月１日、１０月１日および１月１日を始期とする各３月間の線量ならびに本人の申出等により妊娠の事実を知ることとなった女子の放射線業務従事者にあっては出産までの間毎月１日を始期とする１月間の線量	１年間の線量にあっては毎年度１回、３月間の線量にあっては３月毎に１回、１月間の線量にあっては１月毎に１回	※６
32. ４月１日を始期とする１年間の線量が２０ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該１年間を含む原子力規制委員会が定める５年間の線量	原子力規制委員会が定める５年間において毎年度１回（左欄に掲げる当該１年間以降に限る）	※６
33. 放射線業務従事者が緊急作業に従事した期間の始期および終期ならびに放射線業務従事者の当該期間の線量	その都度	※６
34. 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴および原子力規制委員会が定める５年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴	その者が当該業務に就く時	※６
35. 発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類ならびにその運搬の日時および経路	運搬の都度	１年間

※５：妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。

※６：その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合、またはその記録を保存している期間が５年を超えた場合において、その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間。

表１３３－１（続き）

記録（実用炉規則第６７条に基づく記録）	記録すべき場合※2	保存期間
36. 廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄物を容器に封入し、または容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量および比重ならびにその廃棄の日、場所および方法	その廃棄の都度	※７
37. 放射性廃棄物を容器に封入し、または容器に固型化した場合には、その方法	封入または固型化の都度	※７
38. 放射性物質による汚染の広がりの防止および除去を行った場合には、その状況および担当者の氏名	広がりの防止および除去の都度	１年間
39. 事故の発生および復旧の日時	その都度	※７
40. 事故の状況および事故に際して採った処置	同上	※７
41. 事故の原因	同上	※７
42. 事故後の処置	同上	※７
43. 風向および風速	連続して	１０年間
44. 降雨量	同上	１０年間
45. 大気温度	同上	１０年間
46. 保安教育の実施計画	策定の都度	３年間
47. 保安教育の実施日時、項目および受けた者の氏名	実施の都度	３年間

※７： 廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間。

表１３３－２

記録（実用炉規則第１４条の３ および第５７条に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間
１．使用前事業者検査の結果の記録 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	検査の都度	当該使用前事業者検査に係る発電用原子炉施設の存続する期間
２．定期事業者検査の結果の記録 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	検査の都度	その発電用原子炉施設が廃棄された後５年が経過するまでの期間

表１３３－３

記録（実用炉規則第６７条に基づく記録）※8	記録すべき場合	保存期間
１．品質方針および品質目標	変更の都度	変更後５年が経過するまでの期間
２．第３条に定める品質マネジメントシステム計画および原子力発電の安全に係る品質保証規程	変更の都度	変更後５年が経過するまでの期間
３．品管規則の要求事項に基づき作成する次の社内標準 (1) 原子力部門における文書・記録管理通達 (2) 原子力部門における内部監査通達 (3) 不適合管理および是正処置通達 (4) 未然防止処置通達	変更の都度	変更後５年が経過するまでの期間
４．実効性のあるプロセスの計画的な実施および管理がなされるようにするために必要な次の文書 (1) グレード分け通達 (2) 安全文化通達 (3) 品質目標通達 (4) 内部コミュニケーション通達 (5) 要員・組織計画通達 (6) 教育・訓練通達 (7) 運転管理通達 (8) 原子燃料管理通達 (9) 放射性廃棄物管理通達 (10) 放射線管理通達 (11) 施設管理通達 (12) 非常時の措置通達 (13) 安全管理通達 (14) 原子燃料サイクル通達 (15) 原子力技術業務要綱 (16) 外部コミュニケーション通達 (17) 設計・開発通達 (18) 原子力部門における調達管理通達 (19) 監視機器・測定機器管理通達 (20) 検査・試験通達 (21) データ分析通達 (22) 火災防護通達	変更の都度	変更後５年が経過するまでの期間

※８：表１３３－１および表１３３－２に掲げるものを除く。

表１３３－３（続き）

記録（実用炉規則第６７条に基づく記録）※8	記録すべき場合	保存期間
５．品管規則の要求事項に基づき作成する次の記録 (1) マネジメントレビューの結果の記録 (2) 要員の力量および教育訓練その他の措置に係る記録 (3) 個別業務に必要なプロセスおよび当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録（本項の他で定めるものを除く。） (4) 個別業務等要求事項の審査の結果の記録および当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録 (5) 設計開発に用いる情報に係る記録 (6) 設計開発レビューの結果の記録および当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録 (7) 設計開発の検証の結果の記録および当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録 (8) 設計開発妥当性確認の結果の記録および当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録 (9) 設計開発の変更に係る記録 (10) 設計開発の変更の審査、検証および妥当性確認の結果の記録およびその結果に基づき講じた措置に係る記録 (11) 供給者の評価の結果の記録および当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録 (12) 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認の結果の記録 (13) 機器等または個別業務に関するトレーサビリティの記録 (14) 組織の外部の者の物品を所持している場合の記録 (15) 当該計量の標準が存在しない場合における、校正または検証の根拠の記録 (16) 監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合における、従前の監視測定の結果の妥当性を評価した記録 (17) 監視測定のための設備の校正および検証の結果の記録 (18) 内部監査結果の記録 (19) 使用前事業者検査等または自主検査等の結果に係る記録 (20) プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録 (21) 不適合の内容の記録および当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録 (22) 講じた全ての是正処置およびその結果の記録 (23) 講じた全ての未然防止処置およびその結果の記録	作成の都度	５年

（報告）

第１３４条　各課（室）長は、次に定める事項について、直ちに所長および原子炉主任技術者に報告する。

⑴ 運転上の制限を満足していないと判断した場合（実用炉規則第８７条第９号に定める事象が生じた場合）（第８８条関連）

⑵ 第９１条に定める異常が発生した場合

⑶ 放射性液体廃棄物または放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合（第１０１条または第１０２条関連）

⑷ 外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合（第１１４条関連）

⑸ 実用炉規則第１３４条第２号から第１４号に定める報告事象が生じた場合

２．前項に定める事項が発生した場合は、その旨を社長に報告する。

３．第１項⑴に定める事項が発生した場合は、その旨を直ちに原子力規制委員会へ報告する。

附　則（平成２３年５月１１日　１７原安防通達第２号－２２）

（施行期日）

第　１　条　この通達は、平成２３年５月１２日から施行する。

２．第７５条（ディーゼル発電機　－モード１、２、３および４以外－）の表７５－１について、非常用発電機の運用を開始するまでは、所要の電力供給が可能な場合、他の号炉のディーゼル発電機または移動式発電装置を非常用発電機とみなすことができる。

附　則（平成３０年５月１１日　平成２６原安管通達第３号－１４）

（施行期日）

第　１　条　この通達は、平成３０年５月１７日から施行する。

２．次の各号に示す原子炉施設の定期的な評価に係る規定については、施行日以後、初めて原子炉等規制法第４３条の３の２９の規定による届出をするまでの間、なお、従前の例による。

（１）第３条（品質保証計画）

（２）第６条（原子力発電安全委員会）

（３）第１１条（原子炉施設の定期的な評価）

（４）第１２０条（保守管理計画）

（５）第１３１条（所員への保安教育）

（６）第１３３条（記録）

附　則（２０２４年５月２９日　平成２６原安防通達第３号－３８）
（施行期日）
第　１　条　この通達は、２０２４年６月７日から施行する。
２．本通達施行の際、第１２０条の６に定める３号炉の長期施設管理方針については、２０２５年１月１７日から適用することとし、それまでの間は従前の例による。また、４号炉の長期施設管理方針については、２０２５年６月５日から適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附　則（２０２５年２月１７日　平成２６原安防通達第３号－４０）
（施行期日）
第　１　条　この通達は、２０２５年２月２６日から施行する。
２．本通達施行の際、３号炉および４号炉の蒸気発生器取替えに伴い変更する第２８条（化学体積制御系（ほう酸濃縮機能））については、３号炉または４号炉の蒸気発生器取替えに係る核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第４３条の３の１１第３項の使用前確認完了日以降、それぞれ適用することとし、それまでの間は従前の例による。
３．本通達施行の際、蒸気発生器保管庫設置に伴い変更する第１００条の２（放射性固体廃棄物の管理）、第１１１条（周辺監視区域）、第１１４条（外部放射線に係る線量当量率等の測定）、添付４（管理区域図）および添付５（保全区域図）については、蒸気発生器保管庫設置に係る核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第４３条の３の１１第３項の使用前確認完了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。
　ただし、第１００条の２（放射性固体廃棄物の管理）のうち、３号炉および４号炉の蒸気発生器取替えに伴い発生したその他の雑固体廃棄物（不燃物に限る。）に係る規定については、外部遮蔽壁保管庫に係る実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第１７条第３号の規定に基づく使用の承認を受けた日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。
４．本通達施行の際、保修点検建屋設置に伴い変更する第１１１条（周辺監視区域）、第１１４条（外部放射線に係る線量当量率等の測定）、第１１５条（放射線計測器類の管理）、添付２（火災、内部溢水、火山影響等、自然災害および有毒ガス発生時の対応に係る実施基準）、添付４（管理区域図）および添付５（保全区域図）については、保修点検建屋設置に係る核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第４３条の３の１１第３項の使用前確認完了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。

添付１　異常時の運転操作基準

（第９２条関連）

異常時の運転操作基準（１号炉および２号炉）

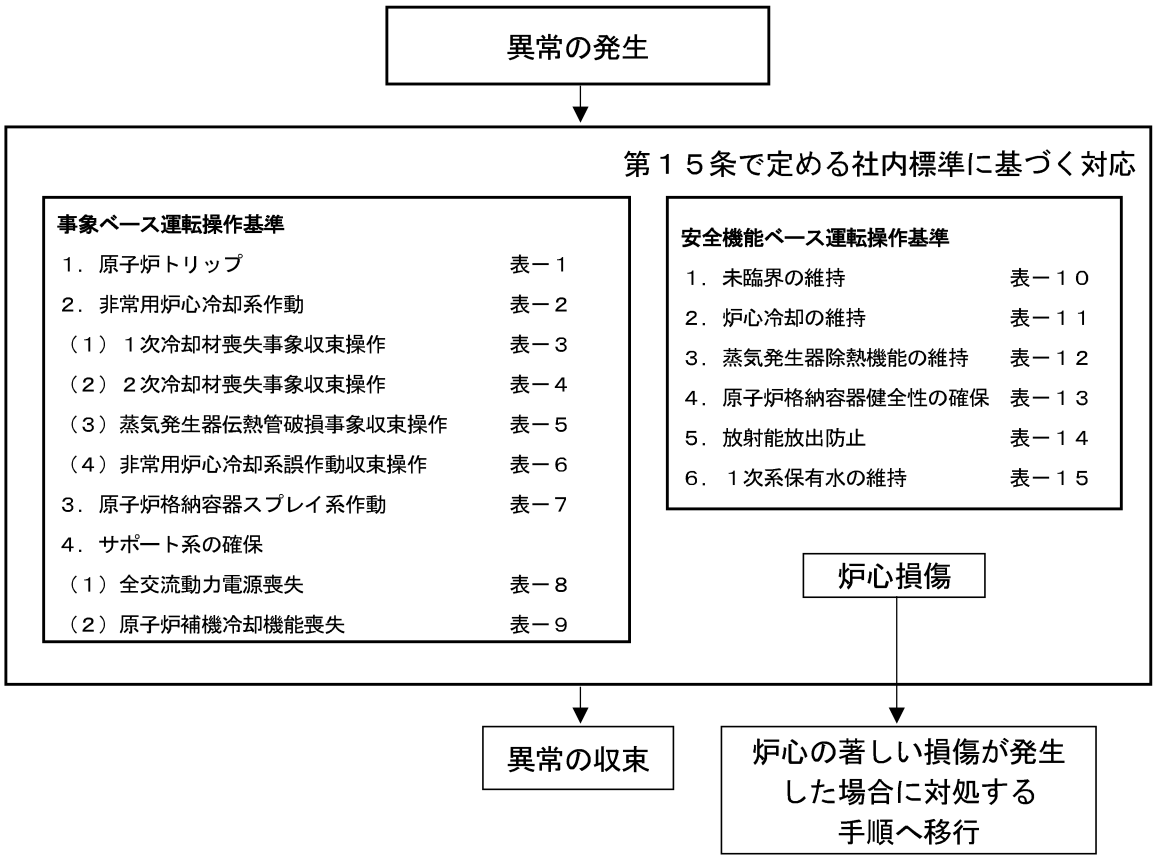
炉心は発電所において最大の放射能インベントリを有する部分であるので、著しい放射能の放出となる炉心の損傷を防止するために、原子炉内の核分裂反応を停止し炉心の冷却を維持すること、および発電所外への放射能の放出を防止するために、原子炉格納容器の健全性を確保することを目的として、原子炉の未臨界の維持、原子炉冷却の維持、原子炉格納容器健全性の確保に関する以下の事象ベース運転操作基準および安全機能ベース運転操作基準を定め、異常発生時の運転操作を実施する場合の指針として使用する。

異常発生時には、事象ベース運転操作基準の導入条件および安全機能ベース運転操作基準の導入条件である安全機能パラメータを監視し、事象に適した運転操作基準を使用する。

事象ベース運転操作基準が適用できない場合または事象ベース運転操作基準による操作中において、安全機能パラメータが安全機能ベース運転操作基準の導入条件となれば、安全機能ベース運転操作基準に移行し安全機能の回復を図る。

これらの運転操作基準による対応で事故収束せず、炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順に移行し、対応処置を実施する。

なお、当直課長は、安全上必要と判断した場合は、本運転操作基準にかかわらず、安全側の処置を講じることができる。



表－１（１号炉および２号炉）

事象ベース運転操作基準
１．原子炉トリップ

① 目　的
・原子炉を停止し、未臨界を維持する。
・原子炉停止後の炉心崩壊熱を除去し、モード３（高温停止）を確立する。

② 導入条件
・原子炉トリップ設定値に達した場合
・原子炉トリップ設定値に達する前に原子炉を手動トリップした場合

③ 主な監視操作内容

原子炉トリップの確認

１．原子炉トリップの警報発信を確認する。
２．制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを、以下により確認する。なお、原子炉が自動トリップする設定値になっても、自動トリップしない場合には、手動によりトリップを行う。
・原子炉トリップしゃ断器の開放表示
・制御棒炉底位置表示の点灯
・中性子束出力指示値の低下
３．自動または手動による原子炉トリップに成功しなければ、『安全機能ベース運転操作基準「未臨界の維持」』へ移行する。

タービン・発電機トリップの確認

１．タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。

蒸気発生器による除熱確認

１．タービンバイパス弁または主蒸気大気放出弁の制御状態を確認し、モード３（高温停止）となることを、１次冷却材温度により確認する。
２．蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。
３．補助給水系により蒸気発生器水位の調整を行う。

加圧器圧力・水位の整定

１．加圧器逃がし弁が閉止しており、加圧器圧力が正常であることを確認する。
２．加圧器水位が正常であることを確認する。

表－２（１号炉および２号炉）

事象ベース運転操作基準
２．非常用炉心冷却系作動

① 目　的
・１次冷却材喪失事象、２次冷却材喪失事象、蒸気発生器伝熱管破損事象等の事故時に、炉心の冷却および負の反応度添加を行う。

② 導入条件
・非常用炉心冷却系作動設定値に達した場合

③ 主な監視操作内容

非常用炉心冷却系警報の確認
１．非常用炉心冷却系作動の警報発信を確認する。

非常用炉心冷却系作動信号の確認
１．非常用炉心冷却系作動信号が発信していることを確認する。なお、非常用炉心冷却系作動信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて信号を発信させる。

原子炉トリップの確認
１．非常用炉心冷却系作動信号による原子炉トリップを確認する。

非常用炉心冷却系作動機器の確認
１．非常用炉心冷却系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。
２．ディーゼル発電機が自動起動することを確認する。なお、自動起動していなければ手動にて起動を試みる。
３．非常用炉心冷却系作動シーケンスにより、非常用炉心冷却系作動機器が、自動作動することを確認する。なお、自動作動していない機器があれば手動にて起動を試みる。

主給水系隔離状態の確認
１．主給水系の隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。

中央制御室換気系隔離状態の確認
１．中央制御室換気系隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。

主蒸気系隔離状態の確認

１．主蒸気系隔離作動信号が発信されれば、当該信号により自動作動する弁が正規の状態となることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。

原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認

１．原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器スプレイ系作動信号が発信すれば、『原子炉格納容器スプレイ系作動』も確認する。

原子炉冷却系の状況確認

１．各パラメータの確認を行う。
- 加圧器圧力および水位
- １次冷却材圧力および温度
- 蒸気発生器圧力および水位
- 原子炉格納容器圧力およびサンプ水位
- 各非常用炉心冷却系流量
- 放射線モニタ

事象判別

１．以下の徴候がある場合は、原子炉格納容器内での１次冷却材喪失事象と判断し、『１次冷却材喪失事象収束操作』へ移行する。
- 原子炉格納容器圧力の上昇
- 原子炉格納容器内放射線モニタの指示上昇
- 原子炉格納容器サンプ水位の上昇

２．以下の徴候がある場合は、原子炉格納容器外での余熱除去系からの１次冷却材喪失事象と判断し、『１次冷却材喪失事象収束操作【原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合】』へ移行する。
- 加圧器水位の低下
- 加圧器圧力の低下
- 原子炉格納容器外での漏えい確認、または補助建屋内放射線モニタの指示上昇
- 復水器空気抽出器ガスモニタ、蒸気発生器ブローダウン水モニタおよび高感度型主蒸気管モニタの指示に有意な変化がない。
- 余熱除去ポンプ出口圧力上昇

３．以下の徴候がある場合は、２次冷却材喪失事象と判断し、『２次冷却材喪失事象収束操作』へ移行する。
- １次冷却材温度が連続して低下
- １基または全ての蒸気発生器の２次側圧力および水位が異常に低下
- １基または全ての蒸気発生器の蒸気流量が異常に増加

４．以下の徴候がある場合は、蒸気発生器伝熱管破損事象と判断し、『蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作』へ移行する。
- 復水器空気抽出器ガスモニタ、蒸気発生器ブローダウン水モニタおよび高感度型主蒸気管モニタの指示が上昇
- 破損蒸気発生器水位および圧力の上昇

５．以下の場合は、非常用炉心冷却系作動信号の誤作動であると判断し、『非常用炉心冷却系誤作動収束操作』へ移行する。
- 原子炉格納容器内での１次冷却材喪失事象、原子炉格納容器外での余熱除去系からの１次冷却材喪失事象、２次冷却材喪失事象および蒸気発生器伝熱管破損事象に該当する徴候がみられない。

表－３（１号炉および２号炉）

事象ベース運転操作基準
２．非常用炉心冷却系作動
（１）１次冷却材喪失事象収束操作

① 目　的
・１次冷却材喪失事象発生時に原子炉を安全に停止し冷却する。

② 主な監視操作内容
【原子炉格納容器内での１次冷却材喪失事象】
非常用炉心冷却系の停止条件の確認
１．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。
・１次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下
・加圧器水位が下端以上
・電動補助給水ポンプ１台分の注水、または１基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上
２．非常用炉心冷却系の停止条件を満足せず、燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、〔非常用炉心冷却系再循環切替〕へ移行する。

モード５（低温停止）への移行
１．ほう酸による負の反応度を添加し、停止余裕を確保した後、モード５（低温停止）に移行する。

〔非常用炉心冷却系再循環切替〕
１．低圧注入系および高圧注入系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器サンプＢに切替える。
・非常用炉心冷却系の格納容器サンプＢ切替が不能となった場合は、〔非常用炉心冷却系再循環切替不能〕へ移行する。
２．格納容器サンプＢを水源として長期的な冷却を継続する。
・非常用炉心冷却系の格納容器サンプＢ切替後に、原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系が設計どおり作動していなければ、〔非常用炉心冷却系再循環切替後の原子炉補機冷却機能喪失〕へ移行する。

〔非常用炉心冷却系再循環切替不能〕

１．非常用炉心冷却系の格納容器サンプＢへの切替を試みる。
２．燃料取替用水タンク水の消費を減らすため、燃料取替用水タンクを水源とするポンプは、高圧注入系１系統のみとする。
３.主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させ、破断流を減少させる。
４．１次冷却系への注水を長期間続けるために、燃料取替用水タンクに水を補給する。

５．原子炉格納容器スプレイ系と低圧注入系との接続による非常用炉心冷却系の代替再循環を開始する。
６．燃料取替用水タンク水位が、水位異常低以下となれば、燃料取替用水タンクを水源としている全てのポンプを停止し、水位が回復すれば、運転を再開する。
７．非常用炉心冷却系の再循環切替が成功すれば、非常用炉心冷却系の代替再循環を停止する。

〔非常用炉心冷却系再循環切替後の原子炉補機冷却機能喪失〕

１．原子炉補機冷却水が供給されている機器を停止する。
２．１次系冷却水ポンプおよび海水ポンプの運転台数に合わせた系統構成に組み合わせ、〔非常用炉心冷却系再循環切替〕に戻る。
３．１次系冷却水ポンプ全台停止中の場合は、低圧注入系の冷却のため空調用冷水系により代替補機冷却を開始する。
・空調用冷水系による代替補機冷却ができない場合は、大容量ポンプを用いた海水通水による代替補機冷却を行い、低圧または高圧再循環運転を実施する。
４．代替補機冷却を開始した低圧注入系を起動する。

【原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合】

１．燃料取替用水タンク水が、破断点から流出するのを防止するため、余熱除去系を燃料取替用水タンクより隔離する。

２．１次冷却材圧力が低下傾向で、炉心出口温度が１次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上に達すれば、主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。

３．余熱除去系を１次冷却系より隔離する。

・隔離できていなければ、〔破断点が隔離できない場合〕へ移行する。

４．余熱除去系の系統分離を行い、破断系統を確認する。

５．モード５（低温停止）に移行する。

〔破断点が隔離できない場合〕

１．燃料取替用水タンク水の消費を減らすため、燃料取替用水タンクを水源とするポンプは、高圧注入系１系統のみとする。

２．１次冷却系への注水を長期間続けるために、燃料取替用水タンクに水を補給する。

３．主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。

４．非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、満足している場合は、高圧注入系を充てん系に切替える。

・満足していない場合には、充てん系による崩壊熱除去が可能となった時点で、高圧注入系を充てん系に切替える。

５．余熱除去系の系統分離を行い、健全側余熱除去系による１次冷却系の冷却を行う。

・余熱除去系による１次冷却系の冷却ができなければ、加圧器逃がし弁を強制開とし、非常用炉心冷却系再循環運転に必要な水量を確保する。

６．非常用炉心冷却系再循環運転を行う。

７．健全側余熱除去系が確認できない場合は、蒸気発生器２次側による１次冷却系の冷却を行う。

表－４（１号炉および２号炉）

事象ベース運転操作基準
２．非常用炉心冷却系作動
（２）２次冷却材喪失事象収束操作

① 目　的
・２次冷却材喪失事象発生時に原子炉を安全に停止し未臨界を維持する。

② 主な監視操作内容

蒸気発生器の隔離

１．破損蒸気発生器を隔離する。
・破損蒸気発生器の隔離ができず、全蒸気発生器の２次側圧力が低下傾向にある場合は、〔全蒸気発生器の異常な減圧〕へ移行する。

非常用炉心冷却系の停止条件の確認

１．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。
・１次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下
・加圧器水位が下端以上
・１次冷却材圧力が安定または上昇
・補助給水ポンプ２台以上運転で健全蒸気発生器水位が上昇、または１基の健全蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上

モード５（低温停止）への移行

１．ほう酸による負の反応度を添加し、停止余裕を確保した後、モード５（低温停止）に移行する。

〔全蒸気発生器の異常な減圧〕

１．破損蒸気発生器の隔離を試みる。
・隔離に成功すれば、非常用炉心冷却系の停止条件の確認に戻る。
２．１次冷却系の希釈の停止を確認する。
３．１次冷却系の過冷却を防止しつつ、蒸気発生器の除熱機能を維持するために、補助給水流量の調整を行う。
４．１次冷却材温度を確認し、安定または低下していない場合は、主蒸気大気放出弁により１次冷却系の冷却を行う。
５．復水タンク水位が、補助給水系代替水源切替水位となれば、補助給水系の水源を代替水源に切替える。

６．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。
- １次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下
- 加圧器水位が下端以上
- １次冷却材圧力が安定または上昇

７．モード５（低温停止）に移行する。

表－５（１号炉および２号炉）

事象ベース運転操作基準
２．非常用炉心冷却系作動
（３）蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作

① 目　的
・蒸気発生器伝熱管破損事象発生時に原子炉を安全に停止し冷却する。

② 主な監視操作内容

破損蒸気発生器の隔離

１．破損蒸気発生器を隔離する。
・当該蒸気発生器２次側圧力の低下が継続する場合は、〔蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続〕へ移行する。

２次冷却系からの汚染拡大防止措置

１．復水器の排気が隔離されていることを確認する。
２．２次冷却材の系外への排水を停止する。

１次冷却系の減圧

１．破損蒸気発生器２次側圧力の飽和温度を目標に、健全側蒸気発生器の主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を行う。
２．健全側の１次冷却材高温側温度が破損蒸気発生器２次側圧力の飽和温度未満になれば、１次冷却材圧力を破損蒸気発生器２次側圧力まで減圧する。
・１次冷却系の減圧ができなければ、〔蒸気発生器伝熱管破損時減圧操作不能〕へ移行する。

非常用炉心冷却系の停止条件の確認

１．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。
・１次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下
・加圧器水位が下端以上
・１次冷却材圧力が減圧操作停止後に安定または上昇

モード５（低温停止）への移行

１．ほう酸による負の反応度を添加し、停止余裕を確保した後、モード５（低温停止）に移行する。

〔蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続〕

１．破損蒸気発生器の隔離を確認する。
・隔離に成功し、破損蒸気発生器２次側圧力の低下が停止すれば、１次冷却系の減圧に戻る。
２．健全側蒸気発生器の主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。
３．１次冷却系への注水を長期間続けるため、燃料取替用水タンクへ水を補給する。
４．破損蒸気発生器２次側への漏えいを低減するため、サブクールを確保できる範囲で１次冷却系を減圧する。
５．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。
・１次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下
・加圧器水位が下端以上
・電動補助給水ポンプ１台分の注水、または１基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上
６．余熱除去系による１次冷却系の冷却を行い、モード５（低温停止）に移行する。余熱除去系による１次冷却系の冷却ができなければ、加圧器逃がし弁を強制開とし、非常用炉心冷却系再循環運転に必要な水量を満足する水量を確保する。
７．非常用炉心冷却系再循環運転を行う。

〔蒸気発生器伝熱管破損時減圧操作不能〕

１．１次冷却系の減圧機能の回復を試みる。
・１次冷却系の減圧機能が回復すれば、１次冷却系の減圧に戻る。
２．破損蒸気発生器水位が、水位異常高以上の場合、または加圧器水位が下端以上に回復した場合は、高圧注入系を充てん系に切替える。
３．健全側の１次冷却系ループのサブクールを確保するため、健全側の主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を行う。
・１次冷却系の減圧機能が回復されるまで、１次冷却系の冷却を継続し、減圧機能が回復すれば、１次冷却系の減圧に戻る。

表－６（１号炉および２号炉）

事象ベース運転操作基準 ２．非常用炉心冷却系作動 （４）非常用炉心冷却系誤作動収束操作
① 目　的 ・誤作動時に原子炉を安全に停止する。
② 主な監視操作内容 非常用炉心冷却系の停止条件の確認 １．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。 ・１次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下 ・加圧器水位が下端以上 ・加圧器圧力が原子炉圧力異常低による非常用炉心冷却系作動設定値以上で安定または上昇 ・電動補助給水ポンプ１台分の注水、または１基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上 モード３（高温停止）の確立 １．ほう酸濃縮を実施し、モード３（高温停止）を確立する。

表－７（１号炉および２号炉）

事象ベース運転操作基準 ３．原子炉格納容器スプレイ系作動
① 目　的 ・原子炉格納容器の健全性を確保する。
② 導入条件 ・原子炉格納容器スプレイ系作動設定値に達した場合
③ 主な監視操作内容 原子炉格納容器スプレイ系警報の確認 １．原子炉格納容器スプレイ系作動、格納容器隔離作動の警報発信を確認する。 原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認 １．原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信していることを確認する。なお、原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて発信させる。 原子炉格納容器スプレイ系作動機器の確認 １．原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。 ・原子炉格納容器スプレイ系不作動の場合は、『安全機能ベース運転操作基準「原子炉格納容器健全性の確保」』へ移行する。 ２．原子炉格納容器圧力が通常圧力に低下すれば、原子炉格納容器スプレイ系を停止する。 ３．燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、原子炉格納容器スプレイ系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器サンプＢに切替える。 ・原子炉格納容器スプレイ系の格納容器サンプＢ切替が不能となった場合は、〔原子炉格納容器スプレイ系再循環切替不能〕へ移行する。

〔原子炉格納容器スプレイ系再循環切替不能〕

１．原子炉格納容器スプレイ系の格納容器サンプＢへの切替を試みる。
２．原子炉格納容器スプレイ系を停止する。
３．原子炉格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。
４．燃料取替用水タンクに水を補給する。
５．原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上となれば、格納容器循環冷暖房ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却を行う。
６．原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上となり、燃料取替用水タンク水位が、水位異常低以上となれば、１系統の原子炉格納容器スプレイ系の運転を再開する。なお、水位異常低以下となれば、原子炉格納容器スプレイ系の運転を停止する。
７．原子炉格納容器スプレイ系の再循環切替が成功し、原子炉格納容器圧力が通常圧力に低下すれば、原子炉格納容器スプレイ系を停止する。

表－８（１号炉および２号炉）

事象ベース運転操作基準
４．サポート系の確保
（１）全交流動力電源喪失

① 目　的
・全ての交流動力電源が喪失した状態でプラントを安定させ、早期に電源を回復させる。

② 導入条件
・全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト

③ 主な監視操作内容

原子炉トリップの確認
１．原子炉トリップの確認を行う。

タービン・発電機トリップの確認
１．タービントリップ、発電機トリップの確認を行う。

補助給水流量の確認
１．補助給水流量により補助給水機能が健全であることを確認する。

全交流動力電源喪失判断
１．外部電源喪失、ディーゼル発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認する。
２．交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流電源喪失時の措置を開始する。

代替電源からの受電
１．代替電源（非常用発電機等）から受電したことを確認する。

代替炉心注水他準備
１．代替炉心注水の準備、アニュラス循環排気系、中央制御室空調系の準備、原子炉格納容器内自然対流冷却の準備、燃料取替用水タンクの保有水確保準備および蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。

１次冷却系からの漏えいの有無の確認
１．１次冷却材漏えいの有無を確認する。

蒸気発生器２次側による１次冷却系の強制冷却
１．補助給水機能が確保されていれば、主蒸気大気放出弁を現場手動にて全開とし、１次冷却系の強制冷却を行う。
２．１次冷却系の減圧により、蓄圧注入系が動作していることを確認する。

所内直流電源の確保

１．代替電源からの給電が長期にわたり行えない場合は、蓄電池からの受電や不要な直流負荷を切り離す。

１次冷却材ポンプの封水系、原子炉補機冷却水系の隔離

１．１次冷却材ポンプの封水系および原子炉補機冷却水系の隔離を行う。

アキュムレータ隔離

１．１次冷却材圧力がアキュムレータからの窒素ガスの混入を防止するための圧力となり、代替電源からの給電が可能となればアキュムレータの出口弁を閉止する。

代替炉心注水

１．１次冷却材圧力が１次冷却材ポンプ封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力未満となり、代替炉心注水系の準備が整えば代替炉心注水を開始する。

再循環運転

１．格納容器サンプＢ水位が、再循環可能水位となり、大容量ポンプからの海水供給が可能となれば、代替炉心注水から再循環運転に切替え、炉心冷却を継続する。

原子炉格納容器内自然対流冷却の開始

１．原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上となり、大容量ポンプからの海水供給が可能となれば格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水により、原子炉格納容器内自然対流冷却を開始する。

表－９（１号炉および２号炉）

事象ベース運転操作基準
４．サポート系の確保
（２）原子炉補機冷却機能喪失

① 目　的
・原子炉補機冷却水系において配管等に破損が生じた場合に、または原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合に、原子炉補機冷却水系の機能を維持するため、適切な運転操作を行うことを目的とする。

② 導入条件
・１次系冷却水タンク水位が維持できない場合または、原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合

③ 主な監視操作内容

原子炉補機冷却水系の機能回復操作
１．現場の状況を確認し原子炉補機冷却水系の機能回復に努める。

原子炉手動停止
１．手動による原子炉トリップを行う。

１次冷却材ポンプ手動停止
１．１次冷却材ポンプを全台停止する。

原子炉補機冷却水系の状態確認
１．原子炉補機冷却水系の状態を確認する。
・原子炉補機冷却水系の漏えいがあり、１次系冷却水タンク水位が維持できない場合は、【原子炉補機冷却水系の漏えいの場合】へ移行する。
・原子炉補機冷却水系の漏えいがなく、１次系冷却水ポンプが全台停止している場合は、充てん系ポンプを全台停止し、制御用空気系の空気供給を雑用空気系へ切替え、１次冷却材ポンプの封水系、原子炉補機冷却水系の隔離を行い、【原子炉補機冷却水系機能喪失の場合】へ移行する。

【原子炉補機冷却水系の漏えいの場合】
原子炉補機冷却水ヘッダ隔離（破断ヘッダの確認）
１．運転中の１次系冷却水ポンプを停止する。
２．健全ヘッダからの流出を防止するため系統分離を行う。

原子炉補機冷却水系隔離後の措置

１．充てん系ポンプを全台停止する。
２．制御用空気系の空気供給を雑用空気系より行う。
３．１次系冷却水タンクに補給されていることを確認する。

１次冷却材ポンプの封水系、原子炉補機冷却水系の隔離

１．１次冷却材ポンプの封水系および原子炉補機冷却水系の隔離を行う。
２．非常用炉心冷却系作動信号および原子炉格納容器スプレイ系作動信号発信時に作動する機器の自動起動ブロックを行う。

破断箇所の特定

１．破断箇所が判明すれば、破断ヘッダに対応した措置に移行する。
２．破断箇所が不明の場合には、充てん系ポンプ停止後の措置へ移行する。

破断ヘッダに対応した措置

１．１台の充てん系ポンプの冷却を、健全ヘッダ側原子炉補機冷却水系ドレンにより確保し、当該充てん系ポンプを起動し１次冷却材ポンプ封水注入を再開するとともに、１次冷却系にほう酸水を注入する。
２．余熱除去系による冷却ができるまで、主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を行う。
３．余熱除去系による冷却ができるまで、加圧器逃がし弁により１次冷却系の減圧を行う。
４．健全ヘッダの隔離を解除する。
５．破断ヘッダ側の１次系冷却水タンクへの補給を停止する。
６．１次系冷却水クーラへの海水の通水を確認する。
７．充てん系ポンプの冷却が確保されており、健全ヘッダ側の１次系冷却水タンクに水位が確保されれば、【原子炉補機冷却水系機能回復の場合】に移行する。
・充てん系ポンプの冷却が確保されていない場合は、充てん系ポンプ停止後の措置に移行する。

【原子炉補機冷却水系機能喪失の場合】

代替炉心注水他準備

１．代替炉心注水の準備、原子炉格納容器内自然対流冷却の準備および蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。

１次冷却系からの漏えいの有無の確認

１．１次冷却材漏えいの有無を確認する。

充てん系ポンプ停止後の措置

１．余熱除去系による冷却ができるまで、主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により蒸気発生器２次側による１次冷却系の強制冷却を行う。

２．余熱除去系による冷却ができるまで、加圧器逃がし弁により１次冷却系の減圧を行う。

３．非常用炉心冷却系作動信号が発信された場合は、非常用炉心冷却系作動信号をリセットし、必要な機器の起動は、１次系冷却水ポンプ起動後に手動にて行う。

アキュムレータ隔離

１．１次冷却材圧力がアキュムレータからの窒素ガスの混入を防止するための圧力未満となればアキュムレータの出口弁を閉止する。

代替炉心注水

１．１次冷却材圧力が１次冷却材ポンプ封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力未満となり、代替炉心注水系の準備が整えば代替炉心注水を開始する。

原子炉補機冷却水系機能回復の確認

１．健全ヘッダ側の１次系冷却水タンクに水位が確認されれば、【原子炉補機冷却水系機能回復の場合】へ移行する。

・原子炉補機冷却水系機能が回復していなければ大容量ポンプからの海水供給による再循環運転へ移行する。

２．【海水冷却機能喪失の場合】は海水冷却機能回復の確認へ移行する。

再循環運転

１．格納容器サンプＢ水位が、再循環可能水位となれば代替炉心注水から再循環運転に切替え、炉心冷却を継続する。

原子炉格納容器内自然対流冷却の開始

１．原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上となり、大容量ポンプからの海水供給が可能となれば格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水により、原子炉格納容器内自然対流冷却を開始する。

【原子炉補機冷却水系機能回復の場合】

１次系冷却水ポンプ運転可能の場合

１．健全ヘッダの１次系冷却水ポンプを起動する。
２．充てん系ポンプの冷却を行っていた場合は、原子炉補機冷却水系ドレンを停止する。
３．充てん系ポンプによる充てん、封水注入を再開する。
４．制御用空気系を起動し、雑用空気系からの空気供給を停止する。
５．モード５（低温停止）に移行する。

【海水冷却機能喪失の場合】

１．手動による原子炉トリップを行い、１次冷却材ポンプを全台停止、代替炉心注水他準備、および制御用空気系の空気供給を雑用空気系に切替え、１次冷却材漏えいの有無および原子炉補機冷却水温度を確認し、以下の措置を実施する。

〔安全系補機の冷却水制限温度未満の場合〕

１．蒸気発生器２次側による１次冷却系の減温、減圧を実施し、海水冷却機能が回復すればモード５（低温停止）に移行する。

〔安全系補機の冷却水制限温度以上の場合〕

１．充てん系ポンプを全台停止し、１次冷却材ポンプの封水系隔離、１次系冷却水ポンプを全台停止後、【原子炉補機冷却水系機能喪失の場合】へ移行する。

海水冷却機能回復の確認

１．海水冷却機能が回復すれば、海水系、原子炉補機冷却水系を復旧後、必要な補機を起動しモード５（低温停止）に移行する。
・海水冷却機能が回復していなければ、大容量ポンプを用いてモード５（低温停止）に移行する。

表－１０（１号炉および２号炉）

<table>
<tr><td colspan="2">安全機能ベース運転操作基準
１．未臨界の維持</td></tr>
<tr><td colspan="2">① 目　的
・原子炉を停止し、未臨界を維持する。
・原子炉停止後の未臨界性を確保する。</td></tr>
<tr><td>② 導入条件
・原子炉出力が 5 % 以上、または中間領域起動率が正</td><td>④ 脱出条件
・原子炉出力が 5 % 未満、および中間領域起動率が零または負</td></tr>
<tr><td>・中性子源領域起動率が正、またはP-6以上で中間領域起動率が -0.2 DPM より大</td><td>・中性子源領域起動率が零または負、および P-6 以上で中間領域起動率が -0.2 DPM 以下</td></tr>
<tr><td colspan="2">③ 主な監視操作内容
【原子炉出力が 5 % 以上、または中間領域起動率の正が確認された場合】
１．原子炉トリップを確認し、できていなければ次のいずれかにより原子炉をトリップさせる。
・手動原子炉トリップ
・ＭＧセットの電源を断
・制御棒手動挿入
・ＭＧセット出力しゃ断器の開放
・現地原子炉トリップしゃ断器の開放
２．多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）作動警報が発信した場合、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）による以下の作動状態を確認する。
・タービントリップ
・主蒸気隔離弁の閉止
・補助給水ポンプの起動
３．タービントリップを確認し、できていなければ次のいずれかによりタービンをトリップさせる。
・手動タービントリップ
・主蒸気隔離弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止
・蒸気加減弁の閉止
・現地タービントリップ
４．蒸気発生器２次側の注水量を確認し、注水量を調整する。</td></tr>
</table>

５．ほう酸水注入を実施する。
６．ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。
７．１次冷却材温度を確認し、低下していれば、主蒸気隔離弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。
８．蒸気発生器２次側圧力を確認し、低下している蒸気発生器があれば、当該蒸気発生器を隔離する。
９．原子炉出力が 5 % 未満、および中間領域起動率の零または負の確認ができなければ、「順序５」へ戻る。

【中性子源領域起動率が正、またはP-6 以上で中間領域起動率が -0.2 DPM より大が確認された場合】
１．ほう酸水注入を実施する。
２．ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。
３．１次冷却材温度を確認し、低下していれば、主蒸気隔離弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。
４．蒸気発生器２次側圧力を確認し、低下している蒸気発生器があれば、当該蒸気発生器を隔離する。
５．中性子源領域起動率が零、または負、およびP-6 以上で中間領域起動率が -0.2 DPM 以下を確認できなければ、「順序１」に戻る。

表－１１（１号炉および２号炉）

<table>
<tr><td colspan="2">安全機能ベース運転操作基準
２．炉心冷却の維持</td></tr>
<tr><td colspan="2">① 目　的
・炉心の冷却が不適切な場合、炉心冷却機能の回復を図るための適切な運転操作を行い、炉心冷却を維持する。</td></tr>
<tr><td>② 導入条件
・炉心出口温度が１次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上または安全注入を伴う１次冷却材喪失事象時に高圧および低圧注入流量が確認できない場合</td><td>④ 脱出条件
・炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下で少なくとも１系統の高圧注入系または低圧注入系による注水がなされていること</td></tr>
<tr><td>・１次冷却系が飽和状態または過熱状態</td><td>・炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度未満</td></tr>
<tr><td colspan="2">③ 主な監視操作内容
【炉心出口温度が１次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上の場合】
１．少なくとも１系統の非常用炉心冷却系による注水を確認する。
・非常用炉心冷却系により注水されていない場合は、非常用炉心冷却系の回復を図る。
・非常用炉心冷却系による注水ができなければ、【非常用炉心冷却系の確立ができない場合】へ移行する。
２．蒸気発生器へ注水されていることを確認する。
・蒸気発生器へ注水されていない場合は、注水の回復を図る。
３．主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。
４．炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下であることが確認できなければ、「順序２」に戻る。

【非常用炉心冷却系の確立ができない場合】
１．充てん系による注水を試みる。
２．蒸気発生器へ注水されていることを確認する。
・注水されていない場合は、注水の回復を図る。
・注水の回復ができず、蓄圧注入系、低圧注入系による注水が可能であれば、加圧器逃がし弁の強制開により１次冷却系を減圧し、蓄圧注入系、低圧注入系による注水を行う。</td></tr>
</table>

３．主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。
４．炉心出口温度が飽和温度以下、および少なくとも１系統の高圧注入系または低圧注入系による注水が確認できなければ、「順序２」に戻る。

【１次冷却系が飽和状態または過熱状態となった場合】
１．少なくとも１系統の非常用炉心冷却系による注水を確認する。
・非常用炉心冷却系により注水されていない場合は、非常用炉心冷却系の回復を図る。
２．加圧器逃がし弁の閉止を確認する。なお、閉止されていなければ、手動による閉止または元弁を閉止する。
３．蒸気発生器へ注水されていることを確認する。
・蒸気発生器へ注水されていない場合は、注水の回復を図る。
４．主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。
５．炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度未満であることが確認できなければ、「順序３」に戻る。

表－１２（１号炉および２号炉）

安全機能ベース運転操作基準
３．蒸気発生器除熱機能の維持

① 目　的
・蒸気発生器２次側の保有水を回復し、蒸気放出経路を確保するための適切な運転操作を行い、蒸気発生器除熱機能を維持する。

② 導入条件
・全蒸気発生器狭域水位が下端以下および補助給水流量が電動補助給水ポンプ１台分の注水流量未満
・いずれかの蒸気発生器圧力が主蒸気安全弁作動設定値圧力以上で上昇継続

④ 脱出条件
・１次冷却材圧力が健全蒸気発生器圧力より低い場合
または
・余熱除去系による除熱ができる場合
または
・補助給水流量が電動補助給水ポンプ１台分の注水流量以上、またはいずれかの蒸気発生器狭域水位が下端以上

③ 主な監視操作内容

蒸気発生器蒸気放出経路の確保

１．主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁による蒸気放出経路の回復を図る。

蒸気発生器注水の確保

１．補助給水系による蒸気発生器の注水回復を図る。
・回復できなければ主給水系または蒸気発生器水張り系により、蒸気発生器への注水を回復させる。
・蒸気発生器への注水が回復せず、全蒸気発生器広域水位が可視範囲以下となれば、１次冷却系のフィードアンドブリード運転へ移行する。

１次冷却系のフィードアンドブリード運転

１．非常用炉心冷却系作動信号を手動にて発信させる。
２．加圧器逃がし弁を強制開とし１次冷却系のフィードアンドブリード運転を開始する。

１次冷却系のフィードアンドブリード停止

１．蒸気発生器２次側による除熱機能が回復すれば、蒸気発生器２次側による１次冷却系の冷却を行い、１次冷却系フィードアンドブリード運転を停止する。
・回復できなければ、余熱除去系による１次冷却系の冷却を行い、１次冷却系フィードアンドブリード運転を停止する。
２．蒸気発生器２次側による１次冷却系の冷却後、余熱除去系による冷却を行う。

表－１３（１号炉および２号炉）

<table>
<tr><td colspan="2">安全機能ベース運転操作基準
４．原子炉格納容器健全性の確保</td></tr>
<tr><td colspan="2">① 目　的
・原子炉格納容器圧力上昇により、原子炉格納容器の健全性が脅かされる可能性がある場合、原子炉格納容器圧力上昇を減少させるための適切な運転操作を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。</td></tr>
<tr><td>② 導入条件
・原子炉格納容器圧力が、原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上および原子炉格納容器スプレイ系不作動</td><td>④ 脱出条件
・原子炉格納容器スプレイ系が作動し、原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器最高使用圧力以下となった場合</td></tr>
<tr><td colspan="2">③ 主な監視操作内容
１．格納容器隔離信号により、自動作動する弁およびダンパが正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。
２．１系統以上の原子炉格納容器スプレイ系の起動を試みる。
３．２次冷却材喪失事象の場合は、破損蒸気発生器の隔離を行う。
４．原子炉格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。
５．格納容器循環冷暖房ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却を開始する。
６．原子炉格納容器スプレイ系が１系統以上作動し、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以下へ低下することが確認できなければ、「順序２」に戻る。</td></tr>
</table>

表－１４（１号炉および２号炉）

<table>
<tr><td colspan="2">安全機能ベース運転操作基準
５．放射能放出防止</td></tr>
<tr><td colspan="2">① 目　的
・原子炉格納容器から環境に放射性物質が放出される可能性がある場合、原子炉格納容器内放射能レベル低減のための適切な運転操作を行い、放射性物質放出を防止する。</td></tr>
<tr><td>② 導入条件
・原子炉格納容器内高レンジエリアモニタ指示値が 1×10^{3} mSv/h 以上および原子炉格納容器スプレイ系不作動</td><td>④ 脱出条件
・原子炉格納容器スプレイ系作動</td></tr>
<tr><td colspan="2">③ 主な監視操作内容
１．格納容器隔離信号を手動で発信する。
２．格納容器隔離信号により自動作動する弁およびダンパが正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。
３．原子炉格納容器内放射線レベルが、 1×10^{4} mSv/h に達すれば非常用炉心冷却系作動信号、原子炉格納容器スプレイ系作動信号を手動で発信し、原子炉格納容器スプレイ系を起動する。</td></tr>
</table>

表－１５（１号炉および２号炉）

<table>
<tr><td colspan="2">安全機能ベース運転操作基準
６．１次系保有水の維持</td></tr>
<tr><td colspan="2">① 目　的
・１次系保有水を回復するための適切な運転操作を行い、１次系保有水を維持する。</td></tr>
<tr><td>② 導入条件
・加圧器水位が、水位低抽出水隔離弁閉設定値以下となった場合（ただし、非常用炉心冷却系が作動している場合を除く。）</td><td>④ 脱出条件
・加圧器水位が、水位低抽出水隔離弁閉設定値以上</td></tr>
<tr><td colspan="2">③ 主な監視操作内容
１．抽出水ラインの隔離を確認する。なお、隔離できていなければ手動により隔離を試みる。
２．充てん流量を確保し、加圧器水位が水位低抽出水隔離弁閉設定値以上となるよう加圧器水位の調整を行う。</td></tr>
</table>

参考

	１号炉および２号炉
再循環切替水位	燃料取替用水タンク水位計 計器スパンの 26.9 %
燃料取替用水タンク水位異常低	燃料取替用水タンク水位計 計器スパンの 4 %
補助給水系代替水源切替水位	復水タンク水位計 60 m^3
加圧器水位低抽出水隔離弁閉設定値	加圧器水位計 計器スパンの 14 %

