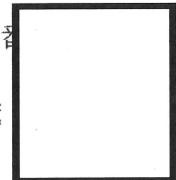


関原発第405号  
2019年12月9日

原子力規制委員会 殿

大阪市北区中之島3丁目6番  
関西電力株式会社  
取締役社長 岩根茂



美浜発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書の補正について

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24第1項の規定に基づき、2015年3月17日付け関原発第280号をもって変更認可申請（2018年1月15日付け関原発第345号及び2019年7月31日付け関原発第173号で一部補正）しました、美浜発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書について、別紙のとおり補正いたします。

以上

美浜発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書の補正内容

美浜発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書の本文、別添及び添付資料を以下のとおり一部補正する。

- ・本文のうち、「1. 変更の内容」、「2. 変更の理由」及び「3. 施行期日」を添付1のとおり補正する。
- ・別添を添付2のとおり補正する。
- ・添付資料を添付3のとおり補正する。

以 上

## 1. 変更の内容

昭和45年 6月17日付 45原第 3875号をもって認可を受け、

昭和46年 2月10日付 46原第 19号、  
 昭和48年 9月10日付 48原第 8400号、  
 昭和49年 5月29日付 49原第 4641号、  
 昭和49年10月30日付 49原第 9438号、  
 昭和50年10月31日付 50原第 9181号、  
 昭和51年 9月30日付 51安(原規)第 95号、  
 昭和52年 5月31日付 52安(原規)第128号、  
 昭和54年 6月22日付 54資庁第 8354号、  
 昭和55年 5月12日付 54資庁第16381号、  
 昭和55年11月11日付 55資庁第12094号、  
 昭和56年 8月20日付 56資庁第10448号、  
 昭和57年 6月22日付 57資庁第10603号、  
 昭和59年 2月28日付 58資庁第19992号、  
 昭和60年 2月21日付 59資庁第17851号、  
 昭和61年 6月26日付 61資庁第 8870号、  
 昭和63年 2月23日付 62資庁第16335号、  
 平成元年 3月31日付 元資庁第 3501号、  
 平成 3年 3月 1日付 3資庁第 607号、  
 平成 5年 1月13日付 4資庁第12580号、  
 平成 5年 6月25日付 5資庁第 7613号、  
 平成 6年 4月27日付 6資庁第 4697号、  
 平成 7年 4月13日付 7資庁第 2127号、  
 平成 7年10月 6日付 7資庁第11059号、  
 平成 9年 1月31日付 8資庁第12743号、  
 平成 9年 6月26日付 平09・06・12第12号、  
 平成10年 6月25日付 平10・06・22第13号、  
 平成12年 1月12日付 平11・12・14第13号、  
 平成12年 6月26日付 平12・06・12第 9号、  
 平成13年 2月23日付 平13・02・15第17号、  
 平成13年11月 7日付 平13・09・28原第40号、  
 平成14年 8月28日付 平14・07・12原第10号、  
 平成15年 6月20日付 平15・06・09原第17号、  
 平成16年 5月13日付 平15・12・19原第36号、  
 平成17年 7月20日付 平17・07・04原第21号、  
 平成18年 4月21日付 平18・04・14原第 2号、  
 平成19年 3月15日付 平19・02・16原第15号、  
 平成19年12月13日付 平19・09・28原第30号、  
 平成20年 5月 7日付 平20・04・22原第24号、  
 平成20年 8月22日付 平20・07・11原第12号、  
 平成20年12月12日付 平20・10・31原第 1号、

昭和47年 2月16日付 46原第 9309号、  
 昭和48年11月22日付 48原第10426号、  
 昭和49年 8月20日付 49原第 6868号、  
 昭和50年 5月14日付 50原第 3839号、  
 昭和50年11月26日付 50原第 9545号、  
 昭和52年 3月29日付 52安(原規)第106号、  
 昭和53年10月30日付 53安(原規)第232号、  
 昭和54年 9月10日付 54資庁第11645号、  
 昭和55年 6月30日付 55資庁第 8107号、  
 昭和56年 6月19日付 56資庁第 8316号、  
 昭和57年 1月26日付 56資庁第17611号、  
 昭和58年 2月10日付 57資庁第19486号、  
 昭和59年 8月17日付 59資庁第10192号、  
 昭和60年11月 5日付 60資庁第11804号、  
 昭和62年 7月27日付 62資庁第 7373号、  
 昭和63年 7月14日付 63資庁第 7654号、  
 平成 2年 3月23日付 2資庁第 1878号、  
 平成 4年 2月 6日付 4資庁第 120号、  
 平成 5年 5月31日付 5資庁第 5098号、  
 平成 5年10月27日付 5資庁第11639号、  
 平成 6年 6月24日付 6資庁第 7494号、  
 平成 7年 6月23日付 7資庁第 7878号、  
 平成 8年 8月23日付 8資庁第 8447号、  
 平成 9年 3月24日付 平09・02・26第 4号、  
 平成10年 6月22日付 平10・03・30第45号、  
 平成11年 9月 8日付 平11・07・29第20号、  
 平成12年 5月19日付 平12・04・17第 5号、  
 平成13年 1月 5日付 平12・08・31第 9号、  
 平成13年 3月30日付 平13・03・23第11号、  
 平成14年 3月 8日付 平14・02・07原第 7号、  
 平成14年10月22日付 平14・09・20原第 6号、  
 平成15年 9月18日付 平15・08・28原第 8号、  
 平成16年 6月16日付 平16・06・07原第10号、  
 平成18年 2月22日付 平18・01・31原第14号、  
 平成18年 9月 8日付 平18・08・24原第10号、  
 平成19年 6月26日付 平19・06・08原第135号、  
 平成19年12月13日付 平19・11・30原第24号、  
 平成20年 6月18日付 平20・05・20原第 9号、  
 平成20年10月 7日付 平20・09・16原第14号、  
 平成21年 3月25日付 平21・03・03原第22号、

平成21年11月 4日付 平戒21・09・18原第12号、  
平成22年 6月25日付 平戒22・06・10原第 1号、  
平成23年 5月 6日付 平戒23・04・04原第32号、  
平成24年 7月19日付 平戒23・07・25原第13号、  
平成25年 3月25日付 原管取第121221001号、  
平成27年 6月12日付 原規規発第1506126号、  
平成27年11月17日付 原規規発第1511176号、  
平成28年 8月 1日付 原規規発第1608013号、  
平成29年 4月19日付 原規規発第17041913号、  
平成30年 1月10日付 原規規発第1801104号、  
平成30年11月16日付 原規規発第1811166号、  
令和元年11月28日付 原規規発第1911284号で変更認可を受けた美浜発電所原子炉施設保安規定の  
記述を、別添の美浜発電所原子炉施設保安規定のとおり変更する（ただし、変更箇所を示す  
記載は含まない）。

平成22年 2月10日付 平戒22・01・06原第12号、  
平成22年 6月28日付 平戒21・11・05原第21号、  
平成23年 5月11日付 平戒23・04・20原第 1号、  
平成24年 9月 6日付 20l208l5原第23号、  
平成26年 6月 9日付 原規規発第1406094号、  
平成27年 9月18日付 原規規発第1509182号、  
平成28年 3月24日付 原規規発第1603249号、  
平成28年11月16日付 原規規発第1611163号、  
平成29年 6月26日付 原規規発第1706264号、  
平成30年 6月26日付 原規規発第1806269号、  
平成31年 4月25日付 原規規発第1904251号及び

## 2. 変更の理由

### (1) 原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴い、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則等が改正されたことから、関連する原子炉施設保安規定条文を変更する。

### (2) 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更

平成29年12月14日に施行された実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則により、第92条第3項第18号の2において、火山影響等発生時の体制の整備が新たに求められたことから、関連する保安規定条文の変更を行う。

### (3) 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等の一部改正に伴う変更

平成29年12月14日に施行された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等により、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合の設備として、アニュラス空気再循環設備等を設置することが要求された。

これらに対応するため、原子炉制御室の居住性を確保するための対応に関連する手順、運転上の制限等の記載の変更を行う。

平成30年2月20日に施行された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等により、放射性物質を含む液体があふれ出る事象について、従前は容器又は配管の破損としていたものを、改正後の規則等では想定する事象を破損に限定しないこととし、溢水源について容器、配管に加え、その他の設備を含むことが明示され、溢水源として考慮すべき事象や設備の範囲が拡張された。

これらに対応するため、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合の対応に関連する運用事項に係る記載の変更を行う。

### (4) 3号炉の安全保護系設定値の見直しに伴う変更

3号炉の安全保護系設定値の工認記載値については、最新プラントの考え方「安全上保護すべき値（安全解析使用値など）に安全余裕を考慮した値」としている。

一方、保安規定記載値については、前述の考え方ではなく、「安全上保護すべき値（安全解析使用値など）に安全上の余裕及び実設備の計器誤差を考慮した値」としているため、最新の考え方に合わせて見直しを行う。

これらに対応するため、安全保護系設定値の見直しに関連する保安規定条文の変更を行う。

### (5) 3号炉の安全保護回路デジタル化に伴う変更

3号炉の安全保護回路のデジタル化に伴い、原子炉保護系計装のインターロック（P-13）及び工学的安全施設等作動計装のインターロック（P-11）について設定値に付されている誤差の記載を削除する。

これらに対応するため、安全保護回路デジタル化に関連する保安規定条文の変更を行う。

(6) 3号炉の炉内構造物取替に伴う変更

3号炉の炉内構造物取替に伴い、出力運転中に、安全上必要なほう酸水量（最大反応度値の制御棒クラスタ1本が挿入不能の場合でも、原子炉を高温停止から低温停止に移行可能とするほう酸水量）が変更となるため、ほう酸タンクのほう酸水量制限値を変更する。

これらに対応するため、炉内構造物取替に関連する保安規定条文の変更を行う。

(7) 3号炉の中央制御盤取替等に伴う変更

3号炉の中央制御盤については、保守性向上等の理由により、中央制御盤全体を最新のデジタル式の中央制御盤に取り替えに伴い、規定する内容の変更を実施する。また、事故時監視計器及び中央制御室外原子炉停止装置の設備更新に伴う記載内容の変更を実施する。

これらに対応するため、中央制御盤取替等に関連する保安規定条文の変更を行う。

(8) 管理区域図の変更

内部溢水対策としての主蒸気・主給水配管区画化及び、仮設建屋の解体工事に伴い、管理区域図を変更する。

(9) 実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準の一部改正に伴う変更

実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準の一部改正（2019年10月2日改正）のうち、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員に対する教育及び訓練に関する改正内容を反映するため、関連する保安規定条文の変更を行う。

(10) 記載の適正化

原子炉施設保安規定全般について、記載の適正化のため変更する。

### 3. 施行期日

この規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日より起算し、10日を超えない範囲で施行する。

1. 本規定施行の際、使用前検査の対象となる規定（第2項を除く。）については、原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時の工事の工程における各原子炉施設に係る使用前検査終了日以降に適用することとし、それまでの間、なお、従前の例による。ただし、上記検査がない設備については構造、強度または漏えいに係る検査終了日以降に適用する。

なお、第13条（運転員等の確保）については、3号炉の原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時の工事の工程における各原子炉施設に係る使用前検査終了日以降に適用する。

2. 第85条（重大事故等対処設備）のうち、原子炉下部キャビティ水位計に係る規定については、原子炉の運転モード5の期間における使用前検査終了日以降に適用する。

以上

別添 美浜発電所原子炉施設保安規定

第4章（運転管理）における枠囲みの範囲、添付4（管理区域図）および添付5（保全区域図）については、機密に係る事項ですので、公開することはできません。

# 第 1 編

## 運転段階の発電用原子炉施設編 (3号炉に係る保安措置)

運転段階とは、発電用原子炉施設の運転を始める前に、新燃料を搬入する時点から、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34第2項の規定に基づき認可を受け、廃止措置を実施する前までの段階をいう。



## 第1章 総 則

(目 的)

第 1 条 この規定第1編（第1編において、以下、「本編」という。）は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下、「原子炉等規制法」という。）第43条の3の24第1項の規定に基づき、運転段階の美浜発電所3号炉原子炉施設（本編において、以下、「原子炉施設」という。）の保安のために必要な措置（本編において、以下、「保安活動」という。）を定め、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物（以下、「核燃料物質等」という。）または発電用原子炉（以下、「原子炉」という。）による災害の防止を図ることを目的とする。

(基本方針)

第 2 条 美浜発電所（以下、「発電所」という。）における保安活動は、安全文化を基礎とし、放射線および放射性物質の放出による従業員および公衆の被ばくを、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の低い水準に保つとともに、災害の防止のために、適切な品質保証活動に基づき実施する。

(安全文化の醸成)

第2条の2 第2条に係る保安活動を実施するにあたり、安全を第一とした原子力事業運営の実現のため、安全文化の醸成のための活動を以下のとおり実施する。

2. 社長は、以下の事項を実施する。

(1) 安全を第一とした原子力事業運営の実現のため、安全文化醸成の方針を定める。また、必要に応じてその見直しを行う。

(2) 原子力事業本部長を指揮し、次項(2)の評価結果について報告を受け、必要な指示を行う。

3. 原子力事業本部長は、前項(1)の方針に基づき、次の各号に従い、安全文化の醸成のための活動を統括する。また、次の各号に係る審議のための会議体を設置し、安全文化の醸成のための活動を実施させる。

(1) 安全文化の醸成のための活動の計画を毎年度策定し、必要に応じてその見直しを行う。また、第4条(保安に関する組織)の組織にその活動を実施させる。

(2) (1)に定めた計画の実施状況および安全文化醸成の状況を評価する。

(3) (1)に定めた計画に基づき、(2)の評価結果を社長に報告し、社長からの指示を受ける。

(4) (2)の評価結果と(3)の社長からの指示を計画に反映する。

4. 第4条(保安に関する組織)の組織は、第3項の計画に基づき、安全文化の醸成のための活動を実施する。

(関係法令および本規定の遵守)

第2条の3 第3条に基づく保安活動を実施するにあたり、関係法令および本規定を遵守すること(以下、本条において「コンプライアンス」という。)を確実にするため、コンプライアンス意識の向上のための活動を以下のとおり実施する。

2. 社長は、以下の事項を実施する。

(1) コンプライアンスを確実にするための方針を定める。また、必要に応じてその見直しを行う。

(2) 原子力事業本部長を指揮し、次項(2)の評価結果について報告を受け、必要な指示を行う。

3. 原子力事業本部長は、前項(1)の方針に基づき、次の各号に従い、コンプライアンス意識の向上のための活動を統括する。また、原子力部門CSR推進委員会を設置し、コンプライアンス意識の向上のための活動を実施させる。

(1) コンプライアンス意識の向上のための活動の計画を毎年度策定し、必要に応じてその見直しを行う。また、第4条(保安に関する組織)の組織にその活動を実施させる。

(2) (1)に定めた計画の実施状況を評価する。

(3) (1)に定めた計画に基づき、(2)の評価結果を社長に報告し、社長からの指示を受ける。

(4) (2)の評価結果と(3)の社長からの指示を計画に反映する。

4. 第4条(保安に関する組織)の組織は、第3項の計画に基づき、コンプライアンス意識の向上のための活動を実施する。

## 第2章 品質保証

(品質保証計画)

第3条 第2条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質保証計画を定める。

### 1. 目的

本品質保証計画は、発電所の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力発電所における安全のための品質保証規程 (JEAC4111-2009)」（以下、「JEAC4111」という。）および関係法令に基づく品質マネジメントシステム（安全文化を醸成する活動を行うしくみを含む。以下、「品質マネジメントシステム」という。）を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。

### 2. 適用範囲

本品質保証計画は、発電所の保安活動に適用する。

### 3. 定義

本品質保証計画における用語の定義は、下記に定めるものの他 JEAC4111 に従う。

#### (1) 発電用原子炉施設

原子力発電所を構成する構築物、系統および機器等の総称をいう（以下、本条において「原子炉施設」という。）。

#### (2) 原子力施設情報公開ライブラリー

原子力施設の事故もしくは故障等の情報または信頼性に関する情報を共有し、活用することにより、事故および故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう（以下、「ニューシア」という）。

#### (3) PWR事業者連絡会

国内PWR（加圧水型軽水炉）プラントの安全安定運転のために、PWRプラントを所有する国内電力会社と国内PWRプラントメーカーの間で必要な技術検討の実施および技術情報を共有するための連絡会のことをいう（以下、本条および第120条において同じ）。

### 4. 品質マネジメントシステム

#### 4.1 一般要求事項

(1) 原子力部門（第4条 図4に示す組織すべてをいう。以下、本規定において同じ。）は、本品質保証計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、維持する。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

(2) 原子力部門は、次の事項を実施する。

a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスおよびそれらの原子力部門への適用を4.2.1 b)、c)、d)およびe)に示す文書で明確にする。

b) これらのプロセスの順序および相互関係を図3-1に示す。

c) これらのプロセスの運用および管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準および方法を品質マネジメントシステムの文書にて明確にする。

- d) これらのプロセスの運用および監視を支援するために必要な資源および情報を利用できることを確実にする。(6. 参照)
  - e) これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。
  - f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。
  - g) これらのプロセスおよび原子力部門の体制を品質マネジメントシステムとの整合がとれたものにする。
  - h) 社会科学および行動科学の知見を踏まえて、品質マネジメントシステムの運用を促進する。
- (3) 原子力部門は、品質マネジメントシステムの運用において、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(以下、「重要度分類指針」という。)に基づく重要性に応じて、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度について、表3-2の4. 1項に係る社内標準に規定し、グレード分けを行う。また、これに基づき資源の適切な配分を行う。なお、グレード分けの決定に際しては、重要度分類指針に基づく重要性に加えて以下の事項を考慮することができる。
- a) プロセスおよび原子炉施設の複雑性、独自性または斬新性の程度
  - b) プロセスおよび原子炉施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度
  - c) 検査または試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度
  - d) 作業または製造プロセス、要員、要領および装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度
  - e) 運転開始後の原子炉施設に対する保守、供用期間中検査および取替えの難易度
- (4) 原子力部門は、これらのプロセスを、本品質保証計画に従って運営管理する。
- (5) 原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを原子力部門が決めた場合には、原子力部門はアウトソースしたプロセスに関して管理を確実にする。これらのアウトソースしたプロセスに適用される管理の方式および程度は、原子力部門の品質マネジメントシステムの文書に定める。
4. 2 文書化に関する要求事項
4. 2. 1 一般
- 品質マネジメントシステムの文書には、次の事項を含める。品質マネジメントシステム文書体系図を図3-2に示す。
- a) 文書化した、品質方針および品質目標の表明
  - b) 「原子力発電の安全に係る品質保証規程」
  - c) JEAC4111の要求事項に基づき作成する表3-1に示す社内標準およびこれらの社内標準の中で明確にした記録
  - d) 原子力部門内のプロセスの効果的な計画、運用および管理を確実に実施するために、原子力部門が必要と決定した表3-2に示す社内標準およびこれらの社内標準の中で明確にした記録
  - e) 原子力部門内のプロセスの効果的な計画、運用および管理を確実に実施するために、原子力部門が必要と決定した文書(c)およびd)の社内標準を除く。)およびこれらの文書の中で明確にした記録

なお、b)、c)およびd)に示す社内標準以外の品質マネジメントシステムで必要とされる文書は、表3-1、表3-2で示す社内標準の中で、文書名または作成し管理することを記載する。

また、c)、d) および e)の記録は、適正に作成する。

#### 4. 2. 2 品質マニュアル

原子力部門は、次の事項を含む品質マニュアルとして、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」(本品質保証計画を含む。)を作成し、維持する。

- a) 品質マネジメントシステムの組織に関する事項
- b) 品質マネジメントシステムの計画に関する事項
- c) 品質マネジメントシステムの実施に関する事項
- d) 品質マネジメントシステムの評価に関する事項
- e) 品質マネジメントシステムの改善に関する事項
- f) 品質マネジメントシステムの適用範囲（2. 参照）
- g) 品質マネジメントシステムについて確立された社内標準（4. 2. 1参照）
- h) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係に関する記述（図3-1参照）

#### 4. 2. 3 文書管理

(1) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理する。ただし、記録は文書の一つではあるが、4. 2. 4に規定する要求事項に従って管理する。

(2) 次の活動に必要な管理を規定するために、表3-1の4. 2. 3項に係る社内標準を確立する。

- a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書をレビューし、承認する。
- b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。
- c) 文書の変更の識別および現在有効な版の識別を確実にする。
- d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。
- e) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。
- f) 品質マネジメントシステムの計画および運用のために原子力部門が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。
- g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。

#### 4. 2. 4 記録の管理

(1) 原子力部門は、要求事項への適合および品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理する。

(2) 原子力部門は、記録の識別、保管、保護、検索、保管期間および廃棄に関して必要な管理を規定するために、表3-1の4. 2. 4項に係る社内標準を確立する。

(3) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。

### 5. 経営者の責任

#### 5. 1 経営者のコミットメント

社長は、品質マネジメントシステムの構築および実施ならびにその有効性を継続的

に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示す。

- a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を原子力部門内に周知する。
  - b) 品質方針を設定する。(5. 3 参照)
  - c) 管理責任者を指揮し、品質目標が設定されることを確実にする。(5. 4. 1 参照)
  - d) マネジメントレビューを実施する。(5. 6 参照)
  - e) 管理責任者を指揮し、品質マネジメントシステムの確立と維持に必要な資源が使用できることを確実にする。(6. 参照)
  - f) 安全文化を醸成するための活動を促進する。
5. 2 原子力安全の重視
- 原子力安全を最優先に位置付け、社長は、業務・原子炉施設に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にする。(7. 2. 1 および 8. 2. 1 参照)
5. 3 品質方針
- 社長は、品質方針について、次の事項を確実にする。
- a) 原子力部門の目的に対して適切である。
  - b) 要求事項への適合および品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。
  - c) 品質目標の設定およびレビューのための枠組みを与える。
  - d) 原子力部門全体に伝達され、理解される。
  - e) 適切性の持続のためにレビューされる。
  - f) 組織運営に関する方針と整合がとれている。
5. 4 計画
5. 4. 1 品質目標
- (1) 社長は、原子力部門内のしかるべき部門および階層で、業務・原子炉施設に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標 (7. 1 (3) a) 参照) が設定されていることを確実にする。
  - (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合をとる。
  - (3) 原子力部門は、品質目標に係る事項について、表 3-2 の 5. 4 項に係る社内標準を確立する。
5. 4. 2 品質マネジメントシステムの計画
- 社長は、次の事項を確実にする。
- a) 品質目標に加えて 4. 1 に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。
  - b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れている。
5. 5 責任、権限およびコミュニケーション
5. 5. 1 責任および権限
- 社長は、第 5 条、第 10 条および第 10 条の 2 に定める責任 (保安活動の内容について説明する責任を含む。) と権限が、原子力部門全体に周知されていることを確実にする。



#### 5. 5. 2 管理責任者

- (1) 社長は、原子力事業本部長を原子力部門（経営監査室を除く。）の管理責任者とし、経営監査室長を経営監査室の管理責任者として任命する。
- (2) 管理責任者（原子力事業本部長）は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任および権限をもつ。
  - a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施および維持を確実にする。
  - b) 品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況および改善の必要性の有無について、社長に報告する。
  - c) 原子力部門（経営監査室を除く。）全体にわたって、関係法令の遵守および原子力安全についての認識を高めることを確実にする。
- (3) 管理責任者（経営監査室長）は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任および権限をもつ。
  - a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施および維持を確実にする。
  - b) 品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況および改善の必要性の有無について、社長に報告する。
  - c) 経営監査室全体にわたって、関係法令の遵守および原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

#### 5. 5. 3 プロセス責任者

社長は、プロセス責任者に対し、所掌する業務に関して、次に示す責任および権限を与える。

- a) プロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。
- b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設に対する要求事項についての認識を高める。
- c) 業務の成果を含む実施状況について評価する。（5. 4. 1 および 8. 2. 3 参照）。
- d) 安全文化を醸成するための活動を促進する。

#### 5. 5. 4 内部コミュニケーション

- (1) 社長は、原子力部門内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。
- (2) 原子力部門は、内部コミュニケーションに係る事項について、表3-2の5. 5. 4項に係る社内標準を確立する。

#### 5. 6 マネジメントレビュー

##### 5. 6. 1 一般

- (1) 社長は、原子力部門の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、年1回（原則として年度末）以上品質マネジメントシステムをレビューする。
- (2) 発電所長は、発電所における品質マネジメントシステムを評価し、その結果を表3-2の5. 5. 4項に係る社内標準に基づき管理責任者（原子力事業本部長）へ報告

する。管理責任者（原子力事業本部長および経営監査室長）は、これらの情報を含む自らが所管する品質マネジメントシステムに係る活動を評価し、その結果をマネジメントレビューへのインプットとする。

(3) マネジメントレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、ならびに品質方針および品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。なお、第5条第1項(18)に定める関係する部門についてもマネジメントレビューの結果に基づいて社長が必要な業務の指示を行う。

(4) マネジメントレビューの結果の記録は、維持する。(4. 2. 4 参照)

#### 5. 6. 2 マネジメントレビューへのインプット

マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含める。

- a) 監査の結果
- b) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方 (8. 2. 1 参照)
- c) プロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）ならびに検査および試験の結果 (8. 2. 3 および 8. 2. 4 参照)
- d) 予防処置および是正処置の状況 (8. 5. 2 および 8. 5. 3 参照)
- e) 安全文化を醸成するための活動の実施状況
- f) 関係法令の遵守状況
- g) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ (5. 6. 3 参照)
- h) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更
- i) 改善のための提案

#### 5. 6. 3 マネジメントレビューからのアウトプット

マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定および処置すべてを含める。

- a) 品質マネジメントシステムおよびそのプロセスの有効性の改善
- b) 業務の計画および実施にかかわる改善
- c) 資源の必要性

#### 6. 資源の運用管理

##### 6. 1 資源の提供

原子力部門は、原子力安全に必要な資源を表3-2の6. 1項、6. 2項および

7. 1項に係る社内標準において明確にし、提供する。

##### 6. 2 人的資源

###### 6. 2. 1 一般

原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、適切な教育、訓練、技能および経験を判断の根拠として力量を有する。

###### 6. 2. 2 力量、教育・訓練および認識

原子力部門は、表3-2の5. 4項および6. 2項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。

- a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。
- b) 必要な力量が不足している場合には、その必要な力量に到達することができるよ

うに教育・訓練を行うか、または他の処置をとる。

- c) 教育・訓練または他の処置の有効性を評価する。
- d) 原子力部門の要員が、自らの活動のもつ意味および重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。
- e) 教育、訓練、技能および経験について該当する記録を維持する。(4. 2. 4 参照)

#### 6. 3 原子炉施設およびインフラストラクチャー

原子力部門は、原子力安全の達成のために必要な原子炉施設を表3-2の7. 1項に係る社内標準において明確にし、維持管理する。

また、原子力安全の達成のために必要なインフラストラクチャーを表3-2の7. 1項に係る社内標準において明確にし、維持する。

#### 6. 4 作業環境

原子力部門は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を表3-2の7. 1項に係る社内標準において明確にし、運営管理する。

#### 7. 業務の計画および実施

##### 7. 1 業務の計画

- (1) 原子力部門は、表3-1の4. 2. 3項に係る社内標準および表3-2の7. 1項に係る社内標準に基づき、保安活動に関する業務に必要なプロセスを計画し、構築する。
- (2) 業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる。(4. 1 参照)
- (3) 原子力部門は、業務の計画に当たって、次の各事項について適切に明確化する。  
なお、d)については表3-2の7. 1項に係る社内標準において明確にする。
  - a) 業務・原子炉施設に対する品質目標および要求事項
  - b) 業務・原子炉施設に特有な、プロセスおよび文書の確立の必要性、ならびに資源の提供の必要性
  - c) その業務・原子炉施設のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査および試験活動ならびにこれらの合否判定基準
  - d) 業務・原子炉施設のプロセスおよびその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録(4. 2. 4 参照)
- (4) この計画のアウトプットは、原子力部門の運営方法に適した形式にする。

##### 7. 2 業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス

###### 7. 2. 1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化

原子力部門は、次の事項を業務の計画(7. 1 参照)で明確にする。

- a) 業務・原子炉施設に適用される法令・規制要求事項
- b) 明示されてはいないが、業務・原子炉施設に不可欠な要求事項
- c) 原子力部門が必要と判断する追加要求事項すべて

###### 7. 2. 2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー

- (1) 原子力部門は、業務・原子炉施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。
- (2) レビューでは、次の事項を確実にする。
  - a) 業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。