異常時の運転操作基準（３号炉および４号炉）

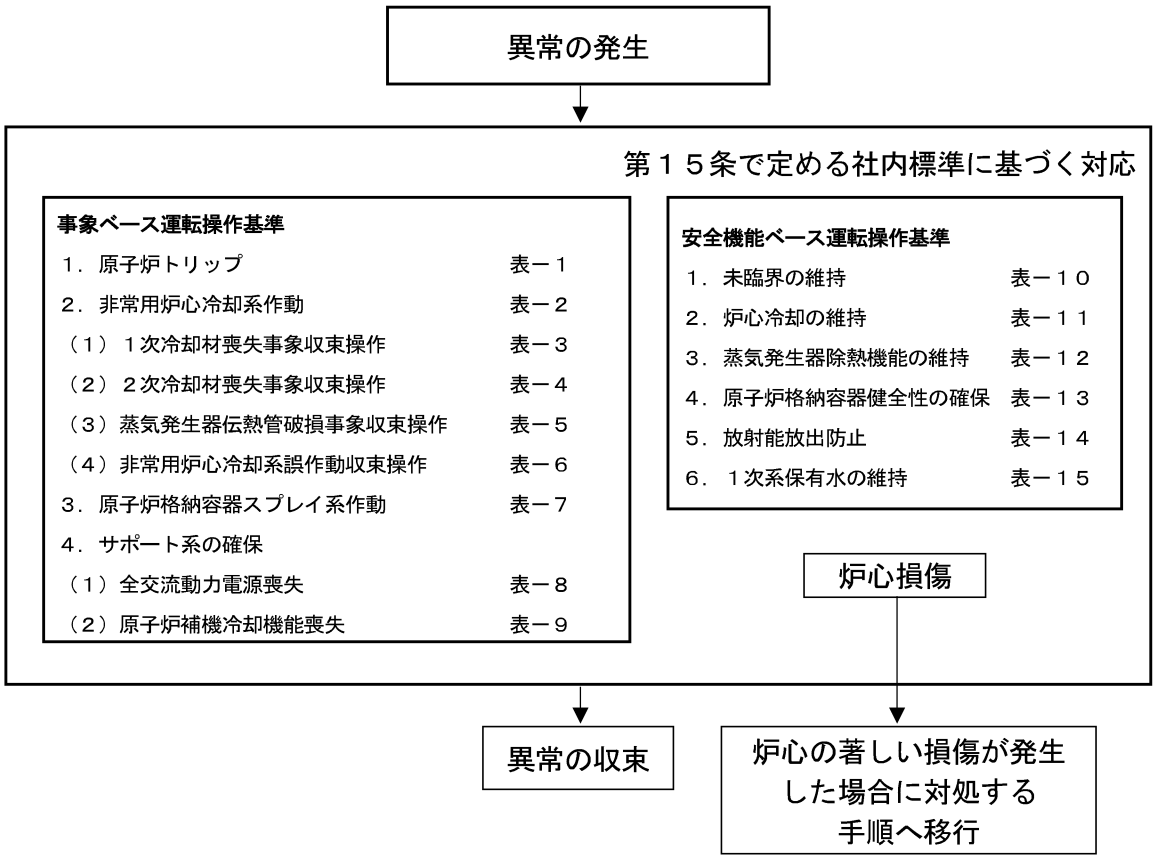
炉心は発電所において最大の放射能インベントリを有する部分であるので、著しい放射能の放出となる炉心の損傷を防止するために、原子炉内の核分裂反応を停止し炉心の冷却を維持すること、および発電所外への放射能の放出を防止するために、原子炉格納容器の健全性を確保することを目的として、原子炉の未臨界の維持、原子炉冷却の維持、原子炉格納容器健全性の確保に関する以下の事象ベース運転操作基準および安全機能ベース運転操作基準を定め、異常発生時の運転操作を実施する場合の指針として使用する。

異常発生時には、事象ベース運転操作基準の導入条件および安全機能ベース運転操作基準の導入条件である安全機能パラメータを監視し、事象に適した運転操作基準を使用する。

事象ベース運転操作基準が適用できない場合または事象ベース運転操作基準による操作中において、安全機能パラメータが安全機能ベース運転操作基準の導入条件となれば、安全機能ベース運転操作基準に移行し安全機能の回復を図る。

これらの運転操作基準による対応で事故収束せず、炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順に移行し、対応処置を実施する。

なお、当直課長は、安全上必要と判断した場合は、本運転操作基準にかかわらず、安全側の処置を講じることができる。



表－１（３号炉および４号炉）

事象ベース運転操作基準
１．原子炉トリップ

① 目　的
・原子炉を停止し、未臨界を維持する。
・原子炉停止後の炉心崩壊熱を除去し、モード３（高温停止）を確立する。

② 導入条件
・原子炉トリップ設定値に達した場合
・原子炉トリップ設定値に達する前に原子炉を手動トリップした場合

③ 主な監視操作内容

原子炉トリップの確認

１．原子炉トリップの警報発信を確認する。
２．制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを、以下により確認する。なお、原子炉が自動トリップする設定値になっても、自動トリップしない場合には、手動によりトリップを行う。
・原子炉トリップしゃ断器の開放表示灯の点灯
・制御棒炉底位置表示灯の点灯
・中性子束出力指示値の低下
３．自動または手動による原子炉トリップに成功しなければ、『安全機能ベース運転操作基準「未臨界の維持」』へ移行する。

タービン・発電機トリップの確認

１．タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。

蒸気発生器による除熱確認

１．タービンバイパス弁または主蒸気逃がし弁の制御状態を確認し、モード３（高温停止）となることを、１次冷却材温度により確認する。
２．蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。
３．補助給水系により蒸気発生器水位の調整を行う。

加圧器圧力・水位の整定

１．加圧器逃がし弁が閉止しており、加圧器圧力が正常であることを確認する。
２．加圧器水位が正常であることを確認する。

表－２（３号炉および４号炉）

事象ベース運転操作基準
２．非常用炉心冷却系作動

① 目　的
・１次冷却材喪失事象、２次冷却材喪失事象、蒸気発生器伝熱管破損事象等の事故時に、炉心の冷却および負の反応度添加を行う。

② 導入条件
・非常用炉心冷却系作動設定値に達した場合

③ 主な監視操作内容

非常用炉心冷却系警報の確認
１．非常用炉心冷却系作動の警報発信を確認する。

非常用炉心冷却系作動信号の確認
１．非常用炉心冷却系作動信号が発信していることを確認する。なお、非常用炉心冷却系作動信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて信号を発信させる。

原子炉トリップの確認
１．非常用炉心冷却系作動信号による原子炉トリップを確認する。

非常用炉心冷却系作動機器の確認
１．非常用炉心冷却系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。
２．ディーゼル発電機が自動起動することを確認する。なお、自動起動していなければ手動にて起動を試みる。
３．非常用炉心冷却系作動シーケンスにより、非常用炉心冷却系作動機器が、自動作動することを確認する。なお、自動作動していない機器があれば手動にて起動を試みる。

主給水系隔離状態の確認
１．主給水系の隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。

中央制御室換気系隔離状態の確認
１．中央制御室換気系隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。

主蒸気系隔離状態の確認

１．主蒸気系隔離作動信号が発信されれば、当該信号により自動作動する弁が正規の状態となることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。

原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認

１．原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器スプレイ系作動信号が発信すれば、『原子炉格納容器スプレイ系作動』も確認する。

原子炉冷却系の状況確認

１．各パラメータの確認を行う。
- 加圧器圧力および水位
- １次冷却材圧力および温度
- 蒸気発生器圧力および水位
- 原子炉格納容器圧力およびサンプ水位
- 各非常用炉心冷却系流量
- 放射線モニタ

事象判別

１．以下の徴候がある場合は、原子炉格納容器内での１次冷却材喪失事象と判断し、『１次冷却材喪失事象収束操作』へ移行する。
- 原子炉格納容器圧力の上昇
- 原子炉格納容器内放射線モニタの指示上昇
- 原子炉格納容器サンプ水位の上昇

２．以下の徴候がある場合は、原子炉格納容器外での余熱除去系からの１次冷却材喪失事象と判断し、『１次冷却材喪失事象収束操作【原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合】』へ移行する。
- 加圧器水位の低下
- 加圧器圧力の低下
- 原子炉格納容器外での漏えい確認、または補助建屋内放射線モニタの指示上昇
- 復水器空気抽出器ガスモニタ、蒸気発生器ブローダウン水モニタおよび高感度型主蒸気管モニタの指示に有意な変化がない。
- 余熱除去ポンプ出口圧力上昇

３．以下の徴候がある場合は、２次冷却材喪失事象と判断し、『２次冷却材喪失事象収束操作』へ移行する。
- １次冷却材温度が連続して低下
- １基または全ての蒸気発生器の２次側圧力および水位が異常に低下
- １基または全ての蒸気発生器の蒸気流量が異常に増加

４．以下の徴候がある場合は、蒸気発生器伝熱管破損事象と判断し、『蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作』へ移行する。
- 復水器空気抽出器ガスモニタ、蒸気発生器ブローダウン水モニタおよび高感度型主蒸気管モニタの指示が上昇
- 破損蒸気発生器水位および圧力の上昇

５．以下の場合は、非常用炉心冷却系作動信号の誤作動であると判断し、『非常用炉心冷却系誤作動収束操作』へ移行する。
- 原子炉格納容器内での１次冷却材喪失事象、原子炉格納容器外での余熱除去系からの１次冷却材喪失事象、２次冷却材喪失事象、蒸気発生器伝熱管破損事象に該当する徴候がみられない。

表－３（３号炉および４号炉）

事象ベース運転操作基準
２．非常用炉心冷却系作動
（１）１次冷却材喪失事象収束操作

① 目　的
・１次冷却材喪失事象発生時に原子炉を安全に停止し冷却する。

② 主な監視操作内容
【原子炉格納容器内での１次冷却材喪失事象】
非常用炉心冷却系の停止条件の確認
１．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。
・１次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下
・加圧器水位が下端以上
・電動補助給水ポンプ１台分の注水、または１基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上
２．非常用炉心冷却系の停止条件を満足せず、燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、〔非常用炉心冷却系再循環切替〕へ移行する。

モード５（低温停止）への移行
１．ほう酸による負の反応度を添加し、停止余裕を確保した後、モード５（低温停止）に移行する。

〔非常用炉心冷却系再循環切替〕
１．低圧注入系および高圧注入系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプに切替える。
・非常用炉心冷却系の格納容器再循環サンプ切替が不能となった場合は、〔非常用炉心冷却系再循環切替不能〕へ移行する。
２．格納容器再循環サンプを水源として長期的な冷却を継続する。
・非常用炉心冷却系の格納容器再循環サンプ切替後に、原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系が設計どおり作動していなければ、〔非常用炉心冷却系再循環切替後の原子炉補機冷却機能喪失〕へ移行する。

〔非常用炉心冷却系再循環切替不能〕

１．非常用炉心冷却系の格納容器再循環サンプへの切替を試みる。
２．燃料取替用水タンク水の消費を減らすため、燃料取替用水タンクを水源とするポンプは、高圧注入系１系統のみとする。
３．主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させ、破断流を減少させる。
４．１次冷却系への注水を長期間続けるために、燃料取替用水タンクに水を補給する。
５．原子炉格納容器スプレイ系と低圧注入系との接続による非常用炉心冷却系の代替再循環を開始する。
６．燃料取替用水タンク水位が、水位異常低以下となれば、燃料取替用水タンクを水源としている全てのポンプを停止し、水位が回復すれば、運転を再開する。
７．非常用炉心冷却系の再循環切替が成功すれば、非常用炉心冷却系の代替再循環を停止する。

〔非常用炉心冷却系再循環切替後の原子炉補機冷却機能喪失〕

１．原子炉補機冷却水が供給されている機器を停止する。
２．原子炉補機冷却水ポンプおよび海水ポンプ運転台数に合わせた系統構成に組み合わせ、〔非常用炉心冷却系再循環切替〕に戻る。
３．原子炉補機冷却水ポンプ全台停止中の場合は、低圧注入系の冷却のため空調用冷水系により代替補機冷却を開始する。
・空調用冷水系による代替補機冷却ができない場合は、大容量ポンプを用いた海水通水による代替補機冷却を行い、低圧または高圧再循環運転を実施する。
４．代替補機冷却を開始した低圧注入系を起動する。

【原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合】

１．燃料取替用水タンク水が、破断点から流出するのを防止するため、余熱除去系を燃料取替用水タンクより隔離する。

２．１次冷却材圧力が低下傾向で、炉心出口温度が１次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上に達すれば、主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。

３．余熱除去系を１次冷却系より隔離する。

・隔離できていなければ、〔破断点が隔離できない場合〕へ移行する。

４．余熱除去系の系統分離を行い、破断系統を確認する。

５．モード５（低温停止）に移行する。

〔破断点が隔離できない場合〕

１．燃料取替用水タンク水の消費を減らすため、燃料取替用水タンクを水源とするポンプは、高圧注入系１系統のみとする。

２．１次冷却系への注水を長期間続けるために、燃料取替用水タンクに水を補給する。

３．主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。

４．非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、満足している場合は、高圧注入系を充てん系に切替える。

・満足していない場合には、充てん系による崩壊熱除去が可能となった時点で、高圧注入系を充てん系に切替える。

５．余熱除去系の系統分離を行い、健全側余熱除去系による１次冷却系の冷却を行う。

・余熱除去系による１次冷却系の冷却ができなければ、加圧器逃がし弁を強制開とし、非常用炉心冷却系再循環運転に必要な水量を確保する。

６．非常用炉心冷却系再循環運転を行う。

７．健全側余熱除去系が確認できない場合は、蒸気発生器２次側による１次冷却系の冷却を行う。

表－４（３号炉および４号炉）

事象ベース運転操作基準
２．非常用炉心冷却系作動
（２）２次冷却材喪失事象収束操作

① 目　的
・２次冷却材喪失事象発生時に原子炉を安全に停止し未臨界を維持する。

② 主な監視操作内容

蒸気発生器の隔離

１．破損蒸気発生器を隔離する。
・破損蒸気発生器の隔離ができず、全蒸気発生器の２次側圧力が低下傾向にある場合は、〔全蒸気発生器の異常な減圧〕へ移行する。

非常用炉心冷却系の停止条件の確認

１．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。
・１次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下
・加圧器水位が下端以上
・１次冷却材圧力が安定または上昇
・補助給水ポンプ２台以上運転で健全蒸気発生器水位が上昇、または１基の健全蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上

モード５（低温停止）への移行

１．ほう酸による負の反応度を添加し、停止余裕を確保した後、モード５（低温停止）に移行する。

〔全蒸気発生器の異常な減圧〕

１．破損蒸気発生器の隔離を試みる。
・隔離に成功すれば、非常用炉心冷却系の停止条件の確認に戻る。
２．１次冷却系の希釈の停止を確認する。
３．１次冷却系の過冷却を防止しつつ、蒸気発生器の除熱機能を維持するために、補助給水流量の調整を行う。
４．１次冷却材温度を確認し、安定または低下していない場合は、主蒸気逃がし弁により１次冷却系の冷却を行う。
５．復水タンク水位が、補助給水系代替水源切替水位となれば、補助給水系の水源を代替水源に切替える。

６．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。
- １次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下
- 加圧器水位が下端以上
- １次冷却材圧力が安定または上昇

７．モード５（低温停止）に移行する。

表－５（３号炉および４号炉）

事象ベース運転操作基準
２．非常用炉心冷却系作動
（３）蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作

① 目　的
・蒸気発生器伝熱管破損事象発生時に原子炉を安全に停止し冷却する。

② 主な監視操作内容

破損蒸気発生器の隔離

１．破損蒸気発生器を隔離する。
・当該蒸気発生器２次側圧力の低下が継続する場合は、〔蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続〕へ移行する。

２次冷却系からの汚染拡大防止措置

１．復水器の排気が隔離されていることを確認する。
２．２次冷却材の系外への排水を停止する。

１次冷却系の減圧

１．破損蒸気発生器２次側圧力の飽和温度を目標に、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を行う。
２．健全側の１次冷却材高温側温度が破損蒸気発生器２次側圧力の飽和温度未満になれば、１次冷却材圧力を破損蒸気発生器２次側圧力まで減圧する。
・１次冷却系の減圧ができなければ、〔蒸気発生器伝熱管破損時減圧操作不能〕へ移行する。

非常用炉心冷却系の停止条件の確認

１．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。
・１次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下
・加圧器水位が下端以上
・１次冷却材圧力が減圧操作停止後に安定または上昇

モード５（低温停止）への移行

１．ほう酸による負の反応度を添加し、停止余裕を確保した後、モード５（低温停止）に移行する。

〔蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続〕

１．破損蒸気発生器の隔離を確認する。
・隔離に成功し、破損蒸気発生器２次側圧力の低下が停止すれば、１次冷却系の減圧に戻る。
２．健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。
３．１次冷却系への注水を長期間続けるため、燃料取替用水タンクへ水を補給する。
４．破損蒸気発生器２次側への漏えいを低減するため、サブクールを確保できる範囲で１次冷却系を減圧する。
５．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。
・１次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下
・加圧器水位が下端以上
・電動補助給水ポンプ１台分の注水、または１基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上
６．余熱除去系による１次冷却系の冷却を行い、モード５（低温停止）に移行する。余熱除去系による１次冷却系の冷却ができなければ、加圧器逃がし弁を強制開とし、非常用炉心冷却系再循環運転に必要な水量を満足する水量を確保する。
７．非常用炉心冷却系再循環運転を行う。

〔蒸気発生器伝熱管破損時減圧操作不能〕

１．１次冷却系の減圧機能の回復を試みる。
・１次冷却系の減圧機能が回復すれば、１次冷却系の減圧に戻る。
２．破損蒸気発生器水位が、水位異常高以上の場合、または加圧器水位が下端以上に回復した場合は、高圧注入系を充てん系に切替える。
３．健全側の１次冷却系ループのサブクールを確保するため、健全側の主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を行う。
・１次冷却系の減圧機能が回復されるまで、１次冷却系の冷却を継続し、減圧機能が回復すれば、１次冷却系の減圧に戻る。

表－６（３号炉および４号炉）

事象ベース運転操作基準
２．非常用炉心冷却系作動
（４）非常用炉心冷却系誤作動収束操作

① 目　的
・誤作動時に原子炉を安全に停止する。

② 主な監視操作内容

非常用炉心冷却系の停止条件の確認

１．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。
- １次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下
- 加圧器水位が下端以上
- 加圧器圧力が原子炉圧力異常低による非常用炉心冷却系作動設定値以上で安定または上昇
- 電動補助給水ポンプ１台分の注水、または１基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上

モード３（高温停止）の確立

１．ほう酸濃縮を実施し、モード３（高温停止）を確立する。

表－７（３号炉および４号炉）

事象ベース運転操作基準 ３．原子炉格納容器スプレイ系作動
① 目　的 ・原子炉格納容器の健全性を確保する。
② 導入条件 ・原子炉格納容器スプレイ系作動設定値に達した場合
③ 主な監視操作内容 原子炉格納容器スプレイ系警報の確認 １．原子炉格納容器スプレイ系作動、格納容器隔離作動の警報発信を確認する。 原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認 １．原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信していることを確認する。なお、原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて発信させる。 原子炉格納容器スプレイ系作動機器の確認 １．原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。 ・原子炉格納容器スプレイ系不作動の場合は、『安全機能ベース運転操作基準「原子炉格納容器健全性の確保」』へ移行する。 ２．原子炉格納容器圧力が通常圧力に低下すれば、原子炉格納容器スプレイ系を停止する。 ３．燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、原子炉格納容器スプレイ系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプに切替える。 ・原子炉格納容器スプレイ系の格納容器再循環サンプ切替が不能となった場合は、〔原子炉格納容器スプレイ系再循環切替不能〕へ移行する。

〔原子炉格納容器スプレイ系再循環切替不能〕

１．原子炉格納容器スプレイ系の格納容器再循環サンプへの切替を試みる。
２．原子炉格納容器スプレイ系を停止する。
３．原子炉格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。
４．燃料取替用水タンクに水を補給する。
５．原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上となれば、格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却を行う。
６．原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上となり、燃料取替用水タンク水位が、水位異常低以上となれば、１系統の原子炉格納容器スプレイ系の運転を再開する。なお、水位異常低以下となれば、原子炉格納容器スプレイ系の運転を停止する。
７．原子炉格納容器スプレイ系の再循環切替が成功し、原子炉格納容器圧力が通常圧力に低下すれば、原子炉格納容器スプレイ系を停止する。

表－８（３号炉および４号炉）

事象ベース運転操作基準
４．サポート系の確保
（１）全交流動力電源喪失

① 目　的
・全ての交流動力電源が喪失した状態でプラントを安定させ、早期に電源を回復させる。

② 導入条件
・全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト

③ 主な監視操作内容

原子炉トリップの確認
１．原子炉トリップの確認を行う。

タービン・発電機トリップの確認
１．タービントリップ、発電機トリップの確認を行う。

補助給水流量の確認
１．補助給水流量により補助給水機能が健全であることを確認する。

全交流動力電源喪失判断
１．外部電源喪失、ディーゼル発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認する。
２．交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流電源喪失時の措置を開始する。

代替電源からの受電
１．代替電源（非常用発電機等）から受電したことを確認する。

代替炉心注水他準備
１．代替炉心注水の準備、アニュラス空気浄化系、中央制御室空調系の準備、原子炉格納容器内自然対流冷却の準備および蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。

１次冷却系からの漏えいの有無の確認
１．１次冷却材漏えいの有無を確認する。

蒸気発生器２次側による１次冷却系の強制冷却
１．補助給水機能が確保されていれば、主蒸気逃がし弁を現場手動にて全開とし、１次冷却系の強制冷却を行う。
２．１次冷却系の減圧により、蓄圧注入系が動作していることを確認する。

所内直流電源の確保

１．代替電源からの給電が長期にわたり行えない場合は、蓄電池からの受電や不要な直流負荷を切り離す。

１次冷却材ポンプの封水系、原子炉補機冷却水系の隔離

１．１次冷却材ポンプの封水系および原子炉補機冷却水系の隔離を行う。

蓄圧タンク隔離

１．１次冷却材圧力が蓄圧タンクからの窒素ガスの混入を防止するための圧力となり、代替電源からの給電が可能となれば蓄圧タンクの出口弁を閉止する。

代替炉心注水

１．１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未満となり、代替炉心注水系の準備が整えば代替炉心注水を開始する。

再循環運転

１．格納容器再循環サンプ水位が、再循環可能水位となり、大容量ポンプからの海水供給が可能となれば、代替炉心注水から再循環運転に切替え、炉心冷却を継続する。

原子炉格納容器内自然対流冷却の開始

１．原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上となり、大容量ポンプからの海水供給が可能となれば格納容器再循環ユニットへの海水通水により、原子炉格納容器内自然対流冷却を開始する。

表－９（３号炉および４号炉）

事象ベース運転操作基準
４．サポート系の確保
（２）原子炉補機冷却機能喪失

① 目　的
・原子炉補機冷却水系において配管等に破損が生じた場合、または原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合に、原子炉補機冷却水系の機能を維持するため、適切な運転操作を行うことを目的とする。

② 導入条件
・原子炉補機冷却水サージタンク水位が維持できない場合または、原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合

③ 主な監視操作内容

原子炉補機冷却水系の機能回復操作

１．現場の状況を確認し原子炉補機冷却水系の機能回復に努める。

原子炉手動停止

１．手動による原子炉トリップを行う。

１次冷却材ポンプ手動停止

１．１次冷却材ポンプを全台停止する。

原子炉補機冷却水系の状態確認

１．原子炉補機冷却水系の状態を確認する。
・原子炉補機冷却水系の漏えいがあり、原子炉補機冷却水サージタンク水位が維持できない場合は、【原子炉補機冷却水系の漏えいの場合】へ移行する。
・原子炉補機冷却水系の漏えいがなく、原子炉補機冷却水ポンプが全台停止している場合は、充てん系ポンプを全台停止し、制御用空気系の空気供給を所内用空気系へ切替え、１次冷却材ポンプの封水系、原子炉補機冷却水系の隔離を行い、【原子炉補機冷却水系機能喪失の場合】へ移行する。

【原子炉補機冷却水系の漏えいの場合】

原子炉補機冷却水ヘッダ隔離（破断ヘッダの確認）

１．運転中の原子炉補機冷却水ポンプを停止する。
２．健全ヘッダからの流出を防止するため系統分離を行う。

原子炉補機冷却水系隔離後の措置

１．充てん系ポンプを全台停止する。
２．制御用空気系の空気供給を所内用空気系より行う。
３．原子炉補機冷却水サージタンクに補給されていることを確認する。

１次冷却材ポンプの封水系、原子炉補機冷却水系の隔離

１．１次冷却材ポンプの封水系および原子炉補機冷却水系の隔離を行う。

破断箇所の特定

１．破断箇所が判明すれば、破断ヘッダに対応した措置に移行する。
２．破断箇所が不明の場合には、充てん系ポンプ停止後の措置へ移行する。

破断ヘッダに対応した措置

１．１台の充てん系ポンプの冷却を、健全ヘッダ側原子炉補機冷却水系ドレンにより確保し、当該充てん系ポンプを起動し１次冷却材ポンプ封水注入を再開するとともに、１次冷却系にほう酸水を注入する。
２．余熱除去系による冷却ができるまで、主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を行う。
３．余熱除去系による冷却ができるまで、加圧器逃がし弁により１次冷却系の減圧を行う。
４．健全ヘッダの隔離を解除する。
５．破断ヘッダ側の原子炉補機冷却水サージタンクへの補給を停止する。
６．原子炉補機冷却水冷却器への海水の通水を確認する。
７．充てん系ポンプの冷却が確保されており、健全ヘッダ側の原子炉補機冷却水サージタンクに水位が確保されれば、【原子炉補機冷却水系機能回復の場合】に移行する。
・充てん系ポンプの冷却が確保されていない場合は、充てん系ポンプ停止後の措置に移行する。

【原子炉補機冷却水系機能喪失の場合】

代替炉心注水他準備

１．代替炉心注水の準備、原子炉格納容器内自然対流冷却の準備および蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。

１次冷却系からの漏えいの有無の確認

１．１次冷却材漏えいの有無を確認する。

充てん系ポンプ停止後の措置

１．非常用炉心冷却系作動信号および原子炉格納容器スプレイ系作動信号発信時に作動する機器の自動起動ブロックを行う。

２．余熱除去系による冷却ができるまで、主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により蒸気発生器２次側による１次冷却系の強制冷却を行う。

３．余熱除去系による冷却ができるまで、加圧器逃がし弁により１次冷却系の減圧を行う。

４．非常用炉心冷却系作動信号が発信された場合は、非常用炉心冷却系作動信号をリセットし、必要な機器の起動は、原子炉補機冷却水ポンプ起動後に手動にて行う。

蓄圧タンク隔離

１．１次冷却材圧力が蓄圧タンクからの窒素ガスの混入を防止するための圧力未満となれば蓄圧タンクの出口弁を閉止する。

代替炉心注水

１．１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未満となり、代替炉心注水系の準備が整えば代替炉心注水を開始する。

原子炉補機冷却水系機能回復の確認

１．健全ヘッダ側の原子炉補機冷却水サージタンクに水位が確認されれば、【原子炉補機冷却水系機能回復の場合】へ移行する。

・原子炉補機冷却水系機能が回復していなければ大容量ポンプからの海水供給による再循環運転へ移行する。

２．【海水冷却機能喪失の場合】は海水冷却機能回復の確認へ移行する。

再循環運転

１．格納容器再循環サンプ水位が、再循環可能水位となれば代替炉心注水から再循環運転に切替え、炉心冷却を継続する。

原子炉格納容器内自然対流冷却の開始

１．原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上となり、大容量ポンプからの海水供給が可能となれば格納容器再循環ユニットへの海水通水により、原子炉格納容器内自然対流冷却を開始する。

【原子炉補機冷却水系機能回復の場合】

原子炉補機冷却水ポンプ運転可能の場合

１．健全ヘッダの原子炉補機冷却水ポンプを起動する。
２．充てん系ポンプの冷却を行っていた場合は、原子炉補機冷却水系ドレンを停止する。
３．充てん系ポンプによる充てん、封水注入を再開する。
４．制御用空気系を起動し、所内用空気系からの空気供給を停止する。
５．モード５（低温停止）に移行する。

【海水冷却機能喪失の場合】

１．手動による原子炉トリップを行い、１次冷却材ポンプを全台停止、代替炉心注水他準備、および制御用空気系の空気供給を所内用空気系に切替え、１次冷却材漏えいの有無および原子炉補機冷却水温度を確認し、以下の措置を実施する。

〔安全系補機の冷却水制限温度未満の場合〕

１．蒸気発生器２次側による１次冷却系の減温、減圧を実施し、海水冷却機能が回復すればモード５（低温停止）に移行する。

〔安全系補機の冷却水制限温度以上の場合〕

１．充てん系ポンプを全台停止し、１次冷却材ポンプの封水系隔離、原子炉補機冷却水ポンプを全台停止後、【原子炉補機冷却水系機能喪失の場合】へ移行する。

海水冷却機能回復の確認

１．海水冷却機能が回復すれば、海水系、原子炉補機冷却水系を復旧後、必要な補機を起動しモード５（低温停止）に移行する。
・海水冷却機能が回復していなければ、大容量ポンプを用いてモード５（低温停止）に移行する。

表－１０（３号炉および４号炉）

<table>
<tr><td colspan="2">安全機能ベース運転操作基準
１．未臨界の維持</td></tr>
<tr><td colspan="2">① 目　的
・原子炉を停止し、未臨界を維持する。
・原子炉停止後の未臨界性を確保する。</td></tr>
<tr><td>② 導入条件
・原子炉出力が 5 % 以上、または中間領域起動率が正</td><td>④ 脱出条件
・原子炉出力が 5 % 未満、および中間領域起動率が零または負</td></tr>
<tr><td>・中性子源領域起動率が正、またはP-6以上で中間領域起動率が -0.2 DPM より大</td><td>・中性子源領域起動率が零または負、および P-6 以上で中間領域起動率が -0.2 DPM 以下</td></tr>
<tr><td colspan="2">③ 主な監視操作内容
【原子炉出力が 5 % 以上、または中間領域起動率の正が確認された場合】
１．原子炉トリップを確認し、できていなければ次のいずれかにより原子炉をトリップさせる。
・手動原子炉トリップ
・ＭＧセットの電源を断
・ＭＧセット出力しゃ断器の開放
・制御棒手動挿入
・現地原子炉トリップしゃ断器の開放
２．多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）作動警報が発信した場合、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）による以下の作動状態を確認する。
・タービントリップ
・主蒸気隔離弁の閉止
・補助給水ポンプの起動
３．タービントリップを確認し、できていなければ次のいずれかによりタービンをトリップさせる。
・手動タービントリップ
・主蒸気隔離弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止
・蒸気加減弁の閉止
・現地タービントリップ
４．蒸気発生器２次側の注水量を確認し、注水量を調整する。</td></tr>
</table>

５．ほう酸水注入を実施する。
６．ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。
７．１次冷却材温度を確認し、低下していれば、主蒸気隔離弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。
８．蒸気発生器２次側圧力を確認し、低下している蒸気発生器があれば、当該蒸気発生器を隔離する。
９．原子炉出力が 5 % 未満、および中間領域起動率の零または負の確認ができなければ、「順序５」へ戻る。

【中性子源領域起動率が正、または P-6 以上で中間領域起動率が -0.2 DPM より大が確認された場合】
１．ほう酸水注入を実施する。
２．ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。
３．１次冷却材温度を確認し、低下していれば、主蒸気隔離弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。
４．蒸気発生器２次側圧力を確認し、低下している蒸気発生器があれば、当該蒸気発生器を隔離する。
５．中性子源領域起動率が零、または負、および P-6 以上で中間領域起動率が -0.2 DPM 以下を確認できなければ、「順序１」に戻る。

表－１１（３号炉および４号炉）

<table>
<tr><td colspan="2">安全機能ベース運転操作基準
２．炉心冷却の維持</td></tr>
<tr><td colspan="2">① 目　的
・炉心の冷却が不適切な場合、炉心冷却機能の回復を図るための適切な運転操作を行い、炉心冷却を維持する。</td></tr>
<tr><td>② 導入条件
・炉心出口温度が１次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上または安全注入を伴う１次冷却材喪失事象時に高圧および低圧注入流量が確認できない場合</td><td>④ 脱出条件
・炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下で少なくとも１系統の高圧注入系または低圧注入系による注水がなされていること</td></tr>
<tr><td>・１次冷却系が飽和状態または過熱状態</td><td>・炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度未満</td></tr>
<tr><td colspan="2">③ 主な監視操作内容
【炉心出口温度が１次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上の場合】
１．少なくとも１系統の非常用炉心冷却系による注水を確認する。
・非常用炉心冷却系により注水されていない場合は、非常用炉心冷却系の回復を図る。
・非常用炉心冷却系による注水ができなければ、【非常用炉心冷却系の確立ができない場合】へ移行する。
２．蒸気発生器へ注水されていることを確認する。
・蒸気発生器へ注水されていない場合は、注水の回復を図る。
３．主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。
４．炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下であることが確認できなければ、「順序２」に戻る。

【非常用炉心冷却系の確立ができない場合】
１．充てん系による注水を試みる。
２．蒸気発生器へ注水されていることを確認する。
・注水されていない場合は、注水の回復を図る。
・注水の回復ができず、蓄圧注入系、低圧注入系による注水が可能であれば、加圧器逃がし弁の強制開により１次冷却系を減圧し、蓄圧注入系、低圧注入系による注水を行う。</td></tr>
</table>

３．主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。
４．炉心出口温度が飽和温度以下、および少なくとも１系統の高圧注入系または低圧注入系による注水が確認できなければ、「順序２」に戻る。

【１次冷却系が飽和状態または過熱状態となった場合】
１．少なくとも１系統の非常用炉心冷却系による注水を確認する。
・非常用炉心冷却系により注水されていない場合は、非常用炉心冷却系の回復を図る。
２．加圧器逃がし弁の閉止を確認する。なお、閉止されていなければ、手動による閉止または元弁を閉止する。
３．蒸気発生器へ注水されていることを確認する。
・蒸気発生器へ注水されていない場合は、注水の回復を図る。
４．主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。
５．炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度未満であることが確認できなければ、「順序３」に戻る。

表－１２（３号炉および４号炉）

安全機能ベース運転操作基準
３．蒸気発生器除熱機能の維持

① 目　的
・蒸気発生器２次側の保有水を回復し、蒸気放出経路を確保するための適切な運転操作を行い、蒸気発生器除熱機能を維持する。

② 導入条件
・全蒸気発生器狭域水位が下端以下および補助給水流量が電動補助給水ポンプ１台分の注水流量未満
・いずれかの蒸気発生器圧力が主蒸気安全弁作動設定値圧力以上で上昇継続

④ 脱出条件
・１次冷却材圧力が健全蒸気発生器圧力より低い場合
または
・余熱除去系による除熱ができる場合
または
・補助給水流量が電動補助給水ポンプ１台分の注水流量以上、またはいずれかの蒸気発生器狭域水位が下端以上

③ 主な監視操作内容

蒸気発生器蒸気放出経路の確保

１．主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁による蒸気放出経路の回復を図る。

蒸気発生器注水の確保

１．補助給水系による蒸気発生器の注水回復を図る。
・回復できなければ主給水系または蒸気発生器水張り系により、蒸気発生器への注水を回復させる。
・蒸気発生器への注水が回復せず、全蒸気発生器広域水位が可視範囲以下となれば、１次冷却系のフィードアンドブリード運転へ移行する。

１次冷却系のフィードアンドブリード運転

１．非常用炉心冷却系作動信号を手動にて発信させる。
２．加圧器逃がし弁を強制開とし１次冷却系のフィードアンドブリード運転を開始する。

１次冷却系のフィードアンドブリード停止

１．蒸気発生器２次側による除熱機能が回復すれば、蒸気発生器２次側による１次冷却系の冷却を行い、１次冷却系フィードアンドブリード運転を停止する。
・回復できなければ、余熱除去系による１次冷却系の冷却を行い、１次冷却系フィードアンドブリード運転を停止する。
２．蒸気発生器２次側による１次冷却系の冷却後、余熱除去系による冷却を行う。

表－１３（３号炉および４号炉）

<table>
<tr><td colspan="2">安全機能ベース運転操作基準
４．原子炉格納容器健全性の確保</td></tr>
<tr><td colspan="2">① 目　的
・原子炉格納容器圧力上昇により、原子炉格納容器の健全性が脅かされる可能性がある場合、原子炉格納容器圧力上昇を減少させるための適切な運転操作を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。</td></tr>
<tr><td>② 導入条件
・原子炉格納容器圧力が、原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上および原子炉格納容器スプレイ系不作動</td><td>④ 脱出条件
・原子炉格納容器スプレイ系が作動し、原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器最高使用圧力以下となった場合</td></tr>
<tr><td colspan="2">③ 主な監視操作内容
１．格納容器隔離信号により、自動作動する弁およびダンパが正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。
２．１系統以上の原子炉格納容器スプレイ系の起動を試みる。
３．２次冷却材喪失事象の場合は、破損蒸気発生器の隔離を行う。
４．原子炉格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。
５．格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却を開始する。
６．原子炉格納容器スプレイ系が１系統以上作動し、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以下へ低下することが確認できなければ、「順序２」に戻る。</td></tr>
</table>

表－１４（３号炉および４号炉）

<table>
<tr><td colspan="2">安全機能ベース運転操作基準
５．放射能放出防止</td></tr>
<tr><td colspan="2">① 目　的
・原子炉格納容器から環境に放射性物質が放出される可能性がある場合、原子炉格納容器内放射能レベル低減のための適切な運転操作を行い、放射性物質放出を防止する。</td></tr>
<tr><td>② 導入条件
・原子炉格納容器内高レンジエリアモニタ指示値が 1×10^{3} mSv/h 以上および原子炉格納容器スプレイ系不作動</td><td>④ 脱出条件
・原子炉格納容器スプレイ系作動</td></tr>
<tr><td colspan="2">③ 主な監視操作内容
１．格納容器隔離信号を手動で発信する。
２．格納容器隔離信号により自動作動する弁およびダンパが正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。
３．原子炉格納容器内放射線レベルが、 1×10^{4} mSv/h に達すれば非常用炉心冷却系作動信号、原子炉格納容器スプレイ系作動信号を手動で発信し、原子炉格納容器スプレイ系を起動する。</td></tr>
</table>

表－１５（３号炉および４号炉）

<table>
<tr><td colspan="2">安全機能ベース運転操作基準
６．１次系保有水の維持</td></tr>
<tr><td colspan="2">① 目　的
・１次系保有水を回復するための適切な運転操作を行い、１次系保有水を維持する。</td></tr>
<tr><td>② 導入条件
・加圧器水位が、水位低抽出水隔離弁閉設定値以下となった場合（ただし、非常用炉心冷却系が作動している場合を除く。）</td><td>④ 脱出条件
・加圧器水位が、水位低抽出水隔離弁閉設定値以上</td></tr>
<tr><td colspan="2">③ 主な監視操作内容
１．抽出水ラインの隔離を確認する。なお、隔離できていなければ手動により隔離を試みる。
２．充てん流量を確保し、加圧器水位が水位低抽出水隔離弁閉設定値以上となるよう加圧器水位の調整を行う。</td></tr>
</table>

参考

	３号炉および４号炉
再循環切替水位	燃料取替用水タンク水位計 計器スパンの 16 %
燃料取替用水タンク水位異常低	燃料取替用水タンク水位計 計器スパンの 3 %
補助給水系代替水源切替水位	復水タンク水位計 計器スパンの 3.6 %
加圧器水位低抽出水隔離弁閉設定値	加圧器水位計 計器スパンの 17 %

添付２　火災、内部溢水、火山影響等、自然災害
および有毒ガス発生時の対応に係る実施基準

（第１８条、第１８条の２、第１８条の２の２、第１８条の３
および第１８条の３の２関連）

１ 火　　災

保全計画課長は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の１．１項から１．５項を含む火災防護計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課（室）長は、火災防護計画に基づき、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。

１．１ 専用回線を使用した通報設備の設置

保全計画課長は、中央制御室から消防機関へ通報するための専用回線を使用した通報設備を設置する。

１．２ 要員の配置

⑴ 保全計画課長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、必要な要員を配置する。

⑵ 安全・防災室長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第１２１条に定める必要な要員を配置する。

⑶ 保全計画課長は、上記体制以外の通常時および火災発生時における火災防護対策を実施するための要員を以下のとおり配置する。

ａ．火災予防活動に関する要員

各建屋、階および部屋等の火災予防活動を実施するため、防火・防災管理者を置く。

ｂ．消火要員

通報連絡者、運転員、特重施設要員および専属消防隊による消火要員として、１０名以上（発電所合計数）を発電所に駐在させる。

ｃ．自衛消防隊

(a) 火災による人的または物的な被害を最小限にとどめるため、所長が指名した統括管理者を自衛消防隊に設置する。

(b) 自衛消防隊は、７つの班で構成され、各班には、責任者である班長（管理職）を配置するとともに、自衛消防隊を統括する統括管理者を置く。

(c) 統括管理者は、自衛消防隊が行う活動に対し、指揮、指令を行うとともに、公設消防隊との連携を密にし、円滑な自衛消防活動ができるように努める。

１．３ 教育訓練の実施

放射線管理課長、発電室長および保全計画課長は、火災防護の対応に関する以下の教育訓練を定期的に実施する。

⑴ 火災防護教育

ａ．放射線管理課長、発電室長および保全計画課長は、全所員に対して、以下の教育訓練を実施する。また、専属消防隊に対して、以下の教育訓練が実施されていることを確認する。

(a) 原子炉施設内の火災区域または火災区画に設置される安全機能を有する構築物、系統および機器ならびに重大事故等対処施設の機能を火災から防護

することを目的として、火災から防護すべき機器等の火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した教育訓練

(b) 原子炉施設内の火災区域または火災区画に設置される安全機能を有する構築物、系統および機器を火災から防護することを目的とした可燃物の持込み管理についての教育訓練

(c) 安全施設を外部火災から防護するために必要な以下の教育訓練

ア. 外部火災発生時の消火活動に関する教育訓練

イ. 外部火災によるばい煙発生時および有毒ガス発生時における外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止または閉回路循環運転により、建屋内へのばい煙および有毒ガスの侵入を防止することについての教育訓練

ウ. 森林火災から外部火災防護施設を防護するための防火帯・防火エリアの設定に係る教育訓練

エ. 近隣の産業施設の火災・爆発から外部火災防護施設を防護するために、離隔距離を確保することについての教育訓練

オ. 防火帯の外側にある固体廃棄物貯蔵庫および保修点検建屋を森林火災から防護するために、固体廃棄物貯蔵庫については、飛び火による延焼防止のために散水すること、保修点検建屋については、飛び火の侵入防止のためにシャッターを閉止することについての教育訓練

カ. モニタポストが外部火災の影響を受けた場合の代替設備を防火帯の内側に設置することについての教育訓練

(d) 火災が発生した場合の消火活動および内部溢水を考慮した消火活動に関する教育訓練

(2) 自衛消防隊による総合訓練

保全計画課長は、自衛消防隊に対して、消火活動等を確認する総合的な教育訓練を実施する。また、専属消防隊に対して、同内容の教育訓練が実施されていることを確認する。

(3) 運転員および特重施設要員に対する訓練

発電室長および保全計画課長は、運転員および特重施設要員に対して、火災発生時の運転操作等の教育訓練を実施する。

(4) 消防訓練（防火対応）

保全計画課長は、消火要員に対して、火災が発生した場合における自衛消防活動を確認する教育訓練を実施する。また、専属消防隊に対して、同内容の教育訓練が実施されていることを確認する。

１．４ 資機材の配備

(1) 保全計画課長は、化学消防自動車、泡消火薬剤等の消火活動のために必要な資機材を配備する。

(2) 各課（室）長は、火災防護対策のために必要な資機材を配備する。

１．５ 手順書の整備

(1) 保全計画課長は、原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するために定める火災防護計画に以下の項目を含める。

ａ．火災防護対策を実施するための体制、責任の所在、責任者の権限、体制の運営管理、必要な要員の確保および教育訓練、火災発生防止のための活動、火災防護設備の施設管理、点検および火災情報の共有化等

ｂ．原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統および機器ならびに重大事故等対処施設を設置する火災区域および火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災の影響軽減の３つの深層防護の概念に基づく火災防護対策

ｃ．可搬型重大事故等対処設備、重大事故等に柔軟に対応するための多様性拡張設備等のその他の原子炉施設については、当該設備等に応じた火災防護対策

ｄ．安全施設および特重施設を外部火災から防護するための運用等

(2) 各課（室）長（当直課長を除く。）は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内標準に定める。

ａ．消火活動

各課（室）長は、火災発生現場の確認および中央制御室への連絡ならびに消火器、消火栓等を用いた消火活動を実施する。

ｂ．消火設備故障時の対応

当直課長は、消火設備の故障警報が発信した場合、中央制御室または[redacted]ならびに必要な現場の制御盤の警報の確認を実施する。

ｃ．消火設備のうち、自動消火設備を設置する火災区域または火災区画における火災発生時の対応

(a) 当直課長は、火災感知器が作動した場合、火災区域または火災区画からの退避警報、自動消火設備の動作状況の確認を実施する。

(b) 当直課長は、自動消火設備の動作後の消火状況の確認、消火状況を踏まえた消火活動の実施、プラント運転状況の確認等を実施する。

ｄ．消火設備のうち、手動操作による固定式消火設備を設置する火災区域または火災区画における火災発生時の対応

(a) 消火要員は、火災感知器が作動し、火災を確認した場合、消火活動を実施する。

(b) 当直課長は、消火が困難な場合、職員の退避確認後に固定式消火設備を手動操作により動作させ、その動作状況、消火状況、プラント運転状況の確認等を実施する。

ｅ．原子炉格納容器内における火災発生時の対応

(a) 当直課長は、局所火災と判断し、かつ、原子炉格納容器内への進入が可能であると判断した場合、消火器、消火栓による消火活動、消火状況の確認、プラント運転状況の確認および必要な運転操作を実施する。

(b) 当直課長は、広範囲な火災または原子炉格納容器内へ進入できないと判断した場合、プラントを停止するとともに、原子炉格納容器スプレイ設備を使

用した消火活動、消火状況の確認、プラント運転状況の確認および必要な運転操作を実施する。

ｆ．単一故障も想定した中央制御盤内における火災発生時の対応（中央制御盤の１つの区画の安全機能が全て喪失した場合における原子炉の安全停止に係る対応を含む。）

(a) １号炉および２号炉について、当直課長は、中央制御盤内の煙感知器により感知した火災に対し、常駐する運転員による消火器を用いた消火活動を行い、プラント運転状況の確認等を実施する。

(b) ３号炉および４号炉について、当直課長は、中央制御盤内の高感度煙感知器が作動し、火災の発生場所が特定できる場合は、常駐する運転員による消火器を用いた消火活動を行い、プラント運転状況の確認等を実施する。火災の発生場所が特定できない場合は、エアロゾル消火設備による消火活動を行い、プラント運転状況の確認等を実施する。

(c) 当直課長は、煙の充満により運転操作に支障がある場合、火災発生時の煙を排気するため、換気空調設備の換気モードの切替えを行う。

ｇ．水素濃度検知器が設置される火災区域または火災区画における水素濃度上昇時の対応

当直課長は、換気空調設備の運転状態の確認および換気空調設備の切替えを実施する。

ｈ．火災発生時の煙の充満により消火活動に支障を生じた際のポンプ室の消火活動

消火要員は、火災発生時の煙の充満によりポンプ室の消火活動に支障がある場合は、煙を排気できる可搬式の排風機を準備し、起動する。

ｉ．屋外消火配管の凍結防止対策の対応

当直課長は、外気温度が約０℃まで低下した場合、屋外の消火設備の凍結を防止するために屋外消火栓を微開し、通水する運用とする。

ｊ．消火用水の供給優先の対応

当直課長およびタービン保修課長は、消火用水供給系において、所内用水系と共用しない運用を行うことによって、消火用水を確保する。具体的には、水源である淡水タンクおよび消火水バックアップタンクには、最大放水量（ 260 m^3 ）に対して十分な容量（ 1,600 m^3 以上）を確保し、必要に応じて所内用水系を隔離する運用により消火を優先する。

ｋ．防火帯・防火エリアの維持・管理

保全計画課長は、防火帯・防火エリアの維持・管理を実施する。

Ｉ．外部火災によるばい煙発生時の対応

当直課長は、ばい煙発生時、ばい煙侵入防止のため、外気取入口に設置している平型フィルタ、外気取入ダンパの閉止および換気空調系の停止または１号炉および２号炉については中央制御室の閉回路循環運転、３号炉および４号炉については中央制御室および安全補機開閉器室の閉回路循環運転による建屋内へのばい煙の侵入の防止を実施する。

ｍ．外部火災による有毒ガス発生時の対応

当直課長は、有毒ガス発生時、有毒ガス侵入防止のため、外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止または１号炉および２号炉については中央制御室の閉回路循環運転、３号炉および４号炉については中央制御室および安全補機開閉器室の閉回路循環運転による建屋内への有毒ガスの侵入の防止を実施する。

ｎ．森林火災に対する防火帯の外側にある固体廃棄物貯蔵庫および保修点検建屋の防護

消火要員は、防火帯の外側にある固体廃棄物貯蔵庫および保修点検建屋を森林火災から防護するため、固体廃棄物貯蔵庫については、飛び火による延焼防止のために散水を実施する。また、保修点検建屋については、飛び火の侵入防止のためにシャッターの閉止を実施する。

ｏ．外部火災によるモニタポストが影響を受けた場合

放射線管理課長は、モニタポストが外部火災の影響を受けた場合は、代替設備を防火帯の内側に設置する。

ｐ．燃料保有量制限

３号炉および４号炉について、当直課長は、補助ボイラ燃料タンクの燃料保有量を 150 kl に制限する。

ｑ．タンクローリー火災に対する消火活動

消火要員は、燃料補充用のタンクローリー火災が発生した場合は、消火活動を実施する。

ｒ．火災予防活動（巡視点検）

各課（室）長は、巡視点検により、火災発生の有無の確認を実施する。

ｓ．火災予防活動（可燃物管理）

(a) 保全計画課長は、原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統および機器を設置する火災区域または火災区画については、当該施設を火災から防護するため、恒設機器および点検等に使用する可燃物（資機材）の総発熱量が、制限発熱量を超えない管理（持込みと保管）を実施する。

(b) 保全計画課長は、ケーブルトレイを除く電線管等に敷設する火災防護対象ケーブル（電気盤および制御盤を除く。）（以下、「火災防護対象ケーブル」という。）について、火災源に対する対策を考慮した系統分離対策に係る運用を行う場合※ 、火災防護対象ケーブルから水平距離6m の範囲内は、可燃性物質を原則持ち込まない運用として、原子炉容器に燃料が装荷されている期間は、当該範囲内に原子炉の安全確保等に必要な資機材の可燃性物質以外を持ち込まない管理を実施する。

なお、各課（室）長は、原子炉容器に燃料が装荷されている期間において、当該範囲内に原子炉の安全確保等に必要な資機材の可燃性物質を持ち込む必要がある場合には、当該可燃性物質を火災源とする火災が火災防護対象ケーブルに影響を及ぼさないように、早期に火災を感知し消火するための措置として、監視人の配置および消火設備の配備等を実施する。

また、各課（室）長は、火災防護対象ケーブルから水平距離6m の範囲外は、当該場所で発生する火災が火災防護対象ケーブルに影響を及ぼさないように、

早期に火災を感知し消火するための措置として、火災感知設備による監視および消火器・消火栓等を用いた消火活動を実施する。

※：互いに相違する系列の火災防護対象ケーブルのいずれか一方のケーブルの周囲の火災源に対して対策を講じることを基本とし、固定火災源（火災区域または火災区画内に常に設置または保管している火災防護対象ケーブル以外の設備の可燃性物質（火災防護対象ケーブルに火災による影響を及ぼさないものを除く。））となる火災防護対象機器等を設置している火災区域または火災区画においては、当該の火災防護対象機器等の系列と相違する系列の火災防護対象ケーブルの周囲の火災源に対して対策を講じることをいう。

(c) 保全計画課長は、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域については、当該施設を火災から防護するため、可燃物を置かない管理を実施する。

t．火災予防活動（火気作業等の管理）

各課（室）長は、火災区域または火災区画において、溶接等の火気作業を実施する場合、火気作業前に計画を策定するとともに、火気作業時の養生、消火器等の配備、監視人の配置等を実施する。

u．延焼防止

保全計画課長は、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域では、周辺施設および植生との離隔を確保し、火災区域内の周辺の植生区域については、除草等の管理を実施し、延焼防止を図る。

v．火災鎮火後の原子炉施設への影響確認

各課（室）長は、原子炉施設に火災が発生した場合は、火災鎮火後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。

w．地震発生時における火災発生の有無の確認

各課（室）長は、最寄りの気象庁震度観測点において震度５弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、原子炉施設の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。

x．施設管理、点検

各課（室）長は、火災防護に必要な設備の要求機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

y．火災影響評価条件の変更の要否確認

(a) 内部火災影響評価

保全計画課長は、設備改造等を行う場合、都度、内部火災影響評価への影響確認を行い、評価結果に影響がある場合は、原子炉施設内の火災によっても、安全保護系および原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉を安全停止できることを確認するために、内部火災影響評価の再評価を実施する。

(b) 外部火災影響評価

保全計画課長は、評価条件を定期的に確認し、評価結果に影響がある場合は、発電所敷地内外で発生する火災が防護対象施設へ影響を与えないことおよび火災の二次的影響に対する適切な防護対策が施されていることを確認するために、外部火災影響評価の再評価を実施する。

１．６ 定期的な評価

(1) 各課（室）長は、１．１項から１．５項の活動の実施結果について、保全計画課長に報告する。

(2) 保全計画課長は、１．１項から１．５項の活動の実施結果を取りまとめ、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、火災防護計画の見直しを行う。

１．７ 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

各課（室）長は、火災の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課（室）長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

２ 内部溢水

保全計画課長は、溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の２．１項から２．４項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課（室）長は、計画に基づき、溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。

２．１ 要員の配置

所長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第１２１条に定める必要な要員を配置する。

２．２ 教育訓練の実施

⑴ 保全計画課長は、全所員に対して、溢水全般（評価内容ならびに溢水経路、防護すべき設備、水密扉および堰等の設置の考え方等）の運用管理に関する教育訓練を定期的に実施する。

⑵ 保全計画課長は、全所員に対して、火災が発生した場合の初期消火活動および自衛消防隊による消火活動時の放水時の注意事項に関する教育訓練を定期的に実施する。

⑶ 発電室長は、運転員に対して、溢水発生時の運転操作等に関する教育訓練を定期的に実施する。

２．３ 資機材の配備

各課（室）長は、溢水発生時に使用する資機材を配備する。

２．４ 手順書の整備

⑴ 各課（室）長（当直課長を除く。）は、溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内標準に定める。

ａ．溢水発生時の措置に関する手順

当直課長は、配管の想定破損による溢水、スプリンクラーからの放水による溢水、地震による溢水およびその他の溢水が発生した場合の措置を行う。

ｂ．消火水放水時における注意喚起

保全計画課長は、機能喪失高さが低い防護すべき設備が消火水の放水による溢水により機能喪失することのないよう、消火水放水時の注意事項を現場に表示する。

ｃ．運転時間実績管理

保全計画課長は、運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の２％またはプラント運転期間の１％より小さい）により、低エネルギー配管としている系統についての運転時間実績管理を行う。

ｄ．水密扉の閉止状態の管理

当直課長は、中央制御室ならびに１号炉および２号炉の［　　］において水密扉監視設備の警報監視により、水密扉の閉止状態の確認および閉止されてい

ない状態が確認された場合の閉止操作を行う。また、各課（室）長は、水密扉開放後の確実な閉止操作および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。

ｅ．タンクの水位管理

保全計画課長は、防護すべき設備が設置される建屋へ溢水が流入し伝播することを防ぐため、必要なタンクの水位制限を行う。

ｆ．溢水発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順

各課（室）長は、原子炉施設に溢水が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。

ｇ．施設管理、点検

(a) 各課（室）長は、火災時に消火水を放水した場合、消火水により防護すべき設備の要求される機能が損なわれていないことを確認するために、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

(b) 各課（室）長は、防護すべき設備が没水または被水した場合、防護すべき設備の要求される機能が損なわれていないことを確認するために、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

(c) 各課（室）長は、防護すべき設備が蒸気環境に曝された場合、防護すべき設備の要求される機能が損なわれていないことを確認するために、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

(d) ３号炉および４号炉について、電気保修課長、計装保修課長およびタービン保修課長は、海水ポンプ室内および室外の溢水を受けて、海水ポンプ室内の防護すべき設備が機能喪失しないように海水ポンプ室浸水防止蓋について、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

(e) タービン保修課長は、配管の想定破損評価において、応力評価の結果により破損形状の想定を行う配管は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために、継続的な肉厚管理を行う。

(f) 各課（室）長は、浸水防護設備および防護すべき設備の要求機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

ｈ．溢水評価条件の変更の要否を確認する手順

(a) 保全計画課長は、各種対策設備の追加および資機材の持込み等により評価条件に見直しがある場合、都度、溢水評価への影響確認を行う。

(b) 保全計画課長は、消火活動の結果を踏まえ、放水後の放水量の溢水評価に係る妥当性について検証を行う。

２．５ 定期的な評価

(1) 各課（室）長は、２．１項から２．４項の活動の実施結果について、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、保全計画課長に報告する。

(2) 保全計画課長は、各課（室）長からの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。

２．６ 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

各課（室）長は、溢水の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課（室）長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

３ 火山影響等、降雪および地滑り※1発生時

保全計画課長は、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を行う体制の整備として、次の３．１項から３．４項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課（室）長は、計画に基づき、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を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。

※１：地滑りは２号炉のみに適用する。以下、同様とする。

３．１ 要員の配置

⑴ 所長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、必要な要員を配置する。

⑵ 所長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第１２１条に定める必要な要員を配置する。

また、所長は、降灰予報等により高浜町への多量の降灰が予想される場合、社内標準に定める組織の要員を召集して活動する。

なお、休日、時間外（夜間）においては、第１３条に定める重大事故等の対応を行う要員を活用する。

３．２ 教育訓練の実施

⑴ 保全計画課長は、全所員に対して、火山影響等、積雪および地滑り発生時に対する運用管理に関する教育訓練を定期的に実施する。

⑵ 発電室長は、運転員に対して、火山影響等および地滑り発生時の運転操作等に係る手順に関する教育訓練を定期的に実施する。

⑶ 各課（室）長は、各課員に対して、火山影響等、積雪および地滑り発生時に対する運用管理に関する教育訓練ならびに火山事象、積雪および地滑りより防護すべき施設の施設管理、点検に関する教育訓練を定期的に実施する。

⑷ 保全計画課長は、緊急安全対策要員に対して、その役割に応じて、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を定期的に実施する。

３．３ 資機材の配備

⑴ 総務課長は、降下火砕物の除去等の屋外作業時に使用する道具や防護具等を配備する。

⑵ 各課（室）長は、火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要なディーゼル発電機用の着脱可能なフィルタ（300 メッシュ）その他の必要な資機材を配備する。

３．４ 手順書の整備

⑴ 各課（室）長（当直課長を除く。）は、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を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内標準に定める。

ａ．降下火砕物の侵入防止

当直課長は、外気取入口に設置している平型フィルタの差圧確認、外気取入ダンパの閉止、換気空調設備の停止または閉回路循環運転による建屋内への降下火砕物の侵入防止を実施する。

ｂ．降下火砕物および積雪の除去作業

(a) 各課（室）長は、降灰が確認された場合は、施設の機能に影響が及ばないよう、換気空調設備のフィルタの清掃や取替え、水循環系のストレーナ洗浄作業、開閉所設備の碍子洗浄作業を実施する。

(b) 各課（室）長は、降下火砕物の堆積が確認された場合は、降下火砕物より防護すべき屋外の施設、ならびに降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋について、長期的な堆積により施設に悪影響を及ぼさないよう降下火砕物を除去する。

また、上記以外の重大事故等対処設備に対する降下火砕物および積雪の除去作業については、降灰および降雪の状況を踏まえ、設備に悪影響を及ぼさないよう実施する。

ｃ．地滑り防護対策の堰堤の健全性確保

土木建築課長は、地滑りが確認された場合は、施設の機能に影響が及ばないよう、堰堤の堆積制限位以下になるよう土砂撤去作業を実施する。

ｄ．地滑り発生後の撤去作業が困難と判断された場合の対応

土木建築課長は、地滑り発生後の土砂撤去作業において、７日以内に堆積制限位以下にできないと判断した場合は当直課長に連絡するとともに、土砂撤去作業を継続する。連絡を受けた当直課長は、地滑りが確認された後、７日以内に原子炉を停止（モード５まで）する。

ｅ．ディーゼル発電機の機能を維持するための対策

火山影響等発生時において、ディーゼル発電機の機能を維持するため、ディーゼル発電機への改良型フィルタの取付およびフィルタの取替・清掃を実施する。

(a) ディーゼル発電機への改良型フィルタ取付他

各課（室）長は、フィルタの取替・清掃が容易な改良型フィルタを取り付ける。また、１号炉および２号炉については、海水ポンプ除塵フィルタを取り外す。

ア．手順着手の判断基準

気象庁が発表する降灰予報（「速報」または「詳細」）により高浜町への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径 160㎞）内の活火山に 20㎞ 以上の噴煙が観測されたが噴火後 10 分以内に降灰予報が発表されない場合または降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合

(b) ディーゼル発電機改良型フィルタのフィルタ取替・清掃

各課（室）長は、ディーゼル発電機が起動した場合において、フィルタの閉塞を防止するため、フィルタの取替・清掃を実施する。

ア．手順着手の判断基準

火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、ディーゼル発電機が起動した場合

ｆ．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

火山影響等発生時において、外部電源喪失およびディーゼル発電機が機能喪失した場合は、タービン動補助給水ポンプを使用し、蒸気発生器２次側による１次冷却系の冷却を行う。

(a) タービン動補助給水ポンプを用いた炉心冷却

当直課長は、タービン動補助給水ポンプを用いた蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

ア．手順着手の判断基準

火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、ディーゼル発電機２台がともに機能喪失した場合

ｇ．蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）を用いた炉心の著しい損傷を防止するための対策

火山影響等発生時において、外部電源喪失およびディーゼル発電機が機能喪失し、かつタービン動補助給水ポンプが機能喪失した場合は、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）を使用し、蒸気発生器２次側による１次冷却系の冷却を行う。

(a) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）の準備作業

各課（室）長は、１号炉および２号炉については、電源車※２を降下火砕物の影響を受けることのない１号炉および２号炉燃料取扱建屋内へ、３号炉および４号炉については、電源車※３を降下火砕物の影響を受けることのない３号炉および４号炉燃料取扱建屋内へそれぞれ移動し、準備作業を行う。

ア．手順着手の判断基準

気象庁が発表する降灰予報（「速報」または「詳細」）により高浜町への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径 160km）内の活火山に 20km 以上の噴煙が観測されたが噴火後 10 分以内に降灰予報が発表されない場合または降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合

(b) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）を用いた炉心冷却

緊急時対策本部は、タービン動補助給水ポンプによる給水ができない場合は、１号炉および２号炉については電源車※２を、３号炉および４号炉については電源車※３をそれぞれ起動し、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）を用いた蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

ア．手順着手の判断基準

火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、ディーゼル発電機 2 台がともに機能喪失し、かつタービン動補助給水ポンプによる給水ができない場合

ｈ．緊急時対策所の居住性確保に関する対策

火山影響等発生時において、緊急時対策所入口扉を開放することにより緊急時対策所の居住性を確保する。

(a) 緊急時対策所の居住性確保

各課（室）長は、緊急時対策所入口扉の開放により居住性を確保し、降下火砕物の侵入を防止するため、入口扉（２箇所）に仮設フィルタを取り付ける。

ア．手順着手の判断基準

気象庁が発表する降灰予報（「速報」または「詳細」）により高浜町への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の活火山に20km以上の噴煙が観測されたが噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合または降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合

ⅰ．通信連絡設備に関する対策

火山影響等発生時における通信連絡について、降下火砕物の影響を受けない有線系の設備を複数手段確保することにより機能を確保する。ディーゼル発電機の機能が喪失した場合においては、１号炉および２号炉については、１号炉および２号炉燃料取扱建屋内に配置した電源車※２から、３号炉および４号炉については、３号炉または４号炉燃料取扱建屋内に配置した電源車※４からそれぞれ給電する。

(a) 電源車※２および電源車※４の準備作業

各課（室）長は、１号炉および２号炉については、電源車※２を降下火砕物の影響を受けることのない１号炉および２号炉燃料取扱建屋内へ、３号炉および４号炉については、電源車※４を降下火砕物の影響を受けることのない３号炉または４号炉燃料取扱建屋内へそれぞれ移動し、準備作業を行う。

ア．手順着手の判断基準

気象庁が発表する降灰予報（「速報」または「詳細」）により高浜町への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の活火山に20km以上の噴煙が観測されたが噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合または降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合

(b) 電源車※２および電源車※４からの給電開始

緊急時対策本部および当直課長は、１号炉および２号炉については電源車※２からの、３号炉および４号炉については電源車※４からの給電準備をそれぞれ行ったのち給電を開始する。

ア．手順着手の判断基準

１号炉および２号炉については、電源車※２による給電開始は、火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、１号炉または２号炉のディーゼル発電機全台が機能喪失した場合

３号炉および４号炉については、電源車※４による給電開始は、火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、３号炉または４号炉のディーゼル発電機全台が機能喪失した場合

ｊ．電源車※２ならびに電源車※３および電源車※４の燃料確保に関する対策

火山影響等発生時における電源車※２ならびに電源車※３および電源車※４の燃料を電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）※５ならびに電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）※６および電源車（緊急時対策所用）※７により確保する。

(a) 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）※５ならびに電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）※６および電源車（緊急時対策所用）※７の建屋近傍への移動

各課（室）長は、１号炉および２号炉については、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）※５を１号炉および２号炉燃料取扱建屋近傍へ、３号炉および４号炉については、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）※６を３号炉および４号炉燃料取扱建屋近傍へ、電源車（緊急時対策所用）※７を３号炉または４号炉燃料取扱建屋近傍へそれぞれ移動する。

ア．手順着手の判断基準

気象庁が発表する降灰予報（「速報」または「詳細」）により高浜町への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径 160km）内の活火山に 20km 以上の噴煙が観測されたが噴火後 10 分以内に降灰予報が発表されない場合または降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合

(b) 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）※５ならびに電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）※６および電源車（緊急時対策所用）※７による燃料補給

緊急時対策本部は、１号炉および２号炉については、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）※５から電源車※２へ、３号炉および４号炉については、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）※６および電源車（緊急時対策所用）※７から電源車※３および電源車※４へそれぞれ燃料補給を行う。

ア．手順着手の判断基準

１号炉および２号炉については電源車※２、３号炉および４号炉については電源車※３および電源車※４の運転継続のために燃料補給が必要と判断した場合

ｋ．消火水バックアップタンクから復水タンクへの補給に関する対策

火山影響等発生時において、消火水バックアップタンクから復水タンクへの補給を行う。

(a) 消火水バックアップタンクから復水タンクへの補給

緊急時対策本部および当直課長は、消火水バックアップタンクから復水タンクへの補給を行う。

ア．手順着手の判断基準

復水タンクへの補給が必要と判断した場合

火山影響等発生時の対策における主な作業

作業手順No	対応手段	対象号炉	要員	要員数	想定時間
e(a)	ディーゼル発電機への改良型フィルタ取付	各号炉	緊急安全対策要員	8	50分
	海水ポンプ除塵フィルタの取り外し	1号炉および2号炉	緊急安全対策要員	2（1号炉および2号炉合計）	50分
e(b)	ディーゼル発電機改良型フィルタのフィルタ取替	各号炉	緊急安全対策要員	4	20分
	ディーゼル発電機改良型フィルタのフィルタ清掃※8	各号炉	緊急安全対策要員	2	60分
g(a) i(a) j(a)	電源車※2および電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）※5の移動	1号炉および2号炉	緊急安全対策要員	5（1号炉および2号炉合計）	50分
	電源車※3、電源車※4、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）※6および電源車（緊急時対策所用）※7の移動	3号炉および4号炉	緊急安全対策要員	4（3号炉および4号炉合計）	50分
g(a) i(a)	蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）の準備作業※9 電源車の準備作業※9 （給電用ケーブル敷設・接続）	1号炉および2号炉	緊急安全対策要員	4	80分
	蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）の準備作業 （ホース接続・系統構成）		緊急安全対策要員	4	97分
g(a)	蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）の準備作業※10 （給電用ケーブル敷設・接続）	3号炉および4号炉	緊急安全対策要員	2	80分※11
	蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）の準備作業 （ホース接続・系統構成）		緊急安全対策要員	5	60分
h(a)	緊急時対策所の居住性確保（仮設フィルタ取付）	1号炉、2号炉、3号炉および4号炉	緊急安全対策要員	2（1号炉、2号炉、3号炉および4号炉合計）	50分
i(b)	電源車※2からの給電開始 （不要負荷切り離し・受電操作）	1号炉および2号炉	運転員等 （中央制御室、現場）	3	60分
	電源車※4からの給電開始※10 （給電用ケーブル敷設･接続）	3号炉および4号炉	緊急安全対策要員	2（3号炉および4号炉合計）	70分
	電源車※4からの給電開始 （不要負荷切り離し・受電操作）		運転員等 （中央制御室、現場）	3	90分
k(a)	消火水バックアップタンクから復水タンクへの補給	1号炉および2号炉	緊急安全対策要員	2（1号炉および2号炉合計）	40分
			運転員等 （中央制御室、現場）	3（1号炉および2号炉合計）	
		3号炉および4号炉	緊急安全対策要員	2（3号炉および4号炉合計）	40分
			運転員等 （中央制御室、現場）	3（3号炉および4号炉合計）	

※2：1号炉および2号炉　蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）および通信連絡設備への給電用
※3：3号炉および4号炉　蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）への給電用
※4：3号炉および4号炉　通信連絡設備（緊急時対策所を含む）への給電用
※5：電源車※2への燃料補給用
※6：電源車※3への燃料補給用
※7：電源車※4への燃料補給用
※8：1班2名で2班が交代して実施する。
※9：可搬式排気ファンおよび仮設ダクト等設置作業は、1箇所あたり上表とは別に緊急安全対策要員4名が60分以内で実施する。
※10：可搬式排気ファンおよび仮設ダクト等設置作業は、1箇所あたり上表とは別に緊急安全対策要員6名が40分以内で実施する。
※11：屋外作業は50分以内で実施する。

Ｉ．降灰および地滑り時の原子炉施設への影響確認

各課（室）長は、降灰および地滑りが確認された場合は、原子炉施設への影響を確認するため、降下火砕物より防護すべき施設について点検を行うとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。

ｍ．施設管理、点検

各課（室）長は、火山事象より防護すべき施設の要求機能を維持するため、降灰後における降下火砕物による静的荷重、腐食、磨耗等の影響について、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

３．５ 定期的な評価

⑴ 各課（室）長は、３．１項から３．４項の活動の実施結果について、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、保全計画課長に報告する。

⑵ 保全計画課長は、各課（室）長からの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。

３．６ 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

各課（室）長は、火山影響等、降雪および地滑り発生時の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課（室）長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

⑴ 火山影響等発生時における原子炉停止の判断基準

ａ．高浜町に降灰予報「多量」が発表された場合

ｂ．高浜町に降灰予報「多量」が発表されていない場合において、火山影響等発生時の対応に着手し、かつ、第７３条に定める外部電源において、全５回線中、３回線以上が動作不能になり、動作可能な外部電源が２回線以下となった場合（送電線の点検時を含む。）またはすべての外部電源が他の回線に対し独立性を有していない場合

３．７ その他関連する活動

⑴ 原子力安全・技術部門統括は、以下の活動を実施することを社内標準に定める。

ａ．新たな知見の収集、反映

原子力安全・技術部門統括は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合の火山事象の評価を行い、必要な事項を適切に反映する。

４ 地　震

保全計画課長は、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の４．１項から４．４項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課（室）長は、計画に基づき、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。

４．１ 要員の配置

⑴ 所長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、必要な要員を配置する。

⑵ 所長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第１２１条に定める必要な要員を配置する。

４．２ 教育訓練の実施

⑴ 保全計画課長は、全所員に対して、地震発生時の運用管理に関する教育訓練を定期的に実施する。

⑵ 発電室長は、運転員に対して、地震発生時の運転操作等に関する教育訓練を定期的に実施する。

４．３ 資機材の配備

各課（室）長は、地震発生時に使用する資機材を配備する。

４．４ 手順書の整備

⑴ 各課（室）長（当直課長を除く。）は、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内標準に定める。

ａ．波及的影響防止に関する手順

(a) 各課（室）長は、波及的影響を防止するよう現場を維持するため、機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。

(b) 各課（室）長は、機器・配管等の設置および点検資材等の仮設・仮置時における、耐震重要施設（耐震Ｓクラス施設）および常設耐震重要重大事故防止設備または常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備を含む。）、特重施設（一の施設）（１号炉および２号炉）、特重施設（３号炉および４号炉）（以下、「耐震重要施設等」という。）に対する下位クラス施設※1の波及的影響（４つの観点※2および溢水・火災の観点）を防止する。

※１：耐震ＢクラスおよびＣクラス施設に加え、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備を含む。）、可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故防止設備および常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設、ならびに特重施設（一の

施設）（１号炉および２号炉）以外の特重施設（１号炉および２号炉）を考慮する。

※２：４つの観点とは、以下をいう。

ア．　設置地盤および地震応答性状の相違等に起因する相対変位または不等沈下による影響

イ．　耐震重要施設等と下位クラス施設との接続部における相互影響

ウ．　建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒および落下等による耐震重要施設等への影響

エ．　建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒および落下等による耐震重要施設への影響

ｂ．設備の保管に関する手順

(a) 各課（室）長は、可搬型重大事故等対処設備について、地震による周辺斜面の崩壊・火災等の影響により重大事故等に対処するために必要な機能を喪失しないよう、固縛措置、分散配置、転倒防止対策等による適切な保管がなされていることを確認する。

(b) 各課（室）長は、可搬型重大事故等対処設備のうち、屋外の車両型設備について、離隔距離を基に必要な設備間隔を定め適切な保管がなされていることを確認する。

ｃ．地震発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順

各課（室）長は、最寄りの気象庁震度観測点において震度５弱以上の地震が観測された場合、以下の対応を行うとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。

(a) 各課（室）長は、原子炉施設の損傷の有無を確認する。

(b) 当直課長は、使用済燃料ピットにおいて、水面の清浄度および異物の混入がないこと等を確認する。

(c) 土木建築課長は、特重施設（一の施設）（１号炉および２号炉）以外の特重施設（１号炉および２号炉）である[　　]および[　　]の通信ケーブルの間接支持機能を有する[　　]の損傷の有無を確認する。また、特重施設（一の施設）（１号炉および２号炉）以外の特重施設（１号炉および２号炉）である通水機能を有する[　　]の損傷の有無を確認する。

４．５ 定期的な評価

(1) 各課（室）長は、４．１項から４．４項の活動の実施結果について、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、保全計画課長に報告する。

(2) 保全計画課長は、各課（室）長からの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。

４．６ 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

(1) 各課（室）長は、地震の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課（室）長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

(2) 所長は、地震の影響により[　　]または[　　]が機能喪失していると判断を行った場合の措置として、１号炉および２号炉について、原子炉の運転中は、原子炉停止の措置を実施し、原子炉の停止中は、原子炉の停止状態を維持し、原子炉の安全を確保する。なお、原子炉停止の措置の実施にあたっては、原子炉の安全を確保しつつ、速やかに実施する。

４．７ その他関連する活動

(1) 原子力安全・技術部門統括は、以下の活動を実施することを社内標準に定める。

ａ．新たな知見等の収集、反映

原子力安全・技術部門統括は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合、耐震安全性に関する評価を行い、必要な事項を適切に反映する。

ｂ．波及的影響防止

原子力安全・技術部門統括は、４つの観点以外の新たな波及的影響の観点の抽出を実施する。

ｃ．地震観測および影響確認

(a) 原子力安全・技術部門統括は、原子炉施設のうち安全上特に重要なものに対して、地震観測等により振動性状の把握および土木設備・建築物の機能に支障のないことの確認を行うとともに、適切な観測を継続的に実施するために、必要に応じ、地震観測網の拡充を計画する。

(b) 原子力安全・技術部門統括は、原子炉施設のうち安全上特に重要なものに対する振動性状の確認結果を受けて、その結果をもとに施設の機能に支障のないことを確認する。

５ 津　 波

保全計画課長は、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の５．１項から５．４項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課（室）長は、計画に基づき、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。

５．１ 要員の配置

(1) 所長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、必要な要員を配置する。

(2) 所長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第１２１条に定める必要な要員を配置する。

５．２ 教育訓練の実施

(1) 保全計画課長は、全所員に対して、津波防護の運用管理に関する教育訓練を定期的に実施する。また、保全計画課長は、全所員に対して、大津波警報が発表された場合、発電所構外において原子炉施設への影響の可能性のある津波と想定される潮位の変動を観測した場合および発電所構外の観測潮位が欠測した場合を想定した車両退避等の訓練を定期的に実施する。

(2) 発電室長は、運転員に対して、津波発生時の運転操作等（津波警報等が発表されない可能性のある津波への対応に係る運転操作を含む）に関する教育訓練を定期的に実施する。

(3) 各課（室）長は、各課員に対して、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備および特重施設の代替設備に対して特重施設の設計で想定する津波高さを考慮した水密性を維持するための設備の施設管理、点検に関する教育訓練を定期的に実施する。

５．３ 資機材の配備

各課（室）長は、津波発生時に使用する資機材を配備する。

５．４ 手順書の整備

(1) 各課（室）長（当直課長を除く。）は、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内標準に定める。

ａ．水密扉の閉止状態の管理

１号炉および２号炉について、当直課長は、Ａ中央制御室において水密扉監視設備の警報監視により、水密扉の閉止状態の確認および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。

３号炉および４号炉について、当直課長は、Ｂ中央制御室において水密扉監視設備の警報監視により、水密扉の閉止状態の確認および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。

また、各課（室）長は、水密扉開放後の確実な閉止操作および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。

ｂ．取水路防潮ゲートの管理

当直課長は、取水路防潮ゲートの両系列４門全てが閉止した場合、または３門が閉止した場合は、循環水ポンプを全台停止する。また、運転中の号炉については原子炉を停止する。

ｃ．防潮扉の閉止状態の管理

防潮扉については、原則閉止運用とし、当直課長は、中央制御室において防潮扉の閉止状態の確認を行う。また、各課（室）長は、防潮扉開放後の確実な閉止操作および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。

ｄ．車両の管理

保全計画課長は、発電所構内の放水口側防潮堤および取水路防潮ゲートの外側に存在し、かつ漂流物になるおそれのある車両について、漂流物とならない管理を実施する。

ｅ．発電所を含む地域に大津波警報が発表された場合の対応

(a) 当直課長は、原則として１号炉、２号炉、３号炉および４号炉の循環水ポンプを停止（プラント停止）する。また、Ａ中央制御室から取水路防潮ゲートを閉止するとともに、原子炉の冷却操作を実施する。

ただし、以下の場合はその限りではない。

ア　大津波警報が誤報であった場合

イ　遠方で発生した地震に伴う津波であって、発電所を含む地域に、到達するまでの時間経過で、大津波警報が見直された場合

(b) 原子燃料課長は、燃料等輸送船に関し、津波警報等が発表された場合、荷役作業を中断し、陸側作業員および輸送物の退避に関する措置を実施する。

(c) 放射線管理課長は、燃料等輸送船に関し、津波警報等が発表された場合、荷役作業を中断し、陸側作業員および輸送物の退避に関する措置ならびに漂流物化防止対策を実施する。

(d) 原子燃料課長および放射線管理課長は、緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う。

(e) 当直課長は、津波監視カメラおよび潮位計による津波の襲来状況の監視を実施する。

(f) 保全計画課長は、発電所構内の放水口側防潮堤および取水路防潮ゲートの外側に存在し、かつ漂流物になるおそれのある車両について津波の影響を受けない場所へ退避することにより漂流物とならない措置を実施する。

ｆ．地震加速度高により原子炉がトリップし、かつ発電所を含む地域に津波警報等が発表された場合の対応

(a) 当直課長は、原則として１号炉、２号炉、３号炉および４号炉の循環水ポンプを停止する。

(b) 当直課長は、津波監視カメラおよび潮位計による津波の襲来状況の監視を実施する。

ｇ．発電所を含む地域に津波警報等が発表された場合の対応

(a) 当直課長は、速やかにゲート落下機構の電源系および制御系に異常がないことを確認する。

(b) 原子燃料課長および放射線管理課長は、緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う。

(c) 当直課長は、津波監視カメラおよび潮位計による津波の襲来状況の監視を実施する。

ｈ．津波警報等が発表されない可能性のある津波への対応

(a) 取水路防潮ゲートの閉止判断基準等を確認※した場合の対応

ア 当直課長は、１号炉、２号炉、３号炉および４号炉の循環水ポンプを停止（プラント停止）する。また、Ａ中央制御室から取水路防潮ゲートを閉止するとともに、原子炉の冷却操作を実施する。

イ 当直課長は、津波監視カメラおよび潮位計による津波の襲来状況の監視を実施する。

※：「潮位観測システム（防護用）のうち、 2 台の潮位計の観測潮位がいずれも 10 分以内に 0.5 ｍ以上下降し、その後、最低潮位から 10 分以内に 0.5 ｍ以上上昇すること、または 10 分以内に 0.5 ｍ以上上昇し、その後、最高潮位から 10 分以内に 0.5 ｍ以上下降すること、ならびに発電所構外において、遡上波の地上部からの到達、流入および取水路、放水路等の経路からの流入（以下、「敷地への遡上」という。）ならびに水位の低下による海水ポンプへの影響のおそれがある潮位の変動を観測し、その後、潮位観測システム（防護用）のうち、 2 台の潮位計の観測潮位がいずれも 10 分以内に 0.5ｍ以上下降すること、または 10 分以内に 0.5ｍ以上上昇すること。」を１号炉および２号炉を担当する当直課長と３号炉および４号炉を担当する当直課長の潮位観測システム（防護用）のうち衛星電話（津波防護用）を用いた連携により確認（この条件の成立確認を「取水路防潮ゲートの閉止判断基準等を確認」という。潮位変動値のセット値は 0.45 ｍとする。以下、同じ。）

ウ 技術課長は、取水路防潮ゲートの閉止判断基準等を確認したときは、その旨を社内および社外関係機関に連絡する。

(b) 発電所構外において原子炉施設への影響の可能性のある津波と想定される潮位の変動を観測した場合の対応

ア 当直課長は、速やかにゲート落下機構の電源系および制御系に異常がないことを確認する。また、発電所構外の観測潮位欠測時も同等の対応を実施する。

イ 当直課長は、津波監視カメラによる津波の襲来状況の監視を実施する。また、発電所構外の観測潮位欠測時も同等の対応を実施する。

ウ 土木建築課長は、取水路防潮ゲート保守作業の中断に係る措置を行う。また、発電所構外の観測潮位欠測時も同等の対応を実施する。

エ 保全計画課長は、発電所構内の放水口側防潮堤および取水路防潮ゲートの外側に存在し、かつ漂流物になるおそれのある車両について津波の影響を受けない場所へ退避することにより漂流物とならない措置を実施する。また、発電所構外の観測潮位欠測時も同等の対応を実施する。

オ 原子燃料課長は、燃料等輸送船が荷役中の場合、荷役作業を中断し、陸側作業員および輸送物の退避に関する措置を実施するとともに、係留強化する船側と情報連絡を行う。

カ 放射線管理課長は、燃料等輸送船が荷役中の場合、荷役作業を中断し、陸側作業員および輸送物の退避に関する措置ならびに漂流物化防止対策を実施するとともに、係留強化する船側と情報連絡を行う。なお、発電所構外の観測潮位欠測時は、構外潮位観測地点の監視人による潮位の観測により荷役作業を実施する。

キ 原子燃料課長および放射線管理課長は、燃料等輸送船が荷役中以外の場合、緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う。

(c) 動作可能な潮位計が２台未満となった場合の対応

ア 当直課長は、発電所構外の観測潮位に故障を示す指示変動や欠測がないことを確認し、津波の襲来状況の監視強化を実施する。

イ 保全計画課長は、発電所構外において原子炉施設への影響の可能性のある津波と想定される潮位の変動を観測した場合または発電所構外の観測潮位が欠測した場合、速やかに作業の中断、所員と車両の退避に係る措置を実施する。

(d) 衛星電話（津波防護用）、代替手段および代替手段以外の通信手段の機能喪失により、中央制御室間の連携ができない場合の対応

ア 保全計画課長は、速やかに作業の中断、所員と車両の退避に係る措置を実施する。

(e) 取水路防潮ゲート閉止判断基準には到達しない平常時とは異なる潮位変動を確認した場合（台風等の異常時の潮位変動を除く）の対応

ア 計装保修課長は、監視モニタと手計算の潮位変化量が整合していることを確認する。

i. 津波発生時の原子炉施設への影響確認

各課（室）長は、発電所を含む地域に大津波警報が発表され取水路防潮ゲートを閉止した場合または取水路防潮ゲートの閉止判断基準等を確認した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。

j. 施設管理、点検

各課（室）長は、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備および津波影響軽減施設の要求機能を維持するため、ならびに特重施設の代替設備に対して特重施設の設計で想定する津波高さを考慮した水密性を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

なお、取水路防潮ゲートの遠隔閉止信号を停止する場合は、現地の手動操作により敷地への遡上および水位の低下による海水ポンプへの影響のおそれがある

潮位に至る前にゲートを落下できるよう、発電所構外の観測潮位に通常の潮汐とは異なる潮位変動や故障を示す指示変動がないことを確認し、資機材を確保するとともに体制を確保し、維持する。

k. 津波評価条件の変更の要否確認

(a) 各課（室）長は、設備改造等を行う場合、都度、津波評価への影響確認を行う。

(b) 保全計画課長は、津波評価に係る評価条件を定期的に確認する。

５．５ 定期的な評価

(1) 各課（室）長は、５．１項から５．４項の活動の実施結果について、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、保全計画課長に報告する。

(2) 保全計画課長は、各課（室）長からの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。

５．６ 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

各課（室）長は、津波の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課（室）長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

５．７ その他関連する活動

(1) 原子力安全・技術部門統括は、以下の活動を実施することを社内標準に定める。

ａ．新たな知見の収集、反映

原子力安全・技術部門統括は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合、耐津波安全性に関する評価を行い、必要な事項を適切に反映する。

６ 竜　巻

保全計画課長は、竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の６．１項から６．４項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課（室）長は、計画に基づき、竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。

６．１ 要員の配置

(1) 所長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、必要な要員を配置する。

(2) 所長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第１２１条に定める必要な要員を配置する。

６．２ 教育訓練の実施

(1) 保全計画課長は、全所員に対して、竜巻防護の運用管理に関する教育訓練を定期的に実施する。また、保全計画課長は、全所員に対して、竜巻発生時における車両退避等の訓練を実施する。

(2) 発電室長は、運転員に対して、竜巻発生時の運転操作等に関する教育訓練を定期的に実施する。

(3) 各課（室）長は、各課員に対して、竜巻対策設備の施設管理、点検に関する教育訓練を定期的に実施する。

６．３ 資機材の配備

各課（室）長は、竜巻対策として固縛に使用する資機材を配備する。

６．４ 手順書の整備

(1) 各課（室）長（当直課長を除く。）は、竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内標準に定める。

ａ．飛来物管理の手順

(a) 各課（室）長は、飛来時の運動エネルギー、貫通力が設計飛来物である鋼製材※1 よりも大きなものについて、設置場所等に応じて固縛、建屋内収納または撤去により飛来物とならない管理を実施する。

(b) 各課（室）長は、屋外の重大事故等対処設備について、位置的分散を図ることで、重大事故等対処設備の機能を損なわないよう管理する。また、重大事故等対処設備が設計基準事故対処設備に悪影響を与えないよう管理を実施する。

(c) 保全計画課長は、車両に関する入構管理を行う。

※１：設計飛来物である鋼製材の寸法等は、以下のとおり。

飛来物の種類	鋼製材
寸法（m）	長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2
質量（kg）	135

ｂ．竜巻の襲来が予想される場合の対応

(a) 保全計画課長は、車両に関して停車している場所に応じて退避または固縛することにより飛来物とならない管理を実施する。

(b) 各課（室）長は、ディーゼル発電機建屋の水密扉の閉止状態の確認するとともに、換気空調系統のダンパ等の閉止を実施する。

(c) 原子燃料課長は、燃料取扱作業を中止する。

(d) 各課（室）長は、１号炉および２号炉の使用済燃料ピット上部を防護ネットで覆う操作を実施する。

ｃ．竜巻飛来物防護対策設備の取付けおよび取外操作等

各課（室）長は、竜巻飛来物防護対策設備の取付および取外操作、飛来物発生防止のために設置した設備の操作を実施する。

ｄ．代替設備または予備品確保

各課（室）長は、竜巻の襲来により、安全施設の構造健全性が維持できない場合には、代替設備または予備品を確保する。

ｅ．竜巻発生時の原子炉施設への影響確認

各課（室）長は、発電所敷地内に竜巻が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。

ｆ．竜巻により原子炉施設等が損傷した場合の処置

(a) 当直課長は、３号炉および４号炉格納容器排気筒に損傷を発見した場合、気体廃棄物が放出中であればすみやかに放出を停止する。

(b) 原子炉保修課長は、３号炉および４号炉格納容器排気筒に損傷を発見した場合、応急補修を行う。

(c) 当直課長は、３号炉および４号炉格納容器排気筒の補修が困難な場合、プラント停止操作を行う。

(d) 土木建築課長は、取水路防潮ゲートに損傷を発見した場合、安全機能回復の応急処置を行う。

(e) 電気保修課長および計装保修課長は、潮位観測システム（防護用）に損傷を発見した場合は、安全機能回復の応急処置を行う。

(f) 当直課長は、取水路防潮ゲートまたは潮位観測システム（防護用）の安全機能回復が困難な場合、プラント停止操作を行う。

(g) 各課（室）長は、建屋外において竜巻による火災の発生を確認した場合、消火用水等による消火活動を行う。

ｇ．施設管理、点検

各課（室）長は、竜巻飛来物防護対策設備の要求機能を維持するために、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

６．５ 定期的な評価

(1) 各課（室）長は、６．１項から６．４項の活動の実施結果について、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、保全計画課長に報告する。

(2) 保全計画課長は、各課（室）長からの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。

６．６ 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

各課（室）長は、竜巻の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課（室）長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

６．７ その他関連する活動

(1) 原子力安全・技術部門統括は、以下の活動を実施することを社内標準に定める。

ａ．新たな知見の収集、反映

原子力安全・技術部門統括は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合の竜巻の評価を行い、必要な事項を適切に反映する。

７ 有毒ガス

保全計画課長は、有毒ガス発生時における運転員、緊急時対策所で重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員および特重施設要員（以下、本項において「運転員等」という。）の防護のための活動を行う体制の整備として、次の７．１項から７．４項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課（室）長は、計画に基づき、有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。

７．１ 要員の配置

所長は、発電所敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下、「可動源」という。）に随行・立会する者（以下、「立会人」という。）および有毒ガスの発生を終息させるために必要な措置（以下、「終息活動」という。）を行う要員等を確保する。

７．２ 教育訓練の実施

(1) 保全計画課長は、全所員に対して、有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動に係る教育訓練を定期的に実施する。

(2) 保全計画課長は、運転員等、立会人および終息活動を行う要員に対して、有毒ガス発生時における防護具の着用のための教育訓練を定期的に実施する。

(3) 総務課長は、第１３１条および第１３２条に基づき、発電所の入所者に対して、有毒ガス発生時の認知・連絡に係る教育訓練を入所時に実施する。

７．３ 資機材の配備

各課（室）長は、有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動を行うために必要な防護具その他の必要な資機材を配備する。

７．４ 手順書の整備

(1) 各課（室）長（当直課長を除く。）は、有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内標準に定める。

ａ．有毒ガス防護の確認に関する手順

(a) 各課（室）長は、発電所敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下、「固定源」という。）に対して、(b)項、(c)項およびc.項の実施により、運転員等の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。

(b) 各課（室）長は、発電所敷地内および中央制御室等から半径１０ｋｍ近傍に新たな有毒化学物質および有毒化学物質の性状、貯蔵状況等の変更を確認し、固定源の見直しがある場合は、有毒ガスが発生した場合の吸気中の有毒ガス濃度評価を実施し、評価結果に基づき必要な有毒ガス防護を実施する。可動源の見直しがある場合は、必要な有毒ガス防護を実施する。

(c) 各課（室）長は、有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する堰および覆い（以下、「防液堤等」という。）について、適切に運用管理を実施する。

b．有毒ガス発生時の防護に関する手順

(a) 各課（室）長は、可動源に対して、立会人の随行、通信連絡手段による連絡、中央制御室換気設備（１号炉および２号炉）、中央制御室空調装置（３号炉および４号炉）、緊急時対策所換気設備および[redacted]の換気空調設備の隔離、防護具の着用ならびに終息活動等の対策を実施する。

(b) 各課（室）長は、予期せぬ有毒ガスの発生に対して、防護具の着用および防護具のバックアップ体制整備の対策を実施する。

c．施設管理、点検

各課（室）長は、有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、有毒ガス影響を軽減する機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

７．５ 定期的な評価

(1) 各課（室）長は、７．１項から７．４項の活動の実施結果について、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、保全計画課長に報告する。

(2) 保全計画課長は、各課（室）長からの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。

７．６ 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

各課（室）長は、有毒ガスの影響により、原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課（室）長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

添付３　重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準

（第１８条の５および第１８条の６関連）

重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準

本「実施基準」は、重大事故等発生時または大規模損壊発生時に対処しうる体制を維持管理していくための実施内容について定める。

また、重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等を、表－１から表－１９に、ＡＰＣ等による大規模損壊発生時における特重施設による対応に必要な運用手順を表－２１から表－３１に定める。なお、多様性拡張設備を使用した運用手順および運用手順の詳細な内容等については、社内標準に定める。

１　重大事故等対策

⑴ 社長は、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を行う体制の整備にあたって、財産（設備等）保護よりも安全を優先することを方針として定める。

⑵ 原子力安全・技術部門統括は、以下に示す重大事故等発生時における原子炉主任技術者の職務等について、「安全管理通達」に定め、原子力事業本部長の承認を得る。

ア　原子炉主任技術者は、原子力防災組織において、独立性が確保できる組織に配置し、重大事故等対策における原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実、かつ最優先に行うことを任務とする。

イ　原子炉主任技術者は、保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、発電所対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

ウ　原子炉主任技術者は、休日、時間外（夜間）に重大事故等が発生した場合、緊急時対策本部要員からの情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を受け、保安上必要な場合は指示を行う。

エ　非常召集可能圏内に原子炉主任技術者を原子炉毎に各１名（計４名）配置する。

オ　原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備にあたって、保安上必要な事項について確認を行う。

⑶ 安全・防災室長は、⑴の方針に基づき、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を行う体制の整備として、次の１．１項および１．２項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。

また、各課（室）長は、計画に基づき、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を行うために必要な体制の整備を実施する。

⑷ 各課（室）長は、⑴の方針に基づき、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を行う体制の整備として、次の１．３項および表－１から表－１９に示す「重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等」を含む手順を整備し、１．１⑴アの要員にこの手順を遵守させる。

⑸ 原子力安全・技術部門統括は、⑴の方針に基づき、重大事故等発生時における本店が行う支援に関する活動を行う体制の整備として、次の１．１項および１．２項を含む計画を策定するとともに、計画に基づき、本店が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。

１．１　体制の整備、教育訓練の実施および資機材の配備

(1) 体制の整備

ア　所長は、以下に示す重大事故等対策を実施する実施組織およびその支援組織の役割分担および責任者などを社内標準に定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を確立する。

(ｱ)　所長は、重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止およびその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、原子力防災体制等を発令し、緊急時対策本部要員の非常召集、通報連絡を行い、第１２１条に定める原子力防災組織を設置し、発電所に自らを本部長とする発電所対策本部の体制を整え対処する。また、事故対処に必要な場合には、社内標準に定めた手順に限定することなく、事故収束に必要な措置を講じる。

(ｲ)　所長は、発電所対策本部の本部長として、原子力防災組織の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針の決定をする。

　また、本部長の下に副本部長を設置し、副本部長は本部長を補佐し、本部長が不在の場合は、副本部長あるいは本部附などの職位が技術系の課長以上の代行者がその職務を代行する。

(ｳ)　所長は、発電所対策本部に、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織および実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織を編成し、専門性および経験を考慮した班を構成する。

　また、各班の役割分担および責任者である班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を確立する。

(ｴ)　重大事故等対策の実施組織および支援組織の各班の機能、各班の責任者である班長および副班長を配置する。

(ｵ)　所長は、発電所対策本部における全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理し、１号炉、２号炉、３号炉および４号炉の同時被災時は原子炉毎の指揮者を指名する。

(ｶ)　所長は、指揮者である本部長の所長が欠けた場合に備え、本部長の代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。

　また、実施組織および支援組織の各班に責任者である班長（室長または課長）を配置し、班長が欠けた場合に備え、あらかじめ代行順位を定めた副班長（課長または係長）を配置する。

(ｷ)　所長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合、直ちに原子力防災体制等を発令するとともに原子力発電部門統括へ報告する。

(ｸ)　実施組織である緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員を発電所構内および近傍に常時確保し、確保した緊急安全対策要員により、重大事故等対策に対応する。

(ｹ)　実施組織の班構成および必要な役割分担は、以下のとおりとし、重大事故等対策を円滑に実施する。

ａ　発電班は、事故状況の把握および整理、事故拡大防止のための措置、原子炉施設の保安維持等を行う。

ｂ　保修班は、事故原因の究明、応急対策の立案、実施および原子炉施設の消火

活動等を行う。

(ｺ)　１号炉、２号炉、３号炉および４号炉において同時に重大事故等が発生した場合における実施組織の対応については、以下のとおりとする。

ａ　発電所対策本部は、１号炉、２号炉、３号炉および４号炉の同時被災の場合において、本部長の指示により原子炉毎に指名した指揮者の指示のもと、原子炉毎の情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する。

ｂ　原子炉主任技術者は、担当号炉のプラント状況把握および事故対策に専念することにより、１号炉、２号炉、３号炉および４号炉の同時被災を想定した場合においても指示を的確に実施する。

ｃ　１号炉、２号炉、３号炉および４号炉の原子炉主任技術者は、原子炉毎の保安監督を誠実、かつ最優先に行う。

ｄ　実施組織は、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう通報連絡者を配置し、通報連絡後の情報連絡は通報連絡者が管理を一括して実施することで円滑に対応する。

(ｻ)　技術支援組織と運営支援組織の班構成および必要な役割分担については、以下のとおりとし、重大事故等対策を円滑に実施する。

ａ　技術支援組織は、安全管理班および放射線管理班で構成し、必要な役割の分担を行い実施組織に対して技術的助言を行う。

(a) 安全管理班は、事故状況の把握および評価、事故時影響緩和操作の検討等を行う。

(b) 放射線管理班は、放射線および放射能の測定、状況把握、被ばく管理、汚染除去および拡大防止措置、災害対策活動に伴う放射線防護措置等を行う。

ｂ　運営支援組織は、総務班、広報班および情報班で構成し、必要な役割の分担を行い実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。

(a) 総務班は、発電所対策本部の設営・運営、連絡・通信手段の確保、要員の動員、輸送手段の確保、原子力災害医療措置、資機材調達・輸送および退避・避難措置を行う。

(b) 広報班は、報道機関の対応、見学者の退避誘導および広報活動を行う。

(c) 情報班は、社内対策本部との情報受理・伝達、国・自治体等関係者との連絡調整および社外関係機関への情報連絡を行う。

ｃ　各班は、各班の役割を実施し、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。

(ｼ)　地震により緊急時呼出システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常召集連絡ができない場合でも地震（最寄りの気象庁震度観測点において、震度５弱以上の地震）の発生により緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員が発電所に自動参集する。

(ｽ)　重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために実施組織として必要な要員として、第１３条に規定する運転員、緊急時対策本部要員、緊急安全対策要員および特重施設要員について、以下のとおり役割および人数を割り当て確保する。

ａ　原子力防災組織の統括管理および全体指揮を行う全体指揮者、原子炉毎の指揮を行うユニット指揮者、原子炉毎の通報連絡を行う通報連絡者ならびに各重大事故等対策に係る現場での調整を行う現場調整者の緊急時対策本部要員１１

名、運転操作指揮を行う当直課長、当直主任および運転操作対応を行う１号炉および２号炉の運転員１２名（１号炉および２号炉のうち１つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は１０名、１号炉および２号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は８名）、３号炉および４号炉の運転員１２名（３号炉および４号炉のうち１つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は１０名、３号炉および４号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は８名）、運転支援活動、電源復旧活動、注水活動、消防活動およびガレキ除去活動を行う緊急安全対策要員６５名の計１００名（１号炉、２号炉、３号炉および４号炉のうち１つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は計９２名、２つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は計８４名、３つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は計７６名またはすべての原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は計６８名）ならびに被災後６時間以内を目途として参集し、注水活動を行う緊急安全対策要員８名および発電所対策本部の各班の活動を行う緊急時対策本部要員２０名の計２８名（以下、「召集要員」という。）として、合計１２８名（１号炉、２号炉、３号炉および４号炉のうち１つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は合計１２０名、２つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は合計１１２名、３つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は合計１０４名またはすべての原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は合計９６名）およびプラント状態に応じた特重施設要員を確保する。

b　緊急安全対策要員（運転支援活動を行うものを除く）および緊急時対策本部要員は、緊急時対策所に参集し、通報連絡、注水確保および電源確保等の各要員の任務に応じた対応を行うとともに、緊急安全対策要員（運転支援活動を行う者）は、運転員からの連絡を受け、各現場での対応を行う。

c　高線量下の対応においても、社員および協力会社社員を含め要員を確保する。

d　病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、第１３条に規定する所定の重大事故等対策要員（運転員、緊急安全対策要員および緊急時対策本部要員にて構成される。以下同じ。）または特重施設要員に欠員が生じた場合は、休日、時間外（夜間）を含め重大事故等対策要員または特重施設要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等対策要員および特重施設要員の体制に係る管理を行う。