- b) 業務・原子炉施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。
  - c) 原子力部門が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。
  - (3) このレビューの結果の記録、およびそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する。(4. 2. 4 参照)
  - (4) 業務・原子炉施設に対する要求事項が書面で示されない場合には、原子力部門はその要求事項を適用する前に確認する。
  - (5) 業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、原子力部門は、関連する文書として業務の計画を修正する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。
7. 2. 3 外部とのコミュニケーション
- 原子力部門は、原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を表3-2の7. 2. 3項に係る社内標準で明確にし、実施する。
7. 3 設計・開発
- 原子力部門は、表3-2の7. 3項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。
7. 3. 1 設計・開発の計画
- (1) 原子力部門は、原子炉施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。
  - (2) 設計・開発の計画において、原子力部門は、次の事項を明確にする。
    - a) 設計・開発の段階
    - b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証および妥当性確認
    - c) 設計・開発に関する責任 (保安活動の内容について説明する責任を含む。) および権限
  - (3) 原子力部門は、効果的なコミュニケーションならびに責任および権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。
  - (4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に更新する。
7. 3. 2 設計・開発へのインプット
- (1) 原子炉施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する。(4. 2. 4 参照) インプットには、次の事項を含める。
    - a) 機能および性能に関する要求事項
    - b) 適用される法令・規制要求事項
    - c) 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
    - d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
  - (2) 原子炉施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビューし、承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまいでなく、相反することがないようにする。
7. 3. 3 設計・開発からのアウトプット
- (1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、リリースの前に、承認を受ける。
  - (2) 設計・開発からのアウトプットは、次の状態とする。
    - a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。

- b) 調達、業務の実施（原子炉施設の使用を含む。）に対して適切な情報を提供する。
  - c) 関係する検査および試験の合否判定基準を含むか、またはそれを参照している。
  - d) 安全な使用および適正な使用に不可欠な原子炉施設の特性を明確にする。
7. 3. 4 設計・開発のレビュー
- (1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに（7. 3. 1 参照）体系的なレビューを行う。
    - a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。
    - b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。
  - (2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者および当該設計・開発に係る専門家を含める。このレビューの結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する。（4. 2. 4 参照）
7. 3. 5 設計・開発の検証
- (1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに（7. 3. 1 参照）検証を実施する。
 

この検証の結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する。（4. 2. 4 参照）
  - (2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者またはグループが実施する。
7. 3. 6 設計・開発の妥当性確認
- (1) 結果として得られる原子炉施設が、指定された用途または意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法（7. 3. 1 参照）に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。
  - (2) 実行可能な場合にはいつでも、原子炉施設の使用前に、妥当性確認を完了する。
  - (3) 妥当性確認の結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する。（4. 2. 4 参照）
7. 3. 7 設計・開発の変更管理
- (1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する。（4. 2. 4 参照）
  - (2) 変更に対して、レビュー、検証および妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。
  - (3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の原子炉施設を構成する要素および関連する原子炉施設に及ぼす影響の評価（当該原子炉施設を構成する材料または部品に及ぼす影響の評価を含む。）を含める。
  - (4) 変更のレビューの結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する。（4. 2. 4 参照）
7. 4 調達
- 原子力部門は、表 3-2 の 7. 4 項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。
7. 4. 1 調達プロセス
- (1) 原子力部門は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。
  - (2) 供給者および調達製品に対する管理の方式および程度は、調達製品が、原子力安全

に及ぼす影響に応じて定める。

- (3) 原子力部門は、供給者が原子力部門の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価および再評価の基準を定める。
- (4) 評価の結果の記録、および評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する。(4. 2. 4参照)
- (5) 原子力部門は、調達製品の調達後における、維持または運用に必要な保安に係る技術情報の取得およびそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な措置に関する管理方法を定める。

#### 7. 4. 2 調達要求事項

- (1) 調達要求事項では、調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当するものを含める。
  - a) 製品、手順、プロセスおよび設備の承認に関する要求事項
  - b) 要員の適格性確認に関する要求事項
  - c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項
  - d) 不適合の報告および処理に関する要求事項
  - e) 安全文化を醸成するための活動に関する必要な要求事項
- (2) 原子力部門は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。
- (3) 原子力部門は、調達製品を受領する場合には、調達製品の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

#### 7. 4. 3 調達製品の検証

- (1) 原子力部門は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査またはその他の活動を定めて、実施する。
- (2) 原子力部門が、供給者先で検証を実施することにした場合には、原子力部門は、その検証の要領および調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中で明確にする。

#### 7. 5 業務の実施

原子力部門は、業務の計画(7. 1 参照)に基づき、次の事項を実施する。

##### 7. 5. 1 業務の管理

原子力部門は、業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含める。

- a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。
- b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。
- c) 適切な設備を使用している。
- d) 監視機器および測定機器が利用でき、使用している。
- e) 監視および測定が実施されている。
- f) 業務のリリースが実施されている。

##### 7. 5. 2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認

- (1) 業務の実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視または測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には、原子力部門は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。
- (2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証す

る。

(3) 原子力部門は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。

- a) プロセスのレビューおよび承認のための明確な基準
- b) 設備の承認および要員の適格性確認
- c) 所定の方法および手順の適用
- d) 記録に関する要求事項（4. 2. 4 参照）
- e) 妥当性の再確認

#### 7. 5. 3 識別およびトレーサビリティ

(1) 必要な場合には、原子力部門は、業務の計画および実施の全過程において、適切な手段により、業務・原子炉施設を識別する。

(2) 原子力部門は、業務の計画および実施の全過程において、監視および測定の実施事項に関連して、業務・原子炉施設の状態を識別する。

(3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、原子力部門は業務・原子炉施設について一意の識別を管理し、記録を維持する。（4. 2. 4 参照）

#### 7. 5. 4 原子力部門外の所有物

原子力部門は、原子力部門外の所有物について、それが原子力部門の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する。（4. 2. 4 参照）

#### 7. 5. 5 調達製品の保存

(1) 原子力部門は、調達製品の検証後、受入から据付（使用）までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には、該当する場合、識別、取扱い、包装、保管および保護を含める。保存は、取替品、予備品にも適用する。

(2) 原子力部門は、調達製品の保存に係る事項について、表 3-2 の 7. 5. 5 項に係る社内標準を確立する。

#### 7. 6 監視機器および測定機器の管理

原子力部門は、業務の計画（7. 1 参照）に基づき、次の事項を実施する。

(1) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性を実証するために、原子力部門は、実施すべき監視および測定を表 3-2 の 7. 1 項および 8. 2. 4 項に係る社内標準において明確にする。また、そのために必要な監視機器および測定機器を表 3-2 の 7. 6 項に係る社内標準において明確にする。

(2) 原子力部門は、監視および測定の実施事項との整合性を確保できる方法で監視および測定が実施できることを確実にするプロセスを、表 3-2 の 7. 1 項に係る社内標準において確立する。

(3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たす。

- a) 定められた間隔または使用前に、国際または国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正もしくは検証、またはその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正または検証に用いた基準を記録する。（4. 2. 4 参照）
- b) 機器の調整をする、または必要に応じて再調整する。
- c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。
- d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。

e) 取扱い、保守および保管において、損傷および劣化しないように保護する。  
さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、原子力部門は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する。

(4. 2. 4参照)

原子力部門は、その機器、および影響を受けた業務・原子炉施設すべてに対して、適切な処置をとる。校正および検証の結果の記録を維持する。(4. 2. 4参照)

(4) 規定要求事項にかかわる監視および測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視および測定ができることを確認する。

この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。

## 8. 評価および改善

### 8. 1 一般

(1) 原子力部門は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析および改善のプロセスを計画し、実施する。

- a) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合を実証する。
- b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。
- c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

(2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、およびその使用の程度を決定することを含める。

### 8. 2 監視および測定

#### 8. 2. 1 原子力安全の達成

原子力部門は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手および使用の方法を表3-2の8. 2. 1項に係る社内標準に定める。

#### 8. 2. 2 内部監査

原子力部門は、表3-1の8. 2. 2項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。

(1) 品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行うことができる組織が内部監査を実施する。

- a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画(7. 1参照)に適合しているか、JEAC4111の要求事項に適合しているか、および原子力部門が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。
- b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。

(2) 監査の対象となるプロセスおよび領域の状態および重要性、ならびにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定する。監査の基準、範囲、頻度および方法を規定する。監査員の選定および監査の実施においては、監査プロセスの客観性および公平性を確保する。ただし、監査員は、自らの業務を監査しない。

(3) 監査の計画および実施、記録の作成および結果の報告に関する責任および権限、な



らびに要求事項を規定する。

- (4) 監査およびその結果の記録を維持する。(4. 2. 4 参照)
- (5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合およびその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正および是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには、とられた処置の検証および検証結果の報告を含める。(8. 5. 2 参照)
- (6) 監査のプログラムおよび結果について、管理責任者に報告する。
- (7) 経営監査室は、原子力事業本部および発電所が実施した内部監査を評価する。その結果、経営監査室長が必要と判断した場合には、原子力事業本部、発電所に内部監査の実施を指示する。
- (8) 原子力事業本部および発電所は、経営監査室長から内部監査の実施について指示がある場合は内部監査を実施する。

#### 8. 2. 3 プロセスの監視および測定

- (1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視、および適用可能な場合に行う測定には、適切な方法を適用する。
- (2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。
- (3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、修正ならびに是正処置をとる。

#### 8. 2. 4 検査および試験

- (1) 原子力部門は、原子炉施設の要求事項が満たされていることを検証するために、表 3-2 の 8. 2. 4 項に係る社内標準を確立し、原子炉施設を検査および試験する。 検査および試験は、業務の計画 (7. 1 参照) に従って、適切な段階で実施する。検査および試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する。(4. 2. 4 参照)
- (2) 検査および試験要員の独立の程度を定める。
- (3) リリース (次工程への引渡し) を正式に許可した人を、記録する。(4. 2. 4 参照)
- (4) 業務の計画 (7. 1 参照) で決めた検査および試験が完了するまでは、当該原子炉施設を据え付けたり、運転したりしない。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。

#### 8. 3 不適合管理

原子力部門は、表 3-1 の 8. 3 項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。

- (1) 原子力部門は、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。
- (2) 不適合の処理に関する管理およびそれに関連する責任および権限を規定する。
- (3) 該当する場合には、原子力部門は、次の一つまたはそれ以上の方法で、不適合を処理する。
  - a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。
  - b) 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、または合格と判定することを正式に許可する。
  - c) 本来の意図された使用または適用ができないような処置をとる。
  - d) 外部への引渡し後または業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適

合による影響または起こり得る影響に対して適切な処置をとる。

- (4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行う。
- (5) 不適合の性質の記録、および不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する。(4. 2. 4参照)
- (6) 原子力部門は、原子炉施設の保安の向上に役立たせる観点から、公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。

#### 8. 4 データの分析

- (1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムの適切性および有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、表3-2の8. 4項に係る社内標準において適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視および測定の結果から得られたデータならびにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。
- (2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供する。
  - a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方(8. 2. 1参照)
  - b) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合(8. 2. 3および8. 2. 4参照)
  - c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセスおよび原子炉施設の、特性および傾向(8. 2. 3および8. 2. 4参照)
  - d) 供給者の能力(7. 4参照)

#### 8. 5 改善

##### 8. 5. 1 継続的改善

原子力部門は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置およびマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

##### 8. 5. 2 是正処置

原子力部門は、表3-1の8. 5. 2項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。

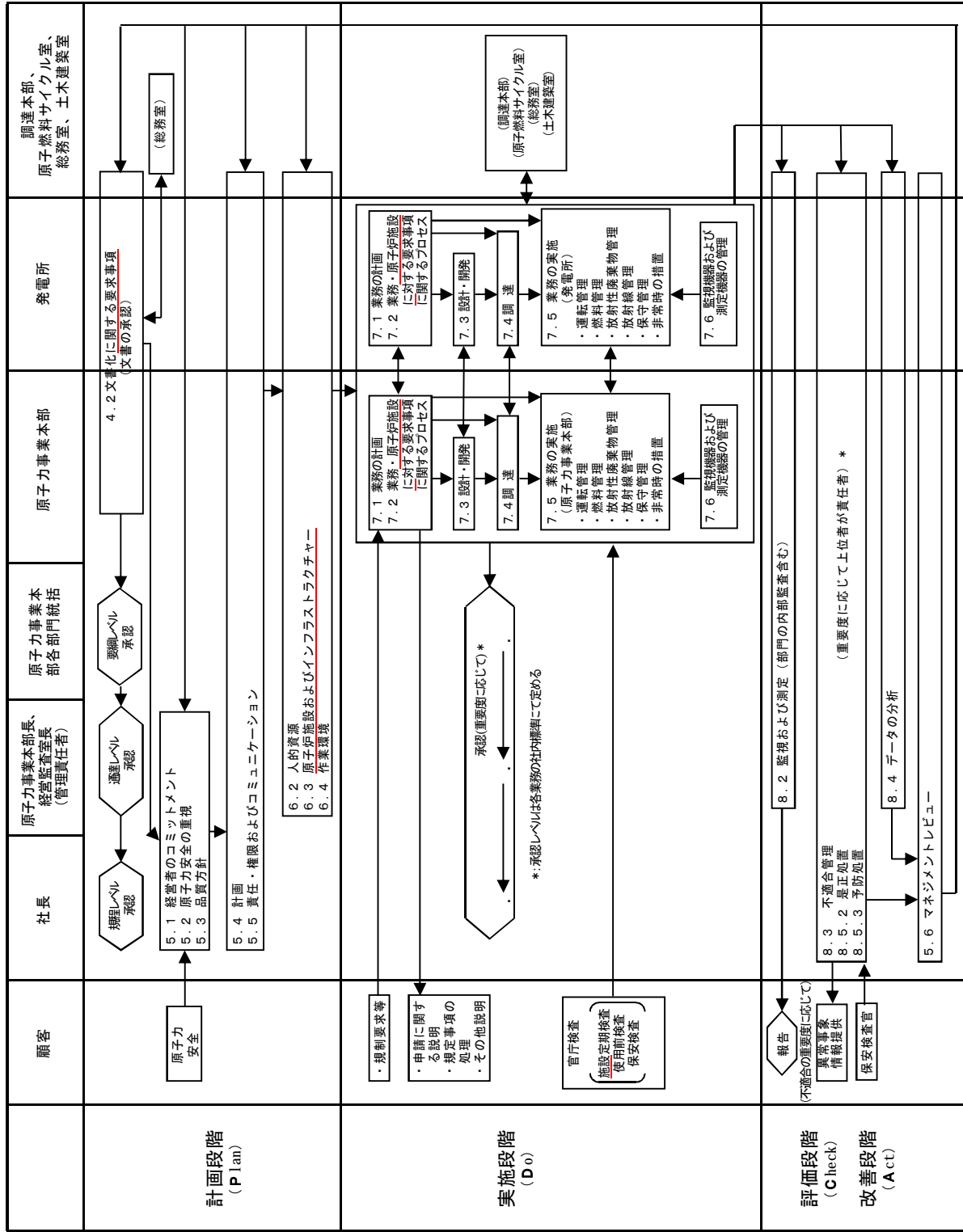
- (1) 原子力部門は、再発防止のため、不適合の原因を除去する処置をとる。
- (2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項(JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。)を規定する。
  - a) 不適合のレビュー
  - b) 不適合の原因の特定
  - c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価
  - d) 必要な処置の決定および実施
  - e) とった処置の結果の記録(4. 2. 4参照)
  - f) とった是正処置の有効性のレビュー

##### 8. 5. 3 予防処置

原子力部門は、表3-1の8. 5. 3項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。

- (1) 原子力部門は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見（良好事例を含む。）および他の施設から得られた知見（PWR事業者連絡会で取り扱う技術情報およびニューシア登録情報を含む。）の活用を含め、その原因を除去する処置を決める。この活用には、原子力安全に係る業務の実施によって得られた知見を他の原子炉設置者と共有することも含む。
- (2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を規定する。
- a) 起こり得る不適合およびその原因の特定
  - b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価
  - c) 必要な処置の決定および実施
  - d) とった処置の結果の記録（4. 2. 4 参照）
  - e) とった予防処置の有効性のレビュー

図3-1-1 品質マネジメントシステム体系図



(注1) 本図は、品質マネジメントシステムを構成するプロセスの関連を規格要求事項に着目し、整理した上でPDCAに分類して示している。

業務の詳細は各社内標準にて定める。

(注2) 原子力事業本部各部門統括とは、原子力企画部門統括、原子力安全部門統括、原子力発電部門統括、原子力技術部門統括 (原子力技術)、原子力燃料部門統括 (土木建築)、原子燃料部門統括のいずれかを指す。

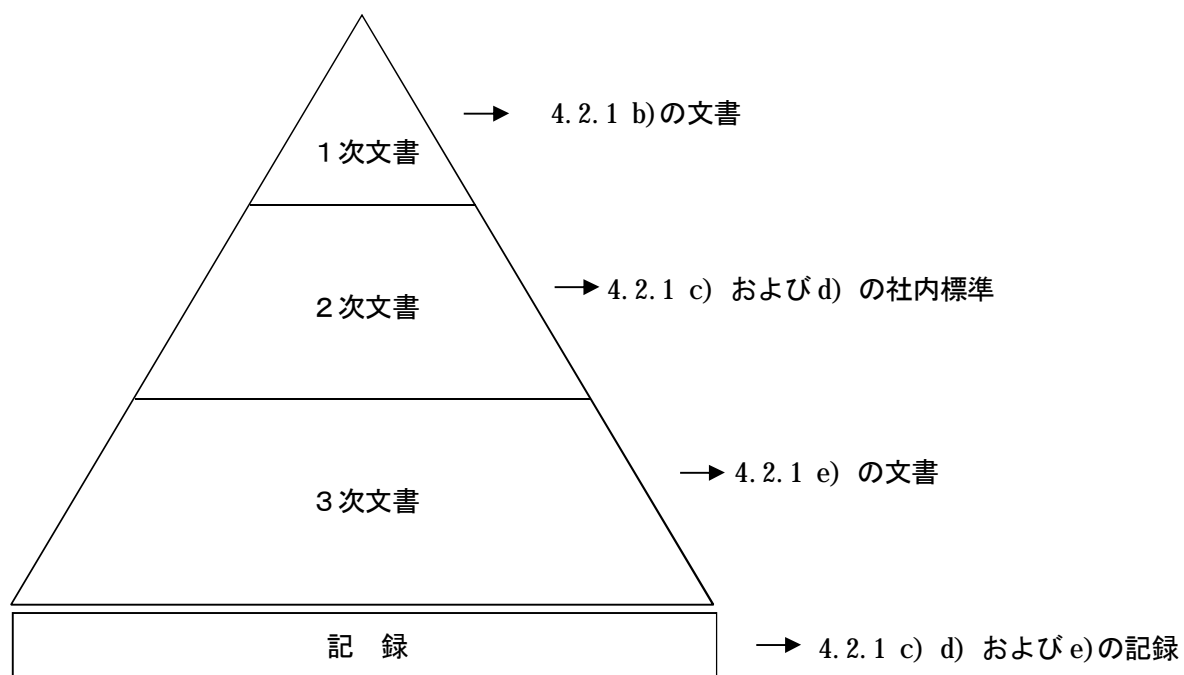


図3-2 品質マネジメントシステム文書体系図

表3-1：本品質保証計画関連条項と JEAC4111 の要求事項に基づき作成する社内標準との関係

本品質保証 計画関連条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号
		1次 文書	2次文書		
4. 2. 3 4. 2. 4	文書管理 記録の管理	原子力発電の安全に係る品質保証規程 <sup>※1</sup>	原子力部門における 文書・記録管理通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原総通達 第3号
8. 2. 2	内部監査		原子力部門における 内部監査通達	経営監査室	平成18 経営原通達 第1号
8. 3 8. 5. 2	不適合管理 是正処置		不適合管理および是 正処置通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品証通達 第1号
8. 5. 3	予防処置		予防処置通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原発通達 第2号

※1：原子力発電の安全に係る品質保証規程の所管箇所は、原子力事業本部、総務室および経営監査室であり、文書番号は平成15規程第5号とする（以下、本条において同じ）。

表3-2：本品質保証計画関連条項および本規定関連条項と原子力部門が必要と決定した社内標準との関係

本品質保証 計画関連条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号	本規定関連条項
		1次 文書	2次文書			
4. 1	重要度分 類		グレード分け通 達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 品証通達 第2号	
4. 1	<u>安全文化</u>		<u>安全文化通達</u>	原子力事業本部 <u>原子力発電部門</u>	平成25 品証通達 第1号	<u>第2条の2、第2条の3、第3条</u>
5. 4	品質目標		品質目標通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 品証通達 第3号	
5. 5. 3	<u>プロセス 責任者</u>		原子力部門にお ける文書・記録 管理通達	原子力事業本部 <u>原子力企画部門</u>	平成18 <u>総通達 第3 号</u>	
5. 5. 4	内部コミュ ニケーション		内部コミュニケーション 通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 品証通達 第4号	第6条、第8条
6. 1	資源の提 供		要員・組織計画 通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原企通達 第1号	
6. 1 6. 2	力量、教 育・訓練お よび認識		教育・訓練通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原企通達 第2号	第131条、第132条

表3-2 (続き)

本品質保証 計画関連条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号	本規定関連条項
		1次 文書	2次文書			
6. 1	運転管理	運転管理通達		原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原発電 通達 第1号	第9条の2、第10条の2、第12条の2から第 93条、第120条、第120条の3、第120 条の4、第134条
6. 3						
6. 4						
7. 1	燃料管理	原子燃料管理通 達		原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原燃保 通達 第1号	第94条から第99条、第134条
7. 2						
7. 5	放射性廃 棄物管理	放射性廃棄物管 理通達		原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原放管 通達 第1号	第100条から第104条、第134条
7. 6						
8. 2. 4	放射線管 理	放射線管理通達		原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原放管 通達 第2号	第105条から第119条、第122条の2、第 129条の2、第134条
	保守管理	保守管理通達		原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保修 通達 第1号	第12条の2、第95条、第98条、第120条
	非常時の 措置	非常時の措置通 達		原子力事業本部 原子力安全部門	平成26 原危管 通達 第1号	第18条の5、第18条の6、 <u>第121条</u> 、第1 22条、 <u>第123条</u> から第129条、第130条
	その他	安全管理通達		原子力事業本部 原子力安全部門	平成26 原安管 通達 第1号	第9条から第11条、第12条の2、第120条 の2
		原子燃料サイク ル通達		原子力事業本部 原子燃料部門	平成18 原燃品 通達 第1号	第94条から第99条
		<u>火災防護通達</u>		<u>原子力事業本部</u> <u>原子力発電部門</u>	平成27 原発電 <u>通達 第1号</u>	<u>第18条</u>
		原子力技術業務 要綱		原子力事業本部 原子力技術部門	平成17 原プ技 要綱 第2号	



表3-2 (続き)

本品質保証 計画関連条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号	本規定関連条項
		1次 文書	2次文書			
7. 2. 2 7. 2. 3 8. 2. 1	外部との コミュニケーション 原子力安 全の達成	原子力発電の安全に係る品質保証規程		原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原発電 通達 第3号	
7. 3	設計・開 発	設計・開発通達		原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保修 通達 第2号	第120条
7. 4 7. 5. 5	調達 調達製品 の保存	原子力部門にお ける調達管理通 達		調達本部	平成27 調原通 達 第1号	
7. 6	監視機器 および測 定機器の 管理	監視機器・測定機 器管理通達		原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保修 通達 第3号	
8. 2. 3	プロセス の監視お よび測定	品質目標通達		原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品証 通達 第3号	
7. 6 8. 2. 4	検査およ び試験	原子力部門にお ける内部監査通 達		経営監査室	平成18 経営原 通達 第1号	
8. 4	データの 分析	検査・試験通達		原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保修 通達 第4号	
		データ分析通達		原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品証 通達 第5号	

### 第3章 保安管理体制および評価

#### 第1節 組織および職務

(保安に関する組織)

第4条 発電所の保安に関する組織は、図4のとおりとする。

図4

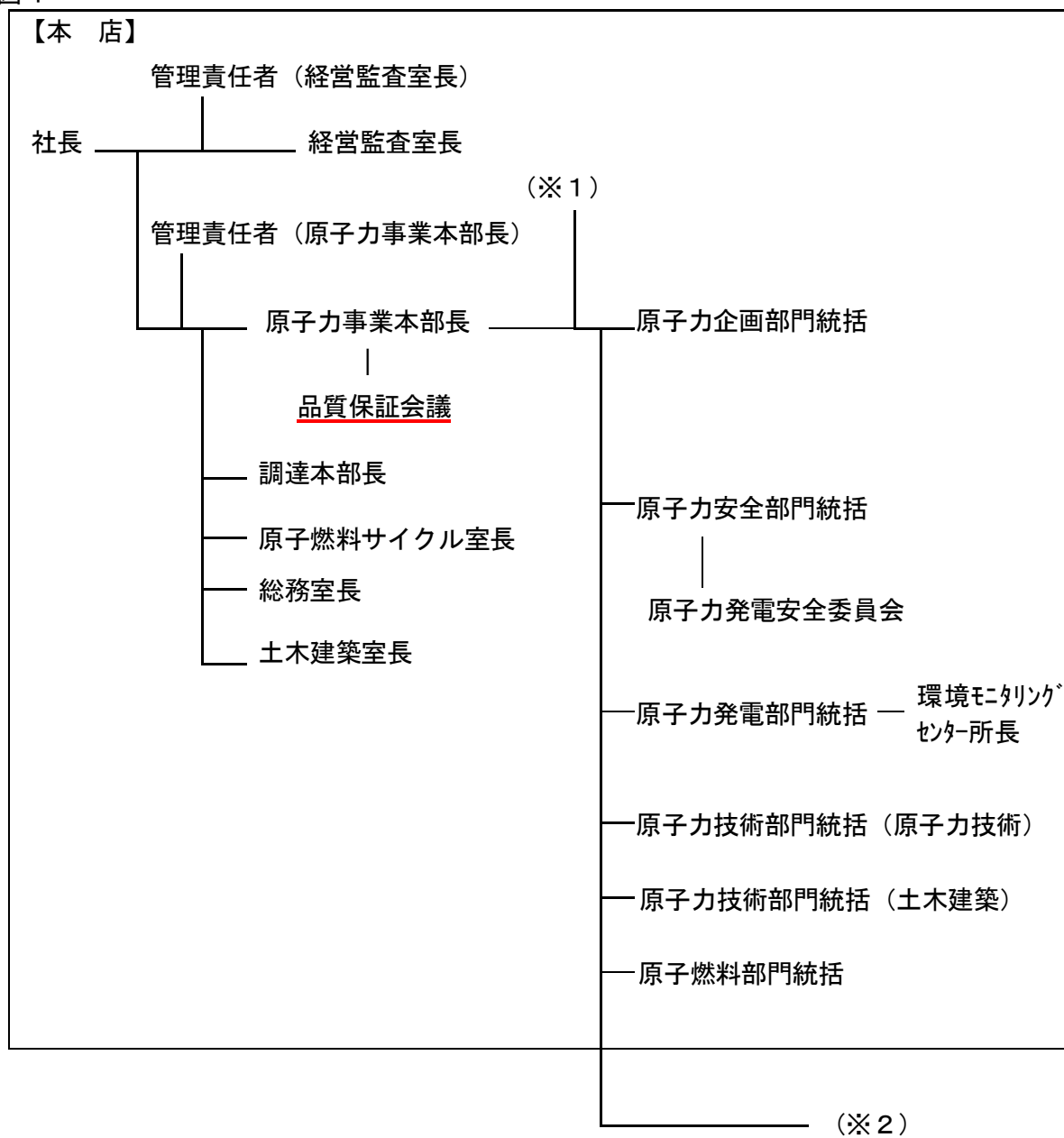
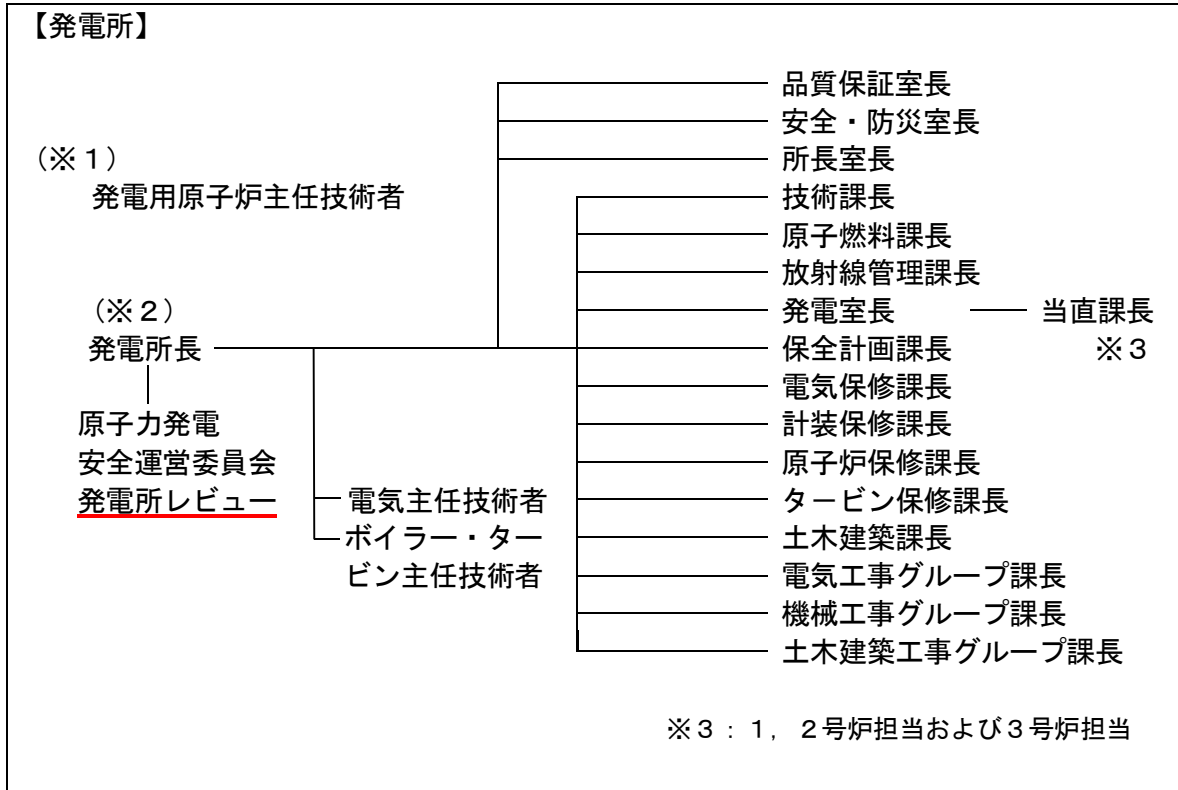


図4 (続き)



(保安に関する職務)

第 5 条 本店における保安に関する職務は次のとおり。

- (1) 社長は、本規定に定める保安活動を統括する。
- (2) 経営監査室長は、原子力部門の経営監査に係る、年度計画および要員の教育ならびに経営監査の実施に関する業務を行う。
- (3) 原子力事業本部長は、第 1 項(5)から(10)に定める各部門統括を指導監督し、原子力業務を統括する。また、第 2 条の 2 第 3 項および第 2 条の 3 第 3 項の職務を行う。
- (4) 原子力事業本部長代理および第 1 項(5)から(10)に定める各部門統括は、原子力事業本部長を補佐する。
- (5) 原子力企画部門統括は、要員・組織計画および要員教育（原子力部門の経営監査に係る要員の教育および運転員の教育・訓練を除く。）ならびに文書管理に関する業務を統括する。
- (6) 原子力安全部門統括は、原子力発電所の安全管理および原子力発電施設の安全評価に関する業務を統括する（その他自然災害発生時等、重大事故等発生時および大規模損壊発生時の体制の整備に関する業務を含む）。
- (7) 原子力発電部門統括は、原子力発電の品質保証活動および原子力発電所の運転保守（運転員の教育・訓練を含む）、放射線管理、放射性廃棄物管理ならびに原子力発電施設の設計・保全に関する業務を統括する。
- (8) 原子力技術部門統括（原子力技術）は、原子力発電施設の設計・保全（原子力技術部門統括（土木建築）および原子力発電部門統括が所管する業務を除く。）および高経年対策に関する技術的業務を統括する（火山影響等発生時およびその他自然災害発生時等の体制の整備に関する業務を含む）。
- (9) 原子力技術部門統括（土木建築）は、原子力発電施設の土木設備、建築物に係る設計・保全（原子力発電部門統括が所管する業務を除く。）に関する技術的業務を統括する（その他自然災害発生時等の体制の整備に関する業務を含む）。
- (10) 原子燃料部門統括は、原子燃料サイクル（原子燃料サイクル室長所管業務を除く。）およびその品質保証活動に関する業務を統括する。
- (11) 調達本部長は、契約および貯蔵品管理に関する業務を行う。
- (12) 原子燃料サイクル室長は、原子燃料サイクルの契約に関する業務を行う。
- (13) 総務室長は、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」の制定・改廃を所管するとともに、社印の管理に関する業務を行う。
- (14) 土木建築室長は、原子力部門に係る土木設備、建築物の改良および修繕に関する業務を行う。
- (15) 環境モニタリングセンター所長は、環境放射能に係るデータの収集、分析および評価に関する業務を行う。
- (16) 第 1 項(6)から(10)、(14)に定める各職位の職務には、その職務の範囲における設計および工事に関する業務を含む。
- (17) 第 1 項(5)から(15)に定める各職位は、所属員を指示・指導し、所管業務を遂行する。また、各所属員は、その指示・指導に従い業務を実施する。
- (18) その他関係する部門は、別途定められた「職制規程」に基づき所管業務を遂行する。

2. 発電所における保安に関する職務は次のとおり。

- (1) 発電所長（以下、「所長」という。）は、発電所の課（室）長等を指導監督し、発電所における保安活動を統括する。
- (2) 原子力安全統括、副所長および運営統括長は、所長を補佐する。
- (3) 品質保証室長は、原子力発電に関する品質保証活動の統括に関する業務を行う。
- (4) 品質保証室課長は、品質保証室長を補佐する。
- (5) 安全・防災室長は、原子炉施設の管理運用に関する安全評価、その他技術安全の総括、原子力防災対策および原子炉施設の出入管理に関する業務を行う。
- (6) 安全・防災室課長は、安全・防災室長を補佐する。
- (7) 所長室長は、発電所の運営に関する総括、初期消火活動のための体制の整備に関する業務、文書管理と記録管理の総括、教育・訓練の総括、調達先管理、契約および貯蔵品管理に関する業務を行う。
- (8) 所長室課長（総務）は、所長室長を補佐する。
- (9) 技術課長は、発電所の技術関係事項の総括に関する業務を行う。
- (10) 原子燃料課長は、原子燃料管理および炉心管理に関する業務を行う。
- (11) 放射線管理課長は、放射性廃棄物管理、放射線管理（環境モニタリングセンター所長所管業務を除く。）、被ばく管理および化学管理に関する業務を行う。
- (12) 発電室長は原子炉施設の運転に関する業務を行う。
- (13) 当直課長は、原子炉施設の運転に関する当直業務を行う。なお、本編において「当直課長」とは、特に定めのない限り3号炉を担当する当直課長をいう。
- (14) 定検課長は、発電室長の原子炉施設の運転に関する業務のうち、施設定期検査（以下、「定期検査」という。）に関する業務の補佐を行う。
- (15) 保全計画課長は、原子炉施設の保守、修理の総括に関する業務を行う。
- (16) 電気必修課長は、原子炉施設の電気設備に係る保守、修理（電気工事グループ課長所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (17) 計装必修課長は、原子炉施設の計装設備に係る保守、修理（電気工事グループ課長所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (18) 原子炉必修課長は、原子炉施設の機械設備（タービン設備を除く。）に係る保守、修理（機械工事グループ課長所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (19) タービン必修課長は、原子炉施設の機械設備（タービン設備）に係る保守、修理（機械工事グループ課長所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (20) 土木建築課長は、原子炉施設の土木設備および建築物に係る保守、修理（機械工事グループ課長および土木建築工事グループ課長の所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (21) 電気工事グループ課長は、原子炉施設の電気設備および計装設備に係る保守、修理および高経年対策の推進のうち、所長が指定したものにに関する業務を行う。
- (22) 機械工事グループ課長は、原子炉施設の機械設備、土木設備および建築物に係る保守、修理および高経年対策の推進のうち、所長が指定したものにに関する業務を行う。
- (23) 土木建築工事グループ課長は、原子炉施設の土木設備および建築物に係る保守、修理および高経年化対策の推進のうち、所長が指定したものにに関する業務を行う。
- (24) 発電所課長は、所長の指示する範囲の業務を行う。

- (25) 第2項(3)から(24)に定める各職位（以下、「各課（室）長」という。）は、所管業務に基づき非常時の措置、保安教育ならびに記録および報告を行う（火災発生時、内部溢水発生時、火山影響等発生時、その他自然災害発生時等、重大事故等発生時および大規模損壊発生時の体制の整備に関する業務を含む）。
- (26) 第2項(5)、(6)、(10)から(13)および(15)から(23)に定める各職位の職務には、その職務の範囲における運転および保守、設計および工事に関する業務を含む。
- (27) 各課（室）長は、課（室）員を指示・指導し、所管業務を遂行する。また、各課（室）員は、その指示・指導に従い業務を実施する。
- (28) 発電用原子炉主任技術者（以下、「原子炉主任技術者」という。）を兼任することができる品質保証室長、品質保証室課長、安全・防災室長、安全・防災室課長、技術課長または保全計画課長は、兼任した場合、担当する原子炉について兼任する職位の職務を遂行しないこととし、兼任する職位の職務はその上位職が行う。

## 第2節 原子力発電安全委員会および原子力発電安全運営委員会

(原子力発電安全委員会)

- 第6条 本店に原子力発電安全委員会（以下、「委員会」という。）を設置する。
2. 委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ委員会において定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない。
- (1) 原子炉設置（変更）許可申請書本文に記載の構築物、系統および機器の変更
  - (2) 原子炉施設保安規定の変更
  - (3) 原子炉施設の定期的な評価の結果（第11条関連）
  - (4) 本店所管の社内標準の制定および改正
  - (5) その他委員会で定めた事項
3. 原子力安全部門統括を委員長とする。委員長は、委員会の審議を主宰する。
4. 委員会は、委員長、各所長、各発電所の原子炉主任技術者に加え、委員長が指名した者で構成する。

## 第 7 条 削除



(原子力発電安全運営委員会)

第 8 条 発電所に原子力発電安全運営委員会（以下、「運営委員会」という。）を設置する。

2. 運営委員会は、発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、委員会で審議した事項もしくはあらかじめ運営委員会において定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない。

(1) 運転管理に関する社内標準の制定および改正

- (a) 運転員の構成人員に関する事項
- (b) 当直の引継方法に関する事項
- (c) 原子炉の起動および停止操作に関する事項
- (d) 巡視点検に関する事項
- (e) 異常時の措置に関する事項
- (f) 警報発生時の措置に関する事項
- (g) 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項
- (h) 定期的実施するサーベランスに関する事項
- (i) 誤操作の防止に関する事項
- (j) 火災、内部溢水、火山影響等およびその他自然災害発生時等の体制の整備に関する事項
- (k) 重大事故等および大規模損壊発生時の体制の整備に関する事項

(2) 燃料管理に関する社内標準の制定および改正

- (a) 新燃料および使用済燃料の運搬に関する事項
- (b) 新燃料および使用済燃料の貯蔵に関する事項
- (c) 燃料の検査および取替に関する事項

(3) 放射性廃棄物管理に関する社内標準の制定および改正

- (a) 放射性固体廃棄物の保管および運搬に関する事項
- (b) 放射性液体廃棄物の放出管理に関する事項
- (c) 放射性気体廃棄物の放出管理に関する事項
- (d) 放出管理用計測器の点検・校正に関する事項

(4) 放射線管理に関する社内標準の制定および改正

- (a) 管理区域の設定、区域区分および特別措置を要する区域に関する事項
- (b) 管理区域の出入管理および遵守事項に関する事項
- (c) 保全区域に関する事項
- (d) 周辺監視区域に関する事項
- (e) 線量の評価に関する事項
- (f) 除染に関する事項
- (g) 外部放射線に係る線量当量率等の測定に関する事項
- (h) 放射線計測器類の点検・校正に関する事項
- (i) 管理区域内で使用した物品の搬出および運搬に関する事項

(5) 保守管理に関する社内標準の制定および改正

(6) 改造の実施に関する事項

- (7) 非常事態における運転操作に関する社内標準の制定および改正（第123条）
  - (8) 保安教育実施計画の策定（第131条）に関する事項
  - (9) 事故・故障の水平展開の実施状況に関する事項
3. 所長を委員長とする。委員長は、運営委員会の審議を主宰する。
  4. 運営委員会は、委員長、原子炉主任技術者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者、第5条第2項(3)、(5)、(7)、(9)から(12)および(15)から(23)に定める職位に加え、委員長が指名した者で構成する。

### 第3節 主任技術者

(原子炉主任技術者の選任)

第9条 原子力事業本部長は、原子炉主任技術者および代行者を、原子炉主任技術者免状を有する者であって、次の各号の業務に通算して3年以上従事した経験を有する者の中から選任する。

(1) 原子炉施設の工事または保守管理に関する業務

(2) 原子炉の運転に関する業務

(3) 原子炉施設の設計に係る安全性の解析および評価に関する業務

(4) 原子炉に使用する燃料体の設計または管理に関する業務

2. 原子炉主任技術者は原子炉毎に選任する。

3. 原子炉主任技術者は、本店の保安に関する役職者とする。なお、原子炉主任技術者は、品質保証室長、品質保証室課長、安全・防災室長、安全・防災室課長、技術課長および保全計画課長のいずれかの職位を兼任することができる。

4. 代行者の職位は、課（室）長以上の役職者とする。

5. 原子炉主任技術者がいずれかの職位を兼任する場合、担当する原子炉について兼任する職位の職務は遂行せず、兼任する職位の職務はその上位職が行うこととする。また、代行者が原子炉主任技術者と交代した場合においても同様とする。

6. 原子炉主任技術者が職務を遂行できない場合(非常召集可能圏外に離れる場合を含む。)は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項から第3項に基づき、あらためて原子炉主任技術者を選任する。

(電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者の選任)

第9条の2 所長は、電気主任技術者および代行者を、第一種電気主任技術者免状を有する者の中から、ボイラー・タービン主任技術者および代行者を、第一種ボイラー・タービン主任技術者免状を有する者の中から選任する。

2. 電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者の職位は、課(室)長以上とする。

3. 電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者の代行者の職位は、課(室)長以上またはこれに準ずるものとする。

4. 電気主任技術者またはボイラー・タービン主任技術者が職務を遂行できない場合は、それぞれの代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項および第2項に基づき、あらためて電気主任技術者またはボイラー・タービン主任技術者を選任する。

(原子炉主任技術者の職務等)

第 10 条 原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実に、かつ、最優先に行うことを任務とし、次の職務を遂行する。

- (1) 原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者(所長を含む。以下、本条において同じ。)へ指示する。
- (2) 表 10-1 に定める事項について、所長の承認に先立ち確認する。
- (3) 表 10-2 に定める事項について、各課(室)長からの報告内容等を確認する。
- (4) 表 10-3 に示す記録の内容を確認する。
- (5) その他原子炉施設の運転に関し保安の監督に必要な職務を行う。

2. 原子炉主任技術者は次の場合において原子力事業本部長に報告を行う。

- (1) 前項(1)の職務を遂行すべき状況が生じた場合
- (2) 第 134 条第 1 項(1)から(5)の報告を受けた場合

3. 原子炉施設の運転に従事する者は、原子炉主任技術者がその保安のためにする指示に従う。

4. 原子炉主任技術者、電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者は、相互の職務について情報共有を行い、意思疎通を図る。

表 10-1

条文	内容
第 13 条 (運転員等の確保)	第 5 項および第 7 項に定める体制の構築
第 18 条の 5 (重大事故等発生時の体制の整備)	第 4 項に定める成立性の確認訓練の実施計画
第 18 条の 6 (大規模損壊発生時の体制の整備)	第 1 項に定める技術的能力の確認訓練の実施計画
第 24 条 (制御棒の挿入限界)	制御棒の挿入限界
第 32 条 (軸方向中性子束出力偏差)	軸方向中性子束出力偏差の目標範囲および許容運転制限範囲
第 36 条 (1 次冷却材の温度・圧力および 1 次冷却材温度変化率)	1 次冷却材温度・圧力の制限範囲
第 93 条 (異常収束後の措置)	原子炉の再起動
第 97 条 (燃料の取替等)	第 1 項に定める燃料装荷実施計画 第 3 項に定める取替炉心の安全性評価の結果
第 105 条 (管理区域の設定・解除)	第 5 項に定める一時的な管理区域の設定・解除 第 7 項に定める管理区域の設定・解除
第 131 条 (所員への保安教育)	所員への保安教育実施計画
第 132 条 (請負会社従業員への保安教育)	請負会社従業員への保安教育実施計画

表 10-2

条文	内容
<u>第18条（火災発生時の体制の整備）</u>	<u>火災が発生した場合に講じた措置の結果</u>
<u>第18条の2（内部溢水発生時の体制の整備）</u>	<u>内部溢水が発生した場合に講じた措置の結果</u>
<u>第18条の2の2（火山影響等発生時の体制の整備）</u>	<u>火山影響等発生時に講じた措置の結果</u>
<u>第18条の3（その他自然災害発生時等の体制の整備）</u>	<u>地震、津波および竜巻等が発生した場合に講じた措置の結果</u>
<u>第18条の5（重大事故等発生時の体制の整備）</u>	<u>第4項に定める成立性の確認訓練の結果</u>
<u>第18条の6（大規模損壊発生時の体制の整備）</u>	<u>第1項に定める技術的能力の確認訓練の結果</u>
<u>第85条（重大事故等対処設備）</u>	<u>要求される代替措置の確認</u>
第88条（運転上の制限を満足しない場合）	第11項に定める運転上の制限を満足していると判断した場合 第11項に定める原子炉熱出力の上昇または原子炉起動状態へ近づくモードへの移行
第89条（予防保全を目的とした点検・保守を実施する場合）	第2項に定める必要な安全措置 第11項に定める運転上の制限外から復帰していると判断した場合
第91条（異常時の基本的な対応）	異常が発生した場合の原因調査および対応措置
第92条（異常時の措置）	異常の収束
第134条（報告）	運転上の制限を満足していないと判断した場合（実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下、「実用炉規則」という。）第87条第9号に定める事象が生じた場合） 第91条に定める異常が発生した場合 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 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 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

表 10-3

記 録 項 目
1. 運転日誌等 (1) 熱出力 (2) 炉心の中性子束密度 (3) 炉心の温度 (4) 冷却材入口温度 (5) 冷却材出口温度 (6) 冷却材圧力 (7) 冷却材流量 (8) 制御棒位置 <u>(9) 再結合装置内の温度</u> <u>(10) 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</u>
2. 燃料に係る記録 (1) 原子炉内における燃料体の配置 (2) 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置 (3) 使用済燃料の払出し時における放射能の量
3. 点検報告書 (1) 運転開始前の点検結果 (2) 運転停止後の点検結果
4. 引継日誌
5. 放射線管理に係る記録 (1) 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 (2) 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 (3) 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
6. 放射性廃棄物管理に係る記録 (1) 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 (2) 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場所および方法 (3) 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 (4) 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経路
7. 原子炉施設の巡視または点検の結果
8. 保安教育の実施報告書

(電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者の職務等)

第10条の2 電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者は、原子力発電工作物<sup>※1</sup>の工事、維持および運用に関する保安の監督を誠実に、かつ、最優先に行うことを任務とし、次の職務を遂行する。

- (1) 原子力発電工作物の工事、維持および運用に関する保安のための諸計画の立案に当たっては、必要に応じて工事、維持および運用に従事する者(所長を含む。以下、本条において同じ。)へ指示、指導・助言する。
- (2) 原子力発電工作物の工事、維持および運用に関し、保安上必要な場合には、工事、維持および運用に従事する者に対し指示、指導・助言を行う。
- (3) その他原子力発電工作物の工事、維持および運用に関し保安の監督に必要な職務を行う。

2. 原子炉主任技術者、電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者は、相互の職務について情報共有を行い、意思疎通を図る。

※1：原子力発電工作物とは、電気事業法第38条に定める事業用電気工作物のうち、電気事業法第106条に定める原子力を原動力とする発電用の電気工作物をいう(以下、本条において同じ)。



#### 第4節 原子炉施設の定期的な評価

(原子炉施設の定期的な評価)

第11条 原子力安全部門統括は、10年を超えない期間毎に、実施手順および実施体制を定め、これに基づき、以下の事項を実施する。

(1) 保安活動の実施の状況の評価

(2) 保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価

2. 原子力部門は、第1項の評価の結果、原子炉施設の保安のために有効な追加措置が抽出された場合には、その結果を踏まえて、保安活動の計画、実施、評価および改善ならびに品質マネジメントシステムの改善を継続して行う。

## 第4章 運転管理

### 第1節 通則

(構成および定義)

第12条 本編において、原子炉の運転モード（以下、「モード」という。）は、表12-1のとおりとする。

2. 第3節（第87条から第90条を除く）における条文の基本的な構成は次のとおりとする。

(1) 第1項：運転上の制限

(2) 第2項：運転上の制限を満足していることを確認するために行う事項

(3) 第3項：運転上の制限を満足していないと判断した場合<sup>※1</sup>に要求される措置

3. 本編において、主要な用語の定義は、各条文に定めがない場合は、次のとおりとする。

(1) 「燃料取替」とは、炉内の燃料配置を変えることをいう。

(2) 第3節において「速やかに」とは、可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記の主旨を踏まえた上で、組織的に実施する準備<sup>※2</sup>が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。

(3) 「重大事故」とは、実用炉規則第4条にて掲げる「炉心の著しい損傷」および「核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷」をいう。

※1：運転上の制限を満足していないと判断した場合とは、次のいずれかをいう。

(1) 第2項の確認を行ったところ、運転上の制限を満足していないと各課（室）長が判断した場合

(2) 第2項の確認を行うことができなかった場合

(3) 第2項にかかわらず運転上の制限を満足していないと各課（室）長が判断した場合

※2：関係者への連絡、各運転員への指示、手順の準備・確認等を行うこと。

表 1 2 - 1

モード	原子炉の運転状態	原子炉容器スタッドボルトの状態
1	出力運転（出力領域中性子束指示値 5 % 超）	全ボルト締付
2（停止時）	出力運転（出力領域中性子束指示値 5 % 以下） ～ 制御グループバンク全挿入 <sup>※3</sup> による原子炉停止	全ボルト締付
	臨界操作のための制御グループバンク引抜操作開始 ～ 出力運転（出力領域中性子束指示値 5 % 以下）	
3	1次冷却材温度 177 °C 以上	全ボルト締付
4	1次冷却材温度 93 °C 超 177 °C 未満	全ボルト締付
5	1次冷却材温度 93 °C 以下	全ボルト締付
6 <sup>※4</sup>		1本以上が緩められている

※3：挿入不能な制御棒を除く。

※4：全ての燃料が原子炉格納容器の外にある場合を除く。

(原子炉の運転期間)

第12条の2 所長は、表12の2に定める原子炉の運転期間<sup>※1</sup>の範囲内で運転を行う。  
なお、実用炉規則第49条第1項第2号に基づき、原子力規制委員会が定期検査を受けるべき時期を定めて承認している場合は、その承認を受けた時期の範囲内で運転を行う。

※1：原子炉の運転期間とは、定期検査が終了した日から、次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間をいう。なお、「原子炉を停止する」とは、当該原子炉の主発電機の解列をいう（以下、本条において同じ）。

表12の2

原子炉の運転期間	13ヶ月
----------	------

(運転員等の確保)

第 13 条 発電室長は、原子炉の運転に必要な知識を有する者を確保する<sup>※1</sup>。なお、原子炉の運転に必要な知識を有する者とは、原子炉の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。

2. 発電室長は、原子炉の運転に当たって第 1 項で定める者の中から、1 直あたり表 13-1 に定める人数の者をそろえ、中央制御室あたり 5 直以上を編成した上で 3 交代勤務を行わせる。特別な事情がある場合を除き、連続して 24 時間を超える勤務を行わせてはならない。また、表 13-1 に定める人数のうち、1 名は当直課長とし、運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任された者とする。
3. 当直課長は、第 2 項で定める者のうち、表 13-2 に定める人数の者を主機運転員以上の者の中から常時中央制御室に確保する。
4. 各課(室)長は、重大事故等の対応のための力量を有する者を確保する<sup>※1</sup>。また、技術課長は、重大事故等の対応を行う要員として、表 13-3 に定める人数を常時確保する。
5. 技術課長および発電室長は、第 18 条の 5 第 4 項(2)の成立性確認において、その訓練に係る者が、役割に応じた必要な力量(以下、本条において「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、表 13-1 および表 13-3 に定める人数の者を確保する体制から、力量が確保できていないと判断された者を除外し、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て体制を構築する。
6. 所長は、第 5 項の訓練のうち、現場訓練による有効性評価の成立性確認において、除外された者と同じ役割の者に対して、役割に応じた成立性の確認訓練を実施し、その結果、力量を確保できる見込みが立たないと判断した場合は、第 9 項の措置を講じる。
7. 技術課長および発電室長は、力量が確保できていないと判断された者については、教育訓練等により、力量が確保されていることを確認した後、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て、表 13-1 および表 13-3 に定める人数の者を確保する体制に復帰させる。
8. 技術課長および発電室長は、第 2 項および第 4 項に定める人数の者に欠員が生じた場合は、休日、時間外(夜間)を含め補充を行う。また、所長は、第 2 項および第 4 項に定める人数の者の補充の見込みが立たないと判断した場合は、第 9 項の措置を講じる。
9. 所長は、第 6 項、第 8 項の判断を行った場合の措置として、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。

※1：重大事故等対処施設等の使用を開始するにあたっては、あらかじめ力量の付与のための教育訓練を実施する。

表 1 3 - 1

中央制御室名	B中央制御室 (3号炉)
モード1、2、3、4、5および6の場合	8名以上 <sup>※2</sup>
使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間の場合 <sup>※3</sup>	6名以上 <sup>※2</sup>

※2：当直課長を含む。

※3：照射済燃料移動中も含む（以下、同じ）。

表 1 3 - 2

中央制御室名	B中央制御室 (3号炉)
モード1、2、3、4、5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間の場合 <sup>※3</sup>	2名以上 <sup>※4</sup>

※4：当直課長または当直主任を含む主機運転員以上。

表 1 3 - 3

	運転モード	緊急時対策本部要員	緊急安全対策要員
常駐	モード1、2、3、4、5および6の場合	4名以上	33名以上
	使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間の場合 <sup>※3</sup>		27名以上
召集	モード1、2、3、4、5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間の場合 <sup>※3</sup>	5名以上	—

(巡視点検)

第 14 条 当直課長（1、2号炉担当を含む。）は、毎日1回以上、原子炉施設（原子炉格納容器内、アニュラス内、第107条第1項で定める区域および系統より切離されている施設<sup>※1</sup>を除く。）を巡視し、次の施設および設備について点検を行う。

- (1) 原子炉冷却系統施設
- (2) 制御材駆動設備
- (3) 電源、給排水および排気施設

2. 発電室長は、原子炉格納容器内、アニュラス内および第107条第1項で定める区域については、第107条第1項で定める措置に伴う立ち入り制限を考慮して、巡視点検を行う区域および方法を定める。当直課長は、その定めに従い、巡視点検を実施する。
3. 各課（室）長は、系統より切離されている施設について一定期間<sup>※2</sup>毎に巡視し、点検を行う。

※1：系統より切離されている施設とは、可搬設備、緊急時対策所設備および通信連絡を行うために必要な設備等をいう。

※2：一定期間とは、1ヶ月を超えない期間をいい、その確認の間隔は7日間を上限として延長することができる。ただし、実施回数の低減を目的として、恒常的に延長してはならない。なお、定める頻度以上で実施することを妨げるものではない。また、点検可能な時期が定期検査時となる施設については、定期検査毎とする。

(運転管理に関する社内標準の作成)

第 15 条 各課(室)長(当直課長を除く。)は、次の各号に掲げる原子炉施設の運転管理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。

- (1) 原子炉の起動および停止操作に関する事項
- (2) 巡視点検に関する事項
- (3) 異常時の措置に関する事項
- (4) 警報発生時の措置に関する事項
- (5) 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項
- (6) 定期的実施するサーベランスに関する事項
- (7) 誤操作の防止に関する事項
- (8) 火災、内部溢水、火山影響等およびその他自然災害発生時等の体制の整備に関する事項
- (9) 重大事故等および大規模損壊発生時の体制の整備に関する事項



(引 継)

第 16 条 当直課長（1、2号炉担当を含む。）は、その業務を次直の当直課長（1、2号炉担当を含む。）に引き継ぐ際には、運転日誌および引継日誌を引き渡すとともに、運転状況を申し送る。

(原子炉起動前の確認事項)

第 17 条 各課(室)長は、原子炉の起動開始までに、次の施設および設備を点検し、異常の有無を確認し、発電室長に通知する。発電室長は、この通知が完了していることを確認するとともに、その旨を当直課長に通知する。

- (1) 原子炉冷却系統施設
- (2) 制御材駆動設備
- (3) 電源、給排水および排気施設

2. 発電室長は、最終ヒートアップ開始<sup>※1</sup>までに、第3節の条文中で定期検査時に関係課長から発電室長に通知されることとなっている確認項目<sup>※2※3</sup>について、通知が完了していることを確認するとともに、その旨を当直課長に通知する。