また、重大事故等対策要員および特重施設要員の補充の見込みが立たない場合は、所長に連絡するとともに、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる重大事故等対策要員または特重施設要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

e　特重施設要員は、運転操作指揮を行う当直課長または当直主任と連携し、□から特重施設を用いた対応を行う。

(ｾ)　休日、時間外（夜間）を含めて必要な緊急安全対策要員および緊急時対策本部要員を非常召集できるよう、定期的に通報連絡訓練を実施する。

(ｿ)　実施組織および支援組織が実効的に活動するための以下の施設および設備等に

ついて管理する。

ａ　支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）およびＳＰＤＳ表示装置、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む。）を備えた緊急時対策所

ｂ　実施組織が中央制御室、緊急時対策所および現場との連携を図り作業内容および現場状況の情報共有を実施するための携行型通話装置等

ｃ　電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作および作業を実施できるよう可搬型の照明装置

(ﾀ)　支援組織の役割については、以下のとおりとし、重大事故等対策を円滑に実施する。

ａ　発電所内外の組織への通報および連絡を実施できるように衛星電話（携帯）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行う。

ｂ　原子炉施設の状態および重大事故等対策の実施状況に係る情報は、発電所対策本部の情報班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、本店対策本部と発電所対策本部間において、衛星電話（携帯）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備および緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等へ必要なデータを伝送できる設備を使用することにより、発電所の状況および重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。

ｃ　本店対策本部との連絡を密にすることで報道発表および外部からの問い合わせ対応および関係機関への連絡を本店原子力防災組織で構成する本店対策本部の広報活動を行う班で実施することにより、発電所対策本部が事故対応に専念でき、また、発電所内外へ広く情報提供を行う。

イ　原子力安全・技術部門統括は、以下に示す本店対策本部の役割分担および責任者などを社内標準に定め、体制を確立する。

(ｱ)　原子力発電部門統括は、発電所における原子力防災体制の発令報告を受けた場合、直ちに社長に報告し、社長は本店における原子力防災体制を発令する。

(ｲ)　社長は、原子力防災体制を発令した場合、速やかに本店対策本部（原子力施設事態即応センター含む。）を中之島および若狭に設置する。また、社長は、原子力災害対策活動を実施するため本店対策本部長としてその職務を行い、社長が不在の場合は副社長等がその職務を代行する。

また、原子力緊急事態宣言が発出された場合またはそのおそれがある場合は、本店対策本部長である社長は原則として、中之島から若狭へ移動し、災害対策活動の指揮を執る。社長が移動する場合は、定められた代行者が本店対策本部の指揮を執る。なお、移動中の社長への連絡については、携帯電話等を使用する。

本店対策本部（中之島）においては、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制により発電所対策本部の支援を行い、本店対策本部（若狭）は、原子力部門による発電所対策本部への技術的支援を行う。

本店対策本部（若狭）には、社内外情報の収集、連絡、記録、事故状況の把握、評価の支援、アクシデントマネジメントの支援、事故拡大防止策に関する支援、

事故原因の究明、除去に関する支援および復旧対策に関する支援等を行う原子力設備班を設置し、本店対策本部（中之島）は、設備の被害状況の把握、復旧対策の樹立等を行う設備班、本店対策本部の設営、運営、本部要員の召集ならびに資機材および食料の調達運搬等を行う総務班、自治体および報道対応を行う広報班を設置し、発電所対策本部の災害対策活動の支援を行う。

(ｳ)　本店対策本部総務班長は、あらかじめ選定している支援拠点の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を勘案した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な本店緊急時対策要員を派遣するとともに、災害対策支援に必要な資機材等の運搬を実施する。

(ｴ)　本店対策本部原子力設備班長は、他の原子力事業者および原子力緊急事態支援組織へ必要に応じて応援を要請し、技術的な支援が受けられる体制を整備する。

また、原子力安全・技術部門統括は、原子力設備班を統括する。

ウ　原子力安全・技術部門統括は、重大事故等発生時に原子炉格納容器の設計圧力および温度に近い状態が継続する場合等、重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を確立する。

また、機能喪失した設備の保守を実施するための放射線量低減ならびに放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理等の事態収束活動を円滑に実施するため、平時から必要な協力活動体制を継続して構築する。

(2) 教育訓練の実施

ア　力量の付与のための教育訓練

各課（室）長は、重大事故等対処設備または特重施設を構成する設備を設置もしくは改造する場合は、当該設備の運転上の制限が適用開始される日（使用前事業者検査終了日等）までに、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、緊急安全対策要員または特重施設要員を新たに認定する場合は、第１３条第２項および第４項の体制に入るまでに以下の教育訓練について、社内標準に基づき実施する。

(ｱ)　各課（室）長は、表－１から表－１９に記載した対応手段を実施するために必要とする手順および重大事故等発生時における緊急時制御室の対応手順について、「ウ　成立性の確認訓練」の要素を考慮した教育訓練項目を定め、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、緊急安全対策要員および特重施設要員の役割に応じた教育訓練を実施する。

(ｲ)　安全・防災室長および発電室長は、重大事故等対処設備または特重施設を構成する設備を設置または改造する場合は、当該設備の運転上の制限が適用開始される日（使用前事業者検査終了日等）までに、成立性確認訓練（現場訓練による有効性評価の成立性確認）および成立性確認訓練の要素等を考慮した確認方法により、力量の付与方法の妥当性を確認する。

イ　力量の維持向上のための教育訓練

総務課長は、力量の維持向上のための教育訓練の実施計画を作成する。

各課（室）長は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、緊急安全対策要員および特重施設要員に対して、事象の種類およ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、以下の教育訓練について、社内標準に基づき実施する。

(ｱ)　表－１から表－１９に記載した対応手段を実施するために必要とする手順および重大事故等発生時における緊急時制御室の対応手順を教育訓練項目として定め、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、緊急安全対策要員および特重施設要員の役割に応じた教育訓練を計画的に実施する。

ａ　運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、緊急安全対策要員および特重施設要員に対し、役割に応じた教育訓練項目を年１回以上実施する。

なお、作業・操作の類似がない教育訓練項目については、教育訓練を年２回実施し、うち１回は机上による教育訓練とする。

ｂ　運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、緊急安全対策要員および特重施設要員に対し、役割に応じ実施するａ項の教育訓練結果を評価し、力量が維持されていることを確認する。

(ｲ)　重大事故等対策を行う運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、緊急安全対策要員および特重施設要員に対し、以下の教育訓練等を実施する。

ａ　運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、緊急安全対策要員および特重施設要員に対し、役割に応じた重大事故等発生時の原子炉施設の挙動に関する知識ならびに的確な状況把握、確実かつ迅速な対応を実施するために必要な知識の向上を図ることのできる教育訓練を年１回以上実施する。

ｂ　運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、緊急安全対策要員および特重施設要員に対し、役割に応じた過酷事故の内容、基本的な対処方法等、知識ベースの理解向上に資する教育訓練を年１回以上実施する。また、重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織および支援組織の実効性等を確認するための総合的な教育訓練を年１回以上実施する。

ｃ　各課員等に対し、重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、普段から定期点検ならびに運転に必要な操作、保守点検活動および重大事故等対策の資機材を用いた教育訓練を自ら行うよう指導し、原子炉施設および予備品等について熟知させ実務経験を積ませる。

ｄ　(ｱ) ａ項の教育訓練において、事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練、夜間および降雨ならびに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を計画的に実施する。

ｅ　設備および事故時用の資機材等に関する情報ならびにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報およびマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。

ウ　成立性の確認訓練

安全・防災室長は、成立性の確認訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

安全・防災室長および発電室長は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、緊急安全対策要員および特重施設要員に対し、以下の成立性の確認訓練を社内標準に基づき実施する。

(7)　成立性の確認訓練を以下のａ項、ｂ項に定める頻度、内容で計画的に実施する。

ａ　中央制御室主体の操作に係る成立性確認

(a)　中央制御室主体の操作に係る成立性確認（シミュレータによる成立性確認）

中央操作主体、重要事故シーケンスの類似性および操作の類似性の観点から整理したⅠからⅦの重要事故シーケンスについて、運転員（当直員）および特重施設要員を対象に年１回以上実施する。

なお、特重施設要員については、Ⅲの重要事故シーケンスを除く。

Ⅰ　２次系からの除熱機能喪失
Ⅱ　原子炉格納容器の除熱機能喪失
Ⅲ　原子炉停止機能喪失
Ⅳ　ＥＣＣＳ注水機能喪失
Ⅴ　ＥＣＣＳ再循環機能喪失
Ⅵ　格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
Ⅶ　崩壊熱除去機能喪失

(b)　成立性の確認の評価方法

重要事故シーケンスの有効性評価上の解析条件のうち操作条件等を評価のポイントとして社内標準に定め、当直課長の指示の下、適切な対応ができていることを以下のとおり評価する。

Ⅰ　重要事故シーケンスに応じた対応において、当直課長からの指示に対して、運転員（当直員）および特重施設要員が適切に対応し、報告することにより連携が図られていること
Ⅱ　解析上の操作条件が満足されるように対応できること
Ⅲ　手順書に従い確実な対応ができること

ｂ　現場主体の操作に係る成立性確認

(a)　技術的能力の成立性確認

現場主体で実施する表－２０の対応手段のうち、有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段について、運転員（当直員）および緊急安全対策要員を対象に年１回以上実施する。

(b)　机上訓練による有効性評価の成立性確認

現場主体、重要事故シーケンスの類似性および現場作業の類似性の観点から整理したⅠからⅥの重要事故シーケンスについて、緊急安全対策要員および特重施設要員を対象に年１回以上実施する。

なお、特重施設要員については、Ⅴの重要事故シーケンスを除く。

Ⅰ　全交流動力電源喪失（ＲＣＰシールＬＯＣＡが発生する場合）
Ⅱ　全交流動力電源喪失（ＲＣＰシールＬＯＣＡが発生しない場合）
Ⅲ　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）
Ⅳ　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）
Ⅴ　使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故２）
Ⅵ　全交流動力電源喪失（運転停止中）

(c)　現場訓練による有効性評価の成立性確認

現場主体、重要事故シーケンスの類似性および現場作業の類似性の観点から整理したⅠおよびⅡの重要事故シーケンスを統合したシーケンスに、１号炉および２号炉はⅢ、ⅣおよびⅥ、３号炉および４号炉はⅣ、ⅤおよびⅥの重要事故シーケンスのうち現場で実施する個別手順を加え、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、緊急安全対策要員および特重施設要員で構成する班の中から任意の班※を対象に年１回以上実施する。

Ⅰ　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

Ⅱ　使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故２）

Ⅲ　全交流動力電源喪失（ＲＣＰシールＬＯＣＡが発生しない場合）

Ⅳ　原子炉格納容器の除熱機能喪失

Ⅴ　ＥＣＣＳ再循環機能喪失

Ⅵ　崩壊熱除去機能喪失

※　成立性の確認を行う班を構成する要員については、毎年特定の役割に偏らないように配慮する。

(d)　成立性の確認の評価方法

Ⅰ　技術的能力の成立性確認は、有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段について、役割に応じた対応が必要な要員数で想定時間内に実施するために必要とする手順に沿った訓練結果をもとに、算出された訓練時間と表－２０に記載した対応手段ごとの想定時間を比較し評価する。

Ⅱ　机上訓練による有効性評価の成立性確認は、有効性評価の重要事故シーケンスについて、必要な役割に応じて求められる現場作業等ができることおよび当直課長と特重施設要員の連携ができることの確認事項を社内標準に定め、満足することを評価する。

Ⅲ　現場訓練による有効性評価の成立性確認は、有効性評価の成立性担保のために必要な操作が完了すべき時間であるホールドポイントおよび当直課長と特重施設要員の連携ができることの確認事項を社内標準に定め、満足することを評価する。

Ⅳ　(a)および(c)の成立性の確認は、多くの訓練項目に対して効果的に行うため、以下の条件により実施する。

なお、(c)の成立性確認は（Ⅳ）項、（Ⅴ）項は適用しない。

（Ⅰ）　実施にあたっては、原則、一連で実施することとするが、長時間を要する成立性の確認については、分割して実施する。

（Ⅱ）　弁の開閉操作、水中ポンプの海水への投入、機器の起動操作等により、原子炉施設の系統や設備に悪影響を与えるもの、訓練により設備が損傷または劣化を促進するおそれのあるもの等については、模擬操作を実施する。

（Ⅲ）　訓練用のモックアップがある場合は、（Ⅱ）項の模擬操作ではなく、モックアップを使用した訓練を実施する。実施にあたっては、移動時間を考慮する。

（Ⅳ）　他の訓練の作業・操作待ちがある場合は、連携の訓練を確実に行ったのち、次工程の作業・操作を実施する。

（Ⅴ） 同じ作業の繰り返しを行う訓練については、一部の時間を測定し、その時間をもとに訓練時間を算出する。

(ｲ) 成立性の確認結果を踏まえた措置

ａ 中央制御室主体の操作に係る成立性確認、技術的能力の成立性確認および机上訓練による有効性評価の成立性確認の場合

成立性の確認により、役割に応じた必要な力量（以下(ｲ)において「力量」という。）を確保できていないと判断した場合は、速やかに以下の措置を講じる。

(a) 所長および原子炉主任技術者に報告するとともに、その原因を分析、評価し、改善等、必要な措置を講じる。

(b) 力量を確保できていないと判断された者に対して、必要な措置の結果を踏まえ、力量が確保できていないと判断された個別の操作および作業を対象に、力量の維持向上訓練を実施した後、役割に応じた要員により成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認し、所長および原子炉主任技術者に報告する。

ｂ 現場訓練による有効性評価の成立性確認の場合

成立性の確認により、力量を確保できていないと判断した場合は、速やかに以下の措置を講じる。

(a) 所長および原子炉主任技術者に報告するとともに、その原因を分析、評価し、改善等、必要な措置を講じる。

(b) 成立性の確認を任意の班が代表して実施する場合、力量を確保できていないと判断された者と同じ役割の者に対して、必要な措置の結果を踏まえ、力量が確保できていないと判断された個別の操作および作業を対象に、役割に応じた成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認し、所長および原子炉主任技術者に報告する。

(c) (b)項の措置により、力量が確保できる見込みが立たないと判断した場合は、所長および原子炉主任技術者に報告する。

(d) 力量を確保できていないと判断された者については、必要により、改めて原因を分析、評価し、改善等の必要な措置を講じ、力量の維持向上訓練を実施した後、力量を確保できていないと判断された成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認する。

(e) (d)項の措置により、力量が確保できていると判断した場合は、所長および原子炉主任技術者に報告する。

(3) 資機材の配備

ア 各課（室）長は、重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置、アクセスルートの確保、復旧作業および支援等の原子炉施設の保全のために必要な資機材を所定の保管場所に配備する。

イ 原子力企画部門統括、原子力安全・技術部門統括および原子力発電部門統括は、支援等の原子炉施設の保全のために必要な資機材を配備する。

１．２　アクセスルートの確保、復旧作業および支援に係る事項

(1) アクセスルートの確保

ア　安全・防災室長は、発電所内の道路および通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施することを社内標準に定める。

(ｱ)　屋外および屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所および接続場所まで運搬するため、または他の設備の被害状況を把握するための経路（以下、「アクセスルート」という。）は、自然現象、外部人為事象、溢水および火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

(ｲ)　屋外および屋内アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地すべり、火山の影響、生物学的事象、高潮および森林火災を考慮し、外部人為事象に対して、近隣の産業施設の火災および爆発（飛来物含む。）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙および有毒ガス）、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、電磁的障害ならびに重大事故等時の高線量下を考慮し確保する。

ａ　発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水に対しては敷地付近に河川がないこと、高潮に対しては津波に包絡されることから影響を受けないため考慮しない。

また、外部人為事象のうち、近隣の産業施設の火災および爆発（飛来物含む。）に対しては該当する施設がないこと、ダムの崩壊に対しては近傍にダムがないため考慮しない。

ｂ　電磁的障害に対しては道路および通路面が直接影響を受けることはないことから、屋外および屋内アクセスルートへの影響はないため考慮しない。

ｃ　生物学的事象に対しては容易に排除可能なことから影響を受けないため考慮しない。

ｄ　万一、これらの影響を受けないとしている現象について、対応が必要となった場合においても、洪水、高潮およびダムの崩壊に対しては、津波と同様に対応が可能であり、近隣の産業施設の火災および爆発（飛来物含む。）に対しては、森林火災と同様に対応が可能である。

(ｳ)　可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り保管し、屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。なお、同じ機能を有する重大事故等対処設備が他にない設備については、予備も含めて分散させる。

(ｴ)　障害物を除去可能なブルドーザおよび油圧ショベルを保管、使用し、それらを運転できる緊急安全対策要員を確保する。

(ｵ)　被ばくを考慮した放射線防護具の配備およびアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備ならびに停電時および夜間時に確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。

イ　屋外アクセスルートの確保

安全・防災室長は、屋外のアクセスルートの確保にあたって、以下の運用管理を実施することを社内標準に定める。

(ｱ)　屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所から使用場所まで運搬するアクセ

スルートの状況確認、海水等の取水ポイントの状況確認、ホース敷設ルートの状態確認を行い、あわせて燃料油貯油そう、空冷式非常用発電装置、その他の屋外設備の被害状況の把握を行う。

(ｲ)　屋外アクセスルートに対する地震による影響、その他自然現象による影響を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なブルドーザ４台（１号および２号炉共用２台、３号および４号炉共用２台）（予備１台）および油圧ショベル２台（１号および２号炉共用１台、３号および４号炉共用１台）（予備１台）を保管、使用する。

(ｳ)　地震による屋外タンクからの溢水ならびに降水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。

(ｴ)　防潮堤の中に早期に復旧可能なアクセスルートを確保する。想定を上回る万一のガレキ発生に対してはブルドーザおよび油圧ショベルにより速やかに撤去することにより対処する。

(ｵ)　考慮すべき自然現象のうち凍結および森林火災、外部人為事象のうち航空機落下による火災、火災の二次的影響（ばい煙および有毒ガス）、飛来物（航空機落下）、輸送車両の発火および漂流船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。

(ｶ)　周辺構造物、周辺機器の倒壊による障害物については、ブルドーザおよび油圧ショベルによる撤去あるいは転倒による閉塞がないルートを通行する。

(ｷ)　基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ブルドーザおよび油圧ショベルによる崩壊箇所の復旧を行う。

(ｸ)　耐震裕度の低い地盤にアクセスルートを設定する場合は、道路面のすべりによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ブルドーザおよび油圧ショベルによる崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する。

(ｹ)　不等沈下等による段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じる設計とするとともに、段差が発生した場合には、ブルドーザおよび油圧ショベルによる段差発生箇所の復旧を行う。さらに地下構造物の損壊が想定される箇所については、陥没対策を講じる。想定を上回る段差が発生した場合は、予備ルートの復旧および油圧ショベルによる段差解消対策により対処する。

(ｺ)　アクセスルート上の台風および竜巻による飛来物、降雪、降灰については、ブルドーザおよび油圧ショベルによる撤去を行う。想定を上回る降雪、降灰が発生した場合は、除雪、除灰の頻度を増加させることにより対処する。また、凍結、除雪を考慮し、車両については、オールシーズンタイヤを配備する。

ウ　屋内アクセスルートの確保

安全・防災室長は、屋内のアクセスルートの確保にあたって、以下の運用管理を実施することを社内標準に定める。

(ｱ)　屋内の可搬型重大事故等対処設備の保管場所へ運転員（当直員）、緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員が移動するアクセスルートの状況確認を行い、あわせて恒設代替低圧注水ポンプ、その他の屋内設備の被害状況の把握を行う。

(ｲ)　地震、津波、その他自然現象による影響および外部人為事象に対して、外部か

らの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。

(ｳ) 転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに、撤去可能な資機材についても必要に応じて固縛、転倒防止措置により支障をきたさない措置を講じる。

(ｴ) 機器からの溢水に対しては、適切な放射線防護具を着用することによりアクセスルートを通行する。

(ｵ) アクセスルートの状況を確認し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを選定し、ルート近傍の資機材を管理し、固縛等の対策を実施することおよび万一の際には迂回することにより通行性を確保する。

(2) 復旧作業に係る事項

ア 予備品等の確保

各課（室）長は、重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を以下の方針に基づき確保することを社内標準に定める。

(ｱ) 事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。

(ｲ) 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。

(ｳ) 復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する 。

なお、多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、ガレキ撤去等のためのブルドーザ、油圧ショベル、夜間の対応を想定した照明機器等およびその他作業環境を想定した資機材を確保する。

イ 保管場所

各課（室）長は、予備品等について、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波による浸水などの外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し、保管することを社内標準に定める。

ウ アクセスルートの確保

(1)「アクセスルートの確保」と同じ。

(3) 支援に係る事項

安全・防災室長および原子力安全・技術部門統括は、支援に係る事項について、以下の方針に基づき実施することを社内標準に定める。

ア 安全・防災室長および原子力安全・技術部門統括は、事故発生後７日間は継続して事故収束対応を維持できるよう、重大事故等対処設備、予備品および燃料等の手段を確保する。

また、プラントメーカー、建設会社、協力会社およびその他の関係機関とは平時

から必要な連絡体制を整備するなど協力関係を構築するとともに、あらかじめ重大事故等発生に備え協議および合意の上、外部からの支援計画を策定する。事故発生後、当社原子力防災組織が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカーおよび建設会社からは設備の設計根拠および機器の詳細な情報、事故収束手段および復旧対策等の提供、協力会社からは、事象進展予測および放射線影響予測等の評価結果の情報提供、事故収束および復旧対策活動に必要な支援に係る要員の派遣ならびに燃料供給会社からは燃料の供給および迅速な物資輸送を可能とするとともに、中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を策定する。

イ　原子力安全・技術部門統括は、他の原子力事業者より、支援に係る要員の派遣、資機材の貸与および環境放射線モニタリングの支援を受けられる他、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット等の資機材、資機材操作の支援および提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けられることができるように支援計画を策定する。

さらに、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品および燃料等について支援を受けることによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段および燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後６日間までに支援を受けられる体制を確立する。

また、原子力事業所災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服およびその他の放射線管理に使用する資機材が継続的に発電所へ供給できる体制を確立する。

１．３　手順書の整備

⑴ 各課（室）長（当直課長を除く。）は、重大事故等発生時において、事象の種類および事象の進展に応じて、的確かつ状況に応じて柔軟に対処するための内容を社内標準に定める。

また、重大事故等の対処に関する事項について、使用主体に応じた内容および重大事故等対策に用いる特重施設に係る内容を社内標準に定める。

ア　安全・防災室長および発電室長は、全ての交流動力電源および常設直流電源系統の喪失、安全系の機器もしくは計測器類の多重故障または１号炉、２号炉、３号炉および４号炉の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で原子炉施設の状態の把握および実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法および判断基準を社内標準に定める。

イ　安全・防災室長および発電室長は、パラメータを計測する計器故障時に原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための手順および計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を社内標準に定める。

具体的には、表－１５「事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

ウ　安全・防災室長および発電室長は、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止するために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施するため、以下の判断基準を社内標準に定める。

(ｱ)　炉心損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損防止の対処に迷うこ

となく移行できるよう、原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準

(ｲ)　炉心の著しい損傷または原子炉格納容器の破損を防止するために注水する淡水源が枯渇または使用できない状況においては、迷わず海水注水を行えるようにする判断基準

(ｳ)　全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に掛かる時間を考慮した手順着手の判断基準

(ｴ)　炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素濃度制御設備の必要な起動時期を見失うことがないよう、水素濃度制御設備を速やかに起動する判断基準

(ｵ)　炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止するために必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするための手順着手の判断基準

(ｶ)　重大事故等対策時において、設計基準事故時に用いる操作の制限事項が継続して適用されることで事故対応に悪影響を及ぼさないよう手順を区別するとともに、重大事故等発生時には速やかに移行できる判断基準

(ｷ)　重大事故等対策時において、特重施設の準備を並行して開始し、常設重大事故等対処設備に期待できない場合、可搬型重大事故等対処設備よりも特重施設を優先して事故対処を行うための判断基準

エ　安全・防災室長および発電室長は、財産（設備等）保護よりも安全を優先するという社長の方針に基づき、以下の判断基準を社内標準に定める。

(ｱ)　発電室長は、重大事故等発生時の運転操作において、当直課長が躊躇せず指示できる判断基準を社内標準に定める。

(ｲ)　安全･防災室長は､重大事故等発生時の発電所の緊急時対策本部活動において、発電所の緊急時対策本部長が方針にしたがった判断を実施するための判断基準を社内標準に定める。

(ｳ)　安全･防災室長および発電室長は､原子炉格納容器破損防止対策において､原子炉格納容器内自然対流冷却操作を[redacted]によるベント操作に優先して使用することを社内標準に定める。

なお、重大事故等対処設備の機能喪失等により原子炉格納容器の圧力が高いなど、必要な場合には､「２．大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の対応へ移行し、迅速かつ適切に原子炉格納容器破損防止対策に係る[redacted]によるベント操作を実施することを社内標準に定める。

オ　安全・防災室長および発電室長は、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて、実効的な重大事故等対策を実施するため、運転員用および支援組織用の社内標準を定める。

(ｱ)　運転員用の社内標準は、事故の進展状況に応じて以下のように構成し定める。

ａ　警報に対処する事項
機器の異常を検知する警報発信時の対応措置に使用

ｂ　事象の判別を行う事項
原子炉トリップおよび非常用炉心冷却設備作動直後に、実施すべき事象の判別および対応措置に使用

ｃ　故障および設計基準事象に対処する事項
運転時の異常な過渡変化および設計基準事故の対応措置に使用
ｄ　炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止する事項
安全機器の多重故障等が発生し、設計基準事故を超えた場合の対応措置に使用
ｅ　炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する事項
炉心損傷時に、炉心の著しい損傷の緩和および原子炉格納容器の破損を防止するために実施する対応措置に使用

(ｲ)　支援組織用の社内標準に緊急時対策本部が重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に定める。

(ｳ)　運転員用の社内標準は、事故の進展状況に応じて、構成を明確化し、各項目間を的確に移行できるよう、移行基準を明確に定める。

ａ　故障および設計基準事故に対処する事項により事故判別ならびに初期対応を行う。

ｂ　多重故障等により設計基準事故を超えた場合は、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器破損を防止する事項（事象ベース）に移行する。

ｃ　事象の判別ならびに初期対応を行っている場合または事象ベースの事項にて事故対応操作中は、安全機能パラメータを常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止する事項の、安全機能ベースの事項に移行する。

ｄ　原因が明確で、かつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの事項には移行せず、その原因に対する事象ベースの事項を優先する。

ｅ　多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障および設計基準事故に対処する事項に戻り処置を行う。

ｆ　炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止する事項による対応で、事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する事項に移行し対応処置を実施する。

カ　安全・防災室長および発電室長は、重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力および温度等の計測可能なパラメータを整理し、社内標準に定めるとともに、以下の重大事故等に対処するための事項についても定める。
具体的な手順については、表－１５「事故時の計装に関する手順等」参照。

(ｱ)　監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータに位置づけること。

(ｲ)　通常使用するパラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法に関すること。

(ｳ)　記録が必要なパラメータおよび直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定すること。

(ｴ)　パラメータ挙動予測、影響評価すべき項目および監視パラメータ等に関すること。

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握および進展予測ならびに対応処置の参考情報とし、

社内標準に定める。

キ　安全・防災室長は、緊急時対策本部要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報を社内標準に定める。

ク　各課（室）長は、前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持ならびに事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制および手順を社内標準に定める。

(ｱ)　発電室長および保全計画課長は、大津波警報が発表された場合、原則として循環水ポンプを停止（プラント停止）し、取水路防潮ゲートの閉止および原子炉の冷却操作を行う手順、また、所員の高台への避難および水密扉の閉止を行い、津波監視カメラおよび潮位計による津波の継続監視を行う手順を社内標準に定める。

ただし、以下の場合はその限りではない。

ａ　大津波警報が誤報であった場合

ｂ　遠方で発生した地震に伴う津波であって、高浜発電所を含む地域に到達するまでの時間経過で、大津波警報が見直された場合

(ｲ)　発電室長および保全計画課長は、取水路防潮ゲートの閉止判断基準等を確認した場合、循環水ポンプを停止（プラント停止）し、取水路防潮ゲートの閉止および原子炉の冷却操作を行う手順、また、所員の高台への避難および水密扉の閉止を行い、津波監視カメラおよび潮位計による津波の継続監視を行う手順を社内標準に定める。

(ｳ)　各課（室）長は、台風進路に想定された場合、屋外設備の暴風雨対策の強化および巡視点検の強化を実施し災害発生時に迅速な対応を行う手順を社内標準に定める。

(ｴ)　各課（室）長は、前兆事象を伴う事象に対して、気象情報の収集、巡視点検の強化および事故の未然防止の対応を行う手順を社内標準に定める。

ケ　発電室長および保全計画課長は、有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、緊急安全対策要員および特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順および体制を社内標準に定める。

(ｱ)　保全計画課長は、発電所敷地内外の固定源に対して、有毒化学物質の確認、防液堤等の運用管理および防液堤等の施設管理の実施により、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、緊急安全対策要員および特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする手順および体制を社内標準に定める。

(ｲ)　発電室長および保全計画課長は、可動源に対して、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員および特重施設要員が事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう立会人の随行、通信連絡手段による連絡、中央制御室換気設備（１号炉および２号炉）、中央制御室空調装置（３号炉および４号炉）、緊急時対策所換気設備および[redacted]の換気空調設備の隔離、防護具の着用ならびに終息活動等の手順を社内標準に定める。

(ｳ)　発電室長および保全計画課長は、予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員のうち初動対応を行う要員および特重施設要員に

対して配備した防護具を着用することならびに防護具のバックアップ体制を整備することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう手順および体制を社内標準に定める。

(ｴ) 保全計画課長は、有毒ガスの発生による異常を検知した場合は、運転員（当直員）に連絡し、運転員（当直員）が通信連絡設備により、発電所内の必要な要員に有毒ガスの発生を周知する手順を社内標準に定める。

(ｵ) 保全計画課長は、常設設備と接続する屋外に設けられた可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水または電力を供給するものに限る。）の接続を行う地点における緊急安全対策要員の有毒ガス防護のため、１．２(1)項で配備する薬品保護具を着用する手順を社内標準に定める。

コ 各課（室）長は、重大事故等対策における緊急時制御室の居住性に関する手順について、表－２７「緊急時制御室の居住性に関する手順」を参考に、必要な手順を社内標準に定める。

(2) 重大事故等対処設備に係る事項

ア 切替えの容易性

各課（室）長は、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備を含めて、通常時の系統状態から弁操作または工具等の使用により切り替えられるよう当該操作等について明確にし、通常時の系統状態から速やかに切り替えるために必要な手順等を社内標準に定める。

イ 重大事故等発生後の中長期的な対応手順

安全・防災室長は、重大事故等発生時に原子炉格納容器の設計圧力および温度に近い状態が継続する場合等に備えて、故障が想定される機器に対してあらかじめ確保した取替部材を用いた既設系統の復旧手段、および、あらかじめ確保した部材を用いた仮設系統の構築手段について、手順を整備する。

１．４ 定期的な評価

(1) 各課（室）長は、１．１項から１．３項の活動の実施結果を取りまとめ、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき必要な措置を講じ、安全・防災室長に報告する。

(2) 安全・防災室長は、(1)の活動の評価結果を取りまとめ、１年に１回以上定期的に計画の評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。

(3) 原子力安全・技術部門統括は、１．１項および１．２項の実施内容を踏まえ、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。

重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等（１号炉および２号炉）

表－１　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等
表－２　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等
表－３　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
表－４　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等
表－５　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
表－６　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
表－７　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
表－８　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
表－９　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等
表－１０　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等
表－１１　使用済燃料ピットの冷却等のための手順等
表－１２　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
表－１３　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等
表－１４　電源の確保に関する手順等
表－１５　事故時の計装に関する手順等
表－１６　中央制御室の居住性に関する手順等
表－１７　監視測定等に関する手順等
表－１８　緊急時対策所の居住性等に関する手順等
表－１９　通信連絡に関する手順等
表－２０　重大事故等対策における操作の成立性

表－１（１号炉および２号炉）

操作手順

１．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等

① 方針目的

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉（以下、「原子炉」という。）を停止させるための設計基準事故対処設備が機能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、手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）により原子炉冷却材圧力バウンダリおよび原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の健全性を維持することを目的とする。また、原子炉の出力抑制を図った後にほう酸水注入により原子炉を未臨界に移行することを目的とする。

② 対応手段等

フロントライン系機能喪失時

１．手動による原子炉緊急停止

当直課長は、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停止することができない事象（以下、「ＡＴＷＳ」という。）が発生するおそれがある場合また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トリップスイッチ（中央制御盤手動操作）操作により原子炉の緊急停止を行う。

２．原子炉出力抑制（自動）

当直課長は、ＡＴＷＳが発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合、ＡＴＷＳ緩和設備の自動作動により主蒸気隔離弁が閉止することで、１次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁および加圧器安全弁の動作により１次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないこと、格納容器内の圧力および温度の上昇がないこと、または格納容器内の圧力および温度の上昇がわずかであること、ならびに電動補助給水ポンプおよびタービン動補助給水ポンプ（以下、「補助給水ポンプ」という。）、主蒸気大気放出弁および主蒸気安全弁の動作により１次冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリおよび格納容器の健全性が維持されていることを確認する。

３．原子炉出力抑制（手動）

当直課長は、ＡＴＷＳ緩和設備が自動作動しない場合で、かつ中央制御室から原子炉トリップスイッチ（中央制御盤手動操作）による原子炉緊急停止ができない場合、中央制御室からの手動操作によりタービン手動トリップ操作、主蒸気隔離弁の閉操作および補助給水ポンプの起動を行うことで、１次冷却材温度が上昇していることを確認するとともに減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。

また、加圧器逃がし弁および加圧器安全弁の動作により１次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないことを確認するとともに、格納容器内の圧力および温度の上昇がないこと、または格納容器内の圧力および温度の上昇がわずかであること、ならびに補助給水ポンプ、主蒸気大気放出弁および主蒸気安全弁の動作により１次

冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリおよび格納容器の健全性が維持されていることを確認する。

４．ほう酸水注入

当直課長は、ＡＴＷＳが発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合、原子炉の出力抑制を図った後、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備のほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁および充てん／高圧注入ポンプによりほう酸タンク水を原子炉へ注入するとともに、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。

ほう酸ポンプの故障等により緊急ほう酸濃縮ラインが使用できない場合は、代替手段として充てん／高圧注入ポンプによりほう酸注入タンクを経由して燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉へ注入し原子炉を未臨界状態へ移行させる。安全注入ラインが使用できない場合は、充てんラインより充てん／高圧注入ポンプを使用して燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉へ注入する。

ほう酸水注入は第８１条に定めるほう素濃度になるまで継続する。なお、ほう酸水注入を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラントを高温停止に維持し、引き続いて低温停止に移行させるために必要となるほう素濃度を目標にほう酸水注入を継続する。

表－２（１号炉および２号炉）

操作手順

２．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等

① 方針目的

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下、「原子炉」という。）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、１次冷却系のフィードアンドブリードまたは蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を冷却することを目的とする。また、原子炉を冷却するために１次冷却系および２次冷却系の保有水を監視および制御することを目的とする。

② 対応手段等

フロントライン系機能喪失時

１．１次冷却系のフィードアンドブリード

当直課長は、補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、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（以下、「格納容器」という。）内部へ１次冷却材を放出する操作を組み合わせた１次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。燃料取替用水タンク水位および格納容器サンプＢ水位を確認し、再循環切替水位となれば中央制御室で再循環運転に切り替える。

（配慮すべき事項）

○ 蒸気発生器広域水位計について

蒸気発生器広域水位計は、常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。

１次冷却系のフィードアンドブリードを開始する全ての蒸気発生器の除熱を期待できない水位とは、上記の校正誤差に余裕を持たせた水位とする。

サポート系機能喪失時

１．補助給水ポンプの機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水））

(1) タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およ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

当直課長は、常設直流電源系統喪失時タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を用いて、タービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁を押し上げることおよ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。

(2) 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）

当直課長は、全交流動力電源喪失時において、常設直流電源系統が健全な場合、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプの起動およ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。

(3) 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

当直課長は、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が回復し、タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合、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。

２．主蒸気大気放出弁の機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））

(1) 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復

当直課長は、主蒸気大気放出弁の駆動源が喪失した場合は、蒸気発生器への注水を確認し現場で手動により主蒸気大気放出弁を開操作し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

（配慮すべき事項）

○ 優先順位

空冷式非常用発電装置の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、電動補助給水ポンプは起動せず後備の設備として待機させる。

補助給水の機能が回復すれば、蒸気発生器への注水を確認し主蒸気大気放出弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合に、主蒸気大気放出弁の開操作により蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。

○ 主蒸気大気放出弁操作時の留意事項

主蒸気大気放出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、蒸気発生器水位および圧力により、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兆候が見られた場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気大気放出弁の操作は行わない。

○ 主蒸気大気放出弁操作時の環境条件

現場での主蒸気大気放出弁操作を行う必要がある場合、初動対応としては現場にて確実に主蒸気大気放出弁を開操作し、以降は運転員等の負担軽減を図るとともに現場の環境が悪化した場合でも対応が可能となるため、使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用）または可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）により駆動源を確保し中央制御室からの遠隔操作を行う。なお、状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。

○ 全交流動力電源喪失および補助給水失敗時の留意事項

全交流動力電源が喪失し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出およ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の開操作準備を行う。加圧器逃がし弁の開操作準備の手順は、表－３「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」参照。

○ タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保

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大気放出弁およびタービン動補助給水流量制御弁後弁の開度を調整し、１次冷却材圧力が封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。

特重施設による対応

③ 復旧に係る手順等

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、十分な期間の運転を継続するために電動補助給水ポンプが健全であれば空冷式非常用発電装置等による非常用母線への給電を確認し起動する。

電動補助給水ポンプ起動後は、長期的な冷却に際し、十分な水源を確保する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

④ 監視および制御

１．加圧器水位および蒸気発生器水位の監視または推定

当直課長は、原子炉を冷却するために１次冷却系および２次冷却系の保有水を加圧器水位計および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または計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。

加圧器水位および蒸気発生器水位の監視または推定の手順は、表－１５「事故時の計装に関する手順等」参照。

２．補助給水ポンプの動作状況確認

当直課長は、蒸気発生器２次側による炉心冷却のために起動した補助給水ポンプの動作状況を補助給水流量計、復水タンク水位計および蒸気発生器水位計により確認する。

３．加圧器水位（原子炉水位）の制御

当直課長は、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。

４．蒸気発生器水位の制御

当直課長は、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。

表－３（１号炉および２号炉）

操作手順

３．原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

① 方針目的

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下、「原子炉」という。）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および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の破損を防止するため、１次冷却系のフィードアンドブリード、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を減圧することを目的とする。

また、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、高圧溶融物放出およ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、１次冷却系を減圧することを目的とする。

さらに、蒸気発生器伝熱管破損またはインターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、１次冷却系を減圧することを目的とする。

② 対応手段等

フロントライン系機能喪失時

１．１次冷却系のフィードアンドブリード

当直課長は、補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になり、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た１次冷却系のフィードアンドブリードにより１次冷却系を減圧する。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。燃料取替用水タンク水位および格納容器サンプＢ水位を確認し、再循環切替水位になれば中央制御室で再循環運転に切り替える。

２．蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

(1) 電動補助給水ポンプまた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

当直課長は、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により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。

３．蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気大気放出弁による蒸気放出

当直課長は、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、蒸気発生器への注水および主蒸気大気放出弁の開を確認し、蒸気発生器２次側による炉心冷却により１次冷却系の減圧が行われていることを確認する。

（配慮すべき事項）

○ 優先順位

蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水と加圧器逃がし弁の開操作による１次冷却系のフィードアンドブリードを行う。

補助給水ポンプの優先順位は、外部電源またはディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、代替電源（交流）からの給電時は燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用する。

○ 主蒸気大気放出弁操作時の留意事項

主蒸気大気放出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、蒸気発生器水位および圧力により、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兆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大気放出弁の操作は行わない。

○ 蒸気発生器広域水位計について

蒸気発生器広域水位計は常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。

１次冷却系のフィードアンドブリードを開始する、全ての蒸気発生器の除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位とする。

サポート系機能喪失時

１．補助給水ポンプの機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水））

(1) タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およ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

当直課長は、タービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプの機能が喪失し、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を使用しタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を押し上げることおよ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。

(2) 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）

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合、常設直流電源系統が健全であれば、空冷式非常用発電装置からの給電によりタービン動補助給水ポンプ補助油ポンプを起動し、タービン動補助給水ポンプを起動する。

(3) 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

当直課長は、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。

２．主蒸気大気放出弁の機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））

(1) 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復

当直課長は、主蒸気大気放出弁の駆動源が喪失した場合、蒸気発生器への注水を確認し現場で手動により主蒸気大気放出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により１次冷却系の減圧を行う。

３．加圧器逃がし弁の機能回復

(1) 窒素ボンベ（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

当直課長は、全交流動力電源喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁作動用）から空気配管に窒素を供給し、中央制御室から加圧器逃がし弁を開操作し、１次冷却系の減圧を行う。

(2) 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

当直課長は、全交流動力電源喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、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次冷却系の減圧を行う。

(3) 可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復

当直課長は、常設直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合は、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、中央制御室からの操作による１次冷却系の減圧を行う。

(4) 空冷式非常用発電装置および可搬式整流器による加圧器逃がし弁の機能回復

当直課長は、常設蓄電池が機能喪失した場合または２４時間以内に交流動力電源が復旧する見込みがない場合は、空冷式非常用発電装置および可搬式整流器により直流電源を供給し、中央制御室から開操作し、１次冷却系の減圧を行う。

（配慮すべき事項）

○ 優先順位

補助給水の機能が回復すれば、主蒸気大気放出弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合に、主蒸気大気放出弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。

○ 全交流動力電源喪失および補助給水失敗時の留意事項

全交流動力電源が喪失し、補助給水による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合、高圧溶融物放出およ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の開操作準備を行う。

○ 主蒸気大気放出弁操作時の留意事項

主蒸気大気放出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、蒸気発生器水位および圧力により、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兆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大気放出弁の操作は行わない。

○ 主蒸気大気放出弁操作時の環境条件

現場での主蒸気大気放出弁操作を行う必要がある場合、初動対応としては現場にて確実に主蒸気大気放出弁を開操作し、以降は運転員等の負担軽減を図るとともに現場の環境が悪化した場合でも対応が可能となるため、使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用）または可搬式空気圧縮機（ 主蒸気大気放出弁作動用）により駆動源を確保し中央制御室から遠隔操作を行う。なお、状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。

○ タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保

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大気放出弁およびタービン動補助給水流量制御弁後弁の開度を調整し、１次冷却材圧力が封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。

特重施設による対応

③ 復旧に係る手順等

当直課長は、常設直流電源喪失時、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により加圧器逃がし弁へ給電することで、中央制御室から遠隔操作を行う。

常設直流電源喪失時の代替電源確保等に関する手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

④ 炉心損傷時における高圧溶融物放出および格納容器雰囲気直接加熱を防止する対応手段

高圧溶融物放出および格納容器内雰囲気直接加熱防止

１．当直課長は、炉心損傷時、１次冷却材圧力が 2.0 MPa〔gage〕以上である場合、高圧溶融物放出およ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。

⑤ 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

１．当直課長は、蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、原子炉の自動停止および非常用炉心冷却設備作動信号による高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の動作を確認する。

破損側蒸気発生器を１次冷却材圧力、蒸気発生器の圧力、水位および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に破損側蒸気発生器の圧力の低下が継続し破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合、健全側蒸気発生器の主蒸気大気放出弁による冷却、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次冷却材の蒸気発生器２次側への漏えいを抑制する。

１次冷却系を減圧後、充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水を安全注入から充てんに切り替え、余熱除去系により炉心を冷却する。

⑥ 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

１．当直課長は、インターフェイスシステムＬＯＣＡが発生した場合、原子炉の自動停止および非常用炉心冷却設備作動信号による高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の動作を確認する。

１次冷却材圧力、加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等によりインターフェイスシステムＬＯＣＡの発生を判断し、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。

破損箇所を隔離できない場合、主蒸気大気放出弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁により１次冷却系を減圧することにより１次冷却材の格納容器外への漏えいを抑制する。

表－４（１号炉および２号炉）

操作手順

４．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等

① 方針目的

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下、「原子炉」という。）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および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の破損を防止するため、１次冷却材喪失事象が発生している場合は代替炉心注水、代替再循環運転により、１次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器２次側による炉心冷却により、運転停止中の場合は炉心注水、代替炉心注水、代替再循環運転、蒸気発生器２次側による炉心冷却により原子炉を冷却することを目的とする。また、１次冷却材喪失事象後、炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器水張りにより原子炉を冷却することを目的とする。

② 対応手段等

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

１．代替炉心注水

当直課長は、非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプおよ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または炉心出口温度が 350 ℃ 以上となった場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）による代替炉心注水

当直課長は、Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（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。

(2) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉に注水する。恒設代替低圧注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(3) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、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。

２．代替再循環運転

(1) Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）による代替再循環運転

当直課長は、非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプまたは余熱除去クーラの故障等により格納容器サンプＢ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）およびＢ内部スプレクーラにより格納容器サンプＢ水を原子炉へ注水する。

(2) 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の手順

当直課長は、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兆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充てん／高圧注入ポンプ１台により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また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。

また、格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気大気放出弁を開操作し蒸気発生器２次側による炉心冷却および原子炉補機冷却水を使用し格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内の冷却を行う。

原子炉への注水は、格納容器内水位が格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さとなれば停止する。

(配慮すべき事項)

○ 恒設代替低圧注水ポンプの注水先

フロントライン系機能喪失時に、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等を原子炉へ注水する。

炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。なお、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施している場合に、炉心損傷と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替える。

○ 再循環不能時の原子炉格納容器内の冷却

代替再循環運転により格納容器サンプＢ水を原子炉へ注水できない場合、余熱除去ポンプ格納容器サンプＢ側第１入口弁、余熱除去ポンプ格納容器サンプＢ側第２入口弁の開操作不能により再循環運転に移行できない場合または格納容器再循環サンプスクリーンが閉塞した場合は、充てん／高圧注入ポンプ等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水するとともに、格納容器循環冷暖房ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。格納容器内自然対流冷却ができない場合は、代替格納容器スプレイを実施する。

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

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

１．代替炉心注水

当直課長は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に原子炉への注水機能が喪失し、１次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。恒設代替低圧注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(2) Ｃ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電したＣ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。

(3) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、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。

２．代替再循環運転

(1) 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

ａ．Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

当直課長は、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循環冷暖房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．Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）およびＢ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

当直課長は、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）およびＢ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循環冷暖房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。

(2) 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．Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

当直課長は、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循環冷暖房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．Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）およびＢ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

当直課長は、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）およびＢ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循環冷暖房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。

３．格納容器隔離弁の閉止

当直課長は、全交流動力電源喪失時、ＲＣＰシール部へのシール水注水機能およびサーマルバリアの冷却機能が喪失することにより、ＲＣＰシール部から１次冷却材が漏えいするおそれがあるため、封水戻りライン格納容器第２隔離弁等を閉止する。

隔離は、空冷式非常用発電装置より電源を確保すれば、中央制御室にて封水戻りライン格納容器第２隔離弁を閉止し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合は、動作する格納容器隔離弁の閉止を確認する。なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。

（配慮すべき事項）

○ 恒設代替低圧注水ポンプの注水先について

全交流動力電源喪失時または原子炉補機冷却機能喪失時に、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等を原子炉へ注水する。

注水先の切替えが必要な場合、以下の手順により注水先を原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。

炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。なお、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施している場合に、炉心損傷と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替える。また、全交流動力電源喪失と１次冷却材喪失事象が重畳した場合は、その後、Ｃ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。

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

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内に残存する場合

１．格納容器水張り

当直課長は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合、格納容器圧力と温度また

は格納容器循環冷暖房ユニット出入口の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であり原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、格納容器の破損を防止するため格納容器内自然対流冷却を確認するとともに、内部スプレポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。

内部スプレポンプが使用できない場合は、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を格納容器内へ注水する。恒設代替低圧注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

原子炉下部キャビティ直接注水の必要がないことを確認して原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を格納容器内へ注水する。原子炉下部キャビティ注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。なお、格納容器への注水量は、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまでとする。

（配慮すべき事項）

○ 恒設代替低圧注水ポンプの注水先について

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、格納容器スプレイまた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。

注水先の切替えが必要な場合、以下の手順により注水先を格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。

炉心の著しい損傷、溶融が発生時に、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。炉心の著しい損傷、溶融が発生時に、恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。

○原子炉下部キャビティ注水ポンプ注水先について

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、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。

炉心の著しい損傷、溶融が発生時に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。なお、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、原子炉下部キャビティ直接注水が必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替える。

○ 残存デブリ冷却時の１次冷却材圧力監視について

原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、格納容器水張り操作

を実施する際は１次冷却材圧力を監視する。１次冷却材圧力が格納容器圧力より高い場合は、溶融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開操作し原子炉容器内と格納容器内を均圧させる。

○ 残存デブリ冷却時の注水量について

格納容器への注水量は、原子炉格納容器水位計、内部スプレクーラ出口流量計、Ｂ内部スプレ流量積算計、消火水注入流量積算計、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算計、原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算計および燃料取替用水タンク水位計の収支により注水量を把握する。

残存デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、残存デブリを冷却し、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまでとする。

○ 炉心損傷後の再循環運転について

炉心が損傷した場合において、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却に加え内部スプレポンプによる再循環運転を行う場合は、格納容器圧力および格納容器内高レンジエリアモニタ等により、格納容器圧力の推移および炉心損傷度合いを監視し、再循環運転を実施した場合の格納容器圧力低減効果、ポンプおよび配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施可否を検討する。

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

１次冷却材喪失事象が発生していない場合

フロントライン系機能喪失時

１．蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

(1) 電動補助給水ポンプまた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

当直課長は、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また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。

２．蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気大気放出弁による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気大気放出弁を開操作し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

全交流動力電源喪失等により、中央制御室から主蒸気大気放出弁を操作できない場合は、現場にて手動により主蒸気大気放出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により１次冷却系の減圧を行う。