※1：定期検査の最終段階において、原子炉を臨界にするためにモード5からモード4への移行操作を開始することをいう。

※2：最終ヒートアップ開始以降に実施される確認項目を除く。

※3：定期検査における最終の確認結果を確認する。なお、動作確認を伴う確認項目および系統構成に係る確認項目については、最終ヒートアップ開始前の1年以内の確認結果を確認するものとする。

(火災発生時の体制の整備)

第 18 条 保全計画課長は、火災が発生した場合（以下、「火災発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動<sup>※1</sup>を行う体制の整備として、次の各号を含む計画<sup>※2</sup>を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等および自然災害発生時の対応に係る実施基準」に従い策定する。

- (1) 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の設置<sup>※3</sup>
- (2) 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要員の配置
- (3) 火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練
- (4) 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資機材の配備
- (5) 発電所における可燃物の適切な管理

2. 各課（室）長（当直課長を除く。）は、前項の計画に基づき、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。

3. 保全計画課長は、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

4. 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。

※1：消防機関への通報、消火または延焼の防止、その他公設消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動を含む。また、火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災による影響の軽減に係る措置を含む（以下、本条において同じ）。

※2：計画とは、火災防護計画を示す。

※3：一般回線の代替設備である専用回線、通報設備が点検または故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後または修復後は遅滞なく復旧させる。

(内部溢水発生時の体制の整備)

第18条の2 技術課長は、原子炉施設内において溢水が発生した場合（以下、「内部溢水発生時」という。）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、次の各号を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等および自然災害発生時の対応に係る実施基準」に従い策定する。

(1) 内部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要員の配置

(2) 内部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要員に対する教育訓練

(3) 内部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資機材の配備

2. 各課（室）長（当直課長を除く。）は、前項の計画に基づき、内部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。

3. 各課（室）長は、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、技術課長に報告する。技術課長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

4. 各課（室）長は、内部溢水の影響により、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。

(火山影響等発生時の体制の整備)

第18条の2の2 技術課長は、火山現象による影響が発生するおそれがある場合または発生した場合（以下、「火山影響等発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動<sup>※1</sup>を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等および自然災害発生時の対応に係る実施基準」に従い策定する。

(1) 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要員の配置

(2) 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要員に対する教育訓練

(3) 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フィルタその他の資機材の配備

2. 各課（室）長（当直課長を除く。）は、前項の計画に基づき、次の各号を含む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体制および手順の整備を実施する。

(1) 火山影響等発生時における非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策に関すること。

(2) (1)に掲げるものの他、火山影響等発生時における代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策に関すること。

(3) (2)に掲げるものの他、火山影響等発生時における交流動力電源が喪失した場合における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること。

3. 各課（室）長は、第1項の計画に基づき、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実施するとともに、第1項(1)の要員に第2項の手順を遵守させる。

4. 各課（室）長は、第3項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、技術課長に報告する。技術課長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

5. 各課（室）長は、火山現象の影響により、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. 原子力技術部門統括（原子力技術）は、火山現象に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。

※1：火山影響等発生時に行う活動を含む（以下、本条において同じ）。

(その他自然災害発生時等の体制の整備)

第18条の3 技術課長は、原子炉施設内においてその他自然災害(「地震、津波および竜巻等」をいう。以下、本条において同じ。)が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動<sup>※1</sup>を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等および自然災害発生時の対応に係る実施基準」に従い策定する。

(1) その他自然災害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要員の配置

(2) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練

(3) その他自然災害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資機材の配備

2. 各課(室)長(当直課長を除く。)は、前項の計画に基づき、その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のために必要な体制および手順の整備を実施する。

3. 各課(室)長は、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、技術課長に報告する。技術課長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

4. 各課(室)長は、その他自然災害の影響により、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。

5. 原子力技術部門統括(原子力技術)および原子力技術部門統括(土木建築)は、その他自然災害に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。

6. 原子力技術部門統括(原子力技術)は、その他自然災害のうち地震に関して、新たな波及的影響の観点の抽出を実施する。

7. 原子力技術部門統括(原子力技術)および原子力技術部門統括(土木建築)は、地震観測および影響確認に関する活動を実施する。

8. 原子力安全部門統括は、定期的に発電所周辺の航空路を含めた航空機落下確率評価に用いるデータの変更状況を確認し、確認結果に基づき防護措置の要否を判断する。防護措置が必要と判断された場合は、関係箇所へ防護措置の検討依頼を行う。また、関係箇所の対応が完了したことを確認する。

※1：その他自然災害発生時に行う活動を含む(以下、本条において同じ)。

(資機材等の整備)

第18条の4 各課(室)長は、次の各号の資機材等を整備する。

- (1) 所長室長および電気保修課長は、設計基準事故が発生した場合に用いる標識を設置した安全避難通路ならびに避難用および事故対策用照明を整備するとともに、作業用照明設置箇所以外で現場作業が必要になった場合等に使用する可搬型照明を配備する。
- (2) 所長室長、放射線管理課長、発電室長、電気保修課長および計装保修課長は、設計基準事故が発生した場合に用いる警報装置および通信連絡設備を整備し、警報装置および通信連絡設備の操作に関する手順ならびに専用通信回線およびデータ伝送設備の異常時の対応に関する手順を定める。

(重大事故等発生時の体制の整備)

第18条の5 社長は、重大事故に至るおそれがある事故または重大事故が発生した場合（以下、「重大事故等発生時」という。）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。

2. 原子力安全部門統括は、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計画を定める。

3. 原子炉主任技術者は、第2項に定める計画に従い、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職務を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。

4. 安全・防災室長は、第1項の方針に基づき、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、次の各号を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。

(1) 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要員の配置に関する次の事項

(a) 要員の役割分担および責任者の配置に関すること。

(2) (1)の要員に対する教育訓練に関する次の事項

(a) 重大事故等対処施設の使用を開始するにあたって、あらかじめ力量の付与のための教育訓練を実施する<sup>\*1</sup>こと。

(b) 力量の維持向上のための教育訓練を年1回以上実施すること。

(c) 重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することおよび有効性評価の前提条件を満足することを確認するための成立性の確認訓練（以下、「成立性の確認訓練」という。）を年1回以上実施すること。

(d) 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、所長の承認を得ること。

(e) 成立性の確認訓練の結果を記録し、所長および原子炉主任技術者に報告すること。

(3) 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の活動、ならびに必要な資機材の配備に関すること。

5. 各課（室）長（当直課長を除く。）は、第1項の方針に基づき、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、次の各号の手順を定める。また、手順書を定めるにあたっては、添付3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従うとともに、重大事故等対処設備を使用する際の切替えの容易性を配慮し、第4項(1)(a)の役割に応じた内容とする。

(1) 重大事故等発生時における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること。

(2) 重大事故等発生時における原子炉格納容器の破損を防止するための対策に関すること。

(3) 重大事故等発生時における使用済燃料ピットに貯蔵する燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること。



- (4) 重大事故等発生時における原子炉停止時における燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること。
6. 各課（室）長は、第4項の計画に基づき、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実施するとともに、第4項(1)の要員に第5項の手順を遵守させる。
7. 各課（室）長は、第6項の活動の実施結果を取りまとめ、定期的に評価を行うとともに、評価の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。安全・防災室長は、第4項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。
8. 原子力安全部門統括は、第1項の方針に基づき、本店が行う支援に関する活動を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定する。また、計画は、添付3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。
- (1) 支援に関する活動を行うための役割分担および責任者の配置に関すること。
- (2) 支援に関する活動を行うための資機材の配備に関すること。
9. 原子力安全部門統括は、第8項の計画に基づき、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。
10. 原子力安全部門統括は、第9項の実施結果を踏まえ、第8項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

※1：重大事故等対処設備を設置もしくは改造する場合、重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始されるまでに、または運転員（当直員）、緊急時対策本部要員もしくは緊急安全対策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実施する。

(大規模損壊発生時の体制の整備)

第18条の6 安全・防災室長は、大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより原子炉施設に大規模な損壊が生じた場合（以下、「大規模損壊発生時」という。）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、次の各号を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。

(1) 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要員の配置に関すること。

(2) (1)の要員に対する教育訓練に関する次の事項

(a) 重大事故等対処施設等の使用を開始するにあたって、あらかじめ力量の付与のための教育訓練を実施する<sup>※1</sup>こと。

(b) 力量の維持向上のための教育訓練を年1回以上実施すること。

(c) 重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することを確認するための訓練（以下、「技術的能力の確認訓練」という。）を年1回以上実施すること。

(d) (c)項の訓練の実実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得ること。

(e) (c)項の訓練の結果を記録し、所長および原子炉主任技術者に報告すること。

(3) 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資機材の配備に関すること。

2. 各課（室）長（当直課長を除く。）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、次の各号の手順を定める。また、手順書を定めるにあたっては、添付3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従う。

(1) 大規模損壊発生時における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こと。

(2) 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。

(3) 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。

(4) 大規模損壊発生時におけ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に関すること。

(5) 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

3. 各課（室）長は、第1項の計画に基づき、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実施するとともに、第1項(1)の要員に第2項の手順を遵守させる。

4. 各課（室）長は、第3項の活動の実施結果を取りまとめ、定期的に評価を行うとともに、評価の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。安全・防災室長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

5. 原子力安全部門統括は、大規模損壊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について計画を策定する。また、計画は、添付3に示す「重大事故等およ

び大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。

6. 原子力安全部門統括は、第5項の計画に基づき、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。

7. 原子力安全部門統括は、第6項の実施内容を踏まえ、第5項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

※1：重大事故等対処設備を設置もしくは改造する場合、重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始されるまでに、大規模損壊対応で用いる化学消防自動車の設置もしくは改造する場合、当該設備の使用を開始するまでに、または運転員(当直員)、緊急時対策本部要員もしくは緊急安全対策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実施する。

## 第2節 運転上の留意事項

(水質管理)

- 第19条 放射線管理課長は、モード1において、1ヶ月に1回、表19-1に定める1次冷却材および蒸気発生器器内水の水質が基準値の範囲にあることを確認する。
2. 放射線管理課長は、1次冷却材または蒸気発生器器内水の水質が基準値の範囲にない場合は、基準値の範囲内に回復させるよう努める。

表19-1

項 目		基 準 値
1次冷却材	電気伝導率	1~40 $\mu\text{S}/\text{cm}$ (温度 25 $^{\circ}\text{C}$ )
	pH	4~11 (温度 25 $^{\circ}\text{C}$ )
	塩素イオン	0.15 ppm 以下
	溶存酸素	0.1 ppm 以下
	溶存水素	15~50 $\text{cm}^3\text{-STP}/\text{kg}\cdot\text{H}_2\text{O}$
蒸気発生器器内水	カチオン電気伝導率	30 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下 (温度 25 $^{\circ}\text{C}$ )
	pH	8 以上 (温度 25 $^{\circ}\text{C}$ )

(原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁管理)

第19条の2 発電室長は、定期検査時に、通常時閉、事故時閉となる手動弁のうち、開となるおそれがないように施錠管理を行う原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁（原子炉側からみた第1弁）について、閉止施錠状態であることを確認する。

### 第3節 運転上の制限

(停止余裕)

第20条 モード2（未臨界状態）、3、4および5において、停止余裕は、表20-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 停止余裕が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、モード2（未臨界状態）、3、4および5において、3日に1回、停止余裕を確認する。

3. 当直課長は、停止余裕が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表20-2の措置を講じる。

表20-1

項目	運転上の制限
停止余裕	(1) モード2（未臨界状態）、3および4において、 1.77 % $\Delta k/k$ 以上であること (2) モード5において、1.0 % $\Delta k/k$ 以上であること

表20-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 停止余裕が運転上の制限を満足していない場合	A.1 当直課長は、停止余裕が運転上の制限を満足するように、ほう酸による濃縮操作を開始する。	速やかに

(臨界ボロン濃度)

第 21 条 モード 1 および 2 において、臨界ボロン濃度の測定値と予測値の差は、表 21-1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、臨界ボロン濃度の予測値は、燃料取替後、実効最大出力運転日数が 60 日を超えるまでに、測定値に応じた調整をすることができる。

2. 臨界ボロン濃度の測定値と予測値の差が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 原子燃料課長は、燃料取替後、モード 1 になるまでに 1 回、臨界ボロン濃度の測定値と予測値の差を確認し、その結果を当直課長に通知する。

(2) 原子燃料課長は、モード 1 および 2 において、実効最大出力運転日数が 60 日に達して以降、1 ヶ月に 1 回、臨界ボロン濃度の測定値と予測値の差を確認する。

3. 原子燃料課長は、臨界ボロン濃度の測定値と予測値の差が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 21-2 の措置を講じるとともに、当直課長に通知する。通知を受けた当直課長は、同表の措置を講じる。

表 21-1

項目	運転上の制限
臨界ボロン濃度の測定値と予測値の差	±100 ppm 以内であること

表 21-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 臨界ボロン濃度の測定値と予測値の差が運転上の制限を満足していない場合	A.1 原子燃料課長は、炉心設計および安全解析の再評価を行い、原子炉の継続運転が許容できることを確認し、その結果を当直課長に通知する。	72 時間
	および A.2 原子燃料課長は、必要に応じて適切な運転上の制限ならびに確認項目およびその頻度を定め、その結果を当直課長に通知する。	72 時間
B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード 3 にする。	12 時間

(減速材温度係数)

第 22 条 モード 1、2 および 3 において、減速材温度係数は、表 22-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 減速材温度係数が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 原子燃料課長は、燃料取替に伴う燃料装荷開始までに、減速材温度係数を解析により確認する。

(2) 原子燃料課長は、燃料取替後、モード 1 になるまでに 1 回、減速材温度係数が負であることを測定により確認し、その結果を当直課長に通知する。

3. 原子燃料課長は、減速材温度係数が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 22-2 の措置を講じるとともに、当直課長に通知する。通知を受けた当直課長は、同表の措置を講じる。

表 22-1

項目	運転上の制限
減速材温度係数	(1) モード 1 および 2 (臨界状態) において、負であること (2) モード 1、2 および 3 において、 $-81 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 以上であること

表 22-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 減速材温度係数が負でない場合	A.1 原子燃料課長は、減速材温度係数が負となるように制御グループバンク引抜制限値を決定し、その結果を当直課長に通知する。	24 時間
B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、未臨界状態のモード 2 にする。	12 時間



(制御棒動作機能)

第 23 条 モード 1 および 2 (臨界状態) において、制御棒動作機能は、表 23-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 制御棒動作機能が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 電気保修課長は、定期検査時に、制御棒の全引抜位置からの落下時間 (原子炉トリップ信号発信から全ストロークの 85% に至るまでの時間) が 2.1 秒以下であることを確認し、その結果を当直課長に通知する。

(2) 当直課長は、モード 1 および 2 (臨界状態) において、3 ヶ月に 1 回、全挿入されていない制御棒をバンク毎に動かして、各制御棒位置が変化することにより、制御棒が固着していないことを確認する。

(3) 当直課長は、モード 1 および 2 (臨界状態) において、12 時間に 1 回、制御棒毎に各制御棒位置がステップカウンタの表示値の  $\pm 12$  ステップ以内であることを確認する。

また、当直課長は、モード 1 および 2 (臨界状態) において、制御棒位置偏差大を検知する警報が動作不能となった場合、4 時間に 1 回、制御棒毎に各制御棒位置がステップカウンタの表示値の  $\pm 12$  ステップ以内であることを確認する。

3. 当直課長は、制御棒動作機能が第 1 項で定める運転上の制限を満足していない<sup>※1</sup>と判断した場合、表 23-2 の措置を講じるとともに、制御棒 1 本が不整合である場合は原子燃料課長に通知する。通知を受けた原子燃料課長は、同表の措置を講じる。

※ 1 : 制御棒位置指示装置またはステップカウンタの動作不良により、制御棒位置がステップカウンタの表示値の  $\pm 12$  ステップ以内でない場合は、制御棒の不整合とはみなさない。

表 23-1

項目	運転上の制限
制御棒動作機能 <sup>※2</sup>	(1) 全ての制御棒が挿入不能 <sup>※3</sup> でないこと (2) 全ての制御棒が不整合 <sup>※4</sup> でないこと

※ 2 : 制御棒動作機能のうち、制御棒クラスタは、重大事故等対処設備を兼ねる。

※ 3 : 挿入不能とは、機械的固着のため、制御棒が挿入できないことをいう (以下、本条において同じ)。

※ 4 : 不整合とは、制御棒位置がステップカウンタの表示値の  $\pm 12$  ステップ以内でない場合をいう (以下、本条において同じ)。

表 2 3 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 制御棒 1 本以上が挿入不能である場合	A. 1. 1 当直課長は、 <u>停止余裕が 1.77%Δk/k 以上であることを確認する。</u> または	1 時間
	A. 1. 2 当直課長は、 <u>停止余裕が 1.77 %Δk/k 以上になるように、ほう酸による濃縮操作を開始する。</u> および	1 時間
	A. 2 当直課長は、モード 3 にする。	1 2 時間
B. 制御棒 1 本が不整合である場合	B. 1 当直課長は、制御棒の不整合を復旧する。 または	1 時間
	B. 2. 1. 1 当直課長は、 <u>停止余裕が 1.77 %Δk/k 以上であることを確認する。</u> または	1 時間
	B. 2. 1. 2 当直課長は、 <u>停止余裕が 1.77 %Δk/k 以上になるように、ほう酸による濃縮操作を開始する。</u> および	1 時間
	B. 2. 2 当直課長は、原子炉熱出力を 75 %以下に下げる。 および	2 時間
	B. 2. 3 当直課長は、 <u>停止余裕が 1.77 %Δk/k 以上であることを確認する。</u> および	2 4 時間 その後の 1 日に 1 回
	B. 2. 4 原子燃料課長は、モード 1 において、 $F_{\Delta H}^N$ および $F_Q(Z)$ が運転上の制限を満足していることを確認し、その結果を当直課長に通知する。 および	7 2 時間
	B. 2. 5 原子燃料課長は、本条件で安全解析の再評価を行い、その結果が運転期間を通じて有効であることを確認し、その結果を当直課長に通知する。	5 日
C. 条件 B の措置を完了時間内に達成できない場合	C. 1 当直課長は、モード 3 にする。	1 2 時間

表 2 3 - 2 (続き)

条 件	要求される措置	完了時間
D. 2本以上の制御棒が不整合である場合	D. 1. 1 当直課長は、 <u>停止余裕が 1. 77%Δk/k 以上であることを確認する。</u>	1 時間
	または D. 1. 2 当直課長は、 <u>停止余裕が 1. 77 %Δk/k 以上になるように、ほう酸による濃縮操作を開始する。</u>	1 時間
	および D. 2 当直課長は、モード3にする。	1 2 時間

(制御棒の挿入限界)

第 24 条 モード 1 および 2 において、制御棒の挿入限界は、表 24-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 制御棒の挿入限界が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
  - (1) 原子燃料課長は、制御グループバンクおよび停止グループバンクの挿入限界を定め、原子炉主任技術者の確認を得た上で、所長の承認を得て、発電室長に通知する。
  - (2) 当直課長は、臨界操作開始前の 4 時間以内に、臨界時の制御グループバンクおよび停止グループバンクの推定位置が挿入限界以上であることを確認する。
  - (3) 当直課長は、モード 1 および 2 において、12 時間に 1 回、各停止グループバンクが挿入限界以上であることを確認する。
  - (4) 当直課長は、モード 1 および 2 (臨界状態) において、12 時間に 1 回、各制御グループバンクが挿入限界以上であることを確認する。また、当直課長は、モード 1 および 2 (臨界状態) において、制御グループ制御棒挿入限界異常低を検知する警報が動作不能な場合、4 時間に 1 回、各制御グループバンクが挿入限界以上であることを確認する。
  - (5) 当直課長は、モード 1 および 2 (臨界状態) において、12 時間に 1 回、炉心から全引抜がなされていない制御グループバンクがオーバラップを満足していることを確認する。
3. 当直課長は、制御棒の挿入限界が第 1 項で定める運転上の制限を満足していない<sup>※1</sup>と判断した場合、表 24-2 の措置を講じる。

※ 1 : 制御棒位置指示装置またはステップカウンタの動作不良により、制御棒位置が定められた挿入限界を下回っている場合は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

表 24-1

項目	運転上の制限
制御棒の挿入限界	(1) モード 1 および 2 において、停止グループバンクが挿入限界以上であること (2) モード 1 および 2 (臨界状態) において、制御グループバンクが挿入限界以上であることおよびオーバラップを満足していること

表 2 4 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 停止グループバンクまたは制御グループバンクが挿入限界を下回っている場合	A. 1. 1 当直課長は、 <u>停止余裕が 1.77 %<math>\Delta</math>k/k 以上である</u> ことを確認する。	1 時間
	または A. 1. 2 当直課長は、 <u>停止余裕が 1.77 %<math>\Delta</math>k/k 以上になる</u> ように、ほう酸による濃縮操作を開始する。	1 時間
	および A. 2 当直課長は、停止グループバンクおよび制御グループバンクを挿入限界以上に復旧する。	2 時間
B. 制御グループバンクがオーバーラップを満足していない場合	B. 1. 1 当直課長は、 <u>停止余裕が 1.77 %<math>\Delta</math>k/k 以上である</u> ことを確認する。	1 時間
	または B. 1. 2 当直課長は、 <u>停止余裕が 1.77 %<math>\Delta</math>k/k 以上になる</u> ように、ほう酸による濃縮操作を開始する。	1 時間
	および B. 2 当直課長は、制御グループバンクのオーバーラップを正常な状態に復旧する。	2 時間
C. 条件 A または B の措置を完了時間内に達成できない場合	C. 1 当直課長は、モード 3 にする。	1 2 時間

(制御棒位置指示)

第 25 条 モード 1 および 2 において、制御棒位置指示は、表 25-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 制御棒位置指示が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 計装係長は、定期検査時に、制御棒の移動範囲において、各制御棒位置がステップカウンタの表示値の  $\pm 12$  ステップ以内にあることを確認し、その結果を発電室長に通知する。

3. 当直係長は、制御棒位置指示が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 25-2 の措置を講じるとともに、制御棒位置指示装置が動作不能である場合は原子燃料係長に通知する。通知を受けた原子燃料係長は、同表の措置を講じる。ただし、この措置は、制御棒位置指示装置は制御棒毎およびステップカウンタはバンク毎に、個別に行うことができる。

表 25-1

項目	運転上の制限
制御棒位置指示	制御棒位置指示装置およびステップカウンタが動作可能であること※1

※ 1 : 制御棒位置指示装置およびステップカウンタが動作可能であることとは、制御棒位置指示装置の表示器またはユニット総合管理計算機により制御棒の位置が確認できること、およびステップカウンタの表示器またはユニット総合管理計算機により制御棒の位置が確認できることをいう。

また、以下の場合、制御棒位置指示装置およびステップカウンタが動作不能とはみなさない。

- (1) 電源故障時における予備電源への切替操作および予備電源からの復旧操作に伴う一時的な表示機能の喪失
- (2) 制御棒位置指示装置の表示部取替作業に伴う一時的な表示機能の喪失

表 2 5 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 制御棒位置指示装置が動作不能である場合	<p>A.1 原子燃料課長は、制御棒位置指示装置の動作不能により位置表示がされなくなった制御棒の位置を、炉内核計装装置を用いて確認し、その結果を当直課長に通知する。</p> <p>または</p> <p>A.2 当直課長は、原子炉熱出力を 50 % 以下に下げる。</p>	<p>8 時間 その後の 8 時間に 1 回 ただし、制御棒の移動がない場合は、1 日に 1 回</p> <p>8 時間</p>
B. 制御棒位置指示装置が動作不能である場合において、その制御棒が最終確認位置から一方向に 24 ステップを超える移動がある場合	<p>B.1 原子燃料課長は、制御棒位置指示装置の動作不能により位置表示がされなくなった制御棒の位置を、炉内核計装装置を用いて確認し、その結果を当直課長に通知する。</p> <p>または</p> <p>B.2 当直課長は、原子炉熱出力を 50 % 以下に下げる。</p>	<p>4 時間</p> <p>8 時間</p>
C. ステップカウンタが動作不能である場合	<p>C.1.1 当直課長は、当該バンクにおける制御棒位置指示装置の全てが、動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>C.1.2 当直課長は、当該バンクにおける各制御棒位置の差が 12 ステップ以下であることを確認する。</p> <p>または</p> <p>C.2 当直課長は、原子炉熱出力を 50 % 以下に下げる。</p>	<p>8 時間 その後の 8 時間に 1 回</p> <p>8 時間 その後の 8 時間に 1 回</p> <p>8 時間</p>

表 2 5 - 2 ( 続 き )

条 件	要求される措置	完了時間
D. 条件 A、B または C の措置を完了時間内に達成できない場合 または 1 つの制御棒に対して制御棒位置指示装置およびステップカウンタの両方が動作不能である場合	D.1 当直課長は、モード 3 にする。	1 2 時間



(炉物理検査 -モード1-)

第26条 モード1での炉物理検査時<sup>※1</sup>において、第32条(軸方向中性子束出力偏差)および第33条(1/4炉心出力偏差)の適用を除外することができる。この場合、原子炉熱出力は、表26-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉熱出力が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、モード1での炉物理検査時において、1時間に1回、原子炉熱出力を確認する。

3. 当直課長は、原子炉熱出力が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表26-2の措置を講じる。

※1：モード1での炉物理検査時とは、燃料取替後のモード1の開始から炉内外核計装照合校正を終了するまでの期間をいい、炉内外核計装照合校正検査、出力時出力分布測定検査および主要パラメータ確認検査のうち必要事項を実施する(以下、本条において同じ)。

表26-1

項目	運転上の制限
原子炉熱出力	85%以下であること

表26-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉熱出力が運転上の制限を満足していない場合	A.1 当直課長は、運転上の制限を満足するように、原子炉熱出力を下げる。	1時間
	または A.2 第32条(軸方向中性子束出力偏差)および第33条(1/4炉心出力偏差)の適用を開始する。	1時間

(炉物理検査 -モード2-)

第 27 条 モード2での炉物理検査時<sup>※1</sup>において、第22条(減速材温度係数)、第23条(制御棒動作機能)および第24条(制御棒の挿入限界)の適用を除外することができる。この場合、停止余裕は、表27-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 停止余裕が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 原子燃料課長は、モード2での炉物理検査開始までに、第34条(計測および制御設備)の規定に基づく出力領域および中間領域中性子束計装に関する設定値確認および機能検査が完了していることを確認する。

(2) 原子燃料課長は、モード2での炉物理検査開始までに、炉物理検査時の停止余裕を解析により確認するとともに、モード2での炉物理検査時(臨界になるまでの期間を除く)のうち最も制御棒を挿入した状態において、1回、停止余裕を確認する。

(3) 当直課長は、モード2での炉物理検査時において、1時間に1回、モード2の状態であることを確認する。

3. 原子燃料課長は、停止余裕が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、当直課長に通知する。当直課長は、停止余裕が第1項で定める運転上の制限を満足していないとの通知を受けた場合、またはモード1の状態であると判断した場合、表27-2の措置を講じる。

※1：モード2での炉物理検査時とは、燃料取替後のモード2(起動時)の開始から所要の炉物理検査を終了するまでの期間をいい、臨界検査、減速材温度係数測定検査、零出力時出力分布測定検査、制御棒価値測定検査、臨界ボロン濃度測定検査、原子炉停止余裕検査および最小停止余裕ボロン濃度測定検査のうち必要事項を実施する(以下、本条において同じ)。

表 27-1

項目	運転上の制限
停止余裕	1.77 %Δk/k 以上であること

表 27-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 停止余裕が運転上の制限を満足していない場合	A.1 当直課長は、停止余裕が運転上の制限を満足するように、ほう酸による濃縮操作を開始する。 および A.2 第22条(減速材温度係数)、第23条(制御棒動作機能)および第24条(制御棒の挿入限界)の適用を開始する。	速やかに  1時間
B. モード1の状態である場合	B.1 当直課長は、原子炉トリップしゃ断器を開く。	速やかに

(化学体積制御系 (ほう酸濃縮機能))

第 28 条 モード 1 および 2 において、化学体積制御系は、表 28-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 化学体積制御系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
  - (1) 当直課長は、モード 1 および 2 において、1 ヶ月に 1 回、1 台以上の充てん/高圧注入ポンプについて、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する<sup>※1</sup>。
  - (2) 当直課長は、モード 1 および 2 において、1 ヶ月に 1 回、1 台以上のほう酸ポンプについて、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。
  - (3) 当直課長は、モード 1 および 2 において、ほう酸タンクのほう素濃度、ほう酸水量およびほう酸水温度を表 28-2 で定める頻度で確認する。
  - (4) 発電室長は、定期検査時に、緊急ほう酸注入弁が開弁できることを確認する。
3. 当直課長は、化学体積制御系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 28-3 の措置を講じる。この本編の他の条文の定めにかかわらず、充てん/高圧注入ポンプおよびほう酸ポンプ 1 系統が復旧するまでは、モード 3 からモード 4 への移行を行ってはならない。

※ 1 : 運転中のポンプについては、運転状態により確認する (以下、本条において同じ)。

表 28-1

項目	運転上の制限
化学体積制御系 <sup>※2</sup>	(1) ほう酸濃縮に必要な系統のうち、1 系統以上が動作可能であること (2) ほう酸タンクのほう素濃度、ほう酸水量およびほう酸水温度が表 28-2 で定める制限値内にあること

※ 2 : ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、緊急ほう酸注入弁および充てん系は、重大事故等対処設備を兼ねる。

C 充てん/高圧注入ポンプによる充てん系が動作不能時は、第 85 条(表 85-4)の運転上の制限も確認する。

表 28-2

項目	制限値	確認頻度
ほう素濃度	21,000 ppm 以上	1 ヶ月に 1 回
ほう酸水量 (有効水量)	<u>17.6 m<sup>3</sup> 以上</u> <sup>※3</sup>	1 週間に 1 回
ほう酸水温度	65°C 以上	

※ 3 : 全ほう酸タンクの合計水量をいう。

表 28-3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 充てん／高圧注入ポンプ全台が動作不能である場合	A.1 当直課長は、モード3にする。 および A.2 当直課長は、充てん／高圧注入ポンプ1台以上を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	12時間  速やかに
B. ほう酸タンクのほう酸水量が制限値を満足していない場合	B.1 当直課長は、ほう酸タンクのほう酸水量を制限値内に回復させる。	10日
C. ほう酸タンクのほう素濃度が制限値を満足していない場合	C.1 当直課長は、ほう酸タンクのほう素濃度を制限値内に回復させる。	10日 (ほう酸注入タンクとほう酸水を循環しているタンクについては、第55条(ほう酸注入タンク)を参照のこと)
D. ほう酸タンクのほう酸水温度が制限値を満足していない場合	D.1 当直課長は、ほう酸タンクのほう酸水温度を制限値内に回復させる。	10日
E. 条件A、B、CまたはD以外の理由により化学体積制御系が動作不能である場合	E.1 当直課長は、化学体積制御系1系統以上を動作可能な状態に復旧する。	10日
F. 条件B、C、DまたはEの措置を完了時間内に達成できない場合	F.1 当直課長は、モード3にする。 および F.2 当直課長は、化学体積制御系1系統以上を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	12時間  速やかに

(原子炉熱出力)

第 29 条 モード 1 において、原子炉熱出力<sup>※1</sup>は、表 29-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉熱出力が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 技術課長は、原子炉熱出力について運転管理目標を定め、発電室長に通知するとともに、当直課長は、モード 1 において、1 時間に 1 回、原子炉熱出力の瞬時値<sup>※2</sup>および 1 時間平均値<sup>※3</sup>を確認する。

3. 当直課長は、原子炉熱出力が第 1 項で定める運転上の制限を満足していない<sup>※4</sup>と判断した場合、表 29-2 の措置を講じる。

※ 1 : 本条における原子炉熱出力とは、蒸気発生器熱出力をいう。

※ 2 : 瞬時値は、ユニット総合管理計算機により算出される 1 分値をいう。ただし、ユニット総合管理計算機の故障等により値の確認ができない場合にあっては、出力領域中性子束計装の指示計または記録計の読み値から換算した値をいう（以下、本条において同じ）。

※ 3 : 1 時間平均値は、ユニット総合管理計算機により算出される当該 1 時間の瞬時値の平均値をいう。ただし、ユニット総合管理計算機の故障等により値の確認ができない場合にあっては、出力領域中性子束計装の記録計の読み値から換算した値をいう。

※ 4 : 定期的な機器の切替や原子炉熱出力のゆらぎ等に伴い発生する瞬時値の逸脱は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

表 29-1

項目	運転上の制限
原子炉熱出力	2,440 MWt 以下であること

表 29-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉熱出力が運転上の制限を満足していない場合	A.1 当直課長は、運転上の制限を満足するように原子炉熱出力を下げる措置を開始する。	速やかに

(熱流束熱水路係数 ( $F_Q(Z)$ ))

第 30 条 モード 1 において、 $F_Q(Z)$  は、表 30-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2.  $F_Q(Z)$  が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 原子燃料課長は、燃料取替後、原子炉熱出力が 75 % を超える前までに 1 回、炉内出力分布測定を行い、 $F_Q(Z)$  を確認し、その結果を当直課長に通知する。その後、原子燃料課長は、モード 1 において、1 ヶ月に 1 回、炉内出力分布測定を行い、 $F_Q(Z)$  を確認する。

3. 原子燃料課長は、 $F_Q(Z)$  が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 30-2 の措置を講じるとともに、当直課長および計装保修課長に通知する。通知を受けた当直課長および計装保修課長は、同表の措置を講じる。

表 30-1

項目	運転上の制限
$F_Q(Z)$	原子炉熱出力が 50 % を超える場合、 $2.25/P^{*1} \times K(Z)^{**2}$ 以下であること 原子炉熱出力が 50 % 以下の場合、 $4.50 \times K(Z)$ 以下であること

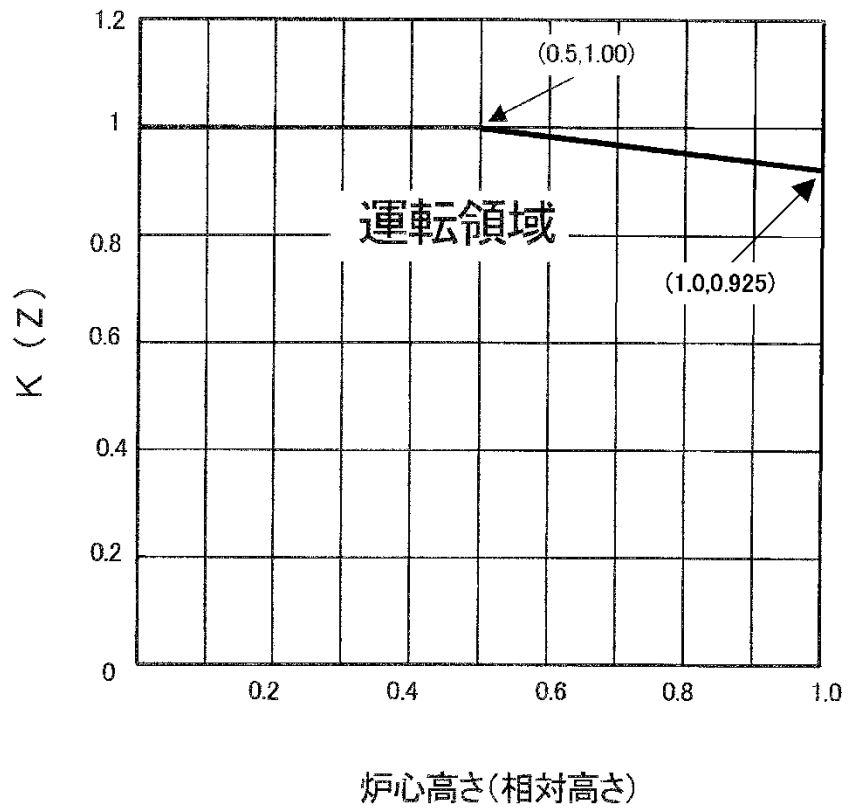
※ 1 : P は、原子炉熱出力の定格に対する割合。

※ 2 :  $K(Z)$  は、図 30-1 に示す炉心高さ Z に依存する  $F_Q$  制限係数。

表 30-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. $F_Q(Z)$ が運 転上の制限を 満足していな い場合	A.1 当直課長は、 $F_Q(Z)$ の運転上の制限の 超過分 1 % あたり原子炉熱出力を 1 % 以上下げる。 および	15分
	A.2 原子燃料課長は、軸方向中性子束出力 偏差の許容運転制限範囲を $F_Q(Z)$ の運 転上の制限の超過分(%) だけ下げ、その 結果を当直課長に通知する。 および	4時間
	A.3 計装保修課長は、 $F_Q(Z)$ の運転上の制 限の超過分 1 % あたり出力領域中性 子束高トリップ設定値を 1 % 以上下 げ、その結果を当直課長に通知する。 および	8時間
	A.4 計装保修課長は、 $F_Q(Z)$ の運転上の制 限の超過分 1 % あたり過大出力 $\Delta T$ 高 トリップ設定値を 1 % 以上下げ、その 結果を当直課長に通知する。 および	72時間
	A.5 原子燃料課長は、炉内出力分布測定を 行い、 $F_Q(Z)$ および $F_{N_{\Delta H}}$ が運転上の 制限を満足していることを確認し、そ の結果を当直課長に通知する。	原子炉熱出力 が措置 A.1 の制 限值を超えて 増加する前
B. 条件 A の措置 を完了時間内 に達成できな い場合	B.1 当直課長は、モード 2 にする。	12時間

図30-1





(核的エンタルピ上昇熱水路係数 ( $F^{N_{\Delta H}}$ ))

第 3 1 条 モード 1 において、 $F^{N_{\Delta H}}$ は、表 3 1 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。

2.  $F^{N_{\Delta H}}$ が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 原子燃料課長は、燃料取替後、原子炉熱出力が 75 % を超える前までに 1 回、炉内出力分布測定を行い、 $F^{N_{\Delta H}}$ を確認し、その結果を当直課長に通知する。その後、原子燃料課長は、モード 1 において、1 ヶ月に 1 回、炉内出力分布測定を行い、 $F^{N_{\Delta H}}$ を確認する。

3. 原子燃料課長は、 $F^{N_{\Delta H}}$ が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 3 1 - 2 の措置を講じるとともに、当直課長および計装保修課長に通知する。通知を受けた当直課長および計装保修課長は、同表の措置を講じる。

表 3 1 - 1

項 目	運転上の制限
$F^{N_{\Delta H}}$	1.60(1+0.3(1-P <sup>※1</sup> )) 以下であること

※ 1 : P は、原子炉熱出力の定格に対する割合

表 3 1 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. $F_{\Delta H}^N$ が運転上の制限を満足していない場合※ <sup>2</sup>	A. 1. 1 当直課長は、 $F_{\Delta H}^N$ の運転上の制限を満足させる。	4 時間
	または A. 1. 2. 1 当直課長は、原子炉熱出力を 50 % 以下に下げる。	4 時間
	および A. 1. 2. 2 計装係長は、出力領域中性子束高トリップ設定値を 55 % 以下に下げ、その結果を当直課長に通知する。	8 時間
	および A. 2 原子燃料課長は、炉内出力分布測定を行い、 $F_{\Delta H}^N$ および $F_Q(Z)$ が運転上の制限を満足していることを確認し、その結果を当直課長に通知する。	2 4 時間
	および A. 3 原子燃料課長は、所定の出力以上に上昇する前に炉内出力分布測定を行い、 $F_{\Delta H}^N$ および $F_Q(Z)$ が運転上の制限を満足していることを確認し、その結果を当直課長に通知する※ <sup>3</sup> 。	原子炉熱出力が 50 % を超える前 および 原子炉熱出力が 75 % を超える前 および 原子炉熱出力が 95 % 以上となった後の 2 4 時間以内
B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合	B. 1 当直課長は、モード 2 にする。	1 2 時間

※<sup>2</sup> : 条件 A に至った場合は、 $F_{\Delta H}^N$ が制限値内に回復しても、A. 3 の措置を完了しなければならぬ。

※<sup>3</sup> : 本措置を実施するために、原子炉熱出力を下げる必要はない。

(軸方向中性子束出力偏差)

第 3 2 条 モード 1 (原子炉熱出力が 15 % を超える) において、軸方向中性子束出力偏差は、表 3 2 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 軸方向中性子束出力偏差が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 原子燃料課長は、軸方向中性子束出力偏差の目標範囲および許容運転制限範囲を定め、原子炉主任技術者の確認を得た上で、所長の承認を得て、発電室長に通知する。

(2) 原子燃料課長は、モード 1 (原子炉熱出力が 15 % を超える) において、1 ヶ月に 1 回、実測による出力領域の軸方向中性子束出力偏差目標値の評価を行い、その結果を当直課長に通知する。ただし、燃料取替終了後、実測による評価を行うまでは、解析による目標値の評価で代替することができる。

(3) 当直課長は、モード 1 (原子炉熱出力が 15 % を超える) において、1 週間に 1 回、軸方向中性子束出力偏差を確認する。ただし、軸方向中性子束出力偏差制限値超過を検知する警報または軸方向中性子束出力偏差の異常を検知する警報が動作不能な場合、原子炉熱出力が 90 % 以上の時は 15 分に 1 回、90 % 未満の時は 1 時間に 1 回、軸方向中性子束出力偏差を確認する。

3. 当直課長は、軸方向中性子束出力偏差が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 3 2 - 2 の措置を講じる。

表 3 2 - 1

項目	運転上の制限
軸方向中性子束出力偏差	(1) 原子炉熱出力が 50 % 以上の場合、目標範囲内にあること※1※2※3 (2) 原子炉熱出力が 15 % を超え 50 % 未満の場合、許容運転制限範囲内にあること

※ 1 : 軸方向中性子束出力偏差が許容運転制限範囲内にあり、過去 24 時間の累積ペナルティ逸脱時間 (原子炉熱出力 50 % 以上 90 % 未満における許容運転制限範囲内での目標範囲逸脱の実時間と、50 % 未満における目標範囲逸脱の実時間を 1/2 とし、合計した時間) が 1 時間以内であれば、原子炉熱出力 90 % 未満における目標範囲逸脱は許容される。

※ 2 : 軸方向中性子束出力偏差が許容運転制限範囲内にある限り、炉内外核計装照合校正期間中における延べ 16 時間までの軸方向中性子束出力偏差の目標範囲逸脱は許容される。

※ 3 : 軸方向中性子束出力偏差が許容運転制限範囲内にある限り、原子炉熱出力を 15 % 以下に下げるときの操作中における軸方向中性子束出力偏差の目標範囲逸脱は許容される。

表 3 2 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉熱出力 90 % 以上において、軸方向中性子束出力偏差が目標範囲内でない場合 <sup>※4</sup>	A.1 当直課長は、軸方向中性子束出力偏差を目標範囲内に回復させる。	15分
B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、原子炉熱出力を90%未満に下げる。	15分
C. 原子炉熱出力が50%以上90%未満において、過去24時間の累積ペナルティ逸脱時間が1時間を超える場合、または軸方向中性子束出力偏差が許容運転制限範囲内でない場合 <sup>※5</sup>	C.1 当直課長は、原子炉熱出力を50%未満に下げる <sup>※6</sup> 。	30分
D. 原子炉熱出力50%未満において、軸方向中性子束出力偏差が許容運転制限範囲内でない場合	D.1 当直課長は、軸方向中性子束出力偏差を許容運転制限範囲内に回復させる。	30分
E. 条件CまたはDの措置を完了時間内に達成できない場合	E.1 当直課長は、原子炉熱出力を15%以下に下げる <sup>※6</sup> 。	9時間

※4：軸方向中性子束出力偏差が目標範囲内でない場合とは、動作可能な出力領域中性子束計装2チャンネル以上が軸方向中性子束出力偏差の目標範囲内でない場合をいう。

※5：軸方向中性子束出力偏差が許容運転制限範囲内でない場合とは、動作可能な出力領域中性子束計装2チャンネル以上が軸方向中性子束出力偏差の許容運転制限範囲内でない場合をいう。

※6：条件CまたはEに基づいて行われた出力降下中において、当該条件にあてはまらなくなった場合においても、その出力降下を完了させなければならない。

(1/4 炉心出力偏差)

第 33 条 モード 1 (原子炉熱出力が 50 % を超える) において、1/4 炉心出力偏差は、表 33-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 1/4 炉心出力偏差が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、モード 1 (原子炉熱出力が 50 % を超える) において、1 週間に 1 回、1/4 炉心出力偏差を確認する。

ただし、出力領域上部中性子束偏差大を検知する警報または出力領域下部中性子束偏差大を検知する警報が動作不能である場合、12 時間に 1 回、1/4 炉心出力偏差を確認する。また、出力領域中性子束計装からの 1/4 炉心出力偏差への入力動作不能な場合、以下により 1/4 炉心出力偏差を確認する。

(a) 当直課長は、原子炉熱出力が 75 % 未満で、出力領域中性子束計装 1 チャンネルからの 1/4 炉心出力偏差への入力動作不能な場合、1 週間に 1 回、残りの 3 チャンネルによる計算結果により確認する。

(b) 原子燃料課長は、原子炉熱出力が 75 % 未満で、出力領域中性子束計装 2 チャンネル以上からの 1/4 炉心出力偏差への入力動作不能な場合、1 週間に 1 回、炉内出力分布測定結果により確認し、その結果を当直課長に通知する。

(c) 原子燃料課長は、原子炉熱出力が 75 % 以上で、出力領域中性子束計装 1 チャンネル以上からの 1/4 炉心出力偏差への入力動作不能な場合、12 時間に 1 回、炉内出力分布測定結果により確認し、その結果を当直課長に通知する。

3. 当直課長は、1/4 炉心出力偏差が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 33-2 の措置を講じるとともに、原子燃料課長および計装保修課長に通知する。通知を受けた原子燃料課長および計装保修課長は、同表の措置を講じる。

表 33-1

項目	運転上の制限
1/4 炉心出力偏差	1.02 以下であること

表 3 3 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
<p>A. 1/4 炉心出力偏差が運転上の制限を満足していない場合</p>	<p>A.1 当直課長は、1/4 炉心出力偏差の 1.00 からの超過分 1 % あたり、原子炉熱出力を 100 % から 3 % 以上下げる。          および          A.2 当直課長は、1/4 炉心出力偏差を確認し、A.1 措置後の状態からさらに増加する傾向にある場合は、再度 A.1 の措置を講じる。          および          A.3 原子燃料課長は、炉内出力分布測定を行い、<math>F_Q(Z)</math> および <math>F_{\Delta H}^N</math> が運転上の制限を満足していることを確認し、その結果を当直課長に通知する。          および          A.4 原子燃料課長は、安全解析の再評価を行い、その結果が運転期間を通じて有効であることを確認し、その結果を当直課長に通知する。          および          A.5 計装係長は、1/4 炉心出力偏差をなくすように出力領域中性子束計装を調整し、その結果を当直課長に通知する<sup>*1</sup>。          および          A.6 原子燃料課長は、炉内出力分布測定を行い、<math>F_Q(Z)</math> および <math>F_{\Delta H}^N</math> が運転上の制限を満足していることを確認し、その結果を当直課長に通知する<sup>*2</sup>。</p>	<p>2 時間</p> <p>1 2 時間          その後の 1 2 時間に 1 回</p> <p>2 4 時間          その後の 1 週間に 1 回</p> <p>原子炉熱出力が A.1 の措置で制限される値を超える前</p> <p>原子炉熱出力が A.1 の措置で制限される値を超える前</p> <p>原子炉熱出力 100 % 到達後の 2 4 時間以内          または          原子炉熱出力が A.1 の措置で制限される値を超えた後の 4 8 時間以内のいずれか早い方</p>

表 3 3 - 2 (続き)

条 件	要求される措置	完了時間
B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合	B. 1 当直課長は、原子炉熱出力を 50 % 以下に下げる。	4 時間

※ 1 : A. 5 の措置は、A. 4 の措置が完了後に実施すること。

※ 2 : 条件 A に至った場合は、1/4 炉心出力偏差が制限値内に回復しても、A. 6 の措置を完了しなければならない。

(計測および制御設備)

第 3 4 条 次の計測および制御設備は、表 3 4 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。

- (1) 原子炉保護系計装
- (2) 工学的安全施設等作動計装
- (3) 事故時監視計装
- (4) ディーゼル発電機起動計装
- (5) 中央制御室非常用循環系計装
- (6) 中央制御室外原子炉停止装置

2. 計測および制御設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

- (1) 原子燃料課長、発電室長、当直課長、電気保修課長および計装保修課長は、表 3 4 - 2 から表 3 4 - 7 に定める確認事項を実施する。また、原子燃料課長、電気保修課長および計装保修課長は、その結果を発電室長または当直課長に通知する。

3. 当直課長および計装保修課長は、計測および制御設備が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 3 4 - 2 から表 3 4 - 7 の措置を講じるとともに必要に応じ関係各課(室)長へ通知する。通知を受けた関係各課(室)長は、同表に定める措置を講じる。

表 3 4 - 1

項 目	運転上の制限
第 1 項で定める計測および制御設備	表 3 4 - 2 から表 3 4 - 7 に定める所要チャンネル数、系統数および機能がそれぞれの適用モードにおいて動作可能 <sup>※1</sup> であること

※ 1 : 本条における動作可能とは、当該計測および制御設備に期待されている機能が達成されている場合をいう。また、本条における動作不能とは、特に定めのある場合を除き、点検・修理のために当該チャンネルもしくは論理回路をバイパスする場合または不動作の場合をいう。動作信号を出力させている状態または誤動作により動作信号を出力している状態は動作可能とみなす。



表 3.4-2 原子炉保護系計装

【凡 例】

- (a) 原子炉トリップしや断器が閉じ、制御棒の引き抜きが行える場合
- (b) P-10 (出力領域中性子束) インターロック未滿
- (c) P-6 (中間領域中性子束) インターロック以上
- (d) P-6 (中間領域中性子束) インターロック未滿
- (e) 原子炉トリップしや断器が開放されている場合
- (f) P-7 (低出力原子炉トリップブロック) インターロック以上
- (g) P-7 (低出力領域中性子束) インターロック以上
- (h) P-7 (低出力原子炉トリップブロック) インターロック以上と P-8 (出力領域中性子束) インターロック未滿

- (l) P-13 (タービン低出力原子炉トリップブロック) インターロック以上
- (i) 原子炉格納容器内の燃料移動中でない場合
- (k) 原子炉格納容器内の燃料移動中の場合

機能	設定値	通用モード	所要チャネル・系統数	条件	措置	確認事項	
						項目	頻度
1. 原子炉保護系論理回路 <sup>※2</sup>	-	モード1 および2	2系統	A. 1系統が動作不能である場合	A.1 計装保修課長は、当該系統を動作可能な状態にする。ただし、残りの系統が正常な状態であることを確認 <sup>※3</sup> のうえ、作業のため当該系統のハイバスを行うことができる。	1ヶ月に1回 (交互に1系統ずつ)	計装保修課長
				B. 原子炉トリップしや断器動作不能である場合	B.1 電氣保修課長は、当該系統を動作可能な状態にする。ただし、残りの系統が正常な状態であることを確認のうえ、作業のため当該系統のハイバスを行うことができる。		
				C. 条件AまたはBの措置を完了した時間内に達成できない場合	C.1 当直課長は、モード3にする。		
2. 手動原子炉トリップ <sup>※5</sup>	-	モード1 および2	2系統	A. 1系統が動作不能である場合	A.1 計装保修課長は、当該系統を動作可能な状態にする。ただし、残りの系統が正常な状態であることを確認のうえ、作業のため当該系統のハイバスを行うことができる。	定期検査時	計装保修課長
				B. 原子炉トリップしや断器動作不能である場合	B.1 電氣保修課長は、当該系統を動作可能な状態にする。ただし、残りの系統が正常な状態であることを確認のうえ、作業のため当該系統のハイバスを行うことができる。		
				C. 条件AまたはBの措置を完了した時間内に達成できない場合	C.1 当直課長は、原子炉トリップしや断器を開く。		
2. 手動原子炉トリップ <sup>※5</sup>	-	モード1 および2	2	A. 1チャネルが動作不能である場合	A.1 電氣保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。	定期検査時	計装保修課長
				B. 条件Aの措置を完了した時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード3にする。 および 断器を開く。 B.2 当直課長は、原子炉トリップしや断器を開く。		
				A. 1チャネルが動作不能である場合	A.1 電氣保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。		
2. 手動原子炉トリップ <sup>※5</sup>	-	モード1 および2	2	A. 1チャネルが動作不能である場合	A.1 電氣保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。	定期検査時	計装保修課長
				B. 条件Aの措置を完了した時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード3にする。 および 断器を開く。 B.2 当直課長は、原子炉トリップしや断器を開く。		
				A. 1チャネルが動作不能である場合	A.1 電氣保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。		

※2：特に定める場合を除き、チャネル・系統毎に個別の条件が適用される。  
 ※3：モード1および2における原子炉トリップしや断器は、重大事故等対処設備を兼ねる。  
 ※4：正常な状態であることを確認<sup>※3</sup>とは、定期検査時の記録確認および運転中に作業を実施した場合はその復旧状態の確認を行うことという（以下、本表において同じ）。  
 ※5：モード1および2における手動原子炉トリップに必要な設備（原子炉トリップスイッチ）は、重大事故等対処設備を兼ねる。

機能	設定値	適用モード	所要チャヤンネル・系統数	条件	所要チャヤンネル・系統数を満足できない場合の措置※2	完了時間	項目	確認事項	担当
3. 出力領域中性子束高	高設定 定格出力の 111%以下	モード1 および2	4※6	A.	1 チャヤンネル (パイパスしたチャヤンネルを除く) が動作不能である場合	A.1 計装係修課長は当該チャヤンネルを動作可能な状態にする※7。	原子炉熱出力が15%以上となつてから24時間以内のその後の1日に1回	原子炉熱出力と出力領域中性子束との差が±2%を超え、出力領域中性子束計装の指示値を校正する。	当直課長
				B.	Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード3にする。	12時間	設定確認および機能検査を実施する。	定期検査時
4. 出力領域中性子束変化率高	増加率高 減少率高	モード1 (b) および2	4※6	A.	1 チャヤンネル (パイパスしたチャヤンネルを除く) が動作不能である場合	A.1 計装係修課長は、当該チャヤンネルを動作可能な状態にする※7。	6時間	動作不能でないことを指示値により確認する。	当直課長
				B.	Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード3にする。	12時間	設定確認および機能検査を実施する。	定期検査時
5. 中間領域中性子束高	定格出力の 30%以下	モード1 (b) および2 (c)	2※6	A.	1 チャヤンネルが動作不能である場合	A.1 当直課長は、P-6未滿にする。 または A.2 当直課長は、P-10以上にする。	2時間	設定確認および機能検査を実施する。	計装係修課長
				B.	2 チャヤンネルが動作不能である場合	B.1 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作および制御および B.2 当直課長は、P-6未滿にする。	2時間 速やかに	動作不能でないことを指示値により確認する。	定期検査時
		モード2 (d)	2	A.	1 または2 チャヤンネルが動作不能である場合	A.1 計装係修課長は、当該チャヤンネルを動作可能な状態にする。	2時間 P-6を超えるまでに	動作不能でないことを指示値により確認する。	当直課長

※6： 検出器特性検査時、炉内外核計装照合校正時、出力領域中性子束計装の指示校正時またはモード2での炉物理検査時においては残り3チャヤンネルが動作可能であることを条件に1チャヤンネルをバイパスすることができる。

※7： 検出器特性検査時、炉内外核計装照合校正時、出力領域中性子束計装の指示校正時またはモード2での炉物理検査時においては残り3チャヤンネルが動作可能であることを条件に1チャヤンネルをバイパスすることを確認を行うことができる。

※8： 「動作不能でないことを指示値により確認」とは、当該チャヤンネルの指示値に顕著な変動がないことを確認すること、また可能であれば他の計器チャヤンネルによって得られた値と差異がないことを確認すること、およびトリップ状態にあるチャヤンネルについては指示値の確認を行う必要はない(以下、本条において同じ)。

※9： 制御棒引抜き阻止の設定または中間領域中性子束高トリップ設定時の設定値においては、残りのチャヤンネルが動作可能であることを条件に、2時間以内に、1チャヤンネルをバイパスすることができる。この場合、パイパスした1チャヤンネルを動作不能とみなさない。