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

１．蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

(1) タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

当直課長は、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、タービン動補助給水ポンプまた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。

２．蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気大気放出弁を開操作し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

全交流動力電源喪失等により、中央制御室から主蒸気大気放出弁を操作できない場合は、現場にて手動で主蒸気大気放出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により１次冷却系の減圧を行う。

運転停止中の場合

フロントライン系機能喪失時

１．炉心注水／代替炉心注水

当直課長は、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、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水

当直課長は、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。

(2) アキュムレータによる炉心注水

当直課長は、アキュムレータ水を原子炉に注水する。

(3) Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）による代替炉心注水

当直課長は、Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（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。

(4) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉に注水する。恒設代替低圧注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(5) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、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。

２．代替再循環運転

(1) Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）による代替再循環運転

当直課長は、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、炉心注水また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、格納容器サンプＢに水源を切り替えて、Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）およびＢ内部スプレクーラを用いた代替再循環運転により格納容器サンプＢ水を原子炉へ注水する。

３．蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

(1) 電動補助給水ポンプまた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

当直課長は、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で、かつ１次冷却系に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプまた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。

４．蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気大気放出弁による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気大気放出弁を開操作し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

運転停止中の場合
サポート系機能喪失時

１．代替炉心注水

当直課長は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) アキュムレータによる代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した後、アキュムレータ水を原子炉へ注水する。

(2) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。恒設代替低圧注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(3) Ｃ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電したＣ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。

(4) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水
当直課長は、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。

２． 代替再循環運転
(1) 運転停止中において全交流動力電源喪失が発生した場合
ａ．Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転
当直課長は、運転停止中に全交流動力電源喪失時は、大容量ポンプにより代替補機冷却水が確保され、空冷式非常用発電装置より受電したＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環運転による代替再循環運転を行うとともに、大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房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．Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）およびＢ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
当直課長は、運転停止中に全交流動力電源喪失時は、大容量ポンプにより代替補機冷却水が確保され、空冷式非常用発電装置より受電したＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）およびＢ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代替再循環運転を行うとともに、大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房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。

(2) 運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失事象が発生した場合
ａ．Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転
当直課長は、運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失時は、大容量ポンプにより代替補機冷却水が確保され、空冷式非常用発電装置より受電したＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環運転による代替再循環運転を行うとともに、大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房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．Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）およびＢ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
当直課長は、運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失時は、大容量ポンプにより代替補機冷却水が確保され、空冷式非常用発電装置より受電したＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）およびＢ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代替再循環運転を行うとともに、大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房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。

３．蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）
(1) タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水
当直課長は、全交流動力電源喪失時または原子炉補機冷却機能喪失時に１次冷

却系に開口部がない場合は、タービン動補助給水ポンプまた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。

４．蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保された場合は、現場にて主蒸気大気放出弁を手動により開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

運転停止中の場合

フロントライン系機能喪失時・サポート系機能喪失時

（配慮すべき事項）

○ 格納容器内からの退避

当直課長は、燃料取替用水タンクの保有水を充てん／高圧注入ポンプ等にて原子炉へ注水し、開放中の加圧器安全弁から格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する場合は、格納容器内の雰囲気悪化から格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。

また、運転停止中に１次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、臨界になる可能性があるため格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

特重施設による対応

当直課長は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設により原子炉へ注水する操作により原子炉を冷却する。

③ 復旧に係る手順等

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合、設計基準事故対処設備を代替電源（交流）からの給電により起動し十分な期間の運転を継続させる。

１．電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプへ給電する。全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）によりＣ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）およびアキュムレータ出口弁へ給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

２．燃料補給

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車および大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に実施する。

３．燃料の管理

重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（重油）として表－１４「電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯油そうの備蓄量を管理する。

表－５（１号炉および２号炉）

操作手順
５．最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

① 方針目的

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および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）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、蒸気発生器２次側による炉心冷却、格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却、大容量ポンプによる代替補機冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送することを目的とする。

② 対応手段等

フロントライン系機能喪失時

１．蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

(1) 電動補助給水ポンプまた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

当直課長は、海水ポンプまたは１次系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、電動補助給水ポンプまた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。

２．蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気大気放出弁を現場にて手動により開操作することで、蒸気発生器２次側による原子炉の冷却を行う。

３．格納容器内自然対流冷却

(1) 大容量ポンプを用いたＡ格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却

当直課長は、海水ポンプまたは１次系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、大容量ポンプを配置、接続し、Ａ格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、Ａ格納容器循環冷暖房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。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりＡ格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

４．代替補機冷却

(1) 大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水

当直課長は、海水ポンプまたは１次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプによりＢ充てん／高圧注入ポンプ、Ｂ余熱除去ポンプに補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能回復を図る。

サポート系機能喪失時

１．蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

(1) タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

当直課長は、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、タービン動補助給水ポンプまたは空冷式非常用発電装置から受電した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。

２．　蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気大気放出弁を現場にて手動により開操作することで、蒸気発生器２次側による原子炉の冷却を行う。

３．格納容器内自然対流冷却

(1) 大容量ポンプを用いたＡ格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却

当直課長は、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、大容量ポンプを配置、接続し、Ａ格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、Ａ格納容器循環冷暖房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。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりＡ格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

４．大容量ポンプによる代替補機冷却

(1) 大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水

当直課長は、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、大容量ポンプによりＢ充てん／高圧注入ポンプ、Ｂ余熱除去ポンプに補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能回復を図る。

フロントライン系機能喪失時・サポート系機能喪失時

（配慮すべき事項）

○ 優先順位

補助給水ポンプについては、電動補助給水ポンプを優先して使用し、電動補助給水ポンプが使用できなければ、タービン動補助給水ポンプを使用する。

全交流動力電源が喪失した場合は、空冷式非常用発電装置の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、電動補助給水ポンプは起動せず後備の設備として待機させる。

○ 主蒸気大気放出弁操作時の環境条件

現場での主蒸気大気放出弁操作を行う必要がある場合、初動対応としては現場にて確実に主蒸気大気放出弁を開操作し、以降は運転員等の負担軽減を図るとともに

現場の環境が悪化した場合でも対応が可能となるため、使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用）または可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）により駆動源を確保し、中央制御室からの遠隔操作を行う。なお、状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。

○ 電源確保

全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電装置により電動補助給水ポンプへ給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 燃料補給

大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に実施する。燃料補給の手順は、表－４「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等」参照。

表－６（１号炉および２号炉）

操作手順

６．原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

① 方針目的

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）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、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器圧力および温度を低下させることを目的とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。

② 対応手段等

炉心損傷前

フロントライン系機能喪失時

１．格納容器内自然対流冷却

(1) Ａ格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却

当直課長は、内部スプレポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ内部スプレポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、または格納容器スプレイ再循環運転時に内部スプレポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するため、１次系冷却水タンクを窒素ボンベ（１次系冷却水タンク加圧用）により加圧し、Ａ格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、Ａ格納容器循環冷暖房ユニットに原子炉補機冷却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。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置等によりＡ格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

２．代替格納容器スプレイ

内部スプレ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、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を格納容器へスプレイする。

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ内部スプレポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ内部スプレポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、代替炉心注水に使用していないことを確認して恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等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は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(2) 原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を格納容器へスプレイする。原子炉下部キャビティ注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

炉心損傷前

サポート系機能喪失時

１．代替格納容器スプレイ

全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、１次冷却材喪失事象が発生した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を格納容器へスプレイする。

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ格納容器へのスプレイができない場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器へのスプレイができない場合および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、代替炉心注水に使用していないことを確認して空冷式非常用発電装置から受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等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は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(2) 原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、空冷式非常用発電装置から受電した原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を格納容器へスプレイする。原子炉下部キャビティ注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

２．格納容器内自然対流冷却

(1) 大容量ポンプを用いたＡ格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却

当直課長は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に格納容器内の冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、Ａ格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、Ａ格納容器循環冷暖房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。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりＡ格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

炉心損傷後

フロントライン系機能喪失時

１．　格納容器内自然対流冷却

(1) Ａ格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に内部スプレポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ内部スプレポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するため、１次系冷却水タンクを窒素ボンベ（１次

系冷却水タンク加圧用）により加圧し、Ａ格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、Ａ格納容器循環冷暖房ユニットに原子炉補機冷却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。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置等によりＡ格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。 ２．代替格納容器スプレイ 当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器圧力が最高使用圧力以上、かつ内部スプレ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および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、以下の手順により格納容器へスプレイする。 (1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ 当直課長は、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等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は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。 (2) 原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ 当直課長は、原子炉下部キャビティ直接注水に使用していないことを確認して原子炉下部キャビティ注水ポンプより燃料取替用水タンク水等を格納容器へスプレイする。原子炉下部キャビティ注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。
炉心損傷後 サポート系機能喪失時 １．代替格納容器スプレイ 当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に全交流動力電源または原子炉補機冷却機能喪失により格納容器内の冷却機能が喪失し、さらに格納容器圧力が最高使用圧力以上となった場合、以下の手順により格納容器へスプレイする。 (1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ 当直課長は、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等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は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。 (2) 原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ 当直課長は、原子炉下部キャビティ直接注水に使用していないことを確認して空冷式非常用発電装置により受電した原子炉下部キャビティ注水ポンプより燃料取替用水タンク水等を格納容器へスプレイする。原子炉下部キャビティ注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。 ２．格納容器内自然対流冷却 (1) 大容量ポンプを用いたＡ格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対

流冷却

当直課長は、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または原子炉補機冷却機能喪失が発生し、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、Ａ格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、Ａ格納容器循環冷暖房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。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりＡ格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

特重施設による対応

当直課長は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設により格納容器へスプレイする。

炉心損傷前 フロントライン系機能喪失時・炉心損傷前 サポート系機能喪失時・
炉心損傷後 フロントライン系機能喪失時・炉心損傷後 サポート系機能喪失時

（配慮すべき事項）

○ 恒設代替低圧注水ポンプの注入先について

(1) 炉心損傷前

フロントライン系機能喪失時またはサポート系機能喪失時に、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等を格納容器へスプレイする。

炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。なお、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替える。

(2) 炉心損傷後

フロントライン系機能喪失時またはサポート系機能喪失時に、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等を格納容器へスプレイする。

注水先の切替えが必要な場合、以下の手順により注水先を格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。

炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。

炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。

○ 原子炉下部キャビティ注水ポンプの注入先について

(1) 炉心損傷前

フロントライン系機能喪失時またはサポート系機能喪失時に格納容器内の冷却機能が喪失した場合、原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を格納容器へスプレイする。

炉心損傷前に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。なお、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替える。

(2) 炉心損傷後

フロントライン系機能喪失時またはサポート系機能喪失時に格納容器内の冷却機能が喪失した場合、原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を格納容器へスプレイする。

炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。なお、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、原子炉下部キャビティ直接注水が必要と判断すれば原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替える。

○ 格納容器内冷却

(1) 水素濃度

炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa 低下すれば停止する手順とすることで、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、可搬型格納容器内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、測定による水素濃度が 8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

(2) 注水量の管理

格納容器内の冷却および溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却を目的とした格納容器へのスプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内自然対流冷却に影響しない高さまで達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

○ 放射性物質濃度低減

炉心損傷後において、代替格納容器スプレイ手段を用いて格納容器へスプレイす

ることにより、格納容器内の圧力および温度を低下させるとともに粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。格納容器循環冷暖房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。

○ 電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプおよび原子炉下部キャビティ注水ポンプに給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 燃料補給

大容量ポンプおよび送水車への重油の補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に実施する。燃料補給の手順は、表－４「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等」参照。

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

表－７（１号炉および２号炉）

操作手順

７．原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

① 方針目的

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（以下、「格納容器」という。）の破損を防止するため、格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器内の圧力および温度を低下させることを目的とする。

② 対応手段等

交流動力電源および原子炉補機冷却機能　健全

１．格納容器スプレイ

(1) 内部スプレポンプによる格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上、かつ内部スプレポンプが起動していない場合、内部スプレ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。

２．格納容器内自然対流冷却

(1) Ａ格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上、かつ内部スプレ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、原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するため、１次系冷却水タンクを窒素ボンベ（１次系冷却水タンク加圧用）により加圧し、Ａ格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取り付け後、Ａ格納容器循環冷暖房ユニットに原子炉補機冷却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。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置等によりＡ格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

３．代替格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器圧力が最高使用圧力以上、かつ内部スプレ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および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、以下の手順により格納容器へスプレイする。

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等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は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(2) 原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、原子炉下部キャビティ直接注水に使用していないことを確認して原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を格納容器へスプレイする。原子炉下部キャビティ注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクま

たは復水タンクを使用する。

全交流動力電源または原子炉補機冷却機能　喪失

１．格納容器内自然対流冷却

(1) 大容量ポンプを用いたＡ格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却

当直課長は、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または原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器内の圧力および温度を低下させるために、大容量ポンプを配置、接続し、Ａ格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、Ａ格納容器循環冷暖房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。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりＡ格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

２．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または原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、格納容器内の圧力および温度を低下させるために、以下の手順により格納容器へスプレイする。

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等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は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(2) 原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、原子炉下部キャビティ直接注水に使用していないことを確認して空冷式非常用発電装置により受電した原子炉下部キャビティ注水ポンプより燃料取替用水タンク水等を格納容器へスプレイする。原子炉下部キャビティ注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

交流動力電源および原子炉補機冷却機能　健全・
全交流動力電源または原子炉補機冷却機能　喪失

（配慮すべき事項）

○ 優先順位

(1) 交流動力電源および原子炉補機冷却機能　健全

交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合、格納容器の圧力および温度を低下させる効果が最も大きい格納容器スプレイを優先する。次に、継続的な冷却および格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器圧力が最高使用圧力以上となる場合は、代替格納容器スプレイを行う。

(2) 全交流動力電源または原子炉補機冷却機能　喪失

全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、継続的な冷却および格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、大容量ポンプを用いた格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却は大容量ポンプの使用準備に時間を要することから、この間に格納容器圧力が最高使用圧力以上となる場合は、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注水先について

交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全または全交流動力電源喪失もしくは原子炉補機冷却機能喪失時に、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等を格納容器へスプレイする。

注水先の切替えが必要な場合、以下の手順により注水先を格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。

炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。

炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。

○ 原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先について

交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全または全交流動力電源喪失もしくは原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を格納容器へスプレイする。

炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。なお、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、原子炉下部キャビティ直接注水が必要と判断すれば原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替える。

○ 格納容器内冷却

(1) 水素濃度

炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から 50kPa 低下すれば停止する手順とすることで、大規模な水素燃焼の発生を防止する。また、水素濃度は、可搬型格納容器内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、測定による水素濃度が 8 vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

(2) 注水量の管理

格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さになれば格納容器スプレイを停止し格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

○ 電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプへ給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 燃料補給

大容量ポンプおよび送水車への重油の補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に実施する。

燃料補給の手順は、表－４「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等」参照。

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

特重施設による対応

○ 当直課長は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設により格納容器へスプレイする。

○ 重大事故等対処設備の機能喪失等により格納容器の圧力が高いなど、必要な場合には、「２．大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の対応へ移行し、迅速かつ適切に格納容器破損防止対策に係る［　　］によるベント操作を実施する。

表－８（１号炉および２号炉）

操作手順

８．原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

① 方針目的

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（以下、「格納容器」という。）の破損を防止するため、格納容器スプレイおよび原子炉下部キャビティ注水（原子炉下部キャビティ直接注水および代替格納容器スプレイ）により、溶融し格納容器の下部に落下した炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）の抑制および溶融炉心が拡がり格納容器バウンダリへの接触を防止することを目的とする。
また、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延または防止するため、炉心注水および代替炉心注水により、発電用原子炉（以下、「原子炉」という。）を冷却することを目的とする。

② 対応手段等

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却
交流動力電源および原子炉補機冷却機能　健全

１．格納容器スプレイ

(1) 内部スプレポンプによる格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、内部スプレ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。溶融炉心を冠水するために十分な水位を確保し、維持する。

２．原子炉下部キャビティ注水

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部に落下した溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、以下の手順により原子炉下部キャビティへ注水する。

(1) 原子炉下部キャビティ直接注水

ａ．原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水

内部スプレポンプ３台以上の故障等により、必要な格納容器スプレイ流量が確認できず、格納容器内への注水機能が喪失し、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉下部キャビティへ直接注水する。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、原子炉下部キャビティ注水ポンプを停止する。原子炉下部キャビティ注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。注水完了後に、原子炉下部キャビティの水位が確認できない場合は、原子炉下部キャビティへの直接注水を再開する。

(2) 代替格納容器スプレイ

ａ．恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、内部スプレポンプ

全台の故障等により格納容器内への注水機能が喪失し、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を格納容器へスプレイする。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、恒設代替低圧注水ポンプを停止し、その後は水位を維持する。恒設代替低圧注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

全交流動力電源または原子炉補機冷却機能　喪失

１．原子炉下部キャビティ注水

当直課長は、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また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冠水するために十分な水位がない場合、以下の手順により原子炉下部キャビティへ注水する。

(1) 原子炉下部キャビティ直接注水

ａ．原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水

空冷式非常用発電装置により受電した原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉下部キャビティへ直接注水する。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、原子炉下部キャビティ注水ポンプを停止する。原子炉下部キャビティ注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

注水完了後に、原子炉下部キャビティの水位が確認できない場合は、原子炉下部キャビティへの直接注水を再開する。

(2) 代替格納容器スプレイ

ａ．恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を格納容器へスプレイする。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、恒設代替低圧注水ポンプを停止し、その後は水位を維持する。恒設代替低圧注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却
交流動力電源および原子炉補機冷却機能　健全・
全交流動力電源または原子炉補機冷却機能　喪失

（配慮すべき事項）

○ 原子炉下部キャビティの水位監視

溶融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を監視するため、格納容器へのスプレイおよび原子炉下部キャビティ直接注水時は原子炉下部キャビティ水位計により確認する。

○ 原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先について

交流動力電源および原子炉補機冷却機能健全または、全交流動力電源もしくは原

子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉下部キャビティへ直接注水する。

注水先の切替えが必要な場合、以下の手順により注水先を原子炉下部キャビティへ切り替え、原子炉下部キャビティ直接注水を行う。

炉心損傷前に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替え、原子炉下部キャビティ直接注水を行う。

炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、原子炉下部キャビティ直接注水が必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替え、原子炉下部キャビティ直接注水を行う。

炉心損傷前に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから原子炉下部キャビティへ切り替え、原子炉下部キャビティ直接注水を行う。

炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、原子炉下部キャビティ直接注水が必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから原子炉下部キャビティへ切り替え、原子炉下部キャビティ直接注水を行う。

○ 恒設代替低圧注水ポンプの注水先について

交流動力電源および原子炉補機冷却機能健全または全交流動力電源もしくは原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合、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等を格納容器へスプレイする。

注水先の切替えが必要な場合、以下の手順により注水先を格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。

炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。

炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。

炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。

炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設

代替低圧注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。

○ 電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプおよび原子炉下部キャビティ注水ポンプに給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

特重施設による対応

当直課長は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設により格納容器へスプレイする。

溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止

交流動力電源および原子炉補機冷却機能　健全

１．炉心注水

当直課長は、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または防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) 充てん／高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプによる高圧または低圧注入ラインを使用した炉心注水

当直課長は、充てん／高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプにより高圧または低圧注入ラインを使用して、燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。

(2) 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

当直課長は、Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水ができない場合、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。

２．代替炉心注水

当直課長は、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または防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。

(1) Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）による代替炉心注水

当直課長は、Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（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。

(2) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、代替格納容器スプレイに使用していないことを確認して恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。恒設代替低圧注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

全交流動力電源または原子炉補機冷却機能　喪失

１．代替炉心注水

当直課長は、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また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または防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、代替格納容器スプレイに使用していないことを確認して空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。恒設代替低圧注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(2) Ｃ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置により受電したＣ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。

溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止

交流動力電源および原子炉補機冷却機能　健全・

全交流動力電源または原子炉補機冷却機能　喪失

（配慮すべき事項）

〇恒設代替低圧注水ポンプの注水先について

交流動力電源および原子炉補機冷却機能健全または全交流動力電源もしくは原子炉補機冷却機能喪失時に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または防止するため、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替炉心注水（落下遅延・防止）が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから原子炉へ切り替え、代替炉心注水（落下遅延・防止）を行う。なお、炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替える。

〇 電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプに給電する。全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）によりＣ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）へ給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

特重施設による対応

当直課長は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設により原子炉へ注水する。

表－９（１号炉および２号炉）

操作手順

９．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等

① 方針目的

炉心の著しい損傷が発生した場合に、ジルコニウム－水反応および水の放射線分解による水素が、原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内に放出された場合においても水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減および水素濃度監視を行うことを目的とする。

② 対応手段等

水素濃度低減

１．静的触媒式水素再結合装置

当直課長は、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、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置の温度指示上昇により確認する。常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置の指示値を確認する。

２．原子炉格納容器水素燃焼装置

当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失した場合は、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、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。また、原子炉格納容器水素燃焼装置の作動状況を、原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の温度指示の上昇により確認する。常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の指示値を確認する。

水素濃度監視

１．可搬型格納容器内水素濃度計測装置

当直課長は、炉心出口温度が 350 ℃ 以上または格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示が 1×10^{5} mSv/h 以上に到達した場合、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型格納容器ガス試料圧縮装置を起動し、可搬型格納容器内水素濃度計測装置を起動後、格納容器内の水素濃度を確認する。

当直課長は、全交流動力電源喪失および原子炉補機冷却機能喪失時は、空冷式非常用発電装置からの給電操作および可搬型格納容器内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプおよび可搬型格納容器ガス試料圧縮装置を起動し、可搬型格納容器内水素濃度計測装置を起動後、格納容器内の水素濃度を確認する。

常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度を確認する。

水素濃度低減・水素濃度監視

（配慮すべき事項）

○ 電源確保

全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合、代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備および水素濃度監視に使用する設備に給電する。代替電源設備により給電する手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 原子炉格納容器水素燃焼装置の起動条件

炉心損傷の判断後に、電源の回復が炉心出口温度 350 ℃ 到達後 60 分を経過した場合および炉心損傷の判断に係るパラメータの確認ができない状況では、緊急時対策本部においてプラント情報等により、水素爆轟による原子炉格納容器破損の可能性を判断するとともに、原子炉格納容器水素燃焼装置起動による原子炉格納容器の健全性への影響を判断して起動可否を決定する。

表－１０（１号炉および２号炉）

操作手順

１０．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等

① 方針目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）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も、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出および水素濃度監視を行うことを目的とする。

② 対応手段等

水素排出

１．アニュラス循環排気ファン起動による水素排出

当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス循環排気ファンが起動し、アニュラス内の水素を含むガスがアニュラスからアニュラス循環排気フィルタユニットを通して屋外へ排出されていることを、アニュラス内の圧力の低下にて確認する。

当直課長は、全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合は、Ａアニュラス循環排気系の弁に窒素ボンベ（アニュラス排気弁等作動用）から代替制御用空気を供給するための系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、Ａアニュラス循環排気ファンを運転する。

水素濃度監視

１．可搬型アニュラス内水素濃度計測装置による水素濃度測定

当直課長は、炉心の損傷を判断した場合、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置を起動後、アニュラス内の水素濃度を確認する。

全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電装置からの給電操作および可搬型アニュラス内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置を起動後、アニュラス内の水素濃度を確認する。また、常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、アニュラス内の水素濃度を確認する。

水素排出・水素濃度監視

（配慮すべき事項）

○ 電源確保

全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合、代替電源設備によりアニュラス空気再循環設備および水素濃度監視に使用する設備に給電する。給電する手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

表－１１（１号炉および２号炉）

操作手順

１１．使用済燃料ピットの冷却等のための手順等

① 方針目的

使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合、使用済燃料ピット内の燃料体または使用済燃料（以下、「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線の遮へい、および臨界を防止するため使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットの監視を行うことを目的とする。

使用済燃料ピット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ピットの水位が異常に低下した場合、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため使用済燃料ピットへのスプレイ、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水、使用済燃料ピットの監視を行うことを目的とする。

② 対応手段等

使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能の喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時

１．海水からの使用済燃料ピットへの注水

緊急時対策本部は、使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し、計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合もしくは使用済燃料ピット温度が 50 ℃を超える場合、または使用済燃料ピット水位が計画外に EL +31.79 m 以下まで低下している場合、送水車により海水を使用済燃料ピットへ注水する。

（配慮すべき事項）

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時

１．使用済燃料ピットへのスプレイおよび放水

緊急時対策本部は、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し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以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合、以下の手段により、使用済燃料ピットへスプレイまたは原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。

(1)送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ

緊急時対策本部は、送水車およびスプレイヘッダにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする。

(2) 大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による使用済燃料ピットへの放水

緊急時対策本部は、原子炉補助建屋の損壊また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原子炉補助建屋に近づけない場合、大容量ポンプ（放水砲用）およ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。

（配慮すべき事項）

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

重大事故等時における使用済燃料ピットの監視時

１．使用済燃料ピットの監視

当直課長は、使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時、または使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時、常設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）および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監視を行う。また、計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合もしくは使用済燃料ピット温度 50 ℃を超える場合、または使用済燃料ピット水位が計画外に EL +31.79 m 以下まで低下している場合、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および使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置の運搬、設置および接続を行い、使用済燃料ピットの監視を行う。

使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型設備の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を各計器がオーバーラップして監視する。直流電源が喪失している場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型設備の指示を確認する。

(1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視

当直課長は、常用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）および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監視を行う。

(2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

当直課長は、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およ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監視を行う。

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。

使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置は、使用済燃料ピットエリア監視カメラの耐環境性向上のため、空気を供給し冷却を行う。

使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能の喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時・使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時・重大事故等時における使用済燃料ピットの監視時

（配慮すべき事項）

○ 電源確保

全交流動力電源また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。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 燃料確保

送水車および大容量ポンプ（放水砲用）への給油は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。

送水車および大容量ポンプ（放水砲用）への燃料補給の手順は表－４「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等」参照。

表－１２（１号炉および２号炉）

操作手順

１２．発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

① 方針目的

炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の損傷また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、大気への拡散抑制、海洋への拡散抑制により、発電所外への放射性物質の拡散を抑制することを目的とする。
また、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への泡消火により、火災に対応することを目的とする。

② 対応手段等

炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損

１．大気への拡散抑制

(1) 大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による大気への拡散抑制

緊急時対策本部は、炉心出口温度 350 ℃ 以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）が 1×10^{5} mSv/h 以上となり、原子炉格納容器へのスプレイが確認できない場合、大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲により海水を原子炉格納容器およびアニュラス部へ放水する。

２．海洋への拡散抑制

(1) シルトフェンスによる海洋への拡散抑制

緊急時対策本部は、原子炉格納容器およびアニュラス部へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、発電所から海洋に流出する 5 箇所（取水路側 1 箇所、放水口側 4 箇所）にシルトフェンスを設置する。

貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷

１．大気への拡散抑制

緊急時対策本部は、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以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、以下の手順により、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。

(1) 送水車およびスプレイヘッダによる大気への拡散抑制

緊急時対策本部は、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づける場合、送水車およびスプレイヘッダ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。

(2) 大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による大気への拡散抑制

緊急時対策本部は、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊または使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合、スプレイよりも射程距離が大きい大容量ポンプ（放水砲用）およ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。

２．海洋への拡散抑制

(1) シルトフェンスによる海洋への拡散抑制

緊急時対策本部は、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、発電所から海洋に流出する５箇所（取水路側１箇所、放水口側４箇所）にシルトフェンスを設置する。

（配慮すべき事項）

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

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

１．航空機燃料火災への泡消火

(1) 大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲および泡混合器による航空機燃料火災への泡消火

緊急時対策本部は、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、大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲を用いて、海水を泡混合器で泡消火剤と混合しながら放水することで航空機燃料火災への泡消火を実施する。

炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損・貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷・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

（配慮すべき事項）

○ 燃料補給

大容量ポンプ（放水砲用）および送水車への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。

大容量ポンプ（放水砲用）および送水車への燃料補給の手順は、表－４「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等」参照。

特重施設による対応

放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合には、「２．大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の対応へ移行し、迅速かつ適切に放射性物質の放出を低減するための対策に係るフィルタベント操作を実施する。

表－１３（１号炉および２号炉）

操作手順

１３．重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

① 方針目的

設計基準事故の収束に必要な水源である燃料取替用水タンク、復水タンク等とは別に重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源として、淡水源および海水等を確保することを目的とする。

設計基準事故対処設備および重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するため、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）のための代替手段および復水タンクへの供給、炉心注水および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）スプレイのための代替手段および燃料取替用水タンクへの供給、格納容器サンプＢを水源とした再循環運転、使用済燃料ピットへの水の供給、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイおよび原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水ならびに炉心の著しい損傷および格納容器破損時の格納容器およびアニュラス部への放水のための水の供給を行うことを目的とする。

② 対応手段等

蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）のための代替手段および復水タンクへの供給

１．復水タンクへの供給ができない場合の代替手段

(1) １次冷却系のフィードアンドブリード

当直課長は、重大事故等の発生により、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）手段の水源となる復水タンクの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合、使用可能であれば多様性拡張設備であるが短時間で実施可能な２次系純水タンクへの水源切替えを優先して実施する。すべての水源が使用不可能で蒸気発生器水位が低下した場合は、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１次冷却材を放出する操作を組み合わせた１次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。

２．復水タンクへの補給

(1) 海水を用いた復水タンクへの補給

当直課長は、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、送水車により海水を水源として復水タンクへ補給する。

（配慮すべき事項）

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

炉心注水のための代替手段および燃料取替用水タンクへの供給

１．燃料取替用水タンクへの供給ができない場合の代替手段

当直課長は、重大事故等の発生により、炉心注水の水源となる燃料取替用水タンクの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合、以下の手段により、原子炉に注水する。

(1) 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替

当直課長は、復水タンクを水源とし恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水により原子炉に注水する。

(2) 燃料取替用水タンクから海水への水源切替

当直課長は、海水を水源とし可搬式代替低圧注水ポンプにより原子炉に注水する。

２．燃料取替用水タンクへの補給

(1) 復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給

当直課長は、重大事故等の発生時において、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。

（配慮すべき事項）

○恒設代替低圧注水ポンプの注水先について

重大事故等の発生時において、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の恒設代替低圧注水ポンプの注水先については燃料取替用水タンクとする。なお、以下の場合は注水先を切り替える。

炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水または代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、注水先をそれぞれ原子炉または格納容器へ切り替える。また、炉心損傷を判断すれば、注水先を燃料取替用水タンクから格納容器へ切り替える。

炉心損傷後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または代替炉心注水（落下遅延・防止）が必要と判断すれば、注水先をそれぞれ格納容器または原子炉へ切り替える。

○下部キャビティ注水ポンプの注水先について

重大事故等の発生時において、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の原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先については燃料取替用水タンクとする。なお、以下の場合は注水先を切り替える。

炉心損傷前に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、注水先を格納容器へ切り替える。また、炉心損傷を判断すれば、注水先を原子炉下部キャビティへ切り替える。

炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水または代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、注水先をそれぞれ原子炉下部キャビティまたは格納容器へ切り替える。

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

格納容器スプレイのための代替手段および燃料取替用水タンクへの供給

１．燃料取替用水タンクへの供給ができない場合の代替手段

(1) 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替

当直課長は、重大事故等の発生により、格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合、復水タンクを水源として恒設代替低圧注水ポンプまたは原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより格納容器へスプレイする。また、送水車により復水タンクに海水を補給する。

２．燃料取替用水タンクへの補給

(1) 復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給

当直課長は、重大事故等の発生時において、内部スプレポンプによる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。

（配慮すべき事項）

○恒設代替低圧注水ポンプの注水先について

重大事故等の発生時において、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の恒設代替低圧注水ポンプの注水先については燃料取替用水タンクとする。なお、以下の場合は注水先を切り替える。

炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水または代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、注水先をそれぞれ原子炉または格納容器へ切り替える。また、炉心損傷を判断すれば、注水先を燃料取替用水タンクから格納容器へ切り替える。

炉心損傷後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または代替炉心注水（落下遅延・防止）が必要と判断すれば、注水先をそれぞれ格納容器または原子炉へ切り替える。

○下部キャビティ注水ポンプの注水先について

重大事故等の発生時において、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の原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先については燃料取替用水タンクとする。なお、以下の場合は注水先を切り替える。

炉心損傷前に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、注水先を格納容器へ切り替える。また、炉心損傷を判断すれば、注水先を原子炉下部キャビティへ切り替える。

炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水または代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、注水先をそれぞれ原子

炉下部キャビティまたは格納容器へ切り替える。

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

格納容器サンプＢを水源とした代替再循環運転

１．代替再循環運転

当直課長は、重大事故等の発生による格納容器サンプＢを水源とした再循環運転において、余熱除去ポンプ故障等により、再循環運転による原子炉への注水機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器サンプＢ水を原子炉へ注水する。

(1) Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）による代替再循環運転

当直課長は、Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）およびＢ内部スプレクーラによる代替再循環運転により原子炉へ注水する。

原子炉へ注水する手順は、表－４「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等」参照。

(2) Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）および大容量ポンプによる高圧代替再循環運転

当直課長は、全交流動力電源が喪失し、原子炉冷却機能が喪失した場合は、大容量ポンプによる代替補機冷却により冷却水を確保し、Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）およびＢ充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転により原子炉へ注水する。

原子炉へ注水する手順は、表－４「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等」参照。

(3) Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

当直課長は、全交流動力電源が喪失し、原子炉冷却機能が喪失した場合は、大容量ポンプによる代替補機冷却により冷却水を確保し、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へ注水する。

原子炉へ注水する手順は、表－４「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等」参照。

使用済燃料ピットへの水の供給

１．海水から使用済燃料ピットへの注水

緊急時対策本部は、使用済燃料ピットの冷却機能または注水機能が喪失し、また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、海水を水源として送水車により使用済燃料ピットへ注水する。

使用済燃料ピットへの注水の手順は、表－１１「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」参照。

（配慮すべき事項）

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイおよび放水

緊急時対策本部は、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以下で水位低下が継続する場合、以下の手順により使用済燃料ピットへスプレイまたは原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。

１．送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ

緊急時対策本部は、送水車およびスプレイヘッダにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする。

使用済燃料ピットへスプレイを行う手順は、表－１１「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」参照。

２．大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による使用済燃料ピットへの放水

緊急時対策本部は、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊または使用済燃料ピットエリアモニタの指示値上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲により、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ海水を放水する。なお、海水を使用する際、取水箇所は取水路、海水ポンプ前および放水口から取水箇所を選定し使用する。

大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲等を使用して使用済燃料ピットへ放水を行う手順は、表－１２「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照。

（配慮すべき事項）

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

炉心の著しい損傷および格納容器破損時の格納容器およびアニュラス部への放水

１．大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による格納容器およびアニュラス部への放水

緊急時対策本部は、重大事故等が発生し、炉心出口温度が 350 ℃ 以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）が 1×10^{5} mSv/h 以上となり、格納容器へのスプレイが確認できない場合、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲により海水を格納容器およびアニュラス部へ放水する。

大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲を使用して、海水を格納容器およびアニュラス部へ放水を行う手順は、表－１２「発電所外への放射性物質の拡散を抑

制するための手順等」参照。

蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）のための代替手段および復水タンクへの供給・炉心注水のための代替手段および燃料取替用水タンクへの供給・格納容器スプレイのための代替手段および燃料取替用水タンクへの供給・格納容器サンプＢを水源とした代替再循環運転・使用済燃料ピットへの水の供給・使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイおよび放水・炉心の著しい損傷および格納容器破損時の格納容器およびアニュラス部への放水

（配慮すべき事項）

○ 燃料補給

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車および大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料補給の手順は、表－４「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等」参照。

表－１４（１号炉および２号炉）

操作手順

１４．電源の確保に関する手順等

① 方針目的

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷および運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源（交流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電を行うことを目的とする。

② 対応手段等

代替電源（交流）の給電

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電し、電圧計により受電したことを確認する。

１．空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電

当直課長は、空冷式非常用発電装置から受電準備を行った後、空冷式非常用発電装置により給電する。

２．号機間電力融通恒設ケーブル（１号～２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

緊急時対策本部は、他号炉のディーゼル発電機が非常用高圧母線の電圧にて健全であることを確認した場合、号機間電力融通恒設ケーブルを使用し給電する。

３．電源車による代替電源（交流）からの給電

緊急時対策本部は、電源車から受電準備を行った後、電源車を起動し給電する。

４．号機間電力融通予備ケーブル（１号～２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

緊急時対策本部は、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ない場合は、配備している号機間電力融通予備ケーブルを使用し給電する。

特重施設による対応

当直課長は、特重施設による事故対処に影響が及ばない範囲で、特重施設の電源設備から非常用高圧母線へ給電する。

代替電源（直流）による給電

１．蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、蓄電池（安全防護系用）により非常用直流母線へ自動で給電されていることを確認する。あわせて、全交流動力電源喪失発生後１時間を目安に中央制御室で不要直流負荷の切離しを行う。

また、非常用高圧母線の電圧が確認できた場合、計器用電源（無停電電源装置）の負荷である運転コンソールを復旧する。

２．蓄電池（３系統目）による代替電源（直流）からの給電

当直課長は、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）による代替電源から給電する。あわせて、プラントの状態監視等に必要な直流負荷の切替えを行う。

また、非常用高圧母線の電圧が確認できた場合、計器用電源（無停電電源装置）の負荷である運転コンソールを復旧する。

３．可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電

緊急時対策本部は、蓄電池（安全防護系用）および蓄電池（３系統目）の電圧が低下する前までに、代替電源（交流）および可搬式整流器により非常用直流母線へ給電する。

また、非常用高圧母線の電圧が確認できた場合、計器用電源（無停電電源装置）の負荷である運転コンソールを復旧する。

代替所内電気設備による給電

１．代替所内電気設備による交流および直流の給電（空冷式非常用発電装置）

緊急時対策本部は、所内電気設備が共通要因で機能を失った場合、少なくとも1系統は機能の維持および人の接近性を確保するために、空冷式非常用発電装置から代替所内電気設備変圧器、代替所内電気設備分電盤および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へ給電する。

代替電源（交流）の給電・代替電源（直流）による給電・
代替所内電気設備による給電

（配慮すべき事項）

○ 燃料補給

(1) 空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給

緊急時対策本部は、空冷式非常用発電装置または電源車への給油は、負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そう、空冷式非常用発電装置用給油ポンプおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。なお、空冷式非常用発電装置用給油ポンプを使用時は自動的に給油される。

○ 燃料の管理

重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（重油）として、表－４「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等」および表－１８「 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料（重油）も含め、燃料油貯油そうの備蓄量を管理する。

○ 悪影響防止

受電後の蓄電池の充電による水素発生防止のため、蓄電池（安全防護系用）を用いた場合には、バッテリ室排気ファン用ダンパおよびバッテリ室送気ファン用ダンパを「開」とし、バッテリ室排気ファンの起動により、バッテリ室の換気を行う。蓄電池（３系統目）を用いた場合には、蓄電池室（３系統目用）の換気を行う。

表－１５（１号炉および２号炉）

操作手順
１５．事故時の計装に関する手順等

① 方針目的

重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、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するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録することを目的とする。

② 対応手段等

監視機能の喪失

１．計器故障時のパラメータ推定

当直課長は、パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力および水位、ならびに原子炉圧力容器および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）への注水量等）または有効な監視パラメータを計測する計器が故障により、計測することが困難となった場合、以下の手段により当該パラメータを推定する。

(1) パラメータ監視の手順

ａ．発電用原子炉施設の状態を把握するために必要とする重要な監視パラメータについて、他チャンネルまたは他ループの計器がある場合は、当該計器により当該パラメータを計測する。

ｂ．パラメータ選定にて選定した重要代替パラメータ（他チャンネルおよび他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を除く。）の値を用いて以下の方法で推定する。

(a) 同一物理量で推定（温度、圧力、水位、流量、放射線量）
(b) 水位を注水源もしくは注入先の水位変化または注水量から推定
(c) 流量を注水先または注水源の水位変化を監視することにより推定
(d) 除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定
(e) １次冷却系からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視することにより推定
(f) 圧力と温度を水の飽和状態の関係から推定
(g) ほう素濃度と炉心の未臨界性から推定
(h) 装置の動作特性により推定
(i) その他評価したパラメータの相関関係により推定

(2) 代替パラメータの推定方法

計器故障時、当該パラメータの他チャンネルまたは他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測する。

２．計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定

原子炉圧力容器内の温度、圧力および水位、ならびに原子炉圧力容器および格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。

当直課長は、原子炉圧力容器内の温度および水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、原子炉施設の状態を推定するための手段は、以下のとおり。

(1) 原子炉圧力容器内の温度

当直課長は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を超えた場合、可搬型計測器を接続し、検出器の抵抗を計測し、換算表を用いて温度へ変換する。

(2) 原子炉圧力容器内の水位

当直課長は、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が低下して計測範囲を超えた場合は、原子炉水位で計測する。

（配慮すべき事項）

○ パラメータの選定

炉心損傷防止対策および格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは、事象の判別を行う運転手順書の判断基準、炉心の著しい損傷および格納容器破損を防止する運転手順書の適用条件、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書の適用条件および技術的能力に係る審査基準 1.1～1.10、1.13、1.14 のパラメータより選定する。

選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉圧力容器内の温度、圧力および水位、原子炉圧力容器および格納容器への注水量、格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率、未臨界の維持または監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保およびアニュラス内の水素濃度）は、以下のとおり分類する。

(1) 重要な監視パラメータ：主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測するパラメータをいう。

(2) 有効な監視パラメータ：主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器で計測されるが、計測することが困難となった場合でも重大事故等対処設備の計器で計測される代替パラメータを有するものをいう。

(3) 補助的な監視パラメータ：原子炉施設の状況や重大事故等対処設備の運転状態等を補助的に監視するパラメータをいう。

さらに、次のとおり重要代替パラメータを選定する。

(4) 重要代替パラメータ：重要な監視パラメータの代替パラメータのうち、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（当該重要な監視パラメータの他チャンネルおよび他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器含む。）ならびに有効な監視パラメータの代替パラメータを計測する重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器により計測されるパラメータをいう。

○ 原子炉施設の状態把握

設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力として、重要な監視パラメータおよび重要代替パラメータを計測する計器の計測範囲ならびに計器の個数を社内標準に明確に定める。

○ 確からしさの考慮

圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないとパラメータに不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況および事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。

格納容器内の水素濃度を装置の動作特性を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。

アニュラス内の水素濃度を推定する場合は、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。

なお、代替パラメータによる推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

計器電源の喪失

１．計器電源の喪失時の対応

当直課長は、直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータを計測または監視する。

(1) 全交流動力電源喪失および直流電源喪失

当直課長は、全交流動力電源喪失により計測に必要な計器電源が喪失した場合、空冷式非常用発電装置、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（３系統目）、電源車等の運転により、計器へ給電する。

代替電源の供給ができない場合は、特に重要なパラメータとして、パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータおよび重要代替パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位および流量に係るものについて、可搬型計測器を接続し計測する。ただし、可搬型計測器を用いずに直接確認できるものは現場で確認する。

また、可搬型計測器の計測値を工学値に換算する換算表を準備する。

可搬型計測器による計測においては、計測の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか１つの適切なパラメータを選定し計測または監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか１つの適切なパラメータを選定し、計測または監視する。

（配慮すべき事項）

○ 電源確保

全交流動力電源および直流電源喪失時は、空冷式非常用発電装置、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（３系統目）、電源車等の運転により、計器へ給電する。

給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

重大事故等時のパラメータを記録する手順

緊急時対策本部は、パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータおよび重要代替パラメータ（格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度および放射線量率等）は、安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）、ＳＰＤＳ表示装置または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。

安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）、ＳＰＤＳ表示装置およ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。

（配慮すべき事項）

○ 原子炉施設の状態把握

設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力として、重要な監視パラメータおよび重要代替パラメータを計測する計器の計測範囲ならびに計器の個数を社内標準に明確に定める。

特重施設による対応

当直課長は、特重施設による対応が必要と判断した場合、特重施設の計装設備によりプラント状態を把握する。

表－１６（１号炉および２号炉）

操作手順
１６．中央制御室の居住性に関する手順等

① 方針目的

重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備および資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止、放射性物質の濃度低減を図ることを目的とする。

② 対応手段等

居住性の確保

当直課長は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を７日間で 100 mSv を超えないよう、中央制御室遮蔽および中央制御室換気設備の外気を遮断した状態で閉回路循環運転（以下、「中央制御室換気系隔離モード」という。）により、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とともにマネジメント（マスク等）による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。

１．中央制御室換気設備の運転手順等

当直課長は、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、中央制御室換気系隔離モードでの運転を行い、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およ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、代替交流電源設備により受電し中央制御室換気設備を運転する。

(1) 交流動力電源が正常な場合

当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号の発信または中央制御室エリアモニタ指示値上昇による中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードで運転中であることを確認する。

また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度または二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気の取り入れを実施する。

(2) 全交流動力電源が喪失した場合

当直課長は、全交流動力電源喪失により、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードにできない場合は、手動によるダンパの開操作により中央制御室換気系隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中央制御室換気設備を運転する。

また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度または二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気の取り入れを実施する。

２．中央制御室の照明を確保する手順

当直課長は、全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明（ＳＡ）の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備による給電後、可搬型照明（ＳＡ）を可搬型照明用電源に接続し中央制御室の照明を引き続き確保する。

３．中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定手順

当直課長は、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行う。

４．その他の放射線防護措置等に関する手順等

(1) 重大事故等時の全面マスクの着用手順

当直課長は、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合、炉心損傷の兆候が見られた場合または発電所対策本部長が必要と判断した場合は、運転員等の内部被ばくを低減するため、全面マスクの着用を指示する。

(2) 重大事故等時の運転員等の被ばく低減および被ばく線量の平準化

当直課長は、運転員等の被ばく低減および被ばく線量の平準化のため、発電所対策本部長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を確立する。

また、交代要員は運転員等の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばくの低減を図る。

汚染の持ち込み防止

１．チェンジングエリアの設置手順

緊急時対策本部は、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に、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイおよ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を恒設化し、速やかに使用できるようにする。

緊急時対策本部は、全交流動力電源喪失時にチェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は可搬型照明（ＳＡ）の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備により給電後、可搬型照明（ＳＡ）を電源に接続しチェンジングエリアの照明を引き続き確保する。

放射性物質の濃度低減

１．アニュラス空気再循環設備の運転手順等

当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス循環排気ファンを運転し、原子炉格納容器から漏えいした空気がアニュラスから放射性物質低減機能を有するアニュラス循環排気フィルタユニットを通して屋外へ排出されていることを、アニュラス内圧力の低下にて確認する。

当直課長は、全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合は、Ａアニュラス循環排気系の弁に窒素ボンベ（アニュラス排気弁等作動用）から代替制御用空気を供給するための系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、Ａアニュラス循環排気ファンを運転する。

（配慮すべき事項）

○ 優先順位

事故時において、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合は、アニュラス循環排気ファンの自動起動を確認する。自動起動していない場合は、手動によりアニュラス循環排気ファンを起動する。また、全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合、空冷式非常用発電装置からの受電および窒素ボンベ（アニュラス排気弁等作動用）を用いたＡアニュラス循環排気ファンの起動操作を実施する。

居住性の確保・汚染の持ち込み防止・放射性物質の濃度低減

（配慮すべき事項）

○ 放射線管理

チェンジングエリアでは、現場作業を行う運転員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染により廃水が発生した場合は、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。

○ 電源確保

全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により中央制御室換気設備および可搬型照明（ＳＡ）へ給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合、代替電源設備によりアニュラス空気再循環設備に給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

表－１７（１号炉、２号炉、３号炉および４号炉）

操作手順
１７．監視測定等に関する手順等

① 方針目的

重大事故等が発生した場合に発電所およびその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度および放射線量を監視し、および測定し、ならびにその測定結果を記録するため、放射性物質の濃度および放射線量を測定することを目的とする。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、およびその測定結果を記録するため風向、風速その他の気象条件を測定することを目的とする。

② 対応手段等

放射性物質の濃度および放射線量の測定

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合に、発電所およびその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度および放射線量を監視し、および測定し、ならびにその測定結果を記録する。

重大事故等時の放射性物質の濃度および放射線量の測定頻度については、可搬式モニタリングポスト（モニタステーションおよびモニタポストが使用できる場合はモニタステーションおよびモニタポストを使用）を用いた放射線量の連続測定を行う。また、放射性物質の濃度の測定（空気中、水中、土壌中）および海上モニタリングは、1回／日以上を目安とするが、測定頻度は原子炉施設の状態および放射性物質の放出状況を考慮し変更する。

１．モニタステーションおよびモニタポストによる放射線量の測定

緊急時対策本部は、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およびモニタポストにより監視し、および測定し、ならびにその測定結果を記録する。

２．可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定

緊急時対策本部は、可搬式モニタリングポストにより放射線量を監視し、および測定し、ならびにその測定結果を記録する。

３．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

緊急時対策本部は、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、発電所山岳およ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、および測定し、ならびにその測定結果を記録する。

４．放射性物質の濃度の代替測定

(1) 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

緊急時対策本部は、重大事故等時の放射性物質の濃度（空気中）について、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、Ｎ

ａＩシンチレーションサーベイメータ） により監視し、および測定し、ならびにその測定結果を記録する。

放射性物質の濃度（空気中）の測定は、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）および多様性拡張設備である移動式放射能測定装置（モニタ車）を使用する。

５．可搬型放射線測定装置等による放射性物質の濃度および放射線量の測定

緊急時対策本部は、重大事故等時の発電所およびその周辺（周辺海域を含む。）における、放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）および放射線量について、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およびβ線サーベイメータ）および電離箱サーベイメータにより監視し、および測定し、ならびにその測定結果を記録する。

周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。

(1) 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

緊急時対策本部は、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およ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。

(2) 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

緊急時対策本部は、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、また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を測定する。

(3) 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

緊急時対策本部は、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およ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。

(4) 海上モニタリング測定

緊急時対策本部は、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および可搬型放射線計測装置により放射性物質の濃度および放射線量を測定する。

６．バックグラウンド低減対策等

(1) モニタステーション、モニタポストおよび可搬式モニタリングポストのバックグラウンド低減対策

緊急時対策本部は、事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策を行う。

ａ．重大事故等により放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタステーション、モニタポストおよび可搬式モニタリングポストの検出器の養生を行う。

ｂ．放射性物質の放出によりモニタステーション、モニタポストまたは可搬式モニタリングポスト配置場所周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、測定設備の除染、周辺の土壌撤去、樹木の伐採等を行い、バックグラウンドレベルを低減する。