機能	設定値	適用モード	所要チャネル・系統数	条件	所要チャネル・系統数を満足できない場合の措置※2		確認事項			
					措置	完了時間	項目	頻度	担当	
6. 中性子源領域中性子束高	2×10 <sup>5</sup> cps以下	モード2(d)	2※10	A. 1チャネルが動作不能である場合	A.1 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作および制御棒の引抜き操作を全て中止する。	速やかに	設定値確認および機能検査を実施する。	定期検査時	計装係修課長	
				B. 2チャネルが動作不能である場合	B.1 当直課長は、原子炉トリップしや断器を開く。	速やかに				
				A. 1チャネルが動作不能である場合	A.1 計装係修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。	48時間				
				B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、原子炉トリップしや断器を開く。	1時間				
				C. 2チャネルが動作不能である場合	C.1 当直課長は、原子炉トリップしや断器を開く。	速やかに				
				A. 全てのチャネルが動作不能である場合	A.1 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。 A.2 当直課長は、停止余裕が第20条で定める運転上の制限を満足していることを確認する。	速やかに 2時間その後の 12時間に1回				
		モード6(l)	1 (監視機能のみ)	1	A. 全てのチャネルが動作不能である場合	A.1 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。 A.2 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が第81条で定める運転上の制限を満足していることを確認する。	速やかに 4時間 その後の12時間に 1回	動作不能でないことを指示値により確認する。	1日に1回 ただし、通用モード6(k)の場合は12時間に1回	当直課長
					A. 1チャネルが動作不能である場合	A.1 原子燃料課長は、原子炉格納容器内での燃料の移動を中止する※1※2。 A.2 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。	速やかに			
					B. 2チャネルが動作不能である場合	B.1 原子燃料課長は、原子炉格納容器内での燃料の移動を中止する※1※2。 B.2 当直課長は、1チャネルを動作可能な状態にする措置を開始する。 B.3 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。 B.4 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が第81条で定める運転上の制限を満足していることを確認する。	速やかに 速やかに 速やかに 4時間 その後の12時間に 1回			
		モード6(k)	2 (監視機能のみ)	2	A. 1チャネルが動作不能である場合	A.1 原子燃料課長は、原子炉格納容器内での燃料の移動を中止する※1※2。 A.2 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。	速やかに	動作不能でないことを指示値により確認する。	1日に1回 ただし、通用モード6(k)の場合は12時間に1回	当直課長
					B. 2チャネルが動作不能である場合	B.1 原子燃料課長は、原子炉格納容器内での燃料の移動を中止する※1※2。 B.2 当直課長は、1チャネルを動作可能な状態にする措置を開始する。 B.3 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。 B.4 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が第81条で定める運転上の制限を満足していることを確認する。	速やかに 速やかに 速やかに 4時間 その後の12時間に 1回			

※10：「中間領域中性子束高」、2チャネルが動作不能であることを条件に、P-6リセット時に限っては、2チャネルをハイパスすることができ、この場合、ハイパスしたチャネルを動作不能とはみなさない。

※11：「炉停止時中性子束高」の警報を設定する場合は、残りのチャネルが動作可能であることを条件に、2時間以内に、1チャネルをハイパスすることができ、この場合、ハイパスしたチャネルを動作不能とはみなさない。

※12：移動中の燃料を所定の位置に移転することを妨げるものを挙げるものではない。

※13：A.2の措置を完了し、かつ、1次冷却材中のほう素濃度が第81条で定める運転上の制限を満足していることを1日に1回確認することで、燃料の取出作業を行うことができる。

※14：A.2の措置を完了し、かつ、1次冷却材中のほう素濃度が第81条で定める運転上の制限を満足していることを12時間に1回確認することで、燃料の取出作業を行うことができる。

機能	設定値	通用モード	所要チャネル・系統数	所要チャネル・系統数を満足できない場合の措置※2		完了時間	確認事項	
				条件	措置		項目	頻度
7. 過大温度ΔT高	第35条の設定範囲内	モード1 および2	3	A. 1チャネルが動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 計装保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、モード3にする。	6時間 12時間	炉内外核計装照合校正を実施する。 燃料取替後、原子炉熱出力が70%以上となつて48時間以内に1回	原子燃料課長 および 計装保修課長
8. 過大出力ΔT高	第35条の設定範囲内	モード1 および2	3	A. 1チャネルが動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 計装保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、モード3にする。	6時間 12時間	炉内出力分布測定結果と軸方向中性束出力偏差の差を比較する。 比較差が±3%を超える場合は、炉内外核計装照合校正を実施する。 設定値確認および機能検査を実施する。 動作不能でないことを指示値により確認する。	原子燃料課長 および 計装保修課長
9. 原子炉圧力低	12.83 MPa [gage]以上	モード1(F)	3	A. 1チャネルが動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 計装保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、P-7未滿にする。	6時間 12時間	設定値確認および機能検査を実施する。 動作不能でないことを指示値により確認する。	計装保修課長
10. 原子炉圧力高	16.61 MPa [gage]以下	モード1 および2	3	A. 1チャネルが動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 計装保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、モード3にする。	6時間 12時間	設定値確認および機能検査を実施する。 動作不能でないことを指示値により確認する。	計装保修課長 当直課長
11. 加圧器水位高	計器スパンの9%以下	モード1(F)	3	A. 1チャネルが動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 計装保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、P-7未滿にする。	6時間 12時間	設定値確認および機能検査を実施する。 動作不能でないことを指示値により確認する。	計装保修課長 当直課長

機能	設定値	適用モード	所要チャネル・系統数	条件		措置		完了時間	確認事項	
				ケース	措置	項目	頻度		担当	
12. 1次冷却材流量低	定格流量の87%以上	モード1(g)	1ループあたり3	A. 1チャネルが動作不能である場合	A.1 計装保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。	6時間	設定値確認および機能検査を実施する。	定期検査時	計装保修課長	
				B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、P-8未済にする。	12時間				動作不能でないことを指示値により確認する。
13. 1次冷却材ポンプ電源電圧低	定格電圧の65%以上	モード1(f)	1母線あたり3	A. 1チャネルが動作不能である場合	A.1 電氣保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。	6時間	設定値確認および機能検査を実施する。	定期検査時	電氣保修課長 および 計装保修課長	
				B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、P-7未済にする。	12時間				動作不能でないことを指示値により確認する。
14. 1次冷却材ポンプ電源周波数低	57Hz以上	モード1(f)	1母線あたり3	A. 1チャネルが動作不能である場合	A.1 電氣保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。	6時間	設定値確認および機能検査を実施する。	定期検査時	電氣保修課長 および 計装保修課長	
				B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、P-7未済にする。	12時間				動作不能でないことを指示値により確認する。
15. 1次冷却材ポンプしゃ断器開	—	モード1(g)	1次冷却材ポンプ1台あたり1	A. 1チャネルが動作不能である場合	A.1 電氣保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。	6時間	機能検査を実施する。	定期検査時	計装保修課長	
				B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、P-8未済にする。	12時間				動作不能でないことを指示値により確認する。
16. 主蒸気-給水流量差大と蒸気発生器水位低の一致	定格流量の30%以下	モード1および2	1ループあたり2	A. 1チャネルが動作不能である場合	A.1 計装保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。	6時間	設定値確認および機能検査を実施する。	定期検査時	計装保修課長	
				B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード3にする。	12時間				動作不能でないことを指示値により確認する。

機能	設定値	適用モード	所要チャヤンネル・系統数	条件	所要チャヤンネル・系統数を満足できない場合の措置※2		確認事項		担当
					措置	完了時間	項目	頻度	
17. 蒸気発生器水位異常常低	計器スパンの11%以上	モード1 および2	1基あたり 3	A. 1チャヤンネルが動作不能である場合	A.1 計装保修課長は、当該チャヤンネルを動作可能な状態にする。	6時間	設定値確認および機能検査を実施する。	定期検査時	計装保修課長
				B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード3にする。				
18. タービントリップ	6.4MPa(gage)以上	モード1 (f)	3	A. 1チャヤンネルが動作不能である場合	A.1 計装保修課長は、当該チャヤンネルを動作可能な状態にする。	6時間	設定値確認および機能検査を実施する。	定期検査時	計装保修課長
				B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、P-7未滿にする。				
19. 非常用炉心冷却系作動	—	モード1 (f)	4	A. 1チャヤンネルが動作不能である場合	A.1 電気保修課長は、当該チャヤンネルを動作可能な状態にする。	6時間	機能検査を実施する。	定期検査時	計装保修課長
				B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、P-7未滿にする。				
20. 地震加速度高	表34-3 機能1. 非常用炉心冷却系を参照	モード1 および2	2系統	A. 1系統が動作不能である場合	A.1 計装保修課長または電気保修課長は、当該系統を動作可能な状態にする。	6時間	機能検査を実施する。	定期検査時	計装保修課長 および 電気保修課長
				B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード3にする。				
水平方向	原子炉補助建屋地下1階床 (EL-1.6m) 160Gal 以下	モード1 および2	3	A. 1チャヤンネルが動作不能である場合	A.1 計装保修課長は、当該チャヤンネルを動作可能な状態にする。	6時間	設定値確認および機能検査を実施する。	定期検査時	計装保修課長
				B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード3にする。				
鉛直方向	原子炉補助建屋地下1階床 (EL-1.6m) 80Gal 以下		3						

機能	設定値	適用モード	所要チャネル・系統数	所要チャネル・系統数を満足できない場合の措置※2		確認事項		
				条件	措置	項目	頻度	担当
21. インターロック								
a. P-6	中間領域中性子束 $7.5 \times 10^{-11} \sim 1.3 \times 10^{-10} \text{A}$	モード2 (d)	2	A. 1チャネル以上が動作不能である場合※1.5	A.1 計装体修課長は、当該インターロックを運転状態に適合させる措置を講じる。	設定値確認および機能検査を実施する。	定期検査時	計装体修課長
				B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード3にする。			
b. P-7	d項およびe項参照	モード1 (f)	2	A. 1チャネル以上が動作不能である場合※1.5	A.1 計装体修課長は、当該インターロックを運転状態に適合させる措置を講じる。	機能検査を実施する。	定期検査時	計装体修課長
				B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、P-7未満にする。			
c. P-8	出力領域中性子束定格出力 $40 \pm 1.8\%$	モード1 (g)	4	A. 1チャネル以上が動作不能である場合※1.5	A.1 計装体修課長は、当該インターロックを運転状態に適合させる措置を講じる。	設定値確認および機能検査を実施する。	定期検査時	計装体修課長
				B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、P-8未満にする。			
d. P-10	出力領域中性子束定格出力 $10 \pm 1.8\%$	モード1 (h)および2	4	A. 1チャネル以上が動作不能である場合※1.5	A.1 計装体修課長は、当該インターロックを運転状態に適合させる措置を講じる。	設定値確認および機能検査を実施する。	定期検査時	計装体修課長
				B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード3にする。			
e. P-13	タービン第1段階圧力定格出力の1.0%	モード1 (i)	2	A. 1チャネル以上が動作不能である場合※1.5	A.1 計装体修課長は、当該インターロックを運転状態に適合させる措置を講じる。	設定値確認および機能検査を実施する。	定期検査時	計装体修課長
				B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、P-13未満にする。			

※1.5：インターロックにおける「動作不能である場合」とは、チャネル故障あるいは出力側の故障により関連するトリップ機能が確保されない場合（手動ブロック許可信号が誤発信した場合を含む）をいう。

表 3-4-3 工学的安全施設等作動計案

【凡 例】

- (a) P-11 (加圧器圧力) インターロック以上
- (b) P-6 (中間領域中性束) インターロック以上
- (c) 全主蒸気止弁が閉じている場合は除く
- (d) P-12 (1 次冷却材平均温度) インターロックを超える場合
- (e) 主給水調整弁、主給水調整弁および主給水バイパス制御弁が閉止または隔離されている場合は除く

機能	設定値	適用モード	所要チャネル・系統数	所要チャネル・系統数		完了時間	項目	確認事項		担当
				条件	措置			頻度	確認事項	
1. 非常用炉心冷却系										
a. 非常用炉心冷却系作動論理回路	—	モード 1、 2、3 および 4	2 系統	A. 1 系統が動作不能である場合 B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 電気保修課長は、当該系統を動作可能な状態にする。ただし、残りの系統が正常な状態であることを確認のうえ、作業のため当該系統のバイパスを行うことができる。 B.1 当直課長は、モード 3 にする。 B.2 当直課長は、モード 5 にする。	6 時間	機能検査を実施する。	定期検査時	電気保修課長	
b. 手動起動	—	モード 1、 2、3 および 4	2	A. 1 チャネルが動作不能である場合 B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 電気保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、モード 3 にする。 B.2 当直課長は、モード 5 にする。	4 8 時間 1 2 時間 5 6 時間	機能検査を実施する。	定期検査時	電気保修課長	
c. 原子炉格納容器圧力高	<sup>22</sup> Pa [gauge] 以下	モード 1、 2 および 3	3	A. 1 チャネルが動作不能である場合 B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 計装保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、モード 3 にする。 B.2 当直課長は、モード 4 にする。	6 時間 1 2 時間 3 6 時間	設定値確認および機能検査を実施する。	定期検査時	計装保修課長 および 電気保修課長	
							動作不能でないことを指示値により確認する。	1 日に 1 回	当直課長	



機能	設定値	適用モード	所要チャネル・系統数	所要チャネル・系統数を満足できない場合の措置※2		確認事項			
				条件	措置	完了時間	項目	頻度	担当
d. 原子炉圧力異常低	10.97 MPa[gage] 以上	モード1 および2(b)	3	A. 1チャネル が動作不能で ある場合	A.1 計装係修課長は、当該チャネル を動作可能な状態にする。	6時間	設定値確認および機 能検査を実施する。	定期検査時	計装係修課長 および 電気係修課長
				B. 条件Aの措置 を完了時間内 に達成できな い場合	B.1 当直課長は、モード3にする。 および B.2 当直課長は、モード4にする。	12時間 36時間			
e. 原子炉圧力低と加 圧器水位低の一致	11.66 MPa[gage] 以上	モード1、 2および3(a)	3	A. 1チャネル が動作不能で ある場合	A.1 計装係修課長は、当該チャネル を動作可能な状態にする。	6時間	設定値確認および機 能検査を実施する。	定期検査時	計装係修課長 および 電気係修課長
				B. 条件Aの措置 を完了時間内 に達成できな い場合	B.1 当直課長は、モード3にする。 および B.2 当直課長は、モード4にする。	12時間 36時間			
f. 主蒸気ライン差圧高	ループ間差 圧0.9MPa 以下	モード1、 2および3	各主蒸気ライ ン毎に3	A. 1チャネル が動作不能で ある場合	A.1 計装係修課長は、当該チャネル を動作可能な状態にする。	6時間	設定値確認および機 能検査を実施する。	定期検査時	計装係修課長 および 電気係修課長
				B. 条件Aの措置 を完了時間内 に達成できな い場合	B.1 当直課長は、モード3にする。 および B.2 当直課長は、モード4にする。	12時間 36時間			

機能	設定値	適用モード	所要チャヤンネル・系統数	所要チャヤンネル・系統数を満足できない場合の措置※2		確認事項				
				条件	措置	完了時間	項目	頻度	担当	
主蒸気ライオン流量高 と主蒸気ライオン圧力 低または1次冷却 材平均温度異常低の 一致	主蒸気ライオン流量高 と主蒸気ライオン圧力 低 3.35 MPa [gag] 以上	モード1、 2および3 (d)	各主蒸気ライオン毎に2	A. 1チャヤンネルが動作不能である場合	A.1 計装係修課長は、当該チャヤンネルを動作可能な状態にする。	6時間	設定値確認および機能検査を実施する。	定期検査時	計装係修課長 および 電気係修課長	
				B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード3にする。 B.2 当直課長は、モード4にする。	12時間 36時間				
	主蒸気ライオン圧力低	281.9℃以上		各主蒸気ライオン毎に3	A. 1チャヤンネルが動作不能である場合	A.1 計装係修課長は、当該チャヤンネルを動作可能な状態にする。	6時間	動作不能でないことを指示値により確認する。	1日に1回	当直課長
					B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード3にする。 B.2 当直課長は、モード4にする。	12時間 36時間			
1次冷却材平均温度異常低			3	A. 1チャヤンネルが動作不能である場合	A.1 計装係修課長は、当該チャヤンネルを動作可能な状態にする。	6時間				
				B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード3にする。 B.2 当直課長は、モード4にする。	12時間 36時間				

機能	設定値	適用モード	所要チャネル・系統数	条件	措置		確認事項		
					所要チャネル・系統数を満足できない場合の措置※2	完了時間	項目	頻度	担当
2. 原子炉格納容器スプレイス									
a. 原子炉格納容器スプレイス作動論理回路									
b. 手動起動	—	モード1、2、3および4	2系統	A. 1系統が動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 電気保修課長は、当該システムを動作可能な状態にする。ただし、残りの系統が正常な状態であることを確認のうえ、作業のため当該系統のハイバスを行うことができる。	6時間	機能検査を実施する。	定期検査時	電気保修課長
					B.1 当直課長は、モード3にする。 B.2 当直課長は、モード5にする。	12時間 56時間			
c. 原子炉格納容器圧力異常高	—	モード1、2、3および4	4	A. 1チャネルが動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 電気保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。	48時間	機能検査を実施する。	定期検査時	電気保修課長
					B.1 当直課長は、モード3にする。 B.2 当直課長は、モード5にする。	12時間 56時間			
140kPa(gage)以下	—	モード1、2および3	3	A. 1チャネルが動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 社業保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。	6時間	設定値確認および機能検査を実施する。	定期検査時	社業保修課長 および 電気保修課長
					B.1 当直課長は、モード3にする。 B.2 当直課長は、モード4にする。	12時間 36時間	動作不能でないことを指示値により確認する。	1日に1回	当直課長

機能	設定値	適用モード	所要チャンネル・系統数	条件	所要チャンネル・系統数を満足できない場合の措置※2		確認事項		
					措置	完了時間	項目	頻度	担当
3. 原子炉格納容器隔離									
a. 原子炉格納容器隔離A									
(1) 原子炉格納容器隔離A作動論理回路	—	モード1、2、3および4	2系統	A. 1系統が動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 電気保修課長は、当該系統を動作可能な状態にする。ただし、残りの系統が正常な状態であることを確認のうえ、作業のため当該系統のバイパスを行うことができる。 B.1 当直課長は、モード3にする。 および B.2 当直課長は、モード5にする。	6時間	機能検査を実施する。	定期検査時	電気保修課長
(2) 手動起動	—	モード1、2、3および4	2	A. 1チャンネルが動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 電気保修課長は、当該チャンネルを動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、モード3にする。 および B.2 当直課長は、モード5にする。	48時間 12時間 56時間	機能検査を実施する。	定期検査時	電気保修課長
(3) 非常用炉心冷却系を参照。									
b. 原子炉格納容器隔離B									
(1) 原子炉格納容器隔離B作動論理回路	—	モード1、2、3および4	2系統	A. 1系統が動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 電気保修課長は、当該系統を動作可能な状態にする。ただし、残りの系統が正常な状態であることを確認のうえ、作業のため当該系統のバイパスを行うことができる。 B.1 当直課長は、モード3にする。 および B.2 当直課長は、モード5にする。	6時間	機能検査を実施する。	定期検査時	電気保修課長
(2) 手動起動	機能2. 原子炉格納容器スプレイ系 b. 手動起動を参照。								
(3) 原子炉格納容器圧力異常高	機能2. 原子炉格納容器スプレイ系 c. 原子炉格納容器圧力異常高を参照。								

機能	設定値	適用モード	所要チャンネル・系統数	条件	措置		確認事項		
					完了時間	項目	頻度	担当	
c. 原子炉格納容器隔離Aと非常用高圧母線低電圧信号による隔離									
(1) 原子炉格納容器隔離Aと非常用高圧母線低電圧信号による隔離 作動論理回路	—	モード1、2、3および4	2系統	A. 1系統が動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 電気保修課長は、当該系統を動作可能な状態にする。ただし、残りの系統が正常な状態であることを確認のうえ、作業のため当該系統のハイバスを行うことができる。	6時間	機能検査を実施する。	定期検査時	発電室長
					B.1 当直課長は、モード3にする。 および B.2 当直課長は、モード5にする。	12時間 56時間			
(2) 原子炉格納容器隔離A	機能3. 原子炉格納容器隔離 a. 原子炉格納容器隔離	モード1、2、3	1母線あたり3	A. 1チャンネルが動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 電気保修課長は、当該チャンネルを動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、モード3にする。 および B.2 当直課長は、モード5にする。	6時間 12時間 56時間	設定値確認および機能検査を実施する。	定期検査時	電気保修課長
(3) 非常用高圧母線低電圧	定格電圧の73.4%以上	モード1、2、3および4							
d. 原子炉格納容器換気空調隔離									
(1) 原子炉格納容器換気空調隔離作動論理回路	—	モード1、2、3および4	2系統	A. 1系統が動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 電気保修課長は、当該系統を動作可能な状態にする。ただし、残りの系統が正常な状態であることを確認のうえ、作業のため当該系統のハイバスを行うことができる。	6時間	機能検査を実施する。	定期検査時	電気保修課長
					B.1 当直課長は、モード3にする。 および B.2 当直課長は、モード5にする。	12時間 56時間			
(2) 手動起動	原子炉格納容器スレイハンド起動 原子炉格納容器隔離A手動起動	機能2. 原子炉格納容器スレイ系 b. 手動起動を参照。							
(3) 非常用炉心冷却系作動	機能3. 原子炉格納容器隔離 a. 原子炉格納容器隔離A手動起動 機能1. 非常用炉心冷却系を参照。								

機能	設定値	適用モード	所要チャネル・系統数	条件	措置		確認事項		
					所要チャネル・系統数を満足できない場合の措置 <sup>※2</sup>	項目	頻度	担当	
4. 主蒸気ライン隔離									
a. 主蒸気ライン隔離作動論理回路	—	モード1、 2(c)および3 (c)	2系統	A. 1 系統が動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 電気保修課長は、当該系統を動作可能な状態にする。ただし、残りの系統が正常な状態であることを確認のうえ、作業のため当該系統のハイパスを行うことができる。 B.1 当直課長は、モード3にする。 B.2 当直課長は、モード4にする。	6時間	機能検査を実施する。	定期検査時	電気保修課長
b. 手動起動	—	モード1、 2(c)および3 (c)	2	A. 1 チャネルが動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 電気保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、モード3にする。 B.2 当直課長は、モード4にする。	4 8時間 1 2時間 3 6時間	機能検査を実施する。	定期検査時	電気保修課長
c. 原子炉格納容器圧力異常高	87kPa[gage] 以下	モード1、 2(c)および3 (c)	3	A. 1 チャネルが動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 計装保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、モード3にする。 B.2 当直課長は、モード4にする。	6時間 1 2時間 3 6時間	設定値確認および機能検査を実施する。	定期検査時	計装保修課長 および 電気保修課長
d. 主蒸気ライン流量高と主蒸気ライン圧力低 主蒸気ライン流量高と主蒸気ライン圧力低 主蒸気ライン圧力低 1次冷却材平均温度異常低	機能1. 非常用炉心冷却系主蒸気ライン流量高と主蒸気ライン圧力低または1次冷却材平均温度異常低の一致を参照。	モード1、 2(c)および3 (c)			機能1. 非常用炉心冷却系主蒸気ライン流量高と主蒸気ライン圧力低または1次冷却材平均温度異常低の一致を参照。		動作不能でないことを指示値により確認する。	1日に1回	当直課長

機能	設定値	適用モード	所要チャンネル・系統数	条件	措置		確認事項		
					所要チャンネル・系統数を満足できない場合の措置※2	完了時間	項目	頻度	担当
5. 給水隔離									
a. 給水隔離作動論理回路	—	モード1、 2(e)および3 (e)	2系統	A. 1系統が動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 電気保修課長は、当該系統を動作可能な状態にする。ただし、残りの系統が正常な状態であることを確認のうえ、作業のため当該系統のハイパスを行うことができる。 B.1 当直課長は、モード3にする。 および B.2 当直課長は、モード4にする。	6時間  12時間 36時間	機械検査を実施する。  定期検査時	電気保修課長	
b. 蒸気発生器水位異常高	計器スパンの77%以下	モード1、 2(e)および3 (e)	1基あたり3	A. 1チャンネルが動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 計装保修課長は、当該チャンネルを動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、モード3にする。 および B.2 当直課長は、モード4にする。	6時間  12時間 36時間	設定値確認および機能検査を実施する。  動作不能でないことを指示値により確認する。	計装保修課長 および 電気保修課長  当直課長	
c. 非常用炉心冷却系作動									
d. 1次冷却材平均温度低と原子炉トリップの一致	機能1. 非常用炉心冷却系を参照。 288℃以上	モード1、 2(e)および3 (e)	3	A. 1チャンネルが動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 計装保修課長は、当該チャンネルを動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、モード3にする。 および B.2 当直課長は、モード4にする。	6時間  12時間 36時間	設定値確認および機能検査を実施する。  動作不能でないことを指示値により確認する。	計装保修課長 および 電気保修課長  当直課長	
原子炉トリップ	表34-2	原子炉保護系計装を参照。							

機能	設定値	適用モード	所要チャンネル・系統数	条件		所要チャンネル・系統数を満足できない場合の措置※2		確認事項		
				所定時間	完了時間	項目	頻度	担当		
6. インターロック										
a. P-6	中間領域中性 子束 $7.5 \times 10^{-11} \sim$ $1.3 \times 10^{-10} \text{A}$	モード1 および2 (b)	2	A. 1チャンネル 以上が動作不 能である場合※ 16 B. 条件Aの措置を 完了時間内に 達成できない 場合	A.1 計装保修課長は、当該インターロ ックを運転状態に適合させる措置 を講じる。	1時間	設定値確認および機 能検査を実施する。	定期検査時		計装保修課長
					B.1 当直課長は、モード3にする。	12時間				
b. P-11	加圧器圧力 $13.73$ [MPa(gage)]	モード1、 2および3 (a)	3	A. 1チャンネル 以上が動作不 能である場合※ 16 B. 条件Aの措置を 完了時間内に 達成できない 場合	A.1 計装保修課長は、当該インターロ ックを運転状態に適合させる措置 を講じる。	1時間	設定値確認および機 能検査を実施する。	定期検査時		計装保修課長
					B.1 当直課長は、モード3にする。 および B.2 当直課長は、モード4にする。	12時間 36時間				
c. P-12	1次冷却材平 均温度 $283.9^\circ\text{C}$	モード1、 2および3 (d)	3	A. 1チャンネル 以上が動作不 能である場合※ 16 B. 条件Aの措置を 完了時間内に 達成できない 場合	A.1 計装保修課長は、当該インターロ ックを運転状態に適合させる措置 を講じる。	1時間	設定値確認および機 能検査を実施する。	定期検査時		計装保修課長
					B.1 当直課長は、モード3にする。 および B.2 当直課長は、モード4にする。	12時間 36時間				

※16：インターロックにおける「動作不能である場合」とは、チャンネル故障あるいは出力側の故障により関連する動作機能が確保されない場合（手動ブロック許可番号が誤発信した場合を含む）をいう。



表 3 4 - 4 事故時監視計装

項 目	機 能	適用モード	所要チャンネル数	所要チャンネル数を満足できない場合の措置※17			確認事項		
				条 件	措 置	完了時間	項 目	頻 度	担 当
1 次冷却系計装※1.8	1 次冷却材圧力 (広域)	モード1、2 および3	2	A. 1 チャンネルの計器が動作不能である場合	A.1 計装係修課長は、当該チャンネルを動作可能な状態にする。	30日	機能検査を実施する。	定期検査時	計装係修課長
	加圧器水位								
	1 次冷却材温度 (広域) (高温側)								
化学体積制御系計装※1.8	1 次冷却材温度 (広域) (低温側)	3	B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 計装係修課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。	速やかに	10日	動作不能でないことを指示値により確認する。	1ヶ月に1回	当直課長
	1 次冷却材温度 (広域) (低温側)								
	ほう酸タンク水位								
主蒸気および給水、補助給水系計装※2.9	蒸気ライン圧力	各ライン2	C. 1 つの機能が動作不能である場合	C.1 計装係修課長は、当該機能の1チャンネルを動作可能な状態にする。または、代替の監視手段を確保する。	2	2	D.1 当直課長は、モード3に する。 D.2 当直課長は、モード4に する。	12時間 36時間	
	復水タンク水位								
	蒸気発生器水位 (広域)								
燃料取替用水系計装※1.8	蒸気発生器水位 (狭域)	3	D. 条件Cの措置を完了時間内に達成できない場合	D.1 当直課長は、モード3に する。 D.2 当直課長は、モード4に する。	2	2			
	補助給水流量								
	燃料取替用水タンク水位								
原子炉格納容器関連計装※1.8	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2	各SG2	2	2	2			
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)								
	格納容器内圧力								
原子炉格納容器関連計装※1.8	格納容器内温度	2	2	2	2	2			
	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)								
	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)								
原子炉補助冷却系計装※1.8	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	2	2	2	2	2			
	1 次系冷却水タンク水位								
	制御用空気圧力								
制御用空気系計装	制御用空気圧力	2	2	2	2	2			
	高圧安全注入流量								
	低圧安全注入流量								
安全注入系計装※1.8	高圧安全注入流量	2	2	2	2	2			
	低圧安全注入流量								