(2) 放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策

緊急時対策本部は、重大事故等発生後の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し、可搬型放射線計測装置が測定不能になった場合、可搬型放射線計測装置の検出器周囲を遮蔽材で囲むこと等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。

(3) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

緊急時対策本部は、重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定されるモニタリング計画にしたがい、資機材の支援およびモニタリングに係る要員の動員、放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。

風向、風速その他の気象条件の測定

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、およびその測定結果を記録する。

気象観測設備および可搬型気象観測装置による風向、風速その他気象条件の測定は、連続測定を行う。

１．可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定

緊急時対策本部は、重大事故等時の風向、風速その他気象条件を可搬型気象観測装置により測定し、およびその測定結果を記録する。

また、風向、風速その他気象条件は、可搬型気象観測装置または多様性拡張設備である気象観測設備を使用し測定する。

２．気象観測設備による気象観測項目の測定

緊急時対策本部は、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、およびその測定結果を記録する。

モニタステーションおよびモニタポストへの代替交流電源設備からの給電

緊急時対策本部は、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およびモニタポストへ給電する。

給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

モニタステーションおよびモニタポストは、電源が喪失した状態から給電した場合は、自動的に放射線量の連続測定を開始する。

表－１８（１号炉、２号炉、３号炉および４号炉）

操作手順
１８．緊急時対策所の居住性等に関する手順等

① 方針目的

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緊急時対策本部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、発電所の内外の通信連絡を行う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緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な、居住性の確保、必要な指示および通信連絡、必要な数の要員の収容、代替電源設備からの給電を行うことを目的とする。

② 対応手段

居住性の確保

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所非常用空気浄化ファンおよび緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット（以下「緊急時対策所可搬型空気浄化装置」という。）による放射性物質の侵入低減、空気供給装置による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員等の被ばく線量を７日間で 100 mSv を超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。

１．緊急時対策所の立上げの手順

緊急時対策本部要員は、緊急時対策所を使用し、緊急時対策本部を設置するための準備として、緊急時対策所を立ち上げる。

(1) 緊急時対策所可搬型空気浄化装置運転手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所非常用空気浄化ファンを接続、起動し、必要な換気を確保するとともに、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタを通気することにより放射性物質の侵入を低減する。

全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備からの給電により、緊急時対策所非常用空気浄化ファンを起動する。

(2) 空気供給装置による空気供給準備手順

緊急時対策本部は、空気供給装置の系統構成を行い、漏えい等がないことを確認し、切替えの準備を行う。

(3) 緊急時対策所内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所の居住性確保の観点から、緊急時対策所内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行う。

２．原子力災害対策特別措置法第１０条事象発生時の手順

緊急時対策本部は、原子力災害対策特別措置法第１０条事象が発生した場合に、緊急時対策所内に緊急時対策所内可搬型エリアモニタを設置し、放射線量の測定

を開始する。１号炉、２号炉、３号炉および４号炉の原子炉格納容器と緊急時対策所の間に設置する緊急時対策所外可搬型エリアモニタを、緊急時対策所内を加圧するための判断に用いる。

(1) 緊急時対策所内可搬型エリアモニタおよび緊急時対策所外可搬型エリアモニタ設置手順

緊急時対策所内に緊急時対策所内可搬型エリアモニタを、緊急時対策所の外に緊急時対策所外可搬型エリアモニタを設置する。

３．重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等

緊急時対策本部は、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、居住性を確保する措置を行う。

(1) 緊急時対策所にとどまる要員について

プルーム通過中においても、緊急時対策所にとどまる要員は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員、緊急時対応として配備した可搬式代替低圧注水ポンプ等の給油や監視等、プルーム通過後も継続する活動に必要な要員および運転員とする。

(2) 空気供給装置への切替準備手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所外可搬型エリアモニタの指示上昇や炉心損傷が生じる等、プルーム放出のおそれがあると判断した場合、パラメータの監視強化および緊急時対策所換気設備切替えのための要員配置を行う。

(3) 空気供給装置への切替手順

緊急時対策本部は、原子炉格納容器からプルームが放出され、１号炉、２号炉、３号炉および４号炉の原子炉格納容器と緊急時対策所の間に設置した緊急時対策所外可搬型エリアモニタまたは緊急時対策所内可搬型エリアモニタの指示値が上昇した場合、速やかに緊急時対策所における緊急時対策所換気設備を緊急時対策所可搬型空気浄化装置から空気供給装置へ切り替えるとともに、緊急時対策所内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定結果に応じ、空気流入量を調整する。

(4) 緊急時対策所可搬型空気浄化装置への切替手順

緊急時対策本部は、１号炉、２号炉、３号炉および４号炉の原子炉格納容器と緊急時対策所の間に設置した緊急時対策所外可搬型エリアモニタおよび緊急時対策所内可搬型エリアモニタの指示が低下し、緊急時対策所周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、緊急時対策所換気設備を空気供給装置から緊急時対策所可搬型空気浄化装置へ切り替える。

必要な指示および通信連絡

緊急時対策本部は、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が、緊急時対策所の情報収集設備および通信連絡設備により、必

要なプラントパラメータ等を監視または収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。
　重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所に整備する。当該資料は常に最新となるよう通常時から維持、管理する。
　重大事故等が発生した場合、緊急時対策所の通信連絡設備により、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。
　全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により緊急時対策所の情報収集設備および通信連絡設備へ給電する。

１．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
　緊急時対策本部は、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および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手順を整備する。

２．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
　各課（室）長は、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所に整備する。当該資料は常に最新となるよう通常時から維持、管理する。

３．通信連絡に関する手順等
　緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所の通信連絡設備により、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。
　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ための通信連絡設備の使用方法等、必要な手順は、表－１９「通信連絡に関する手順等」参照。

必要な数の要員の収容

　緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の緊急時対策本部要員を含めた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。
　緊急時対策本部は、これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な資機材、飲料水および食料等を配備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。

１．放射線管理について
(1) 放射線管理用資機材の維持管理について
　緊急時対策本部は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員や現場作業を行う緊急時対策本部要員等の対策要員の装備（線量計、マスク等）を配備し、維持、管理し、重大事故等時にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。

(2) チェンジングエリアの運用手順

緊急時対策所は、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイおよ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通常時から設置し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。

(3) 緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの性能の低下など、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの切替えが必要となった場合、待機側へ切り替え、線量に応じ、交換、保管する。

２．飲料水、食料等について

総務課長は、少なくとも外部からの支援なしに１週間活動するために必要な飲料水および食料等を備蓄し、維持、管理する。

代替電源設備からの給電

緊急時対策本部は、非常用母線からの給電喪失時は、代替電源として、電源車（緊急時対策所用）から緊急時対策所へ給電する。

なお、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およびＳＰＤＳ表示装置のうち、１号炉、２号炉、３号炉および４号炉の原子炉補助建屋に設置した機器は、全交流動力電源喪失時において、空冷式非常用発電装置から給電する。

給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

１．電源車（緊急時対策所用）による給電

非常用母線からの給電喪失時またはその発生に備え、緊急時対策所の電源を確保するため、代替電源設備である電源車（緊急時対策所用）を準備する。非常用母線からの給電喪失時は、電源車（緊急時対策所用）１台を起動し、緊急時対策所へ給電する。

(1) 電源車（緊急時対策所用）準備手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所立上げ時にケーブル接続を行う手順を整備する。

(2) 電源車（緊急時対策所用）起動手順

緊急時対策本部は、非常用母線からの給電喪失時の電源車（緊急時対策所用）の起動を行う手順を整備する。

(3) 電源車（緊急時対策所用）の切替えおよび燃料給油手順

ａ．電源車（緊急時対策所用）の切替手順

緊急時対策本部は、使用中の電源車（緊急時対策所用）に故障等が発生した場合、電源車（緊急時対策所用）の切替えを行う。

ｂ．電源車（緊急時対策所用）燃料タンクへの燃料給油手順

緊急時対策本部は、電源車（緊急時対策所用）を運転し燃料補給が必要となった場合、燃料油貯油そうからタンクローリーへ給油し、電源車（緊急時対策所用）燃料タンクへ補給を行う。

必要な数の要員の収容・代替電源設備からの給電

（配慮すべき事項）

○ 燃料補給

電源車（緊急時対策所用）への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。

重大事故等時７日間連続運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量については、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

表－１９（１号炉、２号炉、３号炉および４号炉）

操作手順

１．通信連絡に関する手順等

① 方針目的

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡設備、発電所外（社内外）との通信連絡設備により発電所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ことを目的とする。

② 対応手段等

発電所内の通信連絡

１．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

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所内）により、運転員等およ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）および緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバーおよび携行型通話装置を使用する。

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。

データ伝送設備（発電所内）により緊急時対策所へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）およびＳＰＤＳ表示装置を使用する。

２．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

緊急時対策本部は、直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止および格納容器破損防止に必要なパラメータ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、現場または中央制御室と緊急時対策所との連絡には衛星電話（固定）および衛星電話（携帯）を使用する。

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。

発電所外（社内外）との通信連絡

１．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

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）により、緊急時対策所の緊急安全対策要員が、緊急時対策所と原子力事業本部、本店、移動式放射能測定装置（モニタ車）、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）、緊急時衛星通報システムおよ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電話およびＩＰ－ＦＡＸ）を使用する。

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。

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）および安全パラメータ伝送システムを使用する。

２．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

緊急時対策本部は、直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止および格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、緊急時対策所と原子力事業本部、本店、国、地方公共団体等との連絡には衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）およ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電話およびＩＰ－ＦＡＸ）を使用する。

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。

発電所内の通信連絡・発電所外（社内外）との通信連絡

（配慮すべき事項）

○ 代替電源設備からの給電

当直課長は、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電話および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およびＳＰＤＳ表示装置へ給電する。

給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」および表－１８「緊急時対策所の居住性等に関する手順等」参照。

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（１／７）（１号炉および２号炉）

操作手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1	（成立性が要求される対応手段なし）	―	―	―
2	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およ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	運転員等（中央制御室、現場）	3	34分
	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復	No.３にて整備する。		
3	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およ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	No.２にて整備する。		
	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復※1	運転員等（中央制御室、現場）	4	25分
	窒素ボンベ（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※1	運転員等（中央制御室、現場）	3	36分
	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	運転員等（中央制御室、現場）	3	27分
4	Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）による代替炉心注水	運転員等（中央制御室、現場）	2	15分
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水※1	運転員等（中央制御室、現場）	2	25分
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転員等（中央制御室、現場）	2	5時間
		緊急安全対策要員	18	
	Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）による代替再循環運転	運転員等（中央制御室）	1	5分

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（２／７）（１号炉および２号炉）

操作手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
4	Ｃ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水※1	運転員等（中央制御室、現場）	4	90 分
		緊急安全対策要員	3	
	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による蒸気放出	No. ３にて整備する。（主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復と同様）		
	アキュムレータによる炉心注水	運転員等（中央制御室、現場）	2	20 分
	電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への燃料補給	緊急安全対策要員	2	2.3 時間
	大容量ポンプへの燃料補給※1	緊急安全対策要員	2	2.3 時間
	送水車への燃料補給※1	緊急安全対策要員	2	2.3 時間
5	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復	No. ３にて整備する。		
	大容量ポンプを用いたＡ格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	No. ７にて整備する。		
	大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水※1	運転員等（中央制御室、現場）	3	7.5 時間
		緊急安全対策要員	16	
6	Ａ格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	No. ７にて整備する。		
	大容量ポンプを用いたＡ格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	No. ７にて整備する。		

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（３／７）（１号炉および２号炉）

操作手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
７	Ａ格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却※１	運転員等（中央制御室、現場）	2	67 分
		緊急安全対策要員	1	
	大容量ポンプを用いたＡ格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却※１	運転員等（中央制御室、現場）	3	7.5 時間
		緊急安全対策要員	16	
８	Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）による代替炉心注水	No. ４にて整備する。		
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	No. ４にて整備する。		
	Ｃ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	No. ４にて整備する。		
９	可搬型格納容器内水素濃度計測装置による水素濃度監視※１	運転員等（中央制御室、現場）	3	45 分
１０	水素排出（アニュラス空気再循環設備） 全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合の操作手順※１	運転員等（中央制御室、現場）	2	35 分
	可搬型アニュラス内水素濃度計測装置による水素濃度測定※１	運転員等（中央制御室）	1	70 分
		緊急安全対策要員	2	
１１	海水から使用済燃料ピットへの注水※１	緊急安全対策要員	5	2 時間
	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ	緊急安全対策要員	5	2 時間
	大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による使用済燃料ピットへの放水	No. １２にて整備する。（大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による大気への拡散抑制と同様）		
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視※１	緊急安全対策要員	4	2 時間

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（４／７）（１号炉および２号炉）

操作手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
１２	大容量ポンプ(放水砲用)および放水砲による大気への拡散抑制	緊急安全対策要員	12	3.5時間
	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制	緊急安全対策要員	10	5時間
	送水車およびスプレイヘッダによる大気への拡散抑制	No.１１にて整備する。 （送水車による使用済燃料ピットへのスプレイと同様）		
	大容量ポンプ(放水砲用)、放水砲および泡混合器による航空機燃料火災への泡消火	緊急安全対策要員	12	3.5時間
１３	海水を用いた復水タンクへの補給※1	緊急安全対策要員	5	60分
	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替（炉心注水時）	運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.5時間
		緊急安全対策要員	3	
	海水を用いた復水タンクへの補給（水源切替後）	海水を用いた復水タンクへの補給と同様。		
	燃料取替用水タンクから海水への水源切替（炉心注水時）	No.４にて整備する。 （可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水と同様）		
	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替（格納容器スプレイ時）※1	運転員等 （中央制御室、現場）	2	2.5時間
		緊急安全対策要員	3	
	復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	運転員等 （中央制御室、現場）	2	2.4時間
		緊急安全対策要員	3	
	Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）による代替再循環運転	No.４にて整備する。		
	海水から使用済燃料ピットへの注水	No.１１にて整備する。		

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（５／７）（１号炉および２号炉）

操作手順No.	対応手段		要員	要員数	想定時間
１３	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ		No. １１にて整備する。		
	大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による使用済燃料ピットへの放水		No. １２にて整備する。 （大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による大気への拡散抑制と同様）		
	大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による格納容器およびアニュラス部への放水		No. １２にて整備する。		
１４	空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電※1		運転員等（中央制御室、現場）	3	20 分
	号機間電力融通恒設ケーブル（１号～２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		運転員等（中央制御室、現場）	3	2.3 時間
			緊急安全対策要員	2	
	電源車による代替電源（交流）からの給電		運転員等（中央制御室、現場）	3	2.8 時間
			緊急安全対策要員	2	
	号機間電力融通予備ケーブル（１号～２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		運転員等（中央制御室、現場）	3	2.6 時間
			緊急安全対策要員	16	
	蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電※1	不要直流負荷切離し	運転員等（中央制御室）	1	10 分
		運転コンソール復旧	緊急安全対策要員	2	40 分
	蓄電池（３系統目）による代替電源（直流）からの給電	必要直流負荷への切換え	運転員等（中央制御室、現場）	2	21 分
		運転コンソール復旧	緊急安全対策要員	2	40 分
	可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電	可搬式整流器接続	運転員等（現場）	1	2.0 時間
			緊急安全対策要員	2	
		運転コンソール復旧	緊急安全対策要員	2	40 分

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（６／７）（１号炉および２号炉）

操作手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
１４	代替所内電気設備による交流および直流の給電（空冷式非常用発電装置）	運転員等（中央制御室、現場）	2	3.8 時間
		緊急安全対策要員	2	
	空冷式非常用発電装置への燃料（重油）補給（タンクローリーを使用する場合）	緊急安全対策要員	2	2.4 時間
	空冷式非常用発電装置への燃料（重油）補給※１（空冷式非常用発電装置用給油ポンプを使用する場合）	緊急安全対策要員	1	30 分
	電源車への燃料（重油）補給	緊急安全対策要員	2	2.3 時間
１５	可搬型計測器によるパラメータの計測または監視※１	緊急安全対策要員	1	25 分
１６	中央制御室換気設備の運転手順等（全交流動力電源が喪失した場合）※１	運転員等（中央制御室）	1	65 分
		保修班	2	
	アニュラス空気再循環設備の運転手順等（全交流動力電源または直流電源が喪失した場合）	No. １０にて整備する。（水素排出（アニュラス空気再循環設備）全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合の操作手順と同様）		
１７	可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定	放射線管理班	5	3.2 時間
	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	放射線管理班	4	75 分※２
	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	放射線管理班	2	60 分
	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	放射線管理班	2	70 分
	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	放射線管理班	2	120 分
	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	放射線管理班	2	60 分

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

※２：可搬式モニタリングポストによる代替測定でカバーできない２方位に設置した場合に想定される作業時間。

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（７／７）（１号炉および２号炉）

操作手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
１７	海上モニタリング測定	放射線管理班	3	110 分※３
	モニタステーション、モニタポストおよび可搬式モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	放射線管理班	2	3.1 時間
	可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	保修班	6	2.2 時間
１８	緊急時対策所可搬型空気浄化装置運転手順	放射線管理班	1	19 分
	空気供給装置による空気供給準備手順	安全管理班	1	55 分
	緊急時対策所内可搬型エリアモニタおよび緊急時対策所外可搬型エリアモニタ設置手順	放射線管理班	2	47 分
	空気供給装置への切替手順	放射線管理班他	2	2 分
	緊急時対策所可搬型空気浄化装置への切替手順	放射線管理班他	2	2 分
	緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替手順	放射線管理班	1	4 分
	電源車（緊急時対策所用）準備手順	保修班	2	14 分
	電源車（緊急時対策所用）起動手順	保修班	2	5 分
	電源車（緊急時対策所用）の切替手順	保修班	1	6 分
	電源車（緊急時対策所用）燃料タンクへの燃料給油手順（１号炉および２号炉用に使用するタンクローリーからの給油）	保修班	2	2.7 時間
	電源車（緊急時対策所用）燃料タンクへの燃料給油手順（３号炉および４号炉用に使用するタンクローリーからの給油）	保修班	2	2.3 時間
１９	（成立性が要求される対応手段なし）	―	―	―

※３：小型船舶が海面に着水するまでの時間を記載した。その後の一連の作業（1 箇所あたり）の所要時間は、約 100 分。

重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等（３号炉および４号炉）

表－１　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等
表－２　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等
表－３　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
表－４　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等
表－５　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
表－６　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
表－７　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
表－８　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
表－９　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等
表－１０　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等
表－１１　使用済燃料ピットの冷却等のための手順等
表－１２　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
表－１３　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等
表－１４　電源の確保に関する手順等
表－１５　事故時の計装に関する手順等
表－１６　中央制御室の居住性に関する手順等
表－１７　監視測定等に関する手順等
表－１８　緊急時対策所の居住性等に関する手順等
表－１９　通信連絡に関する手順等
表－２０　重大事故等対策における操作の成立性

表－１（３号炉および４号炉）

操作手順

１．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等

① 方針目的

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉（以下、「原子炉」という。）を停止させるための設計基準事故対処設備が機能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、手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）により原子炉冷却材圧力バウンダリおよび原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の健全性を維持することを目的とする。また、原子炉の出力抑制を図った後にほう酸水注入により原子炉を未臨界に移行することを目的とする。

② 対応手段等

フロントライン系機能喪失時

１．手動による原子炉緊急停止

当直課長は、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停止することができない事象（以下、「ＡＴＷＳ」という。）が発生するおそれがある場合また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トリップスイッチ（中央盤手動操作）操作により原子炉の緊急停止を行う。

２．原子炉出力抑制（自動）

当直課長は、ＡＴＷＳが発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合、ＡＴＷＳ緩和設備の自動作動により主蒸気隔離弁が閉止することで、１次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁および加圧器安全弁の作動により１次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないこと、格納容器内の圧力および温度の上昇がないこと、または格納容器内の圧力および温度の上昇がわずかであること、ならびに電動補助給水ポンプおよびタービン動補助給水ポンプ（以下、「補助給水ポンプ」という。）、主蒸気逃がし弁および主蒸気安全弁の作動により１次冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリおよび格納容器の健全性が維持されていることを確認する。

３．原子炉出力抑制（手動）

当直課長は、ＡＴＷＳ緩和設備が自動作動しない場合で、かつ中央制御室から原子炉トリップスイッチ（中央盤手動操作）による原子炉緊急停止ができない場合、中央制御室からの手動操作によりタービン手動トリップ操作、主蒸気隔離弁の閉操作および補助給水ポンプの起動を行うことで、１次冷却材温度が上昇していることを確認するとともに減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。

また、加圧器逃がし弁および加圧器安全弁の作動により１次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないことを確認するとともに、格納容器内の圧力および温度の上昇がないこと、または格納容器内の圧力および温度の上昇がわずかであること、ならびに補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁および主蒸気安全弁の作動により１次冷

却材温度が所定の温度以上に上昇していないことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリおよび格納容器の健全性が維持されていることを確認する。

４．ほう酸水注入

当直課長は、ＡＴＷＳが発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合、原子炉の出力抑制を図った後、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備のほう酸ポンプ、緊急ほう酸水補給弁および充てん／高圧注入ポンプによりほう酸タンク水を原子炉へ注入するとともに、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。

ほう酸ポンプの故障等により緊急ほう酸濃縮ラインが使用できない場合は、代替手段として充てん／高圧注入ポンプによりほう酸注入タンクを経由して燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉へ注入し原子炉を未臨界状態へ移行させる。安全注入ラインが使用できない場合は、充てんラインより充てん／高圧注入ポンプを使用して燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉へ注入する。

ほう酸水注入は第８１条に定めるほう素濃度になるまで継続する。なお、ほう酸水注入を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラント状態に応じて高温停止または低温停止のほう素濃度を目標にほう酸水注入を継続する。

表－２（３号炉および４号炉）

操作手順

２．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等

① 方針目的

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下、「原子炉」という。）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、１次冷却系のフィードアンドブリードまたは蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を冷却することを目的とする。また、原子炉を冷却するために１次冷却系および２次冷却系の保有水を監視および制御することを目的とする。

② 対応手段等

フロントライン系機能喪失時

１．１次冷却系のフィードアンドブリード

当直課長は、補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、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（以下、「格納容器」という。）内部へ１次冷却材を放出する操作を組み合わせた１次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。燃料取替用水タンク水位および格納容器再循環サンプ水位を確認し、再循環切替水位となれば中央制御室で再循環運転になったことを確認する。

（配慮すべき事項）

〇蒸気発生器広域水位計について

蒸気発生器広域水位計は、常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。

１次冷却系のフィードアンドブリードを開始する全ての蒸気発生器の除熱を期待できない水位とは、上記の校正誤差に余裕を持たせた水位とする。

サポート系機能喪失時

１．補助給水ポンプの機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水））

(1) タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およ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

当直課長は、常設直流電源系統喪失時タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、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およ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。

(2) 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）

当直課長は、全交流動力電源喪失時において、常設直流電源系統が健全な場合、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプの起動およ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。

(3) 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

当直課長は、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。

２．主蒸気逃がし弁の機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））

(1) 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

当直課長は、主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合は、蒸気発生器への注水を確認し現場で手動により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。

（配慮すべき事項）

○ 優先順位

空冷式非常用発電装置の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、電動補助給水ポンプは起動せず後備の設備として待機させる。

補助給水の機能が回復すれば、蒸気発生器への注水を確認し主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合に、主蒸気逃がし弁の開操作により蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。

○ 主蒸気逃がし弁操作時の留意事項

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、蒸気発生器水位および圧力により、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。

○ 主蒸気逃がし弁操作時の環境条件

現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初動対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は運転員等の負担軽減を図るとともに現場の環境が悪化した場合でも対応が可能となるため、使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し中央制御室からの遠隔操作を行う。なお、状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。

○ 全交流動力電源喪失および補助給水失敗時の留意事項

全交流動力電源が喪失し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出およ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の開操作準備を行う。加圧器逃がし弁の開操作準備の手順は、表－３「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」参照。

○ タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保

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およ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。

特重施設による対応

③ 復旧に係る手順等

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、十分な期間の運転を継続するために電動補助給水ポンプが健全であれば空冷式非常用発電装置等による非常用母線への給電を確認し起動する。

電動補助給水ポンプ起動後は、長期的な冷却に際し、十分な水源を確保する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

④ 監視および制御

１．加圧器水位および蒸気発生器水位の監視または推定

当直課長は、原子炉を冷却するために１次冷却系および２次冷却系の保有水を加圧器水位計および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または計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。

加圧器水位および蒸気発生器水位の監視または推定の手順は、表－１５「事故時の計装に関する手順等」参照。

２．補助給水ポンプの作動状況確認

当直課長は、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補助給水流量計、復水タンク水位計および蒸気発生器水位計により確認する。

３．加圧器水位（原子炉水位）の制御

当直課長は、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。

４．蒸気発生器水位の制御

当直課長は、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。

表－３（３号炉および４号炉）

操作手順

３．原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

① 方針目的

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下、「原子炉」という。）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および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の破損を防止するため、１次冷却系のフィードアンドブリード、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を減圧することを目的とする。

また、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、高圧溶融物放出およ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、１次冷却系を減圧することを目的とする。

さらに、蒸気発生器伝熱管破損またはインターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、１次冷却系を減圧することを目的とする。

② 対応手段等

フロントライン系機能喪失時

１．１次冷却系のフィードアンドブリード

当直課長は、補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になり、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た１次冷却系のフィードアンドブリードにより１次冷却系を減圧する。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。燃料取替用水タンク水位および格納容器再循環サンプ水位を確認し、再循環切替水位になれば中央制御室で再循環運転になったことを確認する。

２．蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

(1) 電動補助給水ポンプまた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

当直課長は、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により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。

３．蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出

当直課長は、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、蒸気発生器への注水および主蒸気逃がし弁の開を確認し、蒸気発生器２次側による炉心冷却により１次冷却系の減圧が行われていることを確認する。

（配慮すべき事項）

○ 優先順位

蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水と加圧器逃がし弁の開操作による１次冷却系のフィードアンドブリードを行う。

補助給水ポンプの優先順位は、外部電源またはディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、代替電源からの給電時は燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用する。

○ 主蒸気逃がし弁操作時の留意事項

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、蒸気発生器水位および圧力により、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。

○蒸気発生器広域水位計について

蒸気発生器広域水位計は常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。

１次冷却系のフィードアンドブリードを開始する、全ての蒸気発生器の除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位とする。

サポート系機能喪失時

１．補助給水ポンプの機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水））

(1) タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およ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

当直課長は、タービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプの機能が喪失し、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を使用しタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を押し上げることおよ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。

(2) 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）

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合、常設直流電源系統が健全であれば、空冷式非常用発電装置からの給電によりタービン動補助給水ポンプ補助油ポンプを起動し、タービン動補助給水ポンプを起動する。

(3) 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

当直課長は、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。

２．主蒸気逃がし弁の機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））

(1) 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

当直課長は、主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合、蒸気発生器への注水を確認し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により１次冷却系の減圧を行う。

３．加圧器逃がし弁の機能回復

(1) 窒素ボンベ（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

当直課長は、全交流動力電源喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁作動用）から空気配管に窒素を供給し、中央制御室から加圧器逃がし弁を開操作し、１次冷却系の減圧を行う。

(2) 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

当直課長は、全交流動力電源喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、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次冷却系の減圧を行う。

(3) 可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復

当直課長は、常設直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合は、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、中央制御室からの操作による１次冷却系の減圧を行う。

(4) 空冷式非常用発電装置および可搬式整流器による加圧器逃がし弁の機能回復

当直課長は、常設蓄電池が機能喪失した場合または 24 時間以内に交流動力電源が復旧する見込みがない場合は、空冷式非常用発電装置および可搬式整流器により直流電源を供給し、中央制御室から開操作し、１次冷却系の減圧を行う。

（配慮すべき事項）

○ 優先順位

補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合に、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。

○ 全交流動力電源喪失および補助給水失敗時の留意事項

全交流動力電源が喪失し、補助給水による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合、高圧溶融物放出およ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の開操作準備を行う。

○ 主蒸気逃がし弁操作時の留意事項

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、蒸気発生器水位および圧力により、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。

○主蒸気逃がし弁操作時の環境条件

現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初動対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は運転員等の負担軽減を図るとともに現場の環境が悪化した場合でも対応が可能となるため、使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し中央制御室から遠隔操作を行う。なお、状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。

○ タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保

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およ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。

特重施設による対応

③ 復旧に係る手順等

当直課長は、常設直流電源喪失時、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により加圧器逃がし弁へ給電することで、中央制御室から遠隔操作を行う。

常設直流電源喪失時の代替電源確保等に関する手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

④ 炉心損傷時における高圧溶融物放出および格納容器雰囲気直接加熱を防止する対応手段

高圧溶融物放出および格納容器内雰囲気直接加熱防止

１．当直課長は、炉心損傷時、１次冷却材圧力が 2.0MPa〔gage〕以上である場合、高圧溶融物放出およ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。

⑤ 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

１．当直課長は、蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、原子炉の自動停止および非常用炉心冷却設備作動信号による高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の動作を確認する。

破損側蒸気発生器を１次冷却材圧力、蒸気発生器の圧力、水位および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に破損側蒸気発生器の圧力の低下が継続し破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合、健全側蒸気発生器の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次冷却材の蒸気発生器２次側への漏えいを抑制する。

１次冷却系を減圧後、充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水を安全注入から充てんに切り替え、余熱除去系により炉心を冷却する。

⑥ 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

１．当直課長は、インターフェイスシステムＬＯＣＡが発生した場合、原子炉の自動停止および非常用炉心冷却設備作動信号による高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の動作を確認する。

１次冷却材圧力、加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等によりインターフェイスシステムＬＯＣＡの発生を判断し、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。

破損箇所を隔離できない場合、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り１次冷却系を減圧することにより１次冷却材の格納容器外への漏えいを抑制する。

表－４（３号炉および４号炉）

操作手順

４．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等

① 方針目的

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下、「原子炉」という。）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および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の破損を防止するため、１次冷却材喪失事象が発生している場合は代替炉心注水、代替再循環運転により、１次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器２次側による炉心冷却により、運転停止中の場合は炉心注水、代替炉心注水、代替再循環運転、蒸気発生器２次側による炉心冷却により原子炉を冷却することを目的とする。また、１次冷却材喪失事象後、炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器水張りにより原子炉を冷却することを目的とする。

② 対応手段等

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

１．代替炉心注水

当直課長は、非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプおよ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または炉心出口温度が 350℃以上となった場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) 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

当直課長は、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。

(2) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉に注水する。恒設代替低圧注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(3) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、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。

２．代替再循環運転

(1) 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

当直課長は、非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプまたは余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、Ａ格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）およびＡ格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。

(2) 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の手順

当直課長は、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兆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充てん／高圧注入ポンプ１台により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また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。

また、格納容器の圧力上昇緩和のため、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および原子炉補機冷却水を使用し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原子炉格納容器内の冷却を行う。

原子炉への注水は、格納容器内水位が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影響しない高さとなれば停止する。

(配慮すべき事項)

○ 再循環不能時の原子炉格納容器内の冷却

代替再循環運転により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水できない場合、余熱除去ポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁の開操作不能により再循環運転に移行できない場合または格納容器再循環サンプスクリーンが閉塞した場合は、充てん／高圧注入ポンプ等により燃料取替用水タンク水を原子炉に注水するとともに、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。格納容器内自然対流冷却ができない場合は、代替格納容器スプレイを実施する。

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

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

１．代替炉心注水

当直課長は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に原子炉への注水機能が喪失し、１次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。恒設代替低圧注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(2) Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した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等を原子炉へ注水する。Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(3) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水
当直課長は、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。

２．代替再循環運転
(1) 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
ａ．Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転
当直課長は、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。

ｂ．Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）および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
当直課長は、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）および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。

(2) 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．Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転
当直課長は、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内を冷却する。

ｂ．Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）および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
当直課長は、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）および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。

３．格納容器隔離弁の閉止
当直課長は、全交流動力電源喪失時、１次冷却材ポンプシール部へのシール水注水機能およびサーマルバリア冷却機能が喪失することにより、１次冷却材ポンプシール部から１次冷却材が漏えいするおそれがあるため、１次冷却材ポンプシール戻

り隔離弁等を閉止する。
　隔離は、空冷式非常用発電装置より電源を確保すれば、中央制御室にて１次冷却材ポンプシール戻り隔離弁を閉止し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合は、作動する格納容器隔離弁の閉止を確認する。なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。

（配慮すべき事項）
○ 恒設代替低圧注水ポンプの注水先について
　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の恒設代替低圧注水ポンプの注水先については、炉心注水側に系統構成し、空冷式非常用発電装置より受電すれば炉心注水を行う。なお、対応途中で事象が進展し、炉心損傷と判断すれば注水先を格納容器スプレイ側へ変更する。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。

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応
　送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

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内に残存する場合

１．格納容器水張り
　当直課長は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合、格納容器圧力と温度または格納容器再循環ユニット出入口の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であり原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、格納容器の破損を防止するため格納容器内自然対流冷却を確認するとともに、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注水する。
　格納容器スプレイポンプが使用できない場合は、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を格納容器内へ注水する。恒設代替低圧注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用し、次に可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へ注水する。
　なお、格納容器への注水量は、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影響しない上限の高さまでとする。

（配慮すべき事項）
○ 残存デブリ冷却時の１次冷却材圧力監視について
　原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、格納容器水張り操作を実施する際は１次冷却材圧力を監視する。１次冷却材圧力が格納容器圧力より高い場合は、溶融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開操作し原子炉容器内と格納容器内を均圧させる。

○ 残存デブリ冷却時の注水量について
　格納容器への注水量は、原子炉格納容器水位計、格納容器スプレイ流量計、Ａ格

納容器スプレイ流量積算計、消火水注入流量積算計、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量計、燃料取替用水タンク水位計の収支により注水量を把握する。
　残存デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、残存デブリを冷却し、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影響しない高さまでとする。

○ 炉心損傷後の再循環運転について
　炉心が損傷した場合において、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加え格納容器スプレイポンプによる再循環運転を行う場合は、格納容器圧力および格納容器内高レンジエリアモニタ等により、格納容器圧力の推移および炉心損傷度合いを監視し、再循環運転を実施した場合の格納容器圧力低減効果、ポンプおよび配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施可否を検討する。

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応
　送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

１次冷却材喪失事象が発生していない場合
フロント系機能喪失時

１．蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

(1) 電動補助給水ポンプまた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
　当直課長は、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また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。

２．蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出
　当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合は、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。
　全交流動力電源喪失等により、中央制御室から主蒸気逃がし弁を操作できない場合は、現場にて手動により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。

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

１．蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

(1) タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水
　当直課長は、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、タービン動補助給水ポンプまた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。

２．蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合は、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。

全交流動力電源喪失等により、中央制御室から主蒸気逃がし弁を操作できない場合は、現場にて手動で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。

運転停止中の場合

フロントライン系機能喪失時

１．炉心注水／代替炉心注水

当直課長は、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、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水

当直課長は、充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉に注水する。充てん／高圧注入ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(2) 蓄圧タンクによる炉心注水

当直課長は、蓄圧タンク水を原子炉に注水する。

(3) 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

当直課長は、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。

(4) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉に注水する。恒設代替低圧注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(5) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、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。

２．代替再循環運転

(1) 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

当直課長は、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、炉心注水また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、格納容器再循環サンプに水源を切り替えて、Ａ

格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）およびＡ格納容器スプレイ冷却器を用いた代替再循環運転により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。

３．蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

(1) 電動補助給水ポンプまた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

当直課長は、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で、かつ１次冷却系に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプまた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。

４．蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合は、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。

運転停止中の場合
サポート系機能喪失時

１．代替炉心注水

当直課長は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) 蓄圧タンクによる代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した後、蓄圧タンク水を原子炉へ注水する。

(2) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。恒設代替低圧注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(3) Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した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等を原子炉へ注水する。Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(4) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、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。

２．　代替再循環運転

(1) 運転停止中において全交流動力電源喪失が発生した場合

ａ．Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

当直課長は、運転停止中に全交流動力電源喪失時は、大容量ポンプにより代替補機冷却水が確保され、空冷式非常用発電装置より受電したＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環運転による代替再循環運転を行うとともに、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．Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）および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

当直課長は、運転停止中に全交流動力電源喪失時は、大容量ポンプにより代替補機冷却水が確保され、空冷式非常用発電装置より受電したＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）および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代替再循環運転を行うとともに、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。

(2) 運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失事象が発生した場合

ａ．Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

当直課長は、運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失時は、大容量ポンプにより代替補機冷却水が確保され、空冷式非常用発電装置より受電したＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環運転による代替再循環運転を行うとともに、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．Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）および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

当直課長は、運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失時は、大容量ポンプにより代替補機冷却水が確保され、空冷式非常用発電装置より受電したＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）および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代替再循環運転を行うとともに、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。

３．蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

(1) タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

当直課長は、全交流動力電源喪失時または原子炉補機冷却機能喪失時に１次冷却系統に開口部がない場合は、タービン動補助給水ポンプまた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。

４．蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保された場合は、現場にて主蒸気逃がし弁を手動により開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

（配慮すべき事項）

○ 格納容器内からの退避

当直課長は、燃料取替用水タンクの保有水を充てん／高圧注入ポンプ等にて原子炉へ注水し、開放中の加圧器安全弁から格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する場合は、格納容器内の雰囲気悪化から格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。

また、運転停止中に１次冷却材の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、臨界になる可能性があるため格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

特重施設による対応

当直課長は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設により原子炉へ注水する操作により原子炉を冷却する。

③ 復旧に係る手順等

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合、設計基準事故対処設備を代替電源設備からの給電により起動し十分な期間の運転を継続させる。

１．電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプへ給電する。全交流動力電源喪失時は、代替電源設備によりＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）および蓄圧タンク出口電動弁へ給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

２．燃料補給

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車および大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に実施する。

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車および大容量ポンプへの燃料補給に関する手順は、表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照。

表－５（３号炉および４号炉）

操作手順

５．最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

① 方針目的

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および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）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、蒸気発生器２次側による炉心冷却、格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却、大容量ポンプによる代替補機冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送することを目的とする。

② 対応手段等

フロントライン系機能喪失時

１．蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

(1) 電動補助給水ポンプまた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

当直課長は、海水ポンプまたは原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプまた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。

２．蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 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

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作することで、蒸気発生器２次側による原子炉の冷却を行う。

３．格納容器内自然対流冷却

(1) 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

当直課長は、海水ポンプまたは原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した状態において、１次冷却材喪失事象が発生した場合、大容量ポンプを配置、接続し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、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。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

４．代替補機冷却

(1) 大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水

当直課長は、海水ポンプまたは原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプによりＣ充てん／高圧注入ポンプ、Ｂ余熱除去ポンプに補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能回復を図る。

サポート系機能喪失時

１．蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

(1) タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

当直課長は、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、タービン動補助給水ポンプまたは空冷式非常用発電装置から受電した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。

２．　蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 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

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作することで、蒸気発生器２次側による原子炉の冷却を行う。

３．格納容器内自然対流冷却

(1) 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

当直課長は、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、大容量ポンプを配置、接続し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、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。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

４．大容量ポンプによる代替補機冷却

(1) 大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水

当直課長は、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、大容量ポンプによりＣ充てん／高圧注入ポンプ、Ｂ余熱除去ポンプに補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能回復を図る。

フロントライン系機能喪失時・サポート系機能喪失時

（配慮すべき事項）

○ 優先順位

補助給水ポンプについては、電動補助給水ポンプを優先して使用し、電動補助給水ポンプが使用できなければ、タービン動補助給水ポンプを使用する。

全交流動力電源が喪失した場合は、空冷式非常用発電装置の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、電動補助給水ポンプは起動せず後備の設備として待機させる。

○ 主蒸気逃がし弁操作時の環境条件

現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は運転員等の負担軽減を図るとともに現場

の環境が悪化した場合でも対応が可能となるため、使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し、中央制御室からの遠隔操作を行う。なお、状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。

○ 電源確保

全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電装置により電動補助給水ポンプへ給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 燃料補給

大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に実施する。燃料補給の手順は、表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照。

表－６（３号炉および４号炉）

操作手順

６．原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

① 方針目的

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）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、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器圧力および温度を低下させることを目的とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。

② 対応手段等

炉心損傷前

フロントライン系機能喪失時

１．格納容器内自然対流冷却

(1) 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

当直課長は、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、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、または格納容器スプレイ再循環運転時に格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）により加圧し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却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。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置等によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

２．代替格納容器スプレイ

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、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、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等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は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

炉心損傷前

サポート系機能喪失時

１．代替格納容器スプレイ

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、１次冷却材喪失事象が発生し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ格納容器へのスプレイができない場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器へのスプレイができない場合および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、空冷式非常用発電装置から受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等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は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

２．格納容器内自然対流冷却

(1) 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

当直課長は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に格納容器内の冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、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。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

炉心損傷後

フロントライン系機能喪失時

１．　格納容器内自然対流冷却

(1) 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

当直課長は、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、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）により加圧し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却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。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置等によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

２．代替格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器圧力が最高使用圧力以上、かつ格納容器スプレイ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および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、以下の手順により格納容器へスプレイする。

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等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は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(2) 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

当直課長は、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。

炉心損傷後

サポート系機能喪失時

1．代替格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に全交流動力電源または原子炉補機冷却機能が喪失し、さらに格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ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、以下の手順により格納容器へスプレイする。

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等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は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(2) 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

当直課長は、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。

2．格納容器内自然対流冷却

(1) 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

当直課長は、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または原子炉補機冷却機能喪失が発生し、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、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。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

特重施設による対応

当直課長は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設により格納容器へスプレイする。

炉心損傷前 フロントライン系機能喪失時・炉心損傷前 サポート系機能喪失時・
炉心損傷後 フロントライン系機能喪失時・炉心損傷後 サポート系機能喪失時

（配慮すべき事項）

○ 格納容器内冷却

(1) 水素濃度

炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa 低下すれば停止する手順とすることで、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、可搬型格納容器内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、測定による水素濃度が 8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

(2) 注水量の管理

格納容器内の冷却および溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却を目的とした格納容器へのスプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内自然対流冷却に影響しない高さまで達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

○ 放射性物質濃度低減

炉心損傷後において、代替格納容器スプレイ手段を用いて格納容器へスプレイすることにより、格納容器内の圧力および温度を低下させるとともに粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。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。

○ 電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプに給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 燃料補給

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車および大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に実施する。

○ 燃料の管理

重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（重油）として、表－１４「電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯油そうの備蓄量を管理する。

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

表－７（３号炉および４号炉）

操作手順

７．原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

① 方針目的

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（以下、「格納容器」という。）の破損を防止するため、格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器内の圧力および温度を低下させることを目的とする。

② 対応手段等

交流動力電源および原子炉補機冷却機能　健全

１．格納容器スプレイ

(1) 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上、かつ格納容器スプレイポンプが起動していない場合、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。

２．格納容器内自然対流冷却

(1) 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

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上、かつ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、原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）により加圧し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取り付け後、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却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。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置等によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

３．代替格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器圧力が最高使用圧力以上、かつ格納容器スプレイ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および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、以下の手順により格納容器へスプレイする。

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等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は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(2) 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

当直課長は、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。

（配慮すべき事項）

○ 優先順位

交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合、格納容器の圧力および温度を低下させる効果が最も大きい格納容器スプレイを優先する。次に、継続的な冷却および格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、代替格納容器スプレイを行う。

○ 水素濃度

炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa 低下すれば停止する手順とすることで、大規模な水素燃焼の発生を防止する。また、水素濃度は、可搬型格納容器内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、測定による水素濃度が 8vol％（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

○ 注水量の管理

格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内自然対流冷却に影響しない高さになれば格納容器スプレイを停止し格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

○ 電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプへ給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

全交流動力電源または原子炉補機冷却機能　喪失

１．格納容器内自然対流冷却

(1) 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

当直課長は、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または原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器内の圧力および温度を低下させるために、大容量ポンプを配置、接続し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、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。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

２．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または原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、格納容器内の圧力および温度を低下させるために、以下の手順により格納容器へスプレイする。

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等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は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(2) 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

当直課長は、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。

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、継続的な冷却および格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、大容量ポンプを用いた格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却は大容量ポンプの使用準備に時間を要することから、この間に格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、代替格納容器スプレイを行う。

○ 水素濃度

炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで、大規模な水素燃焼の発生を防止する。また、水素濃度は、可搬型格納容器内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、測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

○ 注水量の管理

格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内自然対流冷却に影響しない高さになれば格納容器スプレイを停止し格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

○ 電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプへ給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 燃料補給

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車および大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給

間隔を目安に実施する。
燃料補給の手順は、表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照。

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応
送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

特重施設による対応

○ 当直課長は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設により格納容器へスプレイする。

○ 重大事故等対処設備の機能喪失等により格納容器の圧力が高いなど、必要な場合には、「２．大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の対応へ移行し、迅速かつ適切に格納容器破損防止対策に係る[redacted]によるベント操作を実施する。

表－８（３号炉および４号炉）

操作手順

８．原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

① 方針目的

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（以下、「格納容器」という。）の破損を防止するため、格納容器スプレイおよび代替格納容器スプレイにより、溶融し格納容器の下部に落下した炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）の抑制および溶融炉心が拡がり格納容器バウンダリへの接触を防止することを目的とする。
また、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延または防止するため、炉心注水および代替炉心注水により、発電用原子炉（以下、「原子炉」という。）を冷却することを目的とする。

② 対応手段等

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却
交流動力電源および原子炉補機冷却機能　健全

１．格納容器スプレイ

(1) 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、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。溶融炉心を冠水するために十分な水位を確保し、維持する。

２．代替格納容器スプレイ

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内への注水機能が喪失し、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を格納容器へスプレイする。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、恒設代替低圧注水ポンプを停止し、その後は水位を維持する。恒設代替低圧注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

（配慮すべき事項）

○ 原子炉下部キャビティの水位監視

溶融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を監視するため、格納容器へのスプレイ時は原子炉下部キャビティ水位計の作動により確認する。

○ 電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプに給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

全交流動力電源または原子炉補機冷却機能　喪失

１．　代替格納容器スプレイ

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、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また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冠水するために十分な水位がない場合、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を格納容器へスプレイする。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、恒設代替低圧注水ポンプを停止し、その後は水位を維持する。恒設代替低圧注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(配慮すべき事項)

○ 恒設代替低圧注水ポンプの注水先について

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また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等を格納容器へスプレイする。

○ 原子炉下部キャビティの水位監視

溶融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を監視するため、格納容器へのスプレイ時は原子炉下部キャビティ水位計の作動により確認する。

○ 電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプに給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

特重施設による対応

当直課長は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設により格納容器へスプレイする。

溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止

交流動力電源および原子炉補機冷却機能　健全

１．炉心注水

当直課長は、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または防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) 充てん／高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプによる高圧または低圧注入ラインを使用した炉心注水

当直課長は、充てん／高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプにより高圧または低圧注入ラインを使用して、燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。

(2) 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

当直課長は、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

替用水タンク水等を原子炉へ注水する。充てん／高圧注入ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

２．代替炉心注水

当直課長は、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または防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) 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

当直課長は、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。

(2) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。恒設代替低圧注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

（配慮すべき事項）

○ 電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプに給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

全交流動力電源または原子炉補機冷却機能　喪失

１．代替炉心注水

当直課長は、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また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または防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。恒設代替低圧注水ポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

(2) Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置により受電した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等を原子炉へ注水する。Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の水源は、燃料取替用水タンクまたは復水タンクを使用する。

（配慮すべき事項）

○ 電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプに給電する。全交流動力電源喪失時は、代替電源設備によりＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）へ給電す

る。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。
特重施設による対応 当直課長は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設により原子炉へ注水する。

表－９（３号炉および４号炉）

操作手順

９．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等

① 方針目的

炉心の著しい損傷が発生した場合に、ジルコニウム－水反応および水の放射線分解による水素が、原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内に放出された場合においても水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減および水素濃度監視を行うことを目的とする。

② 対応手段等

水素濃度低減

１．静的触媒式水素再結合装置

当直課長は、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、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置の温度指示上昇により確認する。常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置の指示値を確認する。

２．原子炉格納容器水素燃焼装置

当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失した場合は、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、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。また、原子炉格納容器水素燃焼装置の作動状況を、原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の温度指示の上昇により確認する。常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の指示値を確認する。

水素濃度監視

１．可搬型格納容器内水素濃度計測装置

当直課長は、炉心出口温度が 350℃以上または格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示が 1×10^{5}mSv/h 以上に到達した場合、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型格納容器ガス試料圧縮装置を起動し、可搬型格納容器内水素濃度計測装置を起動後、格納容器内の水素濃度を確認する。

当直課長は、全交流動力電源喪失および原子炉補機冷却機能喪失時は、空冷式非常用発電装置からの給電操作および可搬型格納容器内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプおよび可搬型格納容器ガス試料圧縮装置を起動し、可搬型格納容器内水素濃度計測装置を起動後、格納容器内の水素濃度を確認する。

常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度を確認する。

水素濃度低減・水素濃度監視

（配慮すべき事項）

○ 電源確保

全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合、代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備および水素濃度監視に使用する設備に給電する。代替電源設備により給電する手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 原子炉格納容器水素燃焼装置の起動条件

炉心損傷の判断後に、電源の回復が炉心出口温度 350 ℃ 到達後 60 分を経過した場合および炉心損傷の判断に係るパラメータの確認ができない状況では、緊急時対策本部においてプラント情報等により、水素爆轟による原子炉格納容器破損の可能性を判断するとともに、原子炉格納容器水素燃焼装置起動による原子炉格納容器の健全性への影響を判断して起動可否を決定する。

表－１０（３号炉および４号炉）

操作手順

１０．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等

① 方針目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）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も、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出および水素濃度監視を行うことを目的とする。

② 対応手段等

水素排出

１．アニュラス空気浄化ファン起動による水素排出

当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス空気浄化ファンが起動し、アニュラス内の水素を含むガスがアニュラスから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されていることを、アニュラス内の圧力の低下にて確認する。当直課長は、全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合は、Ａアニュラス空気浄化系の弁に窒素ボンベ（アニュラス浄化排気弁等作動用）から代替制御用空気を供給し系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、Ａアニュラス空気浄化ファンを運転する。

水素濃度監視

１．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

当直課長は、炉心の損傷を判断した場合、アニュラス内の水素濃度を、格納容器内の水素濃度および格納容器からアニュラスへの漏えい率により推定し監視する。

可搬型格納容器内水素濃度計測装置を用いた格納容器内水素濃度の測定を行い、炉心損傷判断からの経過時間、格納容器内水素濃度の測定値ならびに格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）およびアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計の線量率の比により推定したアニュラスへの漏えい率により、関係図から格納容器内水素濃度の推移を推定し、アニュラス内の水素濃度を推定する。

アニュラス内の放射線量の推定は、多様性拡張設備である格納容器排気筒高レンジガスモニタが使用可能であれば、アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計よりも優先して使用する。

水素排出・水素濃度監視

（配慮すべき事項）

○ アニュラス内水素濃度計測装置

多様性拡張設備であるアニュラス内水素濃度計測装置は、炉心損傷後の高放射線および高温下では、指示値に影響があることから参考値として扱う。

アニュラス内水素濃度計測装置の指示値を参考にする場合は、計器類の環境特性を考慮する。

○ 電源確保

全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合、代替電源設備によりアニュラス空気浄化設備に給電する。給電する手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

表－１１（３号炉および４号炉）

操作手順

１１．使用済燃料ピットの冷却等のための手順等

① 方針目的

使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合、使用済燃料ピット内の燃料体または使用済燃料（以下、「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線の遮へい、および臨界を防止するため使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットの監視を行うことを目的とする。

使用済燃料ピット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ピットの水位が異常に低下した場合、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため使用済燃料ピットへのスプレイ、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水、使用済燃料ピットの監視を行うことを目的とする。

② 対応手段等

使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能の喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時

１．海水からの使用済燃料ピットへの注水

緊急時対策本部は、使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し、計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合もしくは使用済燃料ピット温度が 50 ℃ を超える場合、または使用済燃料ピット水位が計画外に EL +32.26 m 以下まで低下している場合、送水車により海水を使用済燃料ピットへ注水する。

（配慮すべき事項）

〇送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時

１．使用済燃料ピットへのスプレイおよび放水

緊急時対策本部は、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し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以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合、以下の手段により、使用済燃料ピットへスプレイまたは原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。

(1) 送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ

緊急時対策本部は、送水車およびスプレイヘッダにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする。

(2) 大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による使用済燃料ピットへの放水

緊急時対策本部は、原子炉補助建屋の損壊また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原子炉補助建屋に近づけない場合、大容量ポンプ（放水砲用）およ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。

（配慮すべき事項）

○送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

重大事故等時における使用済燃料ピットの監視時

１．使用済燃料ピットの監視

当直課長は、使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時、または使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時、常設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）および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監視を行う。また、計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合もしくは使用済燃料ピット温度 50 ℃ を超える場合、または使用済燃料ピット水位が計画外に EL +32.26 m 以下まで低下している場合、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および使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置の運搬、設置および接続を行い、使用済燃料ピットの監視を行う。

使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型設備の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を各計器がオーバーラップして監視する。直流電源が喪失している場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型設備の指示を確認する。

(1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視

当直課長は、常用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）および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監視を行う。

(2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

当直課長は、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およ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監視を行う。

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。

使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置は、使用済燃料ピットエリア監視カメラの耐環境性向上のため、空気を供給し冷却を行う。

使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能の喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時・使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時・重大事故等時における使用済燃料ピットの監視時

（配慮すべき事項）

○ 電源確保

全交流動力電源また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。給電の手順は、表―１４「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 燃料確保

送水車および大容量ポンプ（放水砲用）の給油は、定格負荷運転における燃料供給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。

燃料を供給する手順は、表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照。

表－１２（３号炉および４号炉）

操作手順

１２．発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

① 方針目的

炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の損傷また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、大気への拡散抑制、海洋への拡散抑制により、発電所外への放射性物質の拡散を抑制することを目的とする。
また、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、泡消火により、消火することを目的とする。

② 対応手段等

炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損

１．大気への拡散抑制

(1) 大容量ポンプ、放水砲による大気への拡散抑制

緊急時対策本部は、炉心出口温度 350 ℃ 以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）が 1×10^{5} mSv/h 以上となり、原子炉格納容器へのスプレイが確認できない場合、大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲により海水を原子炉格納容器およびアニュラス部へ放水する。

２．海洋への拡散抑制

(1) シルトフェンスによる海洋への拡散抑制

緊急時対策本部は、原子炉格納容器およびアニュラス部へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、発電所から海洋に流出する 5 箇所（取水路側 1 箇所、放水口側 4 箇所）にシルトフェンスを設置する。

貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷

１．大気への拡散抑制

緊急時対策本部は、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以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、以下の手順により、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。

(1) 送水車およびスプレイヘッダによる大気への拡散抑制

緊急時対策本部は、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づける場合、送水車およびスプレイヘッダ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。

(2) 大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による大気への拡散抑制

緊急時対策本部は、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊または使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合、スプレイよりも射程距離が大きい大容量ポンプ（放水砲用）およ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。

２．海洋への拡散抑制

(1) シルトフェンスによる海洋への拡散抑制

緊急時対策本部は、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、発電所から海洋に流出する 5 箇所（取水路側 1 箇所、放水口側 4 箇所）にシルトフェンスを設置する。

（配慮すべき事項）

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

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

１．航空機燃料火災への泡消火

(1) 大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲および泡混合器による航空機燃料火災への泡消火

緊急時対策本部は、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、大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲を用いて、海水を泡混合器で泡消火剤と混合しながら放水することで航空機燃料火災への泡消火を実施する。

炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損・貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷・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

（配慮すべき事項）

○ 燃料補給

送水車および大容量ポンプ（放水砲用）への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。

送水車および大容量ポンプ（放水砲用）への燃料補給の手順は、表―６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照。

特重施設による対応

放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合には、「２．大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の対応へ移行し、迅速かつ適切に放射性物質の放出を低減するための対策に係るフィルタベント操作を実施する。

表－１３（３号炉および４号炉）

操作手順

１３．重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

① 方針目的

設計基準事故の収束に必要な水源である燃料取替用水タンク、復水タンク等とは別に重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源として、淡水源および海水等を確保することを目的とする。

設計基準事故対処設備および重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するため、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）のための代替手段および復水タンクへの供給、炉心注水および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）スプレイのための代替手段および燃料取替用水タンクへの供給、格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転、使用済燃料ピットへの水の供給、使用済燃料ピットからの大量の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイおよび原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水ならびに炉心の著しい損傷および格納容器破損時の格納容器およびアニュラス部への放水のための水の供給を行うことを目的とする。

② 対応手段等

蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）のための代替手段および復水タンクへの供給

１．復水タンクへの供給ができない場合の代替手段

(1) １次冷却系のフィードアンドブリード

当直課長は、重大事故等の発生により、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）手段の水源となる復水タンクの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合、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１次冷却材を放出する操作を組み合わせた１次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。

２．復水タンクへの補給

(1) 海水を用いた復水タンクへの補給

当直課長は、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、送水車により海水を水源として復水タンクへ補給する。

（配慮すべき事項）

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

炉心注水のための代替手段および燃料取替用水タンクへの供給

１．燃料取替用水タンクへの供給ができない場合の代替手段

当直課長は、重大事故等の発生により、炉心注水の水源となる燃料取替用水タンクの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合、以下の手段により、原子炉に注水する。

(1) 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替

当直課長は復水タンクを水源とし恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水により原子炉に注水する。

(2) 燃料取替用水タンクから海水への水源切替

当直課長は、海水を水源とし可搬式代替低圧注水ポンプにより原子炉に注水する。

２．燃料取替用水タンクへの補給

(1) 復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給

当直課長は、重大事故等の発生時において、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。

（配慮すべき事項）

○ 送水車吸込ロストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

格納容器スプレイのための代替手段および燃料取替用水タンクへの供給

１．燃料取替用水タンクへの供給ができない場合の代替手段

当直課長は、重大事故等の発生により、格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合、以下の手段により、格納容器にスプレイする。

(1) 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替

当直課長は、復水タンクを水源とし恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイにより格納容器にスプレイする。また、送水車により復水タンクに海水を補給する。

(2) 燃料取替用水タンクから海水への水源切替

当直課長は、海水を水源とし可搬式代替低圧注水ポンプにより格納容器へスプレイする。

２．燃料取替用水タンクへの補給

(1) 復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給

当直課長は、重大事故等の発生時において、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。

（配慮すべき事項）
○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応
送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転

１．代替再循環運転

当直課長は、重大事故等の発生による格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転において、余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注水機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。

(1) 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

当直課長は、Ａ格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）および格納容器スプレイ冷却器による代替再循環運転により原子炉へ注水する。

原子炉へ注水する手順は、表―４「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等」参照。

(2) 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）および大容量ポンプによる高圧代替再循環運転

当直課長は、全交流動力電源が喪失し、原子炉冷却機能が喪失した場合は、大容量ポンプによる代替補機冷却により冷却水を確保し、Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）および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へ注水する。

原子炉へ注水する手順は、表―４「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等」参照。

(3) Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

当直課長は、全交流動力電源が喪失し、原子炉冷却機能が喪失した場合は、大容量ポンプによる代替補機冷却により冷却水を確保し、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へ注水する。

原子炉へ注水する手順は、表―４「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等」参照。

使用済燃料ピットへの水の供給

１．海水から使用済燃料ピットへの注水

緊急時対策本部は、使用済燃料ピットの冷却機能または注水機能が喪失し、また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、海水を水源として送水車により使用済燃料ピットへ注水する。

使用済燃料ピットへの注水の手順は、表―１１「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」参照。

（配慮すべき事項）

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイおよび放水

緊急時対策本部は、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以下で水位低下が継続する場合、以下の手順により使用済燃料ピットへスプレイまたは原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。

１．送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ

緊急時対策本部は、送水車およびスプレイヘッダにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする。

使用済燃料ピットへスプレイを行う手順は、表―１１「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」参照。

２．大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による使用済燃料ピットへの放水

緊急時対策本部は、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊または使用済燃料ピットエリアモニタの指示値上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲により、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ海水を放水する。なお、海水を使用する際、取水箇所は取水路、海水ポンプ前および放水口から取水箇所を選定し使用する。

大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲等を使用して使用済燃料ピットへ放水を行う手順は、表―１２「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照。

（配慮すべき事項）

○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

炉心の著しい損傷および格納容器破損時の格納容器およびアニュラス部への放水

１．大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による格納容器およびアニュラス部への

放水

緊急時対策本部は、重大事故等が発生し、炉心出口温度が 350 ℃ 以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）が 1×10^{5} mSv/h 以上となり、格納容器へのスプレイが確認できない場合、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲により海水を格納容器およびアニュラス部へ放水する。

大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲を使用して、海水を格納容器およびアニュラス部へ放水を行う手順は、表―１２「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照。

蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）のための代替手段および復水タンクへの供給・炉心注水のための代替手段および燃料取替用水タンクへの供給・格納容器スプレイのための代替手段および燃料取替用水タンクへの供給・格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転・使用済燃料ピットへの水の供給・使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイおよび放水・炉心の著しい損傷および格納容器破損時の格納容器およびアニュラス部への放水

（配慮すべき事項）

○ 燃料補給

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車および大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。重大事故等発生時 7 日間運転継続するために必要な燃料（重油）として、燃料油貯油そうの備蓄量を管理する。

表－１４（３号炉および４号炉）

操作手順
１４．電源の確保に関する手順等

① 方針目的

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷および運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源（交流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電を行うこと目的とする。

② 対応手段等

代替電源（交流）の給電

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電し、電圧計により受電したことを確認する。

１．空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電

当直課長は、空冷式非常用発電装置から受電準備を行った後、空冷式非常用発電装置により給電する。

２．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

緊急時対策本部は、他号炉のディーゼル発電機が非常用高圧母線の電圧にて健全であることを確認した場合、号機間電力融通恒設ケーブルを使用し給電する。

３．電源車による代替電源（交流）からの給電

緊急時対策本部は、電源車から受電準備を行った後、電源車を起動し給電する。

４．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

緊急時対策本部は、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ない場合は、配備している号機間電力融通予備ケーブルを使用し給電する。

特重施設による対応

当直課長は、特重施設による事故対処に影響が及ばない範囲で、特重施設の電源設備から非常用高圧母線へ給電する。

代替電源（直流）による給電

１．蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、蓄電池（安全防護系用）により非常用直流母線へ自動で給電されていることを確認する。あわせて、全交流動力

電源喪失発生後１時間を目安に中央制御室で不要直流負荷の切り離しを行い、8 時間以降に現場にてさらに不要直流負荷の切り離しを行う。

２．蓄電池（３系統目）による代替電源（直流）からの給電

当直課長は、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）による代替電源から給電する。あわせて、プラントの状態監視等に必要な直流負荷の切替えを行う。

３．可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電

緊急時対策本部は、蓄電池（安全防護系用）および蓄電池（３系統目）の電圧が低下する前までに、代替電源（交流）および可搬式整流器により非常用直流母線へ給電する。

代替所内電気設備による給電

１．代替所内電気設備による交流および直流の給電（空冷式非常用発電装置）

緊急時対策本部は、所内電気設備が共通要因で機能を失った場合、少なくとも１系統は機能の維持および人の接近性を確保するために、空冷式非常用発電装置から代替所内電気設備変圧器、代替所内電気設備分電盤および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へ給電する。

代替電源（交流）の給電・代替電源（直流）による給電・
代替所内電気設備による給電

（配慮すべき事項）

○ 燃料補給

(1) 空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給

緊急時対策本部は、空冷式非常用発電装置または電源車への給油は、負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。

○ 燃料の管理

重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（重油）として、表―６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」および表－１８「緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料（重油）も含め、燃料油貯油そうの備蓄量を管理する。

○ 悪影響防止

受電後の蓄電池の充電による水素発生防止のため、蓄電池（安全防護系用）を用いた場合には、蓄電池室排気ファン用ダンパおよび中間建屋給気ファン用ダンパを「開」とし、蓄電池室排気ファンおよび中間建屋給気ファンの起動により、蓄電池室の換気を行う。蓄電池（３系統目）を用いた場合には、蓄電池室（３系統目用）の換気を行う。

表－１５（３号炉および４号炉）

操作手順
１５．事故時の計装に関する手順等

① 方針目的

重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等の対処として監視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するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録することを目的とする。

② 対応手段等

監視機能の喪失

１．計器故障時のパラメータ推定

当直課長は、パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ（原子炉容器内の温度、圧力および水位、ならびに原子炉容器および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）への注水量等）または有効な監視パラメータを計測する計器が故障により、計測することが困難となった場合、以下の手段により当該パラメータを推定する。

(1) パラメータ監視の手順

ａ．発電用原子炉施設の状態を把握するために必要とする重要な監視パラメータについて、他チャンネルまたは他ループの計器がある場合は、当該計器により当該パラメータを計測する。

ｂ．パラメータ選定にて選定した重要代替パラメータ（他チャンネルおよび他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を除く。）の値を用いて以下の方法で推定する。

(a) 同一物理量で推定（温度、圧力、水位、流量、放射線量）
(b) 水位を注水源もしくは注入先の水位変化または注水量から推定
(c) 流量を注水先または注水源の水位変化を監視することにより推定
(d) 除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定
(e) １次冷却系からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視することにより推定
(f) 圧力と温度を水の飽和状態の関係から推定
(g) ほう素濃度と炉心の未臨界性から推定
(h) 装置の動作特性により推定
(i) その他評価したパラメータの相関関係により推定

(2) 代替パラメータの推定方法

計器故障時、当該パラメータの他チャンネルまたは他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測する。

２．計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定

原子炉容器内の温度、圧力および水位、ならびに原子炉容器および格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超え

るものは、原子炉容器内の温度と水位である。

当直課長は、原子炉容器内の温度および水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、原子炉施設の状態を推定する。

(1) 原子炉容器内の温度

当直課長は原子炉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を超えた場合、可搬型計測器を接続し、検出器の抵抗を計測し、換算表を用いて温度へ変換する。

(2) 原子炉容器内の水位

当直課長は、原子炉容器内の水位のパラメータである加圧器水位が低下して計測範囲を超えた場合は、原子炉水位で計測する。

（配慮すべき事項）

○ パラメータの選定

炉心損傷防止対策および格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは、事象の判別を行う運転手順書の判断基準、炉心の著しい損傷および格納容器破損を防止する運転手順書の適用条件、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書の適用条件および技術的能力に係る審査基準 1.1～1.10、1.13、1.14 のパラメータより選定する。

選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉容器内の温度、圧力および水位、原子炉容器および格納容器への注水量、格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率、未臨界の維持または監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保およびアニュラス内の水素濃度）は、以下のとおり分類する。

(1) 重要な監視パラメータ　：主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測するパラメータをいう。

(2) 有効な監視パラメータ：主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器で計測されるが、計測することが困難となった場合でも重大事故等対処設備の計器で計測される代替パラメータを有するものをいう。

(3) 補助的な監視パラメータ：原子炉施設の状況や重大事故等対処設備の運転状態等を補助的に監視するパラメータをいう。

さらに、次のとおり重要代替パラメータを選定する。

(4) 重要代替パラメータ：重要な監視パラメータの代替パラメータのうち、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（当該重要な監視パラメータの他チャンネルおよび他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器含む。）ならびに有効な監視パラメータの代替パラメータを計測する重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器により計測されるパラメータをいう。

○ 原子炉施設の状態把握

設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力として、重要な監視パラメータおよび重要代替パラメータを計測する計器の計測範囲ならびに計器の個数を社内標準に明確に定める。

○ 確からしさの考慮

圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないとパラメータに不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況および事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。

格納容器内の水素濃度を装置の動作特性を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。

アニュラス内の水素濃度を推定する場合は、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。

なお、代替パラメータによる推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

計器電源の喪失

１．計器電源の喪失時の対応

当直課長は、直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータを計測または監視する。

(1) 全交流動力電源喪失および直流電源喪失

当直課長は、全交流動力電源喪失により計測に必要な計器電源が喪失した場合、空冷式非常用発電装置、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（３系統目）、電源車等の運転により、計器へ給電する。

代替電源の供給ができない場合は、特に重要なパラメータとして、パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータおよび重要代替パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位および流量に係るものについて、可搬型計測器を接続し計測する。ただし、可搬型計測器を用いずに直接確認できるものは現場で確認する。

また、可搬型計測器の計測値を工学値に換算する換算表を準備する。

可搬型計測器による計測においては、計測の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか１つの適切なパラメータを選定し計測または監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか１つの適切なパラメータを選定し、計測または監視する。

（配慮すべき事項）

○ 電源確保

全交流動力電源および直流電源喪失時は、空冷式非常用発電装置、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（３系統目）、電源車等の運転により、計器へ給電する。

給電の手順は、表―１４「電源の確保に関する手順等」参照。

重大事故等時のパラメータを記録する手順

緊急時対策本部は、パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータおよび重要代替パラメータ（格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度および放射線量率等）は、安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）、ＳＰＤＳ表示装置または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。

安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）、ＳＰＤＳ表示装置およ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。

（配慮すべき事項）

○ 原子炉施設の状態把握

設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力として、重要な監視パラメータおよび重要代替パラメータを計測する計器の計測範囲ならびに計器の個数を社内標準に明確に定める。

特重施設による対応

当直課長は、特重施設による対応が必要と判断した場合、特重施設の計装設備によりプラント状態を把握する。

表－１６（３号炉および４号炉）

操作手順
１６．中央制御室の居住性に関する手順等

① 方針目的

重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備および資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止、放射性物質の濃度低減を図ることを目的とする。

② 対応手段等

居住性の確保

当直課長は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を７日間で 100 mSv を超えないよう、中央制御室遮蔽および中央制御室空調装置の外気を遮断した閉回路循環運転（以下、「中央制御室換気隔離モード」という。）により、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とともにマネジメント（マスク等）による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。

１．中央制御室空調装置の運転手順等

当直課長は、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、中央制御室換気隔離モードでの運転を行い、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およ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、代替交流電源設備により受電し中央制御室空調装置を運転する。

(1) 交流動力電源が正常な場合

当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号の発信または中央制御室エリアモニタ指示値上昇による中央制御室換気隔離信号の発信を確認した場合、中央制御室空調装置が中央制御室換気隔離モードで運転中であることを確認する。

また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度または二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気の取り入れを実施する。

(2) 全交流動力電源が喪失した場合

当直課長は、全交流動力電源喪失により、中央制御室空調装置が中央制御室換気隔離モードにできない場合は、手動によるダンパの開操作により中央制御室換気隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中央制御室空調装置を運転する。

また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度または二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気の取り入れを実施する。

２．中央制御室の照明を確保する手順

当直課長は、全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明（ＳＡ）の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備による給電後、可搬型照明（ＳＡ）を可搬型照明用電源に接続し中央制御室の照明を引き続き確保する。

３．中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定手順

当直課長は、中央制御室空調装置が中央制御室換気隔離モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行う。

４．その他の放射線防護措置等に関する手順等

(1) 重大事故等時の全面マスクの着用手順

当直課長は、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合、炉心損傷の兆候が見られた場合または発電所対策本部長が必要と判断した場合は、運転員等の内部被ばくを低減するため、全面マスクの着用を指示する。

(2) 重大事故等時の運転員等の被ばく低減および被ばく線量の平準化

当直課長は、運転員等の被ばく低減および被ばく線量の平準化のため、発電所対策本部長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を確立する。

また、交代要員は運転員等の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばくの低減を図る。

汚染の持ち込み防止

１．チェンジングエリアの設置手順

緊急時対策本部は、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に、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイおよ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を恒設化し、速やかに使用できるようにする。

緊急時対策本部は、全交流動力電源喪失時にチェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は可搬型照明（ＳＡ）の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備により給電後、可搬型照明（ＳＡ）を電源に接続しチェンジングエリアの照明を引き続き確保する。

放射性物質の濃度低減

１．アニュラス空気浄化設備の運転手順等

当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、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がアニュラスから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されていることを、アニュラス内圧力の低下にて確認する。

当直課長は、全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合は、Ａアニュラス空気浄化系の弁に窒素ボンベ（アニュラス浄化排気弁等作動用）から代替制御用空気を供給し系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、Ａアニュラス空気浄化ファンを運転する。

（配慮すべき事項）

○ 優先順位

事故時において、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合は、アニュラス空気浄化ファンの自動起動を確認する。自動起動していない場合は、手動によりアニュラス空気浄化ファンを起動する。また、全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合、空冷式非常用発電装置からの受電および窒素ボンベ（アニュラス浄化排気弁等作動用）を用いたＡアニュラス空気浄化ファンの起動操作を実施する。

居住性の確保・汚染の持ち込み防止・放射性物質の濃度低減

（配慮すべき事項）

○ 放射線管理

チェンジングエリアでは、現場作業を行う運転員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染により廃水が発生した場合は、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。

○ 電源確保

全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により中央制御室空調装置および可搬型照明（ＳＡ）へ給電する。給電の手順は、表―１４「電源の確保に関する手順等」参照。

全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合、代替電源設備によりアニュラス空気浄化設備に給電する。給電する手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

表－１７（１号炉、２号炉、３号炉および４号炉）

操作手順
１７．監視測定等に関する手順等

① 方針目的

重大事故等が発生した場合に発電所およびその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度および放射線量を監視し、および測定し、ならびにその測定結果を記録するため、放射性物質の濃度および放射線量を測定することを目的とする。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、およびその測定結果を記録するため風向、風速その他の気象条件を測定することを目的とする。

② 対応手段等

放射性物質の濃度および放射線量の測定

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合に、発電所およびその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度および放射線量を監視し、および測定し、ならびにその測定結果を記録する。

重大事故等時の放射性物質の濃度および放射線量の測定頻度については、可搬式モニタリングポスト（モニタステーションおよびモニタポストが使用できる場合はモニタステーションおよびモニタポストを使用）を用いた放射線量の連続測定を行う。また、放射性物質の濃度の測定（空気中、水中、土壌中）および海上モニタリングは、1回／日以上を目安とするが、測定頻度は原子炉施設の状態および放射性物質の放出状況を考慮し変更する。

１．モニタステーションおよびモニタポストによる放射線量の測定

緊急時対策本部は、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およびモニタポストにより監視し、および測定し、ならびにその測定結果を記録する。

２．可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定

緊急時対策本部は、可搬式モニタリングポストにより放射線量を監視し、および測定し、ならびにその測定結果を記録する。

３．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

緊急時対策本部は、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、発電所山岳およ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、および測定し、ならびにその測定結果を記録する。

４．放射性物質の濃度の代替測定

(1) 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

緊急時対策本部は、重大事故等時の放射性物質の濃度（空気中）について、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、および測定し、ならびにその測定結果を記録する。

放射性物質の濃度（空気中）の測定は、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）および多様性拡張設備である移動式放射能測定装置（モニタ車）を使用する。

５．可搬型放射線測定装置等による放射性物質の濃度および放射線量の測定

緊急時対策本部は、重大事故等時の発電所およびその周辺（周辺海域を含む。）における、放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）および放射線量について、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およびβ線サーベイメータ）および電離箱サーベイメータにより監視し、および測定し、ならびにその測定結果を記録する。

周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。

(1) 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

緊急時対策本部は、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およ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。

(2) 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

緊急時対策本部は、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、また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を測定する。

(3) 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

緊急時対策本部は、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およ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。

(4) 海上モニタリング測定

緊急時対策本部は、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および可搬型放射線計測装置により放射性物質の濃度および放射線量を測定する。

６．バックグラウンド低減対策等

(1) モニタステーション、モニタポストおよび可搬式モニタリングポストのバックグラウンド低減対策

緊急時対策本部は、事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策を行う。

ａ．重大事故等により放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタステーション、モニタポストおよび可搬式モニタリングポストの検出器の養生を行う。
ｂ．放射性物質の放出によりモニタステーション、モニタポストまたは可搬式モニタリングポスト配置場所周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、測定設備の除染、周辺の土壌撤去、樹木の伐採等を行い、バックグラウンドレベルを低減する。

(2) 放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策

緊急時対策本部は、重大事故等発生後の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し、可搬型放射線計測装置が測定不能になった場合、可搬型放射線計測装置の検出器周囲を遮蔽材で囲むこと等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。

(3) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

緊急時対策本部は、重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定されるモニタリング計画にしたがい、資機材の支援およびモニタリングに係る要員の動員、放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。

風向、風速その他の気象条件の測定

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、およびその測定結果を記録する。

気象観測設備および可搬型気象観測装置による風向、風速その他気象条件の測定は、連続測定を行う。

１．可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定

緊急時対策本部は、重大事故等時の風向、風速その他気象条件を可搬型気象観測装置により測定し、およびその測定結果を記録する。

また、風向、風速その他気象条件は、可搬型気象観測装置または多様性拡張設備である気象観測設備を使用し測定する。

２．気象観測設備による気象観測項目の測定

緊急時対策本部は、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、およびその測定結果を記録する。

モニタステーションおよびモニタポストへの代替交流電源設備からの給電

緊急時対策本部は、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およびモニタポストへ給電する。

給電の手順は、表―１４「電源の確保に関する手順等」参照。

モニタステーションおよびモニタポストは、電源が喪失した状態から給電した場合は、自動的に放射線量の連続測定を開始する。

表－１８（１号炉、２号炉、３号炉および４号炉）

操作手順
１８．緊急時対策所の居住性等に関する手順等

① 方針目的

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緊急時対策本部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、発電所の内外の通信連絡を行う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緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な、居住性の確保、必要な指示および通信連絡、必要な数の要員の収容、代替電源設備からの給電を行うことを目的とする。

② 対応手段

居住性の確保

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所非常用空気浄化ファンおよび緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット（以下「緊急時対策所可搬型空気浄化装置」という。）による放射性物質の侵入低減、空気供給装置による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員等の被ばく線量を７日間で 100mSv を超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。

１．緊急時対策所の立上げの手順

緊急時対策本部要員は、緊急時対策所を使用し、緊急時対策本部を設置するための準備として、緊急時対策所を立ち上げる。

(1) 緊急時対策所可搬型空気浄化装置運転手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所非常用空気浄化ファンを接続、起動し、必要な換気を確保するとともに、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタを通気することにより放射性物質の侵入を低減する。

全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備からの給電により、緊急時対策所非常用空気浄化ファンを起動する。

(2) 空気供給装置による空気供給準備手順

緊急時対策本部は、空気供給装置の系統構成を行い、漏えい等がないことを確認し、切替えの準備を行う。

(3) 緊急時対策所内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所の居住性確保の観点から、緊急時対策所内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行う。

２．原子力災害対策特別措置法第 10 条事象発生時の手順

緊急時対策本部は、原子力災害対策特別措置法第 10 条事象が発生した場合に、緊急時対策所内に緊急時対策所内可搬型エリアモニタを設置し、放射線量の測定を開始する。１号炉、２号炉、３号炉および４号炉の原子炉格納容器と緊急時対策所の間に設置する緊急時対策所外可搬型エリアモニタを、緊急時対策所内を加圧するための判断に用いる。

(1) 緊急時対策所内可搬型エリアモニタおよび緊急時対策所外可搬型エリアモニタ設置手順

緊急時対策所内に緊急時対策所内可搬型エリアモニタを、緊急時対策所の外に緊急時対策所外可搬型エリアモニタを設置する。

３．重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等

緊急時対策本部は、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緊急時対策本部要員等を防護し、居住性を確保する措置を行う。

(1) 緊急時対策所にとどまる要員について

プルーム通過中においても、緊急時対策所にとどまる要員は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員、緊急時対応として配備した可搬式代替低圧注水ポンプ等の給油や監視等、プルーム通過後も継続する活動に必要な要員および運転員とする。

(2) 空気供給装置への切替準備手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所外エリアモニタの指示上昇や炉心損傷が生じる等、プルーム放出のおそれがあると判断した場合、パラメータの監視強化および緊急時対策所換気設備切替えのための要員配置を行う。

(3) 空気供給装置への切替手順

緊急時対策本部は、原子炉格納容器からプルームが放出され、１号炉、２号炉、３号炉および４号炉の原子炉格納容器と緊急時対策所の間に設置した緊急時対策所外可搬型エリアモニタまたは緊急時対策所内可搬型エリアモニタの指示値が上昇した場合、速やかに緊急時対策所における緊急時対策所換気設備を緊急時対策所可搬型空気浄化装置から空気供給装置へ切り替えるとともに、緊急時対策所内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定結果に応じ、空気流入量を調整する。

(4) 緊急時対策所可搬型空気浄化装置への切替手順

緊急時対策本部は、１号炉、２号炉、３号炉および４号炉の原子炉格納容器と緊急時対策所の間に設置した緊急時対策所外可搬型エリアモニタおよび緊急時対策所内可搬型エリアモニタの指示が低下し、緊急時対策所周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、緊急時対策所換気設備を空気供給装置から緊急時対策所可搬型空気浄化装置へ切り替える。

必要な指示および通信連絡

緊急時対策本部は、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が、緊急時対策所の情報収集設備および通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視または収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。

重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所に整備する。当該資料は常に最新となるよう通常時から維持、管理する。

重大事故等が発生した場合、緊急時対策所の通信連絡設備により、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。

全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により緊急時対策所の情報収集設備および通信連絡設備へ給電する。

１．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

緊急時対策本部は、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および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手順を整備する。

２．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

各課（室）長は、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所に整備する。当該資料は常に最新となるよう通常時から維持、管理する。

３．通信連絡に関する手順等

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所の通信連絡設備により、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。

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ための通信連絡設備の使用方法等、必要な手順は、表－１９「通信連絡に関する手順等」参照。

必要な数の要員の収容

緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の緊急時対策本部要員を含めた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。

緊急時対策本部は、これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な資機材、飲料水および食料等を配備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。

１．放射線管理について

(1) 放射線管理用資機材の維持管理について

緊急時対策本部は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対

策本部要員や現場作業を行う緊急時対策本部要員等の対策要員の装備（線量計、マスク等）を配備し、維持、管理し、重大事故等時にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。

(2) チェンジングエリアの運用手順

緊急時対策所は、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイおよ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通常時から設置し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。

(3) 緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの性能の低下など、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの切替えが必要となった場合、待機側へ切り替え、線量に応じ、交換、保管する。

２．飲料水、食料等について

総務課長は、少なくとも外部からの支援なしに１週間活動するために必要な飲料水および食料等を備蓄し、維持、管理する。

代替電源設備からの給電

緊急時対策本部は、非常用母線からの給電喪失時は、代替電源として、電源車（緊急時対策所用）から緊急時対策所へ給電する。

なお、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およびＳＰＤＳ表示装置のうち、１号炉、２号炉、３号炉および４号炉の原子炉補助建屋に設置した機器は、全交流動力電源喪失時において、空冷式非常用発電装置から給電する。

給電の手順は、表―１４「電源の確保に関する手順等」参照。

１．電源車（緊急時対策所用）による給電

非常用母線からの給電喪失時またはその発生に備え、緊急時対策所の電源を確保するため、代替電源設備である電源車（緊急時対策所用）を準備する。非常用母線からの給電喪失時は、電源車（緊急時対策所用）１台を起動し、緊急時対策所へ給電する。

(1) 電源車（緊急時対策所用）準備手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所立上げ時にケーブル接続を行う手順を整備する。

(2) 電源車（緊急時対策所用）起動手順

緊急時対策本部は、非常用母線からの給電喪失時の電源車（緊急時対策所用）の起動手順を整備する。

(3) 電源車（緊急時対策所用）の切替えおよび燃料給油手順

ａ．電源車（緊急時対策所用）の切替手順

緊急時対策本部は、使用中の電源車（緊急時対策所用）に故障等が発生した場合、電源車（緊急時対策所用）の切替えを行う。

ｂ．電源車（緊急時対策所用）燃料タンクへの燃料給油手順

緊急時対策本部は、電源車（緊急時対策所用）を運転し燃料補給が必要となった場合、燃料油貯油そうからタンクローリーへ給油し、電源車（緊急時対策所用）燃料タンクへ補給を行う。

必要な数の要員の収容・代替電源設備からの給電

（配慮すべき事項）

○ 燃料補給

電源車（緊急時対策所用）への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。

重大事故等時７日間連続運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量については、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

表－１９（１号炉、２号炉、３号炉および４号炉）

操作手順

１．通信連絡に関する手順等

① 方針目的

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡設備、発電所外（社内外）との通信連絡設備により発電所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ことを目的とする。

② 対応手段等

発電所内の通信連絡

１．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

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所内）により、運転員等およ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）および緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバーおよび携行型通話装置を使用する。

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。

データ伝送設備（発電所内）により緊急時対策所へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）およびＳＰＤＳ表示装置を使用する。

２．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

緊急時対策本部は、直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止および格納容器破損防止に必要なパラメータ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、現場または中央制御室と緊急時対策所との連絡には衛星電話（固定）および衛星電話（携帯）を使用する。

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。

発電所外（社内外）との通信連絡

１．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

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）により、緊急時対策所の緊急安全対策要員が、緊急時対策所と原子力事業本部、本店、移動式放射能測定装置（モニタ車）、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）、緊急時衛星通報システムおよ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電話およびＩＰ－ＦＡＸ）を使用する。
　全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。
　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）および安全パラメータ伝送システムを使用する。

２．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
　緊急時対策本部は、直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止および格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、緊急時対策所と原子力事業本部、本店、国、地方公共団体等との連絡には衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）およ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電話およびＩＰ－ＦＡＸ）を使用する。
　全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。

発電所内の通信連絡・発電所外（社内外）との通信連絡

（配慮すべき事項）

○ 代替電源設備からの給電
　当直課長は、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電話および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およびＳＰＤＳ表示装置へ給電する。
　給電の手順は、表―１４「電源の確保に関する手順等」および表―１８「緊急時対策所の居住性等に関する手順等」参照。

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（１／７）（３号炉および４号炉）

操作手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
１	（成立性が要求される対応手段なし）	－	－	－
２	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およ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	運転員等（中央制御室、現場）	3	20 分
	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	No. ３にて整備する。		
３	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およ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	No. ２にて整備する。		
	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※１	運転員等（中央制御室、現場）	4	15 分
	窒素ボンベ（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※１	運転員等（中央制御室、現場）	3	35 分
	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	運転員等（中央制御室、現場）	3	35 分
	可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等（中央制御室、現場）	2	41 分
		緊急安全対策要員	2	
４	Ａ格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）による代替炉心注水	運転員等（中央制御室、現場）	2	15 分
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水※１	運転員等（中央制御室、現場）	3	26 分
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転員等（中央制御室、現場）	3	5.5 時間
		緊急安全対策要員	18	
	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※１	運転員等（中央制御室、現場）	2	15 分

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（２／７）（３号炉および４号炉）

操作手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
4	Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水※1	運転員等（中央制御室、現場）	4	85 分
		緊急安全対策要員	3	
	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出	No. ３にて整備する。（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と同様）		
	蓄圧タンクによる炉心注水	運転員等（中央制御室、現場）	2	16 分
5	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	No. ３にて整備する。		
	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	No. ７にて整備する。		
	大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水※1	運転員等（中央制御室、現場）	3	7.5 時間
		緊急安全対策要員	16	
6	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	No. ７にて整備する。		
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ※1	運転員等（中央制御室、現場）	3	26 分
	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	No. ７にて整備する。		
	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	運転員等（中央制御室、現場）	2	5.5 時間
		緊急安全対策要員	18	
	電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への燃料補給	緊急安全対策要員	2	2.3 時間
	大容量ポンプへの燃料補給※1	緊急安全対策要員	2	2.3 時間
	送水車への燃料補給※1	緊急安全対策要員	2	2.3 時間

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（３／７）（３号炉および４号炉）

操作手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
7	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※1	運転員等（中央制御室、現場）	2	87分
		緊急安全対策要員	1	
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	No.６にて整備する。		
	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	No.６にて整備する。		
	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※1	運転員等（中央制御室、現場）	3	7.5時間
		緊急安全対策要員	16	
8	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員等（中央制御室、現場）	3	26分
	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	No.４にて整備する。		
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	No.４にて整備する。		
	Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	No.４にて整備する。		
９	可搬型格納容器内水素濃度計測装置による水素濃度監視※1	運転員等（中央制御室、現場）	4	50分
１０	水素排出（アニュラス空気浄化設備） 全交流動力電源または直流電源が喪失した場合の操作手順※1	運転員等（中央制御室、現場）	2	20分
	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※1	運転員等（中央制御室）	1	50分
		緊急安全対策要員	1	

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（４／７）（３号炉および４号炉）

操作手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
１１	海水から使用済燃料ピットへの注水※1	緊急安全対策要員	5	2時間
	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ	緊急安全対策要員	5	2時間
	大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による使用済燃料ピットへの放水	No.１２にて整備する。 （大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による大気への拡散抑制と同様）		
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視※1	緊急安全対策要員	4	2時間
１２	大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による大気への拡散抑制	緊急安全対策要員	12	3.5時間
	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制	緊急安全対策要員	10	5時間
	送水車およびスプレイヘッダによる大気への拡散抑制	No.１１にて整備する。 （送水車による使用済燃料ピットへのスプレイと同様）		
	大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲および泡混合器による航空機燃料火災への泡消火	緊急安全対策要員	12	3.5時間
１３	海水を用いた復水タンクへの補給※1	緊急安全対策要員	5	90分
	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替（炉心注水時）	運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.7時間
		緊急安全対策要員	3	
	海水を用いた復水タンクへの補給（水源切替後）	海水を用いた復水タンクへの補給と同様。		
	燃料取替用水タンクから海水への水源切替（炉心注水時）	No.４にて整備する。 （可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水と同様）		
	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替（格納容器スプレイ時）※1	運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.6時間
		緊急安全対策要員	3	
	燃料取替用水タンクから海水への水源切替（格納容器スプレイ時）	No.６にて整備する。 （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と同様）		

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（５／７）（３号炉および４号炉）

操作手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
１３	復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	運転員等（中央制御室、現場）	3	2.4時間
		緊急安全対策要員	3	
	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	No.４にて整備する。		
	海水から使用済燃料ピットへの注水	No.１１にて整備する。		
	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ	No.１１にて整備する。		
	大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による使用済燃料ピットへの放水	No.１２にて整備する。（大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による大気への拡散抑制と同様）		
	電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車および大容量ポンプへの燃料補給	No.６にて整備する。		
１４	空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電※1	運転員等（中央制御室、現場）	3	16分
	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	運転員等（中央制御室、現場）	3	2.3時間
		緊急安全対策要員	2	
	電源車による代替電源（交流）からの給電	運転員等（中央制御室、現場）	3	2.8時間
		緊急安全対策要員	2	
	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	運転員等（中央制御室、現場）	3	2.6時間
		緊急安全対策要員	16	
	蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電	運転員等（中央制御室、現場）	2	18分
	蓄電池（３系統目）による代替電源（直流）からの給電	運転員等（中央制御室、現場）	2	21 分
	可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電	運転員等（現場）	1	2時間
		緊急安全対策要員	2	

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（６／７）（３号炉および４号炉）

操作手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
１４	代替所内電気設備による交流および直流の給電（空冷式非常用発電装置）	運転員等（中央制御室、現場）	2	3.8 時間
		緊急安全対策要員	2	
	空冷式非常用発電装置への燃料（重油）補給※１	緊急安全対策要員	2	2.4 時間
	電源車への燃料（重油）補給	緊急安全対策要員	2	2.3 時間
１５	可搬型計測器によるパラメータの測定※１	緊急安全対策要員	1	25 分
１６	中央制御室空調設備の運転手順等（全交流動力電源が喪失した場合）※１	運転員等（中央制御室）	1	65 分
		保修班	2	
	アニュラス空気浄化設備の運転手順等（全交流動力電源または直流電源が喪失した場合）※１	No. １０にて整備する。（水素排出（アニュラス空気浄化設備）全交流動力電源または直流電源が喪失した場合の操作手順と同様）		
１７	可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定	放射線管理班	5	3.2 時間
	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	放射線管理班	4	75 分※２
	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	放射線管理班	2	60 分
	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	放射線管理班	2	70 分
	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	放射線管理班	2	120 分
	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	放射線管理班	2	60 分
	海上モニタリング測定	放射線管理班	3	110 分※３

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

※２：可搬式モニタリングポストによる代替測定でカバーできない 2 方位に設置した場合に想定される作業時間。

※３：小型船舶が海面に着水するまでの時間を記載した。その後の一連の作業（1 箇所あたり）の所要時間は、約 100 分。

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（７／７）（３号炉および４号炉）

操作手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
１７	モニタステーション、モニタポストおよび可搬式モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	放射線管理班	2	3.1時間
	可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	保修班	6	2.2時間
１８	緊急時対策所可搬型空気浄化装置運転手順	放射線管理班	1	19分
	空気供給装置による空気供給準備手順	安全管理班	1	55分
	緊急時対策所内可搬型エリアモニタおよび緊急時対策所外可搬型エリアモニタ設置手順	放射線管理班	2	47分
	空気供給装置への切替手順	放射線管理班他	2	2分
	緊急時対策所可搬型空気浄化装置への切替手順	放射線管理班他	2	2分
	緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替手順	放射線管理班	1	4分
	電源車（緊急時対策所用）準備手順	保修班	2	14分
	電源車（緊急時対策所用）起動手順	保修班	2	5分
	電源車（緊急時対策所用）の切替手順	保修班	1	6分
	電源車（緊急時対策所用）燃料タンクへの燃料給油手順（１号炉および２号炉用に使用するタンクローリーからの給油）	保修班	2	2.7時間
	電源車（緊急時対策所用）燃料タンクへの燃料給油手順（３号炉および４号炉用に使用するタンクローリーからの給油）	保修班	2	2.3時間
１９	（成立性が要求される対応手段なし）	―	―	―

２．大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

⑴ 社長は、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を行う体制の整備にあたって、財産（設備等）保護よりも安全を優先することを方針として定める。

⑵ 安全・防災室長は、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を行う体制の整備として、次の２．１項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。

また、各課（室）長は、計画に基づき、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を行うために必要な体制の整備を実施する。

⑶ 各課（室）長は、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を行う体制の整備として、次の２．２項に示す手順を整備し、２．１⑴の要員にこの手順を遵守させる。

⑷ 原子力安全・技術部門統括は、本店が行う支援に関する活動を行う体制の整備として、次の２．１項を含む計画を策定するとともに、計画に基づき、本店が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。

２．１　体制の整備、教育訓練の実施および資機材の配備

安全・防災室長および原子力安全・技術部門統括は、大規模損壊発生時の体制について、以下に示すとおり、組織が最も有効に機能すると考えられる通常の緊急時対策本部の体制を基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できることなどを社内標準に定め、体制を確立する。

また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊発生時の対応手順にしたがって活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような通常とは異なる体制で活動しなければならない場合にも対応できるよう教育訓練を実施し、体制を確立する。

⑴ 体制の整備

原子力防災管理者は、原子炉施設において、大規模損壊のような原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に、事故原因の除去ならびに原子力災害の拡大防止および緩和その他の必要な活動を迅速かつ円滑に実施するため、第１２１条に定める通常の原子力防災組織の体制を基本とする原子力防災組織を設置し、「添付３ 1.1体制の整備、教育訓練の実施および資機材の配備 ⑴体制の整備」と同様に、発電所に自らを本部長とする緊急時対策本部の体制を整え対処する。また、事故対処に必要な場合には、社内標準に定めた手順に限定することなく、事故収束に必要な措置を講じる。

特重施設要員は、ＡＰＣ等による大規模損壊発生時において、原子炉毎の指揮者と連携し、［　　］から特重施設を構成する設備を用いた対応を行う。

休日、時間外（夜間）においても発電所内に第１３条（運転員等の確保）に定める要員を確保し、大規模損壊の発生により中央制御室（運転員（当直員）を含む。）が機能しない場合においても、対応できるよう体制を確立する。

さらに、発電所構内の最低要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整える。

ア　大規模損壊発生時の対応要員確保および通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

以下の基本的な考え方に基づき、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない状況においても、対応要員を確保するとともに指揮命令系統を確立する。

なお、１号炉、２号炉、３号炉および４号炉が同時に大規模損壊に至った場合等、さらに過酷な状況に対応するための指揮命令系統として、緊急時対策本部の本部長と副本部長が各々２つの号炉を分担して統括し、情報共有を行いながら、必要に応じて号炉間の調整を行う等、柔軟に対応できるよう考慮するものとする。

(ｱ) 休日、時間外（夜間）における緊急時対策本部の副本部長を含む常駐者は、大規模損壊発生時にも対応できるよう、分散して待機する。また、建物の損壊等により対応要員が被災するような状況においても、構内に勤務している他の対応要員を重大事故等対策要員の役務に割り当てる等の措置を講じる。

(ｲ) プルーム放出時およびフィルタベント開始前には、最低限必要な対応要員は緊急時対策所にとどまり、プルーム通過後またはフィルタベントによる被ばくの影響が低下すれば、活動を再開する。その他の対応要員はビジターハウス等で屋内待機させるか発電所外へ一時避難し、その後の交代要員として発電所へ再度非常召集する。また、特重施設要員は、フィルタベント時およびプルーム放出時においても[redacted]にとどまる。

(ｳ) 大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、消火活動要員は消火活動を実施する。また、発電所対策本部長が、事故対応を実施および継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、重大事故等対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で消火活動に従事させる。

イ　対応拠点

本部長を含む緊急時対策本部要員等が対応を行うにあたっての拠点は、緊急時対策所を基本とし、特重施設要員が対応を行うにあたっての拠点は[redacted]とする。

また、緊急時対策所以外の代替可能なスペースも状況に応じて活用する。

ウ　支援体制の確立

(ｱ) 本店対策本部体制の確立

社長は、原子炉施設において大規模損壊が発生した場合の支援を実施するため、本店対策本部を設置する。

また、原子力災害と非常災害（一般災害）の複合災害発生時においては、状況に応じて両者を統合した原子力緊急時対策・非常災害対策統合本部（以下、「統合本部」という。）を設置する。

統合本部の本部長は原子力緊急時対策本部長とし、必要に応じて、原子力災

害を除く災害対策の指揮を本部長が指名するものに代行させる。

(ｲ) 外部支援体制の確立

原子力安全・技術部門統括は、「添付３　1.2(3)支援に係る事項」で定める支援に係る事項と同様に他の原子力事業者および原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、技術的な支援が受けられる体制を確立する。

また、協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る支援要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカおよび建設会社による技術的支援を受けられる体制を確立する。

(2) 対応要員への教育訓練の実施

各課（室）長は、「添付３　1.1(2)教育訓練の実施」に規定する重大事故等対策にて実施する教育訓練を基に、大規模損壊発生時における対応要員の役割に応じた任務を遂行するにあたり必要となる力量の付与のための教育訓練および力量を維持向上するための教育訓練を計画的に実施する。

また、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した指揮者等の個別訓練を実施する。

さらに、対応要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより、期待する対応要員以外の対応要員でも対応できるよう教育訓練の充実を図るとともに、教育内容についても充実を図る。

ア　力量の付与のための教育訓練

(ｱ) 重大事故等対処設備を用いた大規模損壊対応

「添付３ 1.1(2)教育訓練の実施 ア　力量の付与のための教育訓練」と同じ。

(ｲ) 特重施設を構成する設備を用いたＡＰＣ等による大規模損壊発生時の対応

各課（室）長は、特重施設を構成する設備を設置もしくは改造する場合は、当該設備の運転上の制限が適用開始される日（使用前事業者検査終了日等）までに、当直課長、緊急時対策本部要員または特重施設要員を新たに認定する場合は、第１３条第２項および第４項の体制に入るまでに以下の教育訓練について、社内標準に基づき実施する。

a 各課（室）長は、表－２１から表－３１に記載した対応手段を実施するために必要とする手順について「エ ＡＰＣ等時の成立性の確認訓練等」の要素を考慮した教育訓練項目を定め、当直課長、緊急時対策本部要員および特重施設要員の役割に応じた教育訓練を実施する。

b 安全・防災室長は、特重施設を構成する設備を設置または改造する場合は、当該設備の運転上の制限が適用開始される日（使用前事業者検査終了日等）までに、ＡＰＣ等時の成立性の確認訓練により、力量の付与方法の妥当性を確認する。

(ｳ) その他の大規模損壊対応

安全・防災室長および保全計画課長は、緊急時対策本部要員のうち全体指揮を行う全体指揮者および原子炉毎の指揮を行う指揮者（以下、「指揮者等」という。）または消火活動要員を新たに認定する場合は、第１３条第４項の体制

に入るまでに、以下の教育訓練について、社内標準に基づき実施する。

ａ 消火活動要員

(a) 化学消防自動車から原子炉へ注水または原子炉格納容器へスプレイするための接続訓練

(b) 化学消防自動車から使用済燃料ピットへスプレイするための接続訓練

ｂ 指揮者等

(a) 大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合等の事象を想定した教育訓練

(ｴ) 安全・防災室長および保全計画課長は、(ｳ)項に係る設備を設置または改造する場合、当該設備の使用を開始するまでに、技術的能力の確認訓練の要素を考慮した確認方法により、力量付与の妥当性を確認する。