※17. チャンネル編成機能に適用の条件が適用される。

※18. 各計装は、重大事故毎に定期検査を受ける。

※計装が動作不能時は、第35条(表35-16)の運転上の制限も確認する。

表34-5 ディーゼル発電機起動計装

機能	設定値	適用モード	所要チャネル・系統数	条件	措置	完了時間	確認事項		
							項目	頻度	担当
1. ディーゼル発電機起動論理回路	—	モード1、2、3および4	2系統	A. 1系統が動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 電気保修課長は、当該系統を動作可能な状態にする。ただし、残りの系統が正常な状態であることを確認のうえ、作業のため当該系統のバイパスを行うことができる。 B.1 当直課長は、モード3にする。 B.2 当直課長は、モード5にする。	6時間	機能検査を実施する	定期検査時	発電室長
2. 非常用高圧母線低電圧	定格電圧の73.4%以上	モード5、6および照射燃料移動中	1系統	A. 1系統が動作不能である場合	A.1 当直課長は、当該ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	12時間 56時間 速やかに	設定値確認および機能検査を実施する	定期検査時	電気保修課長
3. 非常用炉心冷却系作動	表34-3	モード1、2、3、4、5、6および照射燃料移動中	所要の母線あたり3	A. 1母線あたり1 チャネルが動作不能である場合 B. 1母線あたり2 チャネル以上が動作不能である場合 C. 条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 電気保修課長は、当該チャネルを動作可能な状態にする。 B.1 電気保修課長は、1母線あたり2チャネルを動作可能な状態にする。 C.1 当直課長は、当該ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	6時間 2時間 速やかに			

表34-3 機能1. 非常用炉心冷却系を参照。

表 3 4 - 6 中央制御室非常用循環系計装

機能	設定値	通用モード	所要チャンネル・系統数	所要チャンネル・系統数を満足できない場合の措置※2		確認事項			
				条件	措置	完了時間	項目	頻度	担当
1. 中央制御室非常用循環系作動論理回路	—	モード1、2、 <u>3</u> および4	所要の中央制御室非常用循環系につき2系統	A. 1 系統が動作不能である場合	A.1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態にする。	30日	機能検査を実施する。	定期検査時	発電室長
				B. 2 系統が動作不能である場合	B.1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態にする。				
				C. 条件 A または B の措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 当直課長は、中央制御室非常用循環ファンを起動させる。	10日	速やかに		
2. 非常用炉心冷却系作動			表 3 4 - 3 機能 1. 非常用炉心冷却系を参照。						

表 3 4 - 7 中央制御室外原子炉停止装置

機能	適用モード	条件	機能を満足できない場合の措置※19		確認事項		
			措置	完了時間	項目	頻度	担当
ほうげポンプ	モード1、2および3	A. 1つの機能が動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 当直課長は、当該機能を動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、モード3にする。 B.2 当直課長は、モード4にする。	30日 12時間 36時間	機能検査を実施する。	定期検査時	電気保修課長
充てん/高圧注入ポンプ	モード1、2、3および4	A. 1つの機能が動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 当直課長は、当該機能を動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、モード3にする。 B.2 当直課長は、モード5にする。	30日 12時間 56時間			
加圧器バックアップヒータ							
抽出水オトリフイス隔離弁							
海水ポンプ							
1次系冷却水ポンプ							
電動補助給水ポンプ							
余熱除去ポンプ	モード4	A. 1つの機能が動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 当直課長は、当該機能を動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、モード5にする。	30日 56時間			
加圧器圧力	モード1、2および3	A. 1つの機能が動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 当直課長は、当該機能を動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、モード3にする。 B.2 当直課長は、モード4にする。	30日 12時間 36時間	機能検査を実施する。	定期検査時	計装保修課長
加圧器水位	モード1、2、3および4	A. 1つの機能が動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 当直課長は、当該機能を動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、モード3にする。 B.2 当直課長は、モード5にする。	30日 12時間 56時間			
蒸気発生器水位 (広域)							
蒸気ライン圧力							
中性子束 (中性子漏洩域)	モード2 (P-6インダロック未滿)、3および4	A. 1つの機能が動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 当直課長は、当該機能を動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、モード3にする。 B.2 当直課長は、モード5にする。	30日 12時間 56時間	動作不能でないことを指示値により確認する。	1ヶ月に1回	当直課長
1次冷却材圧力 (広域)	モード3および4	A. 1つの機能が動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 当直課長は、当該機能を動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、モード5にする。	30日 56時間			
1次冷却材温度 (広域) (低温側)							

※19：機能毎に個別の条件が適用される。

(DNB比)

第 35 条 モード 1 において、DNB 比は、表 35-1 で定める事項を運転上の制限とする。

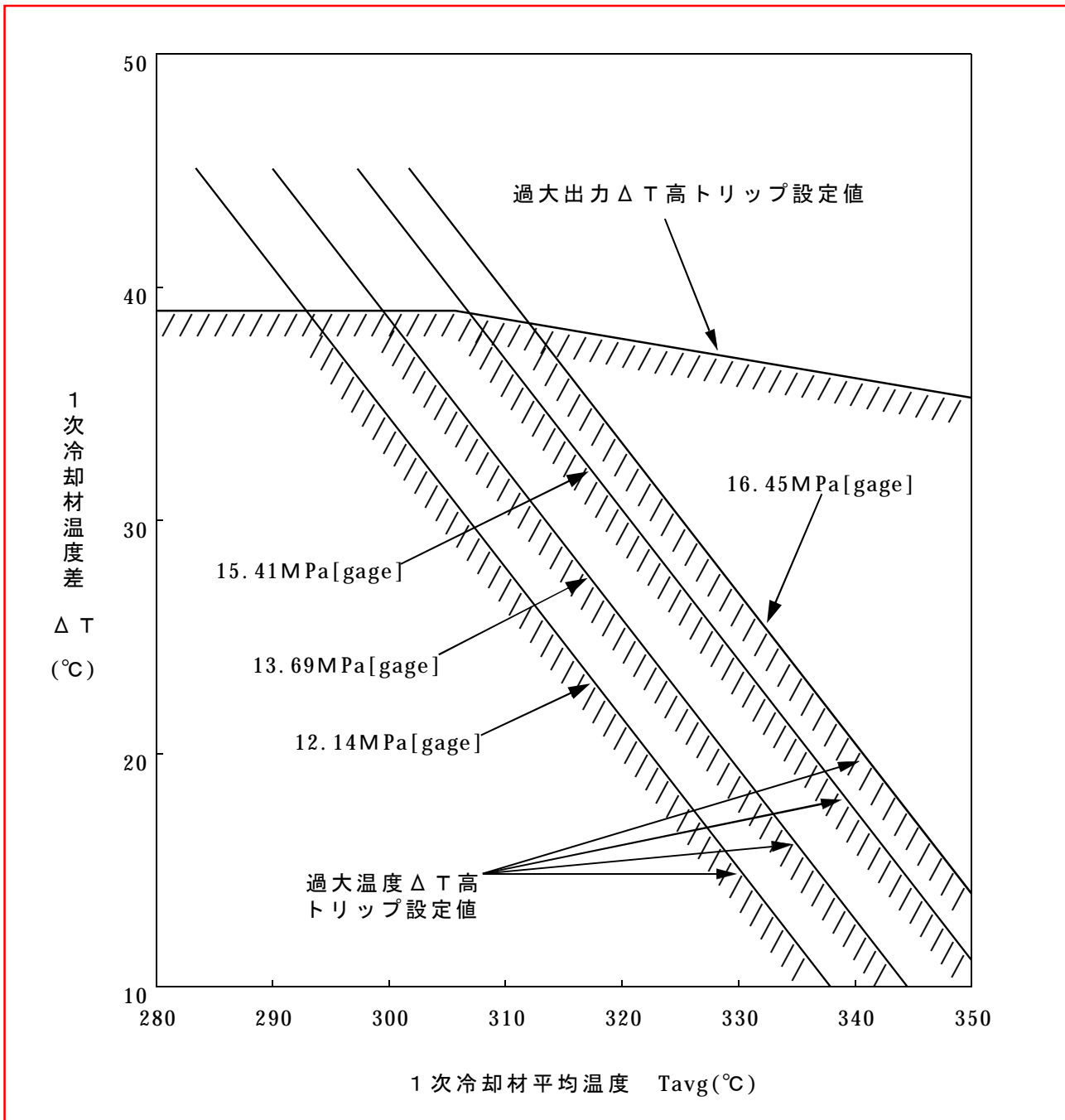
2. DNB 比が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、モード 1 において、12 時間に 1 回、1 次冷却材温度差、1 次冷却材平均温度および 1 次冷却材圧力が、図 35-1 に示す過大温度  $\Delta T$  高および過大出力  $\Delta T$  高トリップ設定値制限図の範囲内にあることを確認する。

表 35-1

項目	運転上の制限
DNB 比	1.35 以上であること

図 3 5 - 1 過大温度  $\Delta T$  高および過大出力  $\Delta T$  高トリップ設定値制限図



(1次冷却材の温度・圧力および1次冷却材温度変化率)

第36条 通常の1次冷却系の加熱・冷却時<sup>※1</sup>において、1次冷却材温度・圧力および1次冷却材温度変化率<sup>※2</sup>は、表36-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 1次冷却材温度・圧力および1次冷却材温度変化率が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 安全・防災室長は、原子炉容器鋼材監視試験片の評価結果等により原子炉容器の $R_{T_{NDT}}$ の推移を評価し、その結果に基づき原子炉容器の非延性破壊防止のための1次冷却材温度・圧力の制限範囲を定め、原子炉主任技術者の確認を得た上で、所長の承認を得て、発電室長に通知する。

(2) 当直課長は、通常の1次冷却系の加熱・冷却時において、1時間に1回、1次冷却材温度・圧力を確認する。

(3) 当直課長は、通常の1次冷却系の加熱・冷却時において、1時間に1回、1次冷却材温度変化率を確認する。

3. 当直課長は、1次冷却材温度・圧力または1次冷却材温度変化率が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表36-3の措置を講じる。

※1：通常の1次冷却系の加熱・冷却時とは、原子炉起動、原子炉停止（異常時を除く）、1次冷却系の耐圧・漏えい検査および安全注入系逆止弁漏えい検査のための昇温、降温操作開始から終了までをいう（以下、本条において同じ）。

※2：1次冷却材温度変化率とは、1時間毎の差分のことをいう（以下、本条において同じ）。

表36-1

項目	運転上の制限
1次冷却材温度・圧力	第2項(1)号で定める原子炉容器の非延性破壊防止のための1次冷却材温度・圧力の制限範囲内にあること
1次冷却材温度変化率	表36-2で定める制限値内にあること <sup>※3</sup>

※3：瞬時の制限値の逸脱は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

表36-2

項目		制限値
1次冷却材温度変化率	原子炉容器	55 °C/h 以下
	加圧器	加熱率： 55 °C/h 以下 冷却率： 110 °C/h 以下

表 3 6 - 3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 1次冷却材温度・圧力が制限範囲内でない場合	A.1 当直課長は、制限範囲内に回復させる措置を開始する。	速やかに
B. 1次冷却材温度変化率が制限値を満足していない場合	B.1 当直課長は、制限値内に回復させる措置を開始する。	速やかに



(1次冷却系 -モード3-)

第 37 条 モード3において、1次冷却系は、表37-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 1次冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 当直課長は、モード3において、制御棒の引抜き操作が行える状態<sup>※1</sup>である場合は、1日に1回、2台以上の1次冷却材ポンプが運転中であることを確認する。また、それに対応する蒸気発生器の水位(狭域)が計器スパンの5%以上であることを確認する。

(2) 当直課長は、モード3において、制御棒の引抜き操作が行える状態でない場合は、1日に1回、以下の事項を確認する。

(a) 1台の1次冷却材ポンプが運転中であり、それに対応する蒸気発生器の水位(狭域)が計器スパンの5%以上であること。

(b) 他の1台以上の1次冷却材ポンプに電源が供給されているか運転中であり、それに対応する蒸気発生器のうち1基以上の水位(狭域)が計器スパンの5%以上であること。

3. 当直課長は、1次冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表37-2の措置を講じる。

※1：制御棒の引抜き操作が行える状態とは、原子炉トリップしゃ断器が投入され、制御棒クラスタ駆動用電源装置(MGセット)による電源が制御棒駆動装置に供給されている状態をいう(以下、本条において同じ)。

表37-1

項目	運転上の制限
1次冷却系 <sup>※2</sup>	(1) 制御棒の引抜き操作が行える状態である場合は、蒸気発生器による熱除去系2系統以上が運転中であること (2) 制御棒の引抜き操作が行える状態でない場合は、蒸気発生器による熱除去系2系統以上が動作可能であり、そのうち1系統以上が運転中であること

※2：蒸気発生器による熱除去系は、重大事故等対処設備を兼ねる。

蒸気発生器による熱除去系が動作不能時は、第85条(表85-8)の運転上の制限も確認する。

表 37-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 制御棒の引抜き操作が行える状態である場合に、運転中の蒸気発生器による熱除去系が1系統である場合	A.1 当直課長は、他の蒸気発生器による熱除去系1系統を復旧し、運転状態とする。	1時間
	または A.2 当直課長は、原子炉トリップしゃ断器を開く。	1時間
	または A.3 当直課長は、制御棒クラスタ駆動用電源装置（MGセット）のしゃ断器を開く。	1時間
B. 制御棒の引抜き操作が行える状態でない場合に、動作可能な蒸気発生器による熱除去系が1系統である場合	B.1 当直課長は、他の蒸気発生器による熱除去系1系統を復旧する。	72時間
C. 条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 当直課長は、モード4にする。	24時間
D. 蒸気発生器による熱除去系が全て運転中でない場合	D.1.1 当直課長は、原子炉トリップしゃ断器を開く。	速やかに
	または D.1.2 当直課長は、制御棒クラスタ駆動用電源装置（MGセット）のしゃ断器を開く。	速やかに
	および D.2 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。	速やかに
および D.3 当直課長は、蒸気発生器による熱除去系1系統を復旧し、運転状態とする措置を開始する。	速やかに	

(1次冷却系 -モード4-)

第38条 モード4において、1次冷却系は、表38-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 1次冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 当直課長は、モード4において、1日に1回、余熱除去ポンプまたは1次冷却材ポンプのうち1台が運転中であることを確認するとともに、1次冷却材ポンプが運転中である場合は、それに対応する蒸気発生器の水位(狭域)が計器スパンの5%以上であることを確認する。

(2) 当直課長は、モード4において、1日に1回、前号で確認した以外の余熱除去ポンプまたは1次冷却材ポンプのうち、1台以上に電源が供給されているか運転中であることを確認するとともに、1次冷却材ポンプに電源が供給されているか運転中である場合は、それに対応する蒸気発生器のうち1基以上の水位(狭域)が計器スパンの5%以上であることを確認する。

3. 当直課長は、1次冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表38-2の措置を講じる。

表38-1

項目	運転上の制限
1次冷却系	余熱除去系 <sup>※1</sup> または蒸気発生器による熱除去系 <sup>※2</sup> のうち、2系統以上が動作可能であり、そのうち1系統以上が運転中であること

※1：余熱除去系は、重大事故等対処設備を兼ねる。

余熱除去系が動作不能時は、第85条(表85-4)の運転上の制限も確認する。

※2：蒸気発生器による熱除去系は、重大事故等対処設備を兼ねる。

蒸気発生器による熱除去系が動作不能時は、第85条(表85-8)の運転上の制限も確認する。

表 38-2

条 件	要求される措置	完了時間
<p>A. 余熱除去系 1 系統が動作不能である場合                      および                      蒸気発生器による熱除去系が全て動作不能である場合</p>	<p>A. 1 当直課長は、モード 5 にする。</p>	<p>20 時間</p>
<p>B. 余熱除去系が全て動作不能である場合                      および                      動作可能な蒸気発生器による熱除去系が 1 系統である場合</p>	<p>B. 1 当直課長は、余熱除去系 1 系統を復旧する措置を開始する。                      または                      B. 2 当直課長は、他の蒸気発生器による熱除去系 1 系統を復旧する措置を開始する。</p>	<p>速やかに  速やかに</p>
<p>C. 余熱除去系が全て運転中でない場合                      および                      蒸気発生器による熱除去系が全て運転中でない場合</p>	<p>C. 1 当直課長は、1 次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。                      および                      C. 2. 1 当直課長は、余熱除去系 1 系統を復旧し、運転状態にする措置を開始する。                      または                      C. 2. 2 当直課長は、蒸気発生器による熱除去系 1 系統を復旧し、運転状態にする措置を開始する。</p>	<p>速やかに  速やかに  速やかに</p>

(1次冷却系 -モード5 (1次冷却系満水) -)

第39条 モード5 (1次冷却系満水) において、1次冷却系は、表39-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 1次冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 当直課長は、モード5 (1次冷却系満水) において、1日に1回、1台の余熱除去ポンプが運転中であることを確認する。

(2) 当直課長は、モード5 (1次冷却系満水) において、1日に1回、以下のいずれかの事項を確認する。

(a) 前号で確認した以外の余熱除去ポンプ1台に電源が供給されているか運転中であること。

(b) 2基以上の蒸気発生器の水位 (狭域) が計器スパンの5%以上であること。

3. 当直課長は、1次冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表39-2の措置を講じる。

表39-1

項目	運転上の制限
1次冷却系	(1) 余熱除去系 <sup>※1</sup> 1系統が運転中であること <sup>※2</sup> (2) 他の余熱除去系が動作可能または運転中であるか、2基以上の蒸気発生器の水位 (狭域) が計器スパンの5%以上であること <sup>※2</sup>

※1: 余熱除去系は、重大事故等対処設備を兼ねる。

余熱除去系が動作不能時は、第85条 (表85-4) の運転上の制限も確認する。

※2: 計画的にモード4に加熱する場合は、蒸気発生器1基以上の水位 (狭域) が計器スパンの5%以上であることを条件に、全ての余熱除去系を隔離することが許容される。この場合、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

表 3 9 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
<p>A. 余熱除去系 1 系統が動作不能である場合                      および                      計器スパンの 5 % 以上の水位 (狭域) を有する蒸気発生器が 1 基以下である場合</p>	<p>A. 1 当直課長は、当該余熱除去系統を復旧する措置を開始する。                      または                      A. 2 当直課長は、2 基以上の蒸気発生器の水位 (狭域) が計器スパンの 5 % 以上である状態に復旧する措置を開始する。</p>	<p>速やかに  速やかに</p>
<p>B. 余熱除去系が全て運転中でない場合</p>	<p>B. 1 当直課長は、1 次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。                      および                      B. 2 当直課長は、余熱除去系 1 系統を復旧し、運転状態とする措置を開始する。</p>	<p>速やかに  速やかに</p>

(1次冷却系 モード5 (1次冷却系非満水) )

第40条 モード5 (1次冷却系非満水<sup>※1</sup>) において、1次冷却系は、表40-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 1次冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 当直課長は、モード5 (1次冷却系非満水) において、1日に1回、1台の余熱除去ポンプが運転中であることを確認する。

(2) 当直課長は、モード5 (1次冷却系非満水) において、1日に1回、残りの余熱除去ポンプに電源が供給されているか運転中であることを確認する。

3. 当直課長は、1次冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表40-2の措置を講じる。

※1：1次冷却系非満水とは、1次冷却系水抜き開始からモード6となるまで、およびモード5となってから1次冷却系水張り終了までの期間をいう（以下、本条において同じ）。

表40-1

項目	運転上の制限
1次冷却系	余熱除去系 <sup>※2</sup> 2系統が動作可能であり、そのうち1系統以上が運転中であること <sup>※3※4</sup>

※2：余熱除去系は、重大事故等対処設備を兼ねる。

余熱除去系が動作不能時は、第85条(表85-4)の運転上の制限も確認する。

※3：1次冷却材ポンプによる1次冷却系空気抜きを行う場合は、2時間に限り全ての余熱除去系を隔離することが許容される。この場合、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※4：ポンプの切替を行う場合は、以下の全てを満足させることを条件に、15分に限り、全ての余熱除去ポンプを停止することが許容される。この場合、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

(a) 炉心出口温度が飽和温度より 5.6 °C 以上下回るように維持されていること。

(b) 1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作が行われていないこと。

(c) 1次冷却系水量低下につながる操作が行われていないこと。

表 40-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 余熱除去系 1 系統が動作不能である場合	A.1 当直課長は、当該系統を復旧する措置を開始する。	速やかに
B. 余熱除去系が全て運転中でない場合	B.1 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。 および B.2 当直課長は、余熱除去系 1 系統を復旧し、運転状態とする措置を開始する。	速やかに



(1次冷却系 —モード6 (キャビティ高水位) —)

第 4 1 条 モード6 (キャビティ高水位<sup>※1</sup>) において、1次冷却系は、表 4 1 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 1次冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 当直課長は、モード6 (キャビティ高水位) において、1日に1回、1台以上の余熱除去ポンプが運転中であることを確認する。

(2) 当直課長は、モード6 (キャビティ高水位) において、1日に1回、1次冷却材温度が 65 °C 以下であることを確認する。

3. 当直課長は、1次冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 4 1 - 2 の措置を講じるとともに、原子燃料課長に通知する。通知を受けた原子燃料課長は、同表の措置を講じる。

※1 : キャビティ高水位とは、原子炉キャビティ水位が EL 31.0 m 以上である場合をいう (以下、本条において同じ)。

表 4 1 - 1

項 目	運転上の制限
1次冷却系	(1) 余熱除去系 <sup>※2</sup> 1系統以上が運転中であること <sup>※3</sup> (2) 1次冷却材温度が 65 °C 以下であること

※2 : 余熱除去系は、重大事故等対処設備を兼ねる。

余熱除去系が動作不能時は、第 8 5 条 (表 8 5 - 4) の運転上の制限も確認する。

※3 : 1次冷却材中のほう素濃度を低下させる操作を行わないことを条件に、8時間あたり1時間に限り、余熱除去ポンプを停止することが許容される。この場合、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

表 4 1 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 余熱除去系が全て運転中でない場合	<p>A.1 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。</p> <p>および</p> <p>A.2 原子燃料課長は、炉心への照射済燃料の移動を中止する※4。</p> <p>および</p> <p>A.3 当直課長は、余熱除去系1系統を復旧し、運転状態とする措置を開始する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>
B. 1次冷却材温度が65℃を超えた場合	<p>B.1 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。</p> <p>および</p> <p>B.2 原子燃料課長は、炉心への照射済燃料の移動を中止する。</p> <p>および</p> <p>B.3 当直課長は、1次冷却材温度を65℃以下に回復させる措置を開始する。</p> <p>および</p> <p>B.4 当直課長は、原子炉格納容器内から屋外大気まで直通の原子炉格納容器貫通部を全て閉止する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>4時間</p>

※4：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない（以下、本条において同じ）。

(1次冷却系 モード6 (キャビティ低水位) )

第 4 2 条 モード6 (キャビティ低水位<sup>※1</sup>) において、1次冷却系は、表 4 2 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 1次冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 当直課長は、モード6 (キャビティ低水位) において、1日に1回、1台の余熱除去ポンプが運転中であることを確認する。

(2) 当直課長は、モード6 (キャビティ低水位) において、1日に1回、残りの1台の余熱除去ポンプに電源が供給されているか運転中であることを確認する。

(3) 当直課長は、モード6 (キャビティ低水位) において、1日に1回、1次冷却材温度が 65 °C 以下であることを確認する。

3. 当直課長は、1次冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 4 2 - 2 の措置を講じる。

※1 : キャビティ低水位とは、原子炉キャビティ水位が EL 31.0 m 未満である場合をいう (以下、本条において同じ)。

表 4 2 - 1

項目	運転上の制限
1次冷却系	(1) 余熱除去系 <sup>※2</sup> 2系統が動作可能であり、そのうち1系統以上が運転中であること <sup>※3</sup> (2) 1次冷却材温度が 65 °C 以下であること

※2 : 余熱除去系は、重大事故等対処設備を兼ねる。

余熱除去系が動作不能時は、第 8 5 条 (表 8 5 - 4) の運転上の制限も確認する。

※3 : キャビティ水張りおよび水抜きを行っている場合は、余熱除去系への切替操作が可能であること、および他の1系統が運転中であることを条件に1系統を隔離することが許容される。 この場合、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

表 4 2 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 余熱除去系 1 系統が動作不能である場合	A. 1 当直課長は、当該系統を復旧する措置を開始する。 または A. 2 当直課長は、原子炉キャビティ水位を高水位にする措置を開始する。	速やかに  速やかに
B. 余熱除去系が全て運転中でない場合	B. 1 当直課長は、1 次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。 および B. 2 当直課長は、余熱除去系 1 系統を復旧し、運転状態とする措置を開始する。	速やかに  速やかに
C. 1 次冷却材温度が 65 °C を超えた場合	C. 1 当直課長は、1 次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。 および C. 2 当直課長は、1 次冷却材温度を 65 °C 以下に回復させる措置を開始する。 および C. 3 当直課長は、原子炉格納容器内から屋外大気まで直通の原子炉格納容器貫通部を全て閉止する。	速やかに  速やかに  4 時間

(加圧器)

第 4 3 条 モード 1、2 および 3 において、加圧器は、表 4 3 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 加圧器が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 当直課長は、モード 1、2 および 3 において、1 2 時間に 1 回、加圧器の水位を確認する。

(2) 当直課長は、モード 1、2 および 3 において、1 週間に 1 回、加圧器ヒータ 2 系統が所内非常用母線から受電していることを確認する。

3. 当直課長は、加圧器が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 4 3 - 2 の措置を講じる。

表 4 3 - 1

項 目	運転上の制限
加 圧 器	(1) 加圧器の水位が計器スパンの <u>94</u> % 以下であること (2) 所内非常用母線から受電している加圧器ヒータ 2 系統が動作可能であること

表 4 3 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 加圧器水位が計器スパンの <u>94</u> % を超えた場合	A. 1 当直課長は、モード 3 にし、原子炉トリップしゃ断器を開く。 および A. 2 当直課長は、モード 4 にする。	1 2 時間  3 6 時間
B. 所内非常用母線から受電している加圧器ヒータ 1 系統が動作不能である場合	B. 1 当直課長は、当該加圧器ヒータを動作可能な状態に復旧する。	7 2 時間
C. 条件 B の措置を完了時間内に達成できない場合	C. 1 当直課長は、モード 3 にする。 および C. 2 当直課長は、モード 4 にする。	1 2 時間  3 6 時間

(加圧器安全弁)

第 4 4 条 モード 1、2、3 および 4 (1 次冷却材温度が 140 °C を超える) において、加圧器安全弁は、表 4 4 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 加圧器安全弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 原子炉保修課長は、定期検査時に、加圧器安全弁の吹出し圧力が表 4 4 - 2 で定める設定値であることを確認し、その結果を発電室長に通知する。

3. 当直課長は、加圧器安全弁が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 4 4 - 3 の措置を講じる。

表 4 4 - 1

項 目	運転上の制限
加圧器安全弁 <sup>※1</sup>	全てが動作可能であること

※ 1 : 加圧器安全弁は、重大事故等対処設備を兼ねる。

表 4 4 - 2

項 目	設 定 値
加圧器安全弁吹出し圧力	<input type="text"/> MPa[gage] 以下

表 4 4 - 3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 加圧器安全弁 1 台以上が動作不能である場合	A. 1 当直課長は、モード 3 にする。	1 2 時間
	および A. 2 当直課長は、モード 4 にし、1 次冷却材温度を 140 °C 以下にする。	3 6 時間

(加圧器逃がし弁)

第 45 条 モード 1、2 および 3 において、加圧器逃がし弁および加圧器逃がし弁元弁は、表 45-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 加圧器逃がし弁および加圧器逃がし弁元弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 計装係長は、定期検査時に、加圧器逃がし弁の吹出し圧力および吹止まり圧力が表 45-2 で定める設定値であることを確認し、その結果を発電室長に通知する。

(2) 計装係長は、定期検査時に、加圧器逃がし弁が全開および全閉することを確認し、その結果を発電室長に通知する。

(3) 発電室長は、定期検査時に、加圧器逃がし弁元弁が全開および全閉することを確認する。

3. 当直係長は、加圧器逃がし弁または加圧器逃がし弁元弁が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 45-3 の措置を講じる。

表 45-1

項目	運転上の制限
加圧器逃がし弁 <sup>※1</sup> および 加圧器逃がし弁元弁	全てが動作可能であること

※1：加圧器逃がし弁は、重大事故等対処設備を兼ねる。

加圧器逃がし弁が動作不能時は、第 85 条（表 85-3）の運転上の制限も確認する。

表 45-2

項目		設定値
加圧器逃がし弁	吹出し圧力	<input type="text"/> MPa[gage] 以下
	吹止まり圧力	<input type="text"/> MPa[gage] 以上

表 4 5 - 3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 加圧器逃がし弁 1 台の自動制御ができないが、手動での全開および全閉操作は可能である場合※2	A.1 当直課長は、当該加圧器逃がし弁のあるラインの加圧器逃がし弁元弁を閉止する。	1 時間
B. 加圧器逃がし弁 1 台が、手動でも全開または全閉ができない場合	B.1 当直課長は、当該加圧器逃がし弁のあるラインの加圧器逃がし弁元弁を閉止する。 および	1 時間
	B.2 当直課長は、当該加圧器逃がし弁を手動での全開および全閉操作が可能な状態に復旧する。	7 2 時間
C. 加圧器逃がし弁元弁 1 台の全閉操作ができない場合	C.1 当直課長は、当該加圧器逃がし弁元弁のあるラインの加圧器逃がし弁を開弁できないようにする。 および	1 時間
	C.2 当直課長は、当該加圧器逃がし弁元弁を動作可能な状態に復旧する。	7 2 時間
D. 条件 A、B または C の措置を完了時間内に達成できない場合	D.1 当直課長は、モード 3 にする。 および	1 2 時間
	D.2 当直課長は、モード 4 にする。	3 6 時間