イ　力量の維持向上のための教育訓練

総務課長は、力量の維持向上のための教育訓練の実施計画を作成する。

各課（室）長は、当直課長、緊急時対策本部要員、特重施設要員および消火活動要員に対し、大規模損壊発生時に対処するために必要な力量の維持向上を図るため、以下の教育訓練について、社内標準に基づき実施する。

なお、力量の維持向上のために有効と判断される新たな知見等が発生した場合には、以下の内容に限定せず、教育訓練を行う。

(ｱ) 重大事故等対処設備を用いた大規模損壊対応

「添付３ 1.1(2)教育訓練の実施 イ　力量の維持向上のための教育訓練」と同じ。

(ｲ) 特重施設を構成する設備を用いたＡＰＣ等による大規模損壊発生時の対応

ａ 各課（室）長は、当直課長、緊急時対策本部要員および特重施設要員に対して、表－２１から表－３１に記載した対応手段を実施するために必要とする手順を教育訓練項目と定め、要員の役割に応じた教育訓練を計画的に実施する。

(a) 当直課長、緊急時対策本部要員および特重施設要員の役割に応じた教育訓練項目を年２回以上実施し、うち１回は机上による教育訓練とする。

(b) 当直課長、緊急時対策本部要員および特重施設要員の役割に応じ実施する(a)項の教育訓練結果を評価し力量が維持されていることを確認する。

ｂ 各課（室）長は、緊急時対策本部要員および特重施設要員に対して、以下の教育訓練を実施する。

(a) 緊急時対策本部要員および特重施設要員の役割に応じて、特重施設からの操作による原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図り、原子炉格納容器の破損による放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための迅速かつ円滑な対応を実施するために必要な知識についての教育訓練を年１回実施する。

(b) 要員の役割に応じて、ＡＰＣ等による大規模損壊が発生した場合に原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための迅速かつ円滑な対応ができるよう、ＡＰＣ等による大規模損壊発生時における重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベース

の理解向上に資する教育訓練を年１回実施する。

(c) 特重施設の対応を迅速に実施するために、必要に応じて事象進展による悪条件等（高線量下、夜間および悪天候（降雨、強風等）および照明機能低下等）を想定し、必要な防保護具等を使用した訓練も実施する。

(d) 特重施設の対応を迅速に実施するために、特重施設要員は、役割に応じて特重施設について熟知しておく必要があるため、現場を含めた教育訓練を行う。また、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の定期点検および運転に必要な操作を自らが行う。

(e) 特重施設の対応を迅速に実施するために、設備および事故時用の資機材等に関する情報ならびにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備する。特重施設要員は、それらの情報およびマニュアルを用いて、事故時対応訓練を行うことで、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、情報およびマニュアルの管理を実施する。

(ｳ) その他の大規模損壊対応

ａ 消火活動要員

安全・防災室長および保全計画課長は、消火活動要員に対する以下の操作の教育訓練が、年１回以上実施されていることを確認する。

(a) 化学消防自動車から原子炉へ注水または原子炉格納容器へスプレイするための接続訓練

(b) 化学消防自動車から使用済燃料ピットへスプレイするための接続訓練

ｂ 指揮者等

安全・防災室長は、緊急時対策本部の指揮者等を対象に、大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合等の事象を想定した教育訓練を、年１回以上実施する。

ウ 技術的能力の確認訓練

安全・防災室長および保全計画課長は、技術的能力を満足することを確認するための訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

安全・防災室長および保全計画課長は、指揮者等、特重施設要員および消火活動要員に対し、大規模損壊発生時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を確認するための以下の訓練について、社内標準に基づき実施する。

(ｱ) 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ならびに指揮者等、特重施設要員および消火活動要員の連携を含めた実効性等を確認するため、イ項(ｳ) ａ（ａ）または（ｂ）のいずれかの操作およびイ項(ｲ) ａを踏まえた総合的な訓練について、任意の指揮者等、特重施設要員および消火活動要員を対象※に年１回以上実施する。

※ 毎年特定の者に偏らないように配慮する。

エ ＡＰＣ等時の成立性の確認訓練等

安全・防災室長は、ＡＰＣ等時の成立性の確認訓練等の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

安全・防災室長および発電室長は、当直課長、緊急時対策本部要員および特重施設要員に対し、以下の成立性の確認訓練を社内標準に基づき実施する。

(ｱ) 成立性の確認訓練を以下のａ項、ｂ項に定める頻度、内容で計画的に実施する。

ａ 技術的能力の成立性確認

(a) 表－２１から表－３１に記載した対応手段を実施するために必要とする手順について、当直課長、緊急時対策本部要員および特重施設要員を対象に年１回以上実施する。

なお、当該の成立性の確認については、ア項(ｲ) ａまたはイ項(ｲ) ａと兼ねて実施する。

(b) 成立性の確認の評価方法

表－２１から表－３１に記載した対応手段について、役割に応じて求められる作業等ができることの確認事項を社内標準に定め、満足することを評価する。

ｂ ＡＰＣ等時の成立性の確認訓練

(a) ＡＰＣ等による大規模損壊発生時における「効果の評価」を行った事故シナリオ（以下、「ＡＰＣ等時の事故シナリオ」という。）について、任意の特重施設要員※を対象に年１回以上実施する。

※ 毎年特定の者に偏らないように配慮する。

(b)成立性の確認の評価方法

ＡＰＣ等時の事故シナリオの解析条件のうち操作条件等を評価のポイントとして社内標準に定め、手順書に従い、操作条件を満足するよう確実な対応ができることを評価する。

(ｲ) 成立性の確認訓練結果を踏まえた措置

ａ 技術的能力の成立性確認の場合

成立性の確認により、役割に応じた必要な力量（以下(ｲ)において「力量」という。）を確保できていないと判断した場合は、速やかに以下の措置を講じる。

(a) 所長および原子炉主任技術者に報告するとともに、その原因を分析、評価し、改善等、必要な措置を講じる。

(b) 力量を確保できていないと判断された者に対して、必要な措置の結果を踏まえ、力量が確保できていないと判断された個別の操作および作業を対象に、力量の維持向上訓練を実施した後、役割に応じた要員により成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認し、所長および原子炉主任技術者に報告する。

ｂ ＡＰＣ等時の成立性の確認訓練の場合

成立性の確認により、力量を確保できていないと判断した場合は、速やかに以下の措置を講じる。

(a) 所長および原子炉主任技術者に報告するとともに、その原因を分析、評価し、改善等、必要な措置を講じる。

(b) 成立性の確認を任意の者が代表して実施する場合、力量を確保できていないと判断された者と同じ役割の者に対して、必要な措置の結果を踏まえ、力量が確保できていないと判断された個別の操作および作業を対象に、役割に応じた成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認し、所長および原子炉主任技術者に報告する。

(c) (b)項の措置により、力量が確保できる見込みが立たないと判断した場合は、所長および原子炉主任技術者に報告する。

(d) 力量を確保できていないと判断された者については、必要により、改めて原因を分析、評価し、改善等の必要な措置を講じ、力量の維持向上訓練を実施した後、ＡＰＣ等時の成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認する。

(e) (d)項の措置により、力量が確保できていると判断した場合は、所長および原子炉主任技術者に報告する。

(3) 設備および資機材の配備

ア　大規模損壊発生時の対応に必要な設備の配備および当該設備の防護の基本的な考え方

各課（室）長は、可搬型重大事故等対処設備について、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、同等の機能を有する設計基準事故対処設備および常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。

また、大規模損壊の共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように配慮する。

(ｱ) 可搬型重大事故等対処設備は、大規模な自然災害のうち地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化および揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足および地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。また、大規模な自然災害のうち津波に対して、裕度を有する高台に保管するとともに、竜巻により同時に機能喪失させないよう、位置的分散を図り複数箇所に保管する。

(ｲ) 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、ＡＰＣ等による大規模損壊発生時に常設重大事故等対処設備および設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう、原子炉補助建屋から 100 m 以上離隔をとって当該建屋と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。

(ｳ) 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管するとともに、常設設備への接続口、アクセスルートを複数設ける。また、速やかに消火およびガレキ撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。

イ　大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

各課（室）長は、大規模損壊発生時の対応に必要な資機材について、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生および外部支援が受けられない状況を想定し配備する。

また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉補助建屋等から 100 m 以上離隔をとった場所に分散して配備する。

(ｱ) 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。

(ｲ) 地震および津波の大規模な自然災害による油タンク火災または故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火剤等の資機材および消火設備を配備する。

(ｳ) 炉心損傷および原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク、高線量対応防護服および個人線量計等の必要な資機材を配備する。

(ｴ) 化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク、長靴等の資機材を配備する。

(ｵ) 大規模損壊の発生時において、外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具、線量計、食料等の資機材を確保する。

(ｶ) 大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な通信手段を複数整備する。 また、通常の通信手段が使用不能な場合を想定した通信連絡手段として、携行型通話装置、トランシーバー、衛星電話（携帯）およ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を配備するとともに、消火活動専用の通信設備としてトランシーバー、衛星電話（携帯）を配備する。

２．２　手順書の整備

各課（室）長（当直課長を除く。）は、大規模損壊発生時の手順書を整備するにあたっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害およびＡＰＣ等を想定する。

(1) 大規模な自然災害については、以下を考慮する。

ア　重大事故または大規模損壊等が発生する可能性

イ　確率論的リスク評価の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震および津波特有の事象として発生する事故シーケンスへの対応

ウ　発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低いため抽出していない外部事象に対する緩和措置

(2) ＡＰＣ等による大規模損壊発生時については、大規模な火災が発生することを前提とする。

(3) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮

各課（室）長は、原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害のうち、事前予測が可能な豪雪（降雪）、暴風（台風）、竜巻、火山(降灰）、凍結および森林火災については、影響を低減するための必要な安全措置を社内標準に定める。

(4) ＡＰＣ等による大規模損壊発生時の対応における考慮

ア　各課（室）長は、ＡＰＣ等による大規模損壊発生時の対応手順書を整備するにあたっては、施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失および大

規模な火災が発生して原子炉施設に大きな影響を与えることを想定し、その上で流用性を持たせた柔軟で多様性のある対応ができるよう社内標準に定める。

イ　各課（室）長は、大規模損壊時に対応する手順の整備にあたっては、大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る場合にも対応できるよう、原子炉施設において使える可能性のある設備、資機材および要員を最大限に活用した柔軟で多様性のある手段を社内標準に定める。

ウ　安全･防災室長は、中央制御室および緊急時対策所が機能喪失する過酷な状態において、原子炉施設の状態の把握および原子炉補助建屋等へのＡＰＣ等による大規模損壊発生時の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類および入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、社内標準に定める。

エ　安全･防災室長は、原子炉格納容器の破損を防ぐために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、以下の判断基準をあらかじめ社内標準に定める。

(ｱ) 特重施設の使用における原子炉格納容器の破損を防止するために必要な各操作の手順着手の判断基準

(ｲ) 原子炉格納容器の破損を防止するためにフィルタベントを実施する必要がある場合において、迷わずフィルタベントを用いる判断基準

(5) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備およびその対応操作

各課（室）長は、大規模損壊発生時に、可搬型設備等による対応の手順書を整備するにあたっては、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした、多様性および的確かつ状況に応じた柔軟性を有するものとして、重大事故等対策において整備する手順等に対して更なる多様性を持たせたものとする。この手順書の内容の詳細は、「ウ　大規模損壊発生時に可搬型設備等による対応を行うために必要な手順書」に規定する。

各課（室）長は、ＡＰＣ等による大規模損壊発生時の対応の手順書を整備する。この手順書の内容の詳細は、「エ　ＡＰＣ等による大規模損壊発生時における特重施設による対応を行うために必要な手順書」に規定する。

安全･防災室長は、原子炉施設の損壊状況等の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる対応要員および使用可能な設備により、原子炉格納容器の破損防止または緩和、ならびに放射性物質の放出低減等のために効果的な対応操作を速やかに、かつ、臨機応変に選択および実行するため、施設の被害状況を把握するための手段および各対応操作の実行判断を行うための手段を定める。

安全･防災室長は、発電所内の実施組織とその支援組織が連携し、事故の進展状況に応じて実効的に対応を実施するため、以下を社内標準に定める。

ａ 安全･防災室長は、発電所対策本部が使用する手順書に、体制、通報および緊急時対策本部内の連携等について明確に定める。

ｂ 安全･防災室長は、特重施設要員が使用する手順書に、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確に定める。

ア　大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

安全・防災室長は、原子炉施設の状況把握が困難な場合および状況把握がある程度可能な場合を想定し、状況に応じた対応が可能となるよう判断フローを定める。

また、手順書を有効、かつ、効果的に活用するため、適用開始条件を明確化するとともに、緩和操作を選択するための判断フローを明記することにより必要な個別対応手段への移行基準を定める。

(ｱ) 大規模損壊発生の判断および対応要否の判断基準

当直課長または原子力防災管理者は、大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突について、緊急地震速報、大津波警報等または衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認および把握を行うとともに、大規模損壊発生（または発生が疑われる場合）の判断を行う。また、以下の適用開始条件に該当すると判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づき事故の進展防止および影響を緩和するための活動を開始する。

【適用開始条件】

ａ 大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突等により原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合

(a) プラント監視機能または制御機能が喪失（中央制御室の喪失を含む。）

(b) 使用済燃料ピットが損傷し漏えいが発生

(c) 炉心冷却機能および放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊が発生

(d) 大型航空機の衝突による大規模な火災が発生

ｂ 当直課長が重大事故等発生時に期待する安全機能が喪失し、事故の進展防止および影響緩和が必要と判断した場合

ｃ 原子力防災管理者が大規模損壊時に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

(ｲ) 緩和操作を選択するための判断フロー

発電所対策本部長は、大規模損壊時に対応する手順による対応を判断後、原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況およびプラントの状態等を把握し、各対応操作の実行判断を行うための手段に基づいて、事象進展に応じた対応操作を選定する。 なお、ＡＰＣ等による大規模損壊が発生した場合は、原則、「エ　ＡＰＣ等による大規模損壊発生時における特重施設による対応を行うために必要な手順書」による対応を実施する。

緩和操作を選択するための判断フローは、中央制御室の監視および制御機能の喪失により状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認または可搬型計測器による優先順位にしたがった建屋内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。

中央制御室または緊急時対策所での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復または代替させる等により緩和措置

を行う。また、適切な個別操作を速やかに選択できるように、当該フローに個別操作への移行基準を定める。

大規模損壊発生時に、可搬型設備等による対応を行うための個別対応手段において、発電所対策本部長が特重施設による影響緩和が有効と判断した場合は、発電所対策本部長の指揮のもと、特重施設要員が特重施設の機能を用いた対応を行う。

なお、個別操作を実行するために必要な重大事故等対処設備または設計基準事故対処設備の使用可否については、大規模損壊時に対応する手順に基づく当該設備の状況確認を実施することにより判断する。

イ　優先順位に係る基本的な考え方

発電所対策本部長は、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認する。また、対応要員および残存する資源等を基に有効、かつ、効果的な対応を選定し、事故を収束させる対応を行う。

また、大規模損壊発生時は、原子炉補助建屋等は何らかの損傷を受けている可能性が高いことから、より健全性が高いと考えられる特重施設による対応を可搬型設備等による対応に優先して選択する。

設計基準事故対処設備の安全機能の喪失、大規模な火災の発生および運転員（当直員）を含む重大事故等対策要員等が被災した場合も対応できるようにするとともに、可搬型重大事故等対処設備等を活用することにより、「大規模な火災が発生した場合における消火活動」、「炉心の著しい損傷緩和」、「原子炉格納容器の破損緩和」、「使用済燃料ピット水位確保および燃料体の著しい損傷緩和」および「放射性物質の放出低減」の緩和等の措置について、人命救助を行うとともに対応要員の安全を確保しつつ並行して行う。

さらに、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、事故対応を行うためのアクセスルートの確保、操作場所に支障となる火災および延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

原子力防災管理者は、非常召集した対応要員から原子炉施設の被災状況に関する情報を収集し、大まかな状況の確認および把握（火災の発生有無、建屋の損壊状況等）を行う。当直課長または原子力防災管理者が原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いた状況把握が必要と判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づく対応を開始する。

対応の優先順位については、把握した対応可能要員数、使用可能設備および施設の状態に応じて選定する。

(ｱ) 原子炉施設の状況把握が困難な場合

プラント監視機能が喪失し、原子炉施設の状況把握が困難な場合においては、外観より施設の状況を把握するとともに、対応が可能な要員の状況を可能な範囲で把握し、原子炉格納容器または使用済燃料ピットから環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、 大規模火災の発生に対しても迅速に対応する。ま

た、監視機能を復旧させるため、代替所内電源による給電により、監視機能の復旧措置を試みるとともに、可搬型計測器等を用いて可能な限り継続的に状態把握に努める。

外観より原子炉格納容器または原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の破損が確認され周辺の線量率が上昇している場合は放射性物質の放出低減処置を行う。

外観より原子炉格納容器が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、原子炉格納容器破損の緩和処置を優先して実施し、炉心が損傷していないこと等を確認できた場合には、炉心損傷緩和の処置を実施する。

使用済燃料ピットへの対応については、外観より原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置および漏えい抑制等の措置を行うとともに、常設設備または可搬型設備による注水を行う。また、水位の維持が不可能または不明と判断した場合は建屋内部または外部からのスプレイを行う。

(ｲ) 原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合

プラント監視機能が健全である場合には、運転員（当直員）等により原子炉施設の状況を速やかに把握し、判断フローに基づいて「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に、環境への放射性物質の放出低減を目的に、優先的に実施すべき対応操作とその実効性を総合的に判断し、必要な緩和処置を実施する。

なお、部分的にしかパラメータ等を確認できない場合は、可搬型計測器等により確認を試みる。

各対策の実施にあたっては、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に、被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定し、ブルドーザおよび油圧ショベルを用いて法面崩壊による土砂、建屋の損壊によるガレキ等の撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応の支障となるアクセスルートおよび操作の支障となる火災ならびに延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

ウ　大規模損壊発生時に可搬型設備等による対応を行うために必要な手順書

各課（室）長は、大規模損壊発生時における可搬型設備等による対応の手順書を整備するにあたっては、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、特重施設を用いた手順等、事象進展の抑制および緩和に資するための多様性を持たせた手順等、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視および制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、重大事故等対策と異なる判断基準により事故対応を行うための手順および現場にて直接機器を動作させるための手順等を定める。

安全･防災室長は、大規模な自然災害による大規模損壊が発生した場合は、特重施設の使用可否を発電所対策本部で把握するために、特重施設要員が一部の特重施設の被害状況を確認することを社内標準に定める。

(ｱ) ５つの活動または緩和対策を行うための手順書

ａ 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

各課（室）長は、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を定める。

また、地震および津波のような大規模な自然災害によって施設内の油タンク火災等の大規模な火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を定める。

手順書については、以下の(ｼ)項に該当する手順等を含むものとする。

大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、早期に準備が可能な化学消防自動車および小型動力ポンプ付水槽車、または化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車および中型放水銃、あるいは可搬式消防ポンプおよび中型放水銃による、泡消火ならびに延焼防止のための消火を実施する。

重大事故等対策要員による消火活動を行う場合は、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、別のトランシーバーの回線を使用することとし、緊急時対策本部との連絡については、衛星電話（携帯）を使用して、発電所対策本部長の指揮により対応を行う。

ｂ 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

各課（室）長は、炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書について、以下の(ｲ)項から(ｶ)項、(ｽ)項および(ｾ)項に該当する手順等を含むものとして定める。

なお、炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段は以下のとおりである。

(a) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器２次側による炉心冷却および減圧を行う。蒸気発生器の除熱機能が喪失している場合は１次冷却系のフィードアンドブリード（特重施設を用いた手段を含む）を行う。

(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において１次冷却材喪失事象が発生している場合は、多様な炉心注入手段より早期に準備可能な常設設備（特重施設を含む）、可搬型設備により炉心を冷却する。また、１次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

(c) 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、蒸気発生器２次側による炉心冷却および原子炉格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。

(d) 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、原子炉格納容器内自然対流冷却には大容量ポンプを使用するため準備に時間がかかることから、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備（特

重施設を含む)、可搬型設備により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。

c 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

各課（室）長は、原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順書について、以下の(ｳ)項から(ｺ)項、(ｽ)項および(ｾ)項に該当する手順等を含むものとして定める。なお、原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段は以下のとおりである。

(a) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器２次側による炉心冷却および減圧を行う。蒸気発生器の除熱機能が喪失している場合は１次冷却系のフィードアンドブリード（特重施設を用いた手段を含む）を行う。また、１次冷却系を減圧する手段により、高圧溶融物放出および原子炉格納容器内雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止する。

(b) 炉心が溶融し溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合は、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備（特重施設を含む)、可搬型設備により原子炉格納容器に注水し、原子炉容器内の残存溶融デブリを冷却する。

(c) 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、蒸気発生器２次側による炉心冷却および原子炉格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。

(d) 原子炉格納容器内の冷却または破損を緩和するため、原子炉格納容器内自然対流冷却、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備（特重施設を含む)、可搬型設備により原子炉格納容器の圧力および温度を低下させる。また、原子炉格納容器の破損防止対策が必要な状態となれば、特重施設による対応により原子炉格納容器の圧力を低下させる。

(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）の抑制および溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止するため、多様な格納容器スプレイ手段ならびに１号炉および２号炉においては、原子炉下部キャビティ注水手段から早期に準備可能な常設設備（特重施設を含む)、可搬型設備により、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。

また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止するため、多様な炉心注入手段より早期に準備可能な常設設備（特重施設を含む)、可搬型設備により炉心を冷却する。

(f) さらに、原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても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水素濃度低減および水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出および水素濃度監視を実施する。

ｄ 使用済燃料ピットの水位を確保するための対策および燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

各課（室）長は、使用済燃料ピットの水位を確保するための対策および燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書について、以下の(ｻ)項および(ｽ)項に該当する手順等を含むものとして定める。

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策および燃料体の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、外観より原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合、建屋内部にて可能な限り代替の水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による注水を優先して実施し、常設設備による注水ができない場合は、可搬型設備による注水を行う。水位維持が不可能または不明と判断した場合は、建屋内部からのスプレイを実施する。また、使用済燃料ピットの近傍に立ち入ることができない場合は、建屋外部からのスプレイを実施し、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊または現場線量率の上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する対策を実施する。

ｅ 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

各課（室）長は、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損または使用済燃料ピット内燃料体の著しい損傷に至った場合において、放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順書について、以下の(ｻ)項および(ｼ)項に該当する手順等を含むものとして定める。

放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手順は、原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器スプレイが実施可能であれば、早期に準備が可能な常設設備（特重施設を含む）、可搬型設備によるスプレイを実施する。また、原子炉格納容器の破損状況等により、放射性物質の異常な水準の放出の抑制が必要と判断されれば、特重施設による対応を実施する。

格納容器スプレイが使用不能な場合または放水砲による放水が必要と判断した場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

使用済燃料ピット内燃料体の著しい損傷に至った場合は、建屋外部からのスプレイにより放射性物質の放出低減を実施し、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊または現場線量率の上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

(ｲ) 「2. 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等」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－２「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等」の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない場合に、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能

喪失を想定し、燃料取替用水タンク水を１号炉および２号炉においては、Ｃ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により、３号炉および４号炉においては、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁により原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出する操作を組み合わせた１次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手順を定める。

ａ 全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注水機能が喪失した場合、空冷式非常用発電装置により受電した１号炉および２号炉においては、Ｃ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により、３号炉および４号炉においては、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）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手順

ｂ 制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁作動用）および可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出する手順

ｃ 直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出する手順

(ｳ) 「3. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－３「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、すべての蒸気発生器の除熱が期待できない場合、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、燃料取替用水タンク水を１号炉および２号炉においては、Ｃ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により、３号炉および４号炉においては、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁による原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出する操作を組み合わせた１次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を減圧する手順を定める。

ａ 制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁作動用）および可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出する手順

ｂ 直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出する手順

ｃ 全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により、原子炉への注水機能が喪失した場合、空冷式非常用発電装置により受電した１号炉および２号炉においては、Ｃ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により、３号炉および４号炉においては、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手順

(ｴ) 「4. 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

順等」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－４「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等」の手順に加えて、以下の手順を定める。

ａ すべての炉心注水の手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉に注水する手順

(ｵ) 「5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－５「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。

(ｶ) 「6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。

ａ すべての格納容器スプレイの手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順

(ｷ) 「7. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－７「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。

ａ すべての格納容器スプレイの手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順

(ｸ) 「8. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－８「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。

ａ すべての格納容器スプレイおよび炉心注水の手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順および原子炉に注水する手順

(ｹ) 「9. 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等」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－９「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等」の手順を用いた手順等を定める。

(ｺ) 「10. 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等」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－10「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等」の手順を用いた手順等を定める。

(ｻ) 「11. 使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－11「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。

ａ 使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの注水による水位維持が不可能または不明と判断した場合で原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊または現場線量率の上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、送水車およびスプレイヘッダの運搬、設置および接続を行い、使用済燃料ピットへの建屋外部からスプレイ

を行う手順

ｂ 送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ手順が使用できない場合に、化学消防自動車をスプレイヘッダに接続し、使用済燃料ピットへ建屋内部または外部からスプレイを行う手順

(ｼ) 「12. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。

ａ 原子炉格納容器、原子炉補助建屋等が破損している場合または破損が不明な場合に、周辺の線量率が上昇している場合は、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器へスプレイする手順

ｂ すべての格納容器スプレイの手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順

(ｽ) 「13. 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－13「重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。

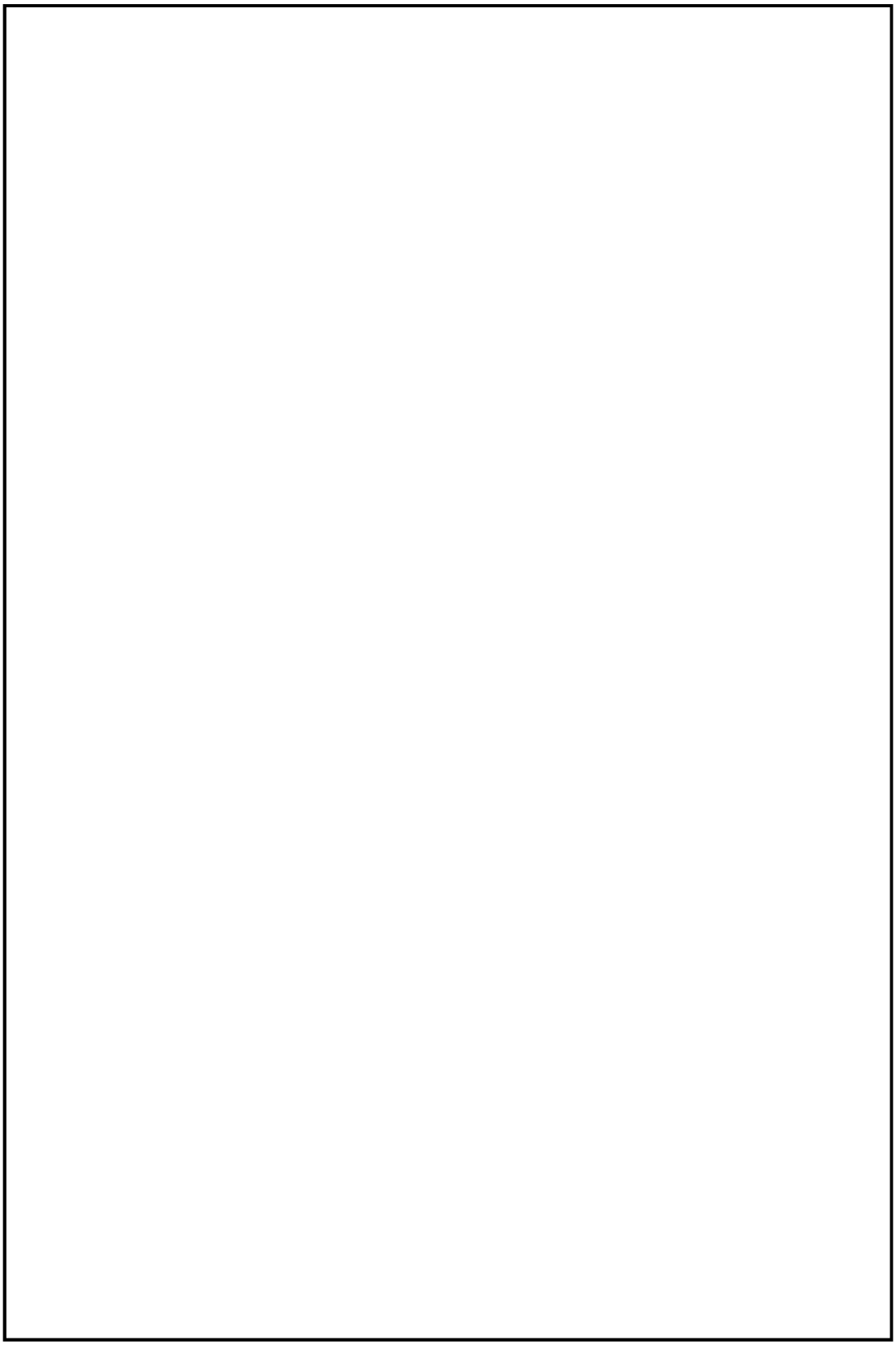
ａ 大規模な火災や長期間にわたり大津波警報が発令されている状況等を考慮し、被災状況、場所により適切なルートで淡水（１号炉および２号炉については消火水バックアップタンク等、３号炉および４号炉については淡水貯水槽および消火水バックアップタンク等）または海水の水源を確保する手順

(ｾ) 「14. 電源の確保に関する手順等」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－14「電源の確保に関する手順等」の手順を用いた手順等を定める。

エ ＡＰＣ等による大規模損壊発生時における特重施設による対応を行うために必要な手順書

(ｱ) 特重施設における各手順の基本的考え方



また、社内標準作成の際は以下の事項を含め規定する。

b 発電所敷地内外の固定源に対して、有毒化学物質の確認、防液堤等の運用管理および防液堤等の施設管理の実施ならびに薬品タンクを収容している建屋において大型航空機の衝突が発生した場合の防護具の着用により、特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする手順および体制を社内標準に定める。

c 可動源に対して、特重施設要員が事故対策に必要な各種の操作を行うことができるよう立会人の随行、通信連絡手段による連絡、[redacted]の換気空調設備の隔離、防護具の着用および終息活動等の手順を社内標準に定める。

d 予期せぬ有毒ガスの発生においても、特重施設要員に対して配備した防護具を着用することならびに防護具のバックアップ体制を整備することにより、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるよう手順および体制を社内標準に定める。

(6) 各課（室）長は、大規模損壊発生時の手順書を整備するにあたっては、中央制御室での監視および制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから、運転員が使用する手順書も並行して活用した事故対応も考慮した構成とする。

(7) 各課（室）長は、大規模損壊発生時の手順書を整備するにあたっては、同時に機能喪失することがないよう配備している可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備および設計基準事故対処設備のいずれかによって、炉心注水、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策を実施できるよう構成する。

(8) 安全･防災室長は、大規模損壊発生時のプラント全体のアクセスルートの確保および被害状況の把握については、フィルタベント手動操作時の現場手動操作機構へのアクセスルートを含めて、発電所内の道路および通路ができる限り確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保するとともに、障害物を除去可能なブルドーザおよび油圧ショベルを保管し、それらを運転できる要員を確保する等、実効性のある運用管理を社内標準に定める。

２．３ 秘密情報の管理

特重施設に関する航空機等の特性等に係る情報（以下、「秘密情報」という。）に関連する業務においては、事前に秘密情報の取扱管理責任者を定めた上で、取扱者を限

定し、適切に、管理・保持する。なお、特重施設に関するその他の関連情報についても、その秘匿性に応じて、適切に管理する。

２．４　定期的な評価

⑴ 各課（室）長は、２．１項から２．３項の活動の実施結果を取りまとめ、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき必要な措置を講じ、安全・防災室長に報告する。

⑵ 安全・防災室長は、⑴の評価結果を取りまとめ、１年に１回以上定期的に計画の評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。

⑶ 原子力安全・技術部門統括は、２．１項の実施内容を踏まえ、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。

ＡＰＣ等による大規模損壊発生時における
特重施設による対応に必要な措置の運用手順（１号炉および２号炉）

表－２１　特重施設の準備操作の手順
表－２２　原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作の手順
表－２３　炉内の溶融炉心の冷却の手順
表－２４　原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却の手順
表－２５　格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減の手順
表－２６　原子炉格納容器の過圧破損防止の手順
表－２７　緊急時制御室の居住性に関する手順
表－２８　電源設備の手順
表－２９　計装設備の手順
表－３０　通信連絡設備の手順
表－３１　原子炉格納容器を長期的に安定状態に維持するための手順

表－２１（１号炉および２号炉）

操作手順 特重施設の準備操作の手順

表－２２（１号炉および２号炉）

操作手順 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作の手順

表－２３（１号炉および２号炉）

操作手順 炉内の溶融炉心の冷却の手順

表－２４（１号炉および２号炉）

操作手順 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却の手順

表－２５（１号炉および２号炉）

操作手順 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減の手順

表－２６（１号炉および２号炉）

操作手順 原子炉格納容器の過圧破損防止の手順

表－２７（１号炉および２号炉）

操作手順 緊急時制御室の居住性に関する手順

表－２８（１号炉および２号炉）

操作手順 電源設備の手順

表－２９（１号炉および２号炉）

操作手順 計装設備の手順

表－３０（１号炉および２号炉）

操作手順 通信連絡設備の手順

表－３１（１号炉および２号炉）

操作手順 原子炉格納容器を長期的に安定状態に維持するための手順

ＡＰＣ等による大規模損壊発生時における
特重施設による対応に必要な措置の運用手順（３号炉および４号炉）

表－２１　特重施設の準備操作の手順
表－２２　原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作の手順
表－２３　炉内の溶融炉心の冷却の手順
表－２４　原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却の手順
表－２５　格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減の手順
表－２６　原子炉格納容器の過圧破損防止の手順
表－２７　緊急時制御室の居住性に関する手順
表－２８　電源設備の手順
表－２９　計装設備の手順
表－３０　通信連絡設備の手順
表－３１　原子炉格納容器を長期的に安定状態に維持するための手順

表－２１（３号炉および４号炉）

操作手順 特重施設の準備操作の手順

表－２２（３号炉および４号炉）

操作手順 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作の手順

表－２３（３号炉および４号炉）

操作手順 炉内の溶融炉心の冷却の手順

表－２４（３号炉および４号炉）

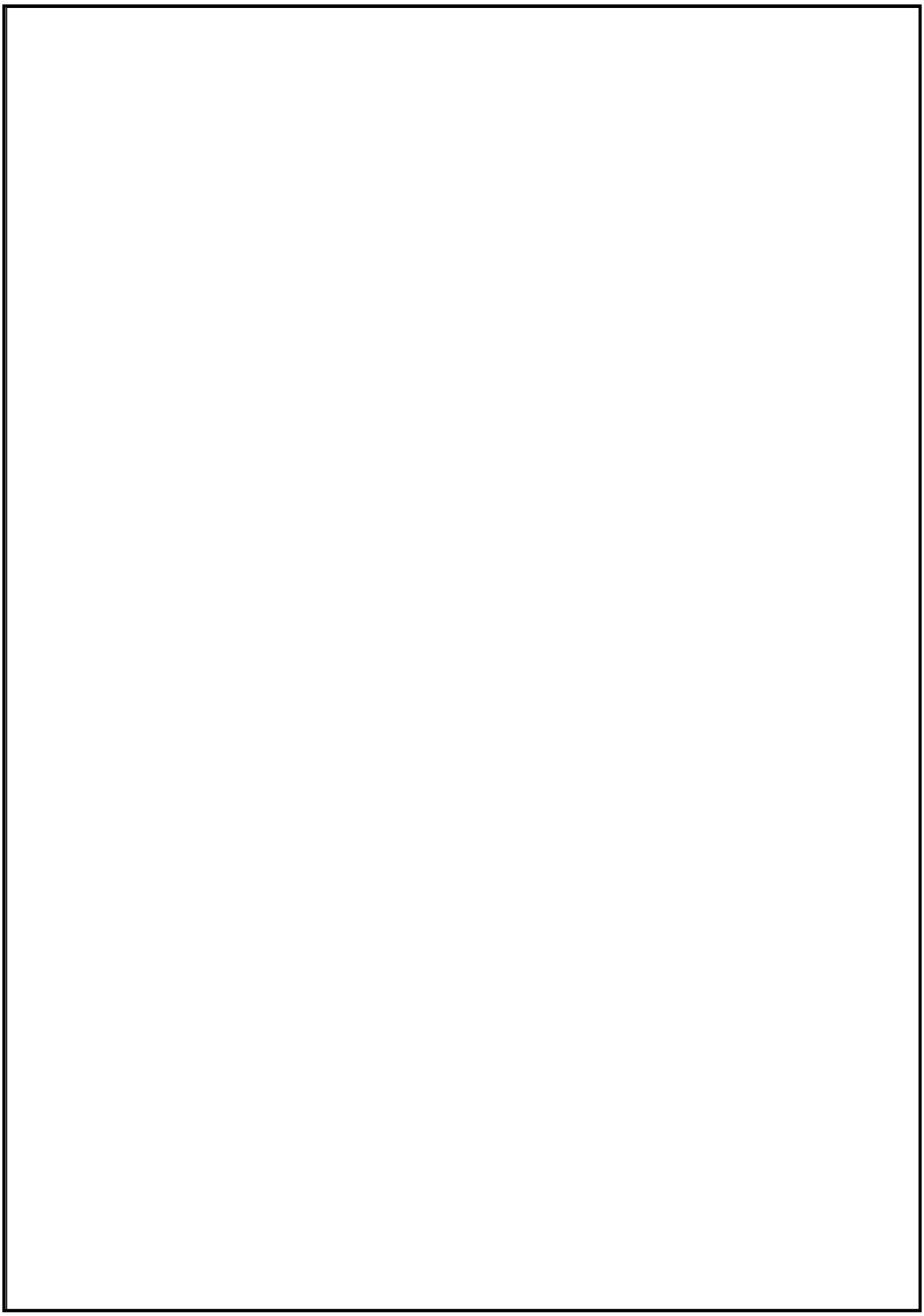
操作手順 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却の手順

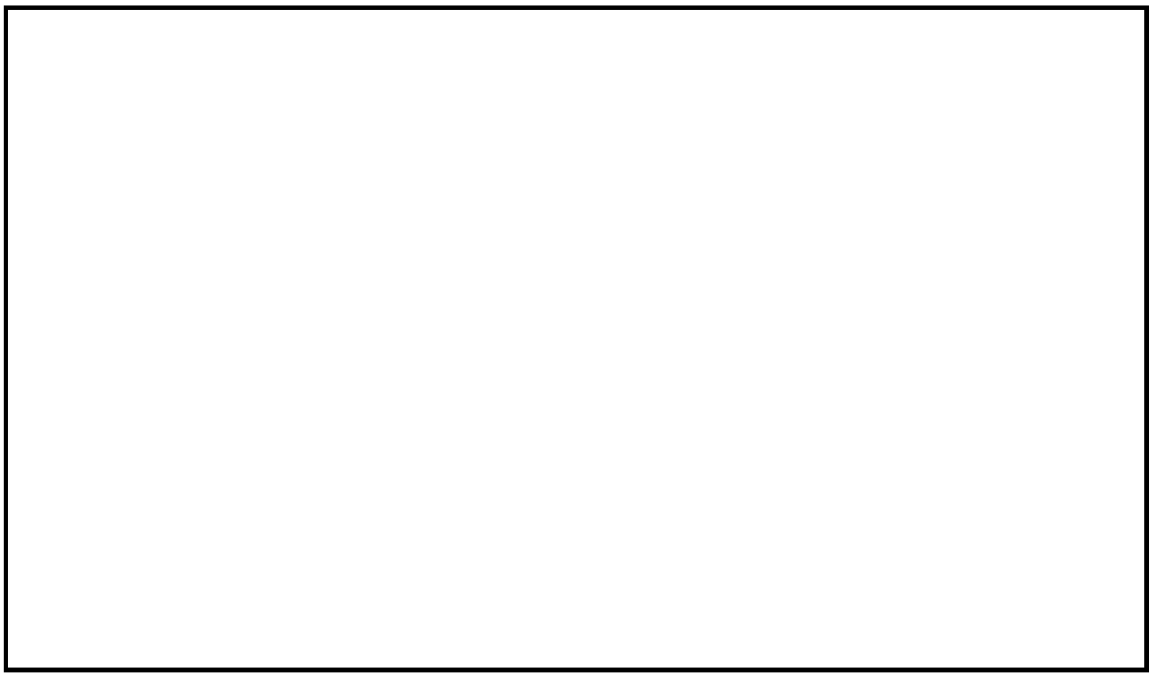
表－２５（３号炉および４号炉）

操作手順 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減の手順

表－２６（３号炉および４号炉）

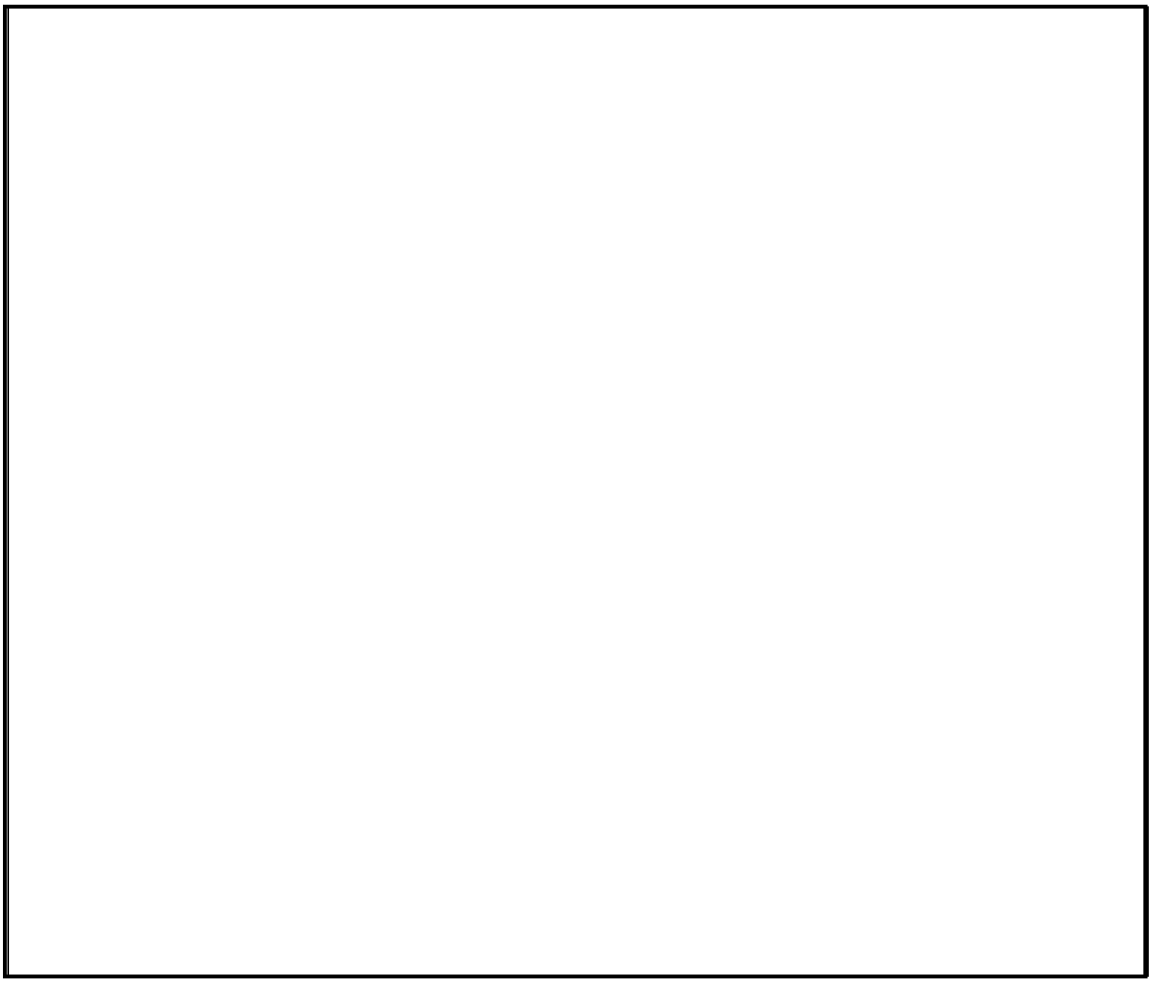
操作手順 原子炉格納容器の過圧破損防止の手順





表－２７（３号炉および４号炉）

操作手順 緊急時制御室の居住性に関する手順



表－２８（３号炉および４号炉）

操作手順 電源設備の手順

表－２９（３号炉および４号炉）

操作手順 計装設備の手順

表－３０（３号炉および４号炉）

操作手順 通信連絡設備の手順

表－３１（３号炉および４号炉）

操作手順 原子炉格納容器を長期的に安定状態に維持するための手順

添付４　管理区域図

（第１０５条の２および第１０６条関連）

添付４については核物質防護上の理由から

公開しないこととしております。

添付５　保全区域図

（第１１０条関連）

添付５については核物質防護上の理由から

公開しないこととしております。

添付６　長期施設管理方針

（第１２０条の６関連）

（１）１号炉　長期施設管理方針（始期：２０２４年１１月１４日、適用期間：１０年間）

No.	施設管理の項目	実施時期※1
１	原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第６回監視試験を実施する。	中長期
２	原子炉容器等の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後６０年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	中長期
３	ステンレス鋼配管溶接部の施工条件に起因する内面からの粒界割れについて、２０２０年８月に確認された「大飯発電所３号炉加圧器スプレイ配管溶接部における有意な指示」を踏まえて実施する知見拡充結果に基づき、第３０保全サイクルまで継続して実施する類似性の高い箇所に対する検査の結果も踏まえて、第３１保全サイクル以降の検査対象および頻度を検討し、供用期間中検査計画に反映を行う。	中長期
４	バッフルフォーマボルト等の照射誘起型応力腐食割れについては、炉内構造物の取替を計画しており、計画に基づき取替を実施する。	短期

※１：実施時期における、短期とは２０２４年１１月１４日からの５年間、中長期とは２０２４年１１月１４日からの１０年間をいう。

（２）２号炉　長期施設管理方針※１（始期：平成２７年１１月１４日、適用期間：２０年間）

No.	施設管理の項目	実施時期※２
１	原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第５回監視試験を実施する。	中長期
２	配管の腐食（流れ加速型腐食）については、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管＊に対して、サポート改造等の設備対策を行い、必要最小肉厚まで減肉を想定した評価においても耐震安全性評価上問題ないことを確認する。なお、サポート改造等の設備対策が完了するまでは、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を継続して行い、サポート改造等の設備対策が完了するまでの間、耐震安全性評価上問題ないことを確認する。 ＊：第４抽気系統配管 グランド蒸気系統配管 復水系統配管 ドレン系統配管	短期
３	低圧ケーブルの絶縁低下については、ＡＣＡガイド＊に従った長期健全性評価結果から評価期間に至る前に取替を実施する。 ＊：原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド　JNES-RE-2013-2049」	短期
４	疲労評価における実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後６０年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	長期

※１　：Ｎｏ．４については、平成２３年１１月から平成３０年３月まで冷温停止状態が維持されることを前提としている。

※２　：実施時期における、平成２７年１１月１４日からの５年間を「短期」、平成２７年１１月１４日からの１０年間を「中長期」、平成２７年１１月１４日からの２０年間を「長期」とする。

（３）３号炉　長期施設管理方針（始期：２０２５年１月１７日、適用期間：２０年間）

No.	施設管理の項目	実施時期※1
１	原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第６回監視試験を実施する。	中長期
２	原子炉容器等の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後６０年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	長期
３	ステンレス鋼配管溶接部の施工条件に起因する内面からの粒界割れについて、２０２０年８月に確認された「大飯発電所３号炉加圧器スプレイ配管溶接部における有意な指示」を踏まえて実施する知見拡充結果に基づき、第２７保全サイクルまで継続して実施する類似性の高い箇所に対する検査の結果も踏まえて、第２８保全サイクル以降の検査対象および頻度を検討し、供用期間中検査計画に反映を行う。	中長期
４	蒸気発生器については、取替計画に基づき取替を実施するとともに、高経年化技術評価への影響を確認する。	中長期
５	運転開始後６０年時点において絶縁低下の可能性が否定できない難燃ＰＨケーブルについては、運転開始後５０年時点に至る前に布設エリア近傍の環境測定（温度および放射線線量率）を実施し、その環境データを踏まえた健全性の再評価を実施する。再評価の結果においても、運転開始後６０年時点における健全性が確認できない場合は、評価期間に至る前に取替を実施する。	長期

※１　：実施時期における、短期とは２０２５年１月１７日からの５年間、中長期とは２０２５年１月１７日からの１０年間、長期とは２０２５年１月１７日からの２０年間をいう。

（４）４号炉　長期施設管理方針（始期：２０２５年６月５日、適用期間：２０年間）

No.	施設管理の項目	実施時期※1
１	原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第６回監視試験を実施する。	中長期
２	原子炉容器等の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後６０年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	長期
３	ステンレス鋼配管溶接部の施工条件に起因する内面からの粒界割れについて、２０２０年８月に確認された「大飯発電所３号炉加圧器スプレイ配管溶接部における有意な指示」を踏まえて実施する知見拡充結果に基づき、第２６保全サイクルまで継続して実施する類似性の高い箇所に対する検査の結果も踏まえて、第２７保全サイクル以降の検査対象および頻度を検討し、供用期間中検査計画に反映を行う。	中長期
４	蒸気発生器については、取替計画に基づき取替を実施するとともに、高経年化技術評価への影響を確認する。	中長期
５	運転開始後６０年時点において絶縁低下の可能性が否定できない難燃ＰＨケーブルについては、運転開始後５０年時点に至る前に布設エリア近傍の環境測定（温度および放射線線量率）を実施し、その環境データを踏まえた健全性の再評価を実施する。再評価の結果においても、運転開始後６０年時点における健全性が確認できない場合は、評価期間に至る前に取替を実施する。	長期

※１　：実施時期における、短期とは２０２５年６月５日からの５年間、中長期とは２０２５年６月５日からの１０年間、長期とは２０２５年６月５日からの２０年間をいう。