※ 2 : 加圧器逃がし弁毎に個別の条件が適用される。



(低温過加圧防護)

第 46 条 モード 4<sup>※1</sup>、5 および 6<sup>※2</sup>において、低温過加圧に係る機器は、表 46-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 低温過加圧に係る機器が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
  - (1) 計装保修課長は、定期検査時に、2 台の加圧器逃がし弁について、低温過加圧防護のための校正を行い、その結果を発電室長に通知する。
  - (2) 当直課長は、モード 4、5 および 6 において、12 時間に 1 回、2 台以上の充てん／高圧注入ポンプの操作器が停止ロックであることを確認する。
  - (3) 当直課長は、モード 4、5 および 6 において、12 時間に 1 回、アキュムレータ全基が隔離されていることを確認する。
  - (4) モード 4、5 および 6 において、以下の事項を実施する。
    - (a) 原子炉保修課長は、加圧器安全弁 1 台以上を取り外し、または取り付けた場合は、その結果を当直課長に通知する。
    - (b) 当直課長は、1 台以上の加圧器安全弁が取り外されていない場合は、3 日に 1 回、2 台の加圧器逃がし弁元弁が開状態であることを確認する。
3. 当直課長は、低温過加圧に係る機器が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 46-2 の措置を講じるとともに、加圧器安全弁を取り外す必要がある場合は、原子炉保修課長に通知する。通知を受けた原子炉保修課長は、同表の措置を講じる。

※1：1 次冷却材温度が 140 °C 以下の場合をいう。ただし、加圧器逃がし弁が低圧設定になるまでの間を除く。(以下、本条において同じ)

※2：原子炉容器のふたが閉められている場合(以下、本条において同じ)。

表 4 6 - 1

項 目	運転上の制限
低温過加圧に係る機器	(1)-1 2台の加圧器逃がし弁が低圧設定で動作可能であり、 2台の加圧器逃がし弁元弁が開状態であること または (1)-2 1台以上の加圧器安全弁が取り外されていること および (2) 動作可能な充てん／高圧注入ポンプが1台以下であるこ と※ <sup>3</sup> および (3) アキュムレータ全基が隔離されていること※ <sup>4</sup>

※3：ポンプの切替を行う場合、15分に限り、充てん／高圧注入ポンプを2台運転することが許容される。この場合、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※4：アキュムレータ出口電動弁の開閉確認を行う場合、アキュムレータ圧力が1次冷却材圧力以下であることを条件に、1基毎に隔離を解除することが許容される。この場合、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

表 4 6 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. <u>操作器が停止ロック状態</u> にない充てん／高圧注入ポンプが2台以上ある場合	A.1 当直課長は、2台以上の充てん／高圧注入ポンプの <u>操作器を停止ロック状態</u> にする。	1時間
B. アクムレータ1基以上が隔離されていない場合	B.1 当直課長は、当該アクムレータを隔離する。	1時間
C. 条件Bの措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 当直課長は、1次冷却材温度を140℃超にする。 または C.2 当直課長は、当該アクムレータの圧力をその時点の1次冷却材圧力まで減圧する。	12時間 12時間
D. モード4において、加圧器逃がし弁1台が低圧設定で動作不能である場合	D.1 当直課長は、当該加圧器逃がし弁を動作可能な状態に復旧する。	7日
E. モード5または6において加圧器逃がし弁1台が低圧設定で動作不能である場合 および モード5または6において加圧器安全弁が全て取り付けられている場合	E.1 当直課長は、当該加圧器逃がし弁を動作可能な状態に復旧する。	24時間
F. 加圧器逃がし弁2台が低圧設定で動作不能である場合 および 加圧器安全弁が全て取り付けられている場合 または 条件A、C、DまたはEの措置を完了時間内に達成できない場合	F.1 当直課長は、モード5にする。 および F.2 原子炉保修課長は、加圧器安全弁1台以上を取り外す <sup>※5</sup> 。	20時間 28時間

※5：モード5になったことを確認した上で取り外すこと。

(1次冷却材漏えい率)

第47条 モード1、2、3および4において、原子炉格納容器内への漏えい率および原子炉格納容器内漏えい監視装置は、表47-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉格納容器内への漏えい率および原子炉格納容器内漏えい監視装置が、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 計装保修課長は、定期検査時に、原子炉格納容器サンプル水位計および凝縮液量測定装置の機能の健全性を確認し、その結果を発電室長に通知する。

(2) 電気保修課長および計装保修課長は、定期検査時に、炉内計装用シンプル配管室ドレンピット漏えい検出装置の機能の健全性を確認し、その結果を発電室長に通知する。

(3) 当直課長は、モード1、2、3および4において、1日に1回、原子炉格納容器サンプル水位計および炉内計装用シンプル配管室ドレンピット漏えい検出装置を用いて、また、モード1および2において、1日に1回、凝縮液量測定装置を用いて、原子炉格納容器内への漏えい率を確認する<sup>※1</sup>。

なお、原子炉格納容器サンプル水位計、炉内計装用シンプル配管室ドレンピット漏えい検出装置または凝縮液量測定装置のいずれかが動作不能である場合、当直課長は、8時間に1回、動作可能な計器により原子炉格納容器内への漏えい率を確認する。

3. 当直課長は、原子炉格納容器内への漏えい率または原子炉格納容器内漏えい監視装置が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表47-2の措置を講じる。

※1：原子炉格納容器サンプル水位計または凝縮液量測定装置により測定される漏えい率が0.23 m<sup>3</sup>/hを上回っている状態で運転を継続する場合は、1日に1回、1次冷却材のインベントリ収支、格納容器ガスモニタ、格納容器じんあいモニタ等により運転上の制限を満足していることを確認しなければならない。

表 4 7 - 1

項 目	運転上の制限
原子炉格納容器内への漏えい率	<p>(1) <u>原子炉格納容器サンプ水位計および炉内計装用シンプル配管室ドレンピット漏えい検出装置または凝縮液量測定装置によって測定される漏えい率のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいでないことが確認されていない漏えい率（以下、「未確認の漏えい率」という。）が 0.23 m<sup>3</sup>/h 以下であること</u><sup>※2</sup></p> <p>(2) 原子炉格納容器サンプ水位計または凝縮液量測定装置によって測定される漏えい率のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいでないことは確認されているが1次冷却系からの漏えいでないことが確認されていない漏えい率（以下、「原子炉冷却材圧力バウンダリ以外からの漏えい率」という。）が 2.3 m<sup>3</sup>/h 以下であること</p>
原子炉格納容器内漏えい監視装置	<p>(1) <u>モード1および2において、原子炉格納容器サンプ水位計および炉内計装用シンプル配管室ドレンピット漏えい検出装置または凝縮液量測定装置</u><sup>※3</sup>が動作可能であること</p> <p>(2) <u>モード3および4において、原子炉格納容器サンプ水位計および炉内計装用シンプル配管室ドレンピット漏えい検出装置が動作可能であること</u></p>

※2：炉内計装用シンプル配管室ドレンピット漏えい検出装置によって測定される漏えい率は全て未確認の漏えい率とみなすものとする。

※3：凝縮液量測定装置の健全性を確認するための点検または洗浄により、原子炉格納容器サンプ水位計または凝縮液量測定装置の指示値が変動する場合を除く。

表 4 7 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 未確認の漏えい率が 0.23 m <sup>3</sup> /h を超えた場合	A.1 当直課長は、制限値以下に回復させる。 または A.2 当直課長は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいでないことを確認する。	4 時間 4 時間
B. 原子炉冷却材圧力バウンダリ以外からの漏えい率が 2.3 m <sup>3</sup> /h を超えた場合	B.1 当直課長は、制限値以下に回復させる。 または B.2 当直課長は、1次冷却系からの漏えいでないことを確認する。	4 時間 4 時間

表 4 7 - 2 ( 続 き )

条 件	要求される措置	完了時間
<p>C. <u>モード1および2において、原子炉格納容器サンプ水位計または炉内計装用シンプル配管室ドレンピット漏えい検出装置および凝縮液量測定装置が動作不能である場合</u></p>	<p>C.1 <u>当直課長は、原子炉格納容器サンプ水位計および炉内計装用シンプル配管室ドレンピット漏えい検出装置</u>                      または                      凝縮液量測定装置を動作可能な状態に復旧する。                      および                      C.2 <u>当直課長は、代替手段※<sup>4</sup>による監視を行う。</u></p>	<p>30日                       速やかに                      その後の1日に                      1回</p>
<p>D. <u>モード3および4において、原子炉格納容器サンプ水位計または炉内計装用シンプル配管室ドレンピット漏えい検出装置が動作不能である場合</u></p>	<p>D.1 <u>当直課長は、原子炉格納容器サンプ水位計および炉内計装用シンプル配管室ドレンピット漏えい検出装置を動作可能な状態に復旧する。</u>                      および                      D.2 <u>当直課長は、代替手段※<sup>4</sup>による監視を行う。</u></p>	<p>30日                       速やかに                      その後の1日に                      1回</p>
<p>E. <u>条件A、B、CまたはDの措置を完了時間内に達成できない場合</u>                      または                      条件CまたはDで要求される措置を実施中に、原子炉冷却材圧カバウンダリからの漏えいを示す有意な変化があった場合</p>	<p>E.1 <u>当直課長は、モード3にする。</u>                      および                      E.2 <u>当直課長は、モード5にする。</u></p>	<p>12時間                       56時間</p>

※4：代替手段による監視とは、1次冷却材のインベントリ収支、格納容器ガスモニタおよび格納容器じんあいモニタによる監視をいう。

(蒸気発生器細管漏えい監視)

第 48 条 モード 1、2、3 および 4 において、蒸気発生器細管および蒸気発生器細管漏えい監視装置は、表 48-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 蒸気発生器細管および蒸気発生器細管漏えい監視装置が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 計装係課長は、定期検査時に、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検出器の校正を行い、その結果を発電室長に通知する。

(2) 原子炉係課長は、定期検査時に、渦流探傷検査により蒸気発生器細管の健全性を確認し、その結果を発電室長に通知する。

(3) 放射線管理課長は、モード 1、2、3 および 4 において、1 ヶ月に 1 回、2 次系試料採取測定により蒸気発生器細管に漏えいがないことを確認する。

(4) 当直課長は、モード 1 および 2 において、1 日に 1 回、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うち 2 種類以上<sup>※1</sup>のモニタにより、蒸気発生器細管に漏えいがないことを確認する。

(5) 当直課長は、モード 3 および 4 において、1 日に 1 回、蒸気発生器ブローダウン水モニタにより、蒸気発生器細管に漏えいがないことを確認する。なお、プラント状態により監視ができない場合、または蒸気発生器ブローダウン水モニタ洗浄中は、放射線管理課長が、1 日に 1 回、2 次系試料採取測定により蒸気発生器細管に漏えいがないことを確認し、その結果を当直課長に通知することをもって、蒸気発生器ブローダウン水モニタによる確認に代えることができる。

(6) 当直課長は、モード 1、2、3 および 4 において、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または高感度型主蒸気管モニタの指示値に有意な上昇が認められた場合は、放射線管理課長に通知する。通知を受けた放射線管理課長は、その後の 8 時間以内に 2 次系試料採取測定により蒸気発生器細管に漏えいがないことを確認し、その結果を当直課長に通知する。

3. 当直課長は、蒸気発生器細管または蒸気発生器細管漏えい監視装置が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、第 2 項(6)号で定める確認の結果を待つことなく、表 48-2 の措置を講じるとともに、2 次系試料採取測定を実施する必要がある場合は放射線管理課長に通知する。通知を受けた放射線管理課長は同表の措置を講じる。放射線管理課長は、蒸気発生器細管が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合<sup>※2</sup>、当直課長に通知する。通知を受けた当直課長は同表の措置を講じる。

※ 1 : 高感度型主蒸気管モニタについては、3 つの高感度型主蒸気管モニタで 1 種類とみなす (以下、本条において同じ)。

※ 2 : 第 2 項(6)号で定める確認が実施できなかった場合は、蒸気発生器細管が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないとみなす。

表 4 8 - 1

項 目	運転上の制限
蒸気発生器細管	漏えいがないこと
蒸気発生器細管漏えい監視装置	(1) モード 1 および 2 において、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うち、2 種類以上が動作可能であること (2) モード 3 および 4 において、蒸気発生器ブローダウン水モニタが動作可能であること※ <sup>3</sup>

※ 3 : プラント状態により監視ができない場合、または洗浄中は除く。

表 4 8 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. モード 1 および 2 において、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うち、いずれか 2 種類が動作不能である場合	A. 1 当直課長は、動作不能なモニタのうち、いずれか 1 種類を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A. 2 当直課長は、残りの動作可能なモニタで、蒸気発生器細管に漏えいがないことを確認する。 および A. 3 放射線管理課長は、2 次系試料採取測定により、蒸気発生器細管に漏えいがないことを確認する。	速やかに  1 時間 その後の 1 日に 1 回  2 4 時間 その後の 1 日に 1 回
B. モード 1 および 2 において、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全てが動作不能である場合	B. 1 当直課長は、いずれか 1 種類のモニタを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および B. 2 放射線管理課長は、2 次系試料採取測定により、蒸気発生器細管に漏えいがないことを確認する。	速やかに  8 時間 その後の 8 時間に 1 回



表 4 8 - 2 ( 続 き )

条 件	要求される措置	完了時間
<p>C. モード3および4において、蒸気発生器ブローダウン水モニタが動作不能である場合</p>	<p>C.1 当直課長は、蒸気発生器ブローダウン水モニタを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。                      および                      C.2 放射線管理課長は、2次系試料採取測定により、蒸気発生器細管に漏えいがないことを確認する。</p>	<p>速やかに                       8 時間                      その後の 8 時間に                      1 回</p>
<p>D. 蒸気発生器細管に漏えいが発生したと判断した場合                      または                      条件 A、B または C の措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>D.1 当直課長は、モード3にする。                      および                      D.2 当直課長は、モード5にする。</p>	<p>1 2 時間                       5 6 時間</p>

(余熱除去系への漏えい監視)

第 49 条 モード 1、2、3 および 4 (余熱除去系隔離弁が閉止している場合) において、1 次冷却系から余熱除去系への漏えいは、表 49-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 1 次冷却系から余熱除去系への漏えいが前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 原子炉保修課長は、定期検査時に、1 次冷却系から余熱除去系への漏えいがないことを確認し、その結果を発電室長に通知する。

3. 当直課長は、1 次冷却系から余熱除去系への漏えいが第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 49-2 の措置を講じる。

表 49-1

項 目	運転上の制限
1 次冷却系から余熱除去系への漏えい	漏えいがないこと※ <sup>1</sup>

※ 1 : 漏えいがないこととは、余熱除去系の逃がし弁が作動していないことをいう (以下、本条において同じ)。

表 49-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 余熱除去系の逃がし弁が作動した場合	A.1 当直課長は、余熱除去系の当該ラインを隔離し、1 次冷却系から余熱除去系への漏えいを止める※ <sup>2</sup> 。	4 時間
B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード 3 にする。 および B.2 当直課長は、モード 5 にする。	1 2 時間  5 6 時間

※ 2 : 隔離により低圧注入系の機能が動作不能となった場合は、当該低圧注入系を動作不能とみなす。

(1次冷却材中のよう素131濃度)

第50条 モード1、2および3(1次冷却材温度が260℃以上)において、1次冷却材中のよう素131濃度は、表50-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 1次冷却材中のよう素131濃度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 放射線管理課長は、モード1、2および3(1次冷却材温度が260℃以上)において、1週間に1回、1次冷却材中のよう素131濃度を確認する。

3. 放射線管理課長は、1次冷却材中のよう素131濃度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、当直課長に通知する。通知を受けた当直課長は、表50-2の措置を講じる。

表50-1

項目	運転上の制限
1次冷却材中のよう素131濃度	$5.7 \times 10^4$ Bq/cm <sup>3</sup> 以下であること

表50-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 1次冷却材中のよう素131濃度が運転上の制限を満足していない場合	A.1 当直課長は、1次冷却材中のよう素131濃度の運転上の制限を満足させる。	48時間
B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード3にし、1次冷却材温度を260℃未満にする。	12時間

(アキュムレータ)

第 5 1 条 モード 1、2 および 3 (1 次冷却材圧力が 6.89 MPa[gage] を超える場合)

※<sup>1</sup>において、アキュムレータは、表 5 1 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. アキュムレータが前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 当直課長は、モード 1、2 および 3 (1 次冷却材圧力が 6.89 MPa[gage] を超える場合)において、アキュムレータのほう素濃度、ほう酸水量および圧力を表 5 1 - 2 で定める頻度で確認する。

なお、燃料取替用水タンクからの補給または 1 次冷却系の加熱以外の理由により、アキュムレータ水位計で、3cm 以上の水位増加が確認された場合は、6 時間以内に当該アキュムレータのほう素濃度を確認する。

(2) 当直課長は、モード 1、2 および 3 (1 次冷却材圧力が 6.89 MPa[gage] を超える場合)において、1 日に 1 回、アキュムレータの全ての出口電動弁が全開であることを確認する。

3. 当直課長は、アキュムレータが第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 5 1 - 3 の措置を講じる。

※ 1 : 原子炉起動時のモード 3 (1 次冷却材圧力が 6.89 MPa[gage] を超えた時点) から、全ての出口電動弁が全開となるまでの間は除く (以下、本条において同じ)。

表 5 1 - 1

項 目	運転上の制限
アキュムレータ <sup>※2</sup>	(1) ほう素濃度、ほう酸水量および圧力が表 5 1 - 2 で定める制限値内にあること (2) 出口電動弁が全開であること

※ 2 : アキュムレータは、重大事故等対処設備を兼ねる。

アキュムレータが運転上の制限を逸脱した場合は、第 8 5 条 (表 8 5 - 4) の運転上の制限も確認する。

表 5 1 - 2

項 目	制 限 値	確認頻度
ほう素濃度	2,600 ppm 以上	3 ヶ月に 1 回
ほう酸水量 (有効水量)	29.0 m <sup>3</sup> 以上	1 日に 1 回
圧力	4.04 MPa [gage] 以上	1 日に 1 回

表5 1-3

条 件	要求される措置	完了時間
A. アクムレータ1基のほう素濃度が制限値を満足していない場合	A.1 当直課長は、当該アクムレータのほう素濃度を制限値内に回復させる。	7 2時間
B. アクムレータ1基が条件A以外の理由により、運転上の制限を満足していない場合	B.1 当直課長は、当該アクムレータの運転上の制限を満足させる。	1時間
C. 条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 当直課長は、モード3にする。 および	1 2時間
	C.2 当直課長は、1次冷却材圧力を6.89 MPa [gage] 以下に下げる。	1 8時間
D. アクムレータ2基以上が運転上の制限を満足していない場合	D.1 当直課長は、モード3にする。 および	1 2時間
	D.2 当直課長は、モード4にする。 および	3 6時間
	D.3 当直課長は、モード5にする。	5 6時間

(非常用炉心冷却系 モード1、2および3)

第52条 モード1、2および3において、非常用炉心冷却系は、表52-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 非常用炉心冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
  - (1) 発電室長は、定期検査時に、充てん／高圧注入ポンプおよび余熱除去ポンプを起動させ、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないこと、および余熱除去ポンプについては表52-2で定める事項を確認する。
  - (2) 発電室長は、定期検査時に、高圧注入系の自動作動弁が、模擬信号により正しい位置へ作動することを確認する。
  - (3) 発電室長は、定期検査時に、充てん／高圧注入ポンプおよび余熱除去ポンプが、模擬信号により起動することを確認する。
  - (4) 当直課長は、定期検査時に、施錠等により固定されていない非常用炉心冷却系の流路中の弁が正しい位置にあることを確認する。
  - (5) 原子炉保修課長は、定期検査時に、原子炉格納容器再循環サンプが異物等により塞がれていないことを確認し、その結果を発電室長に通知する。
  - (6) 原子炉保修課長は、定期検査時に、余熱除去ポンプ入口弁が、閉止可能であることを確認し、その結果を発電室長に通知する。
  - (7) 当直課長は、モード1、2および3において、1ヶ月に1回、2台以上の充てん／高圧注入ポンプおよび2台の余熱除去ポンプについて、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する<sup>※1</sup>。  
また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復旧していることを確認する。
3. 当直課長は、非常用炉心冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表52-3の措置を講じる。

※1：運転中のポンプについては、運転状態により確認する（以下、本条において同じ）。

表 5 2 - 1

項 目	運転上の制限
非常用炉心冷却系 <sup>※2※3</sup>	(1) 高圧注入系の 2 系統が動作可能であること <sup>※4</sup> (2) 低圧注入系の 2 系統が動作可能であること <sup>※4</sup>

※2：高圧注入系は、重大事故等対処設備を兼ねる。

高圧注入系が動作不能時は、第 8 5 条（表 8 5 - 3 および表 8 5 - 4）の運転上の制限も確認する。

※3：低圧注入系は、重大事故等対処設備を兼ねる。

低圧注入系が動作不能時は、第 8 5 条（表 8 5 - 4）の運転上の制限も確認する。

※4：非常用炉心冷却系の弁開閉点検を行う場合、2 時間に限り、運転上の制限を適用しない。

表 5 2 - 2

項 目	確認事項
余熱除去ポンプ	テストラインにおける揚程が <input type="text"/> m 以上、容量が <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h 以上であることを確認する

表 5 2 - 3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 高圧注入系 1 系統が動作不能である場合	A. 1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 および A. 2 当直課長は、残りの系統のポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1 0 日  4 時間 その後の 8 時間に 1 回
B. 低圧注入系 1 系統が動作不能である場合	B. 1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 および B. 2 当直課長は、残りの系統のポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1 0 日  4 時間 その後の 8 時間に 1 回
C. 条件 A、B の措置を完了時間内に達成できない場合	C. 1 当直課長は、モード 3 にする。 および C. 2 当直課長は、モード 4 にする。	1 2 時間  3 6 時間

(非常用炉心冷却系 -モード4-)

第53条 モード4において、非常用炉心冷却系は、表53-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 非常用炉心冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、モード4において、1ヶ月に1回、1台以上の充てん/高圧注入ポンプおよび1台以上の余熱除去ポンプが手動起動可能であることを確認する。

3. 当直課長は、非常用炉心冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表53-2の措置を講じる。

表53-1

項目	運転上の制限
非常用炉心冷却系 <sup>※1※2※3</sup>	(1) 高圧注入系または充てん系1系統以上が動作可能であること <sup>※4</sup> (2) 低圧注入系1系統以上が動作可能であること <sup>※4※5</sup>

※1：高圧注入系は、重大事故等対処設備を兼ねる。

高圧注入系が動作不能時は、第85条(表85-3および表85-4)の運転上の制限も確認する。

※2：充てん系は、重大事故等対処設備を兼ねる。

充てん系が動作不能時は、第85条(表85-4)の運転上の制限も確認する。

※3：低圧注入系は、重大事故等対処設備を兼ねる。

低圧注入系が動作不能時は、第85条(表85-4)の運転上の制限も確認する。

※4：非常用炉心冷却系の弁開閉点検を行う場合、2時間に限り、運転上の制限を適用しない。

※5：余熱除去ポンプを用いて余熱除去運転を行っている場合は、低圧注入系への切替操作が可能な状態であることを条件に、動作不能とはみなさない。

表53-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 低圧注入系の全てが動作不能である場合	A.1 当直課長は、低圧注入系1系統を動作可能な状態に復旧するための措置を開始する。	速やかに
B. 高圧注入系および充てん系の全てが動作不能である場合	B.1 当直課長は、高圧注入系または充てん系の1系統を動作可能な状態に復旧する。	1時間
C. 条件Bの措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 当直課長は、モード5にする。	20時間



(燃料取替用水タンク)

第 5 4 条 モード 1、2、3 および 4 において、燃料取替用水タンクは、表 5 4 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 燃料取替用水タンクが前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、モード 1、2、3 および 4 において、燃料取替用水タンクのほう素濃度およびほう酸水量を表 5 4 - 2 で定める頻度で確認する。

3. 当直課長は、燃料取替用水タンクが第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 5 4 - 3 の措置を講じる。

表 5 4 - 1

項 目	運転上の制限
燃料取替用水タンク※1	ほう素濃度およびほう酸水量が表 5 4 - 2 で定める制限値内にあること

※ 1 : 燃料取替用水タンクは、重大事故等対処設備を兼ねる。

燃料取替用水タンクが運転上の制限を逸脱した場合は、第 8 5 条 (表 8 5 - 1 4) の運転上の制限も確認する。

表 5 4 - 2

項 目	制 限 値	確認頻度
ほう素濃度	2,600 ppm 以上	1 ヶ月に 1 回
ほう酸水量 (有効水量)	1,325 m <sup>3</sup> 以上	1 週間に 1 回

表 5 4 - 3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 燃料取替用水タンクのほう素濃度が制限値を満足していない場合	A. 1 当直課長は、ほう素濃度を制限値内に回復させる。	8 時間
B. 燃料取替用水タンクのほう酸水量が制限値を満足していない場合	B. 1 当直課長は、ほう酸水量を制限値内に回復させる。	1 時間
C. 条件 A または B の措置を完了時間内に達成できない場合	C. 1 当直課長は、モード 3 にする。 および C. 2 当直課長は、モード 5 にする。	1 2 時間 5 6 時間

(ほう酸注入タンク)

第 55 条 モード 1、2 および 3 において、ほう酸注入タンクは、表 55-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. ほう酸注入タンクが前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、モード 1、2 および 3 において、ほう酸注入タンクのほう素濃度、ほう酸水量およびほう酸水温度を表 55-2 で定める頻度で確認する。

3. 当直課長は、ほう酸注入タンクが第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 55-3 の措置を講じる。

表 55-1

項目	運転上の制限
ほう酸注入タンク※1	ほう素濃度、ほう酸水量およびほう酸水温度が表 55-2 で定める制限値内にあること

※1：ほう酸注入タンクは、重大事故等対処設備を兼ねる。

表 55-2

項目	制限値	確認頻度
ほう素濃度	20,000 ppm 以上	1 ヶ月に 1 回
ほう酸水量 (有効水量)	3.4 m <sup>3</sup> 以上	1 週間に 1 回
ほう酸水温度	65 °C 以上	1 日に 1 回

表 55-3

条件	要求される措置	完了時間
A. ほう酸注入タンクのほう素濃度、ほう酸水量またはほう酸水温度が制限値を満足していない場合	A.1 当直課長は、制限値内に回復させる。	1 時間
B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード 3 にする。 および	1 2 時間
	B.2 当直課長は、1 次冷却系ほう素濃度を、93 °C における停止余裕 1.0 % $\Delta k/k$ に相当するほう素濃度まで、濃縮する。 および	1 2 時間
	B.3 当直課長は、制限値内に回復させる。	7 日
C. 条件 B の措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 当直課長は、モード 4 にする。	2 4 時間

(原子炉格納容器)

第 56 条 モード 1、2、3 および 4 において、原子炉格納容器は、表 56-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉格納容器が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
  - (1) 原子炉保修課長は、定期検査時に、原子炉格納容器漏えい率が表 56-3 で定めるいずれかの漏えい率内にあることを確認し、その結果を発電室長に通知する。
  - (2) 原子炉保修課長は、定期検査時に、原子炉格納容器エアロックインターロック機構の健全性を確認し、その結果を発電室長に通知する。
  - (3) 発電室長は、定期検査時に、表 56-6 で定める系統の原子炉格納容器自動隔離弁が模擬信号により隔離動作することを確認する。
  - (4) 当直課長は、定期検査時に、事故条件下において閉止していることが要求される原子炉格納容器隔離弁で、閉操作または閉動作が可能な状態であることを条件に開状態としている原子炉格納容器隔離弁（前号で隔離動作を確認した原子炉格納容器自動隔離弁を含む）を除き、閉止状態であることを確認する。ただし、原子炉格納容器隔離弁のうち、手動隔離弁および閉止フランジについては、至近の記録、施錠管理の実施、区域管理の実施等により確認を行うことができる。
  - (5) 当直課長は、モード 1、2、3 および 4 において、12 時間に 1 回、原子炉格納容器圧力を確認する。
3. 当直課長は、原子炉格納容器が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、以下の措置を講じる。
  - (1) 原子炉格納容器エアロック以外の理由により運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表 56-4 の措置を講じる。
  - (2) 原子炉格納容器エアロックが運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表 56-5 の措置を講じるとともに、同表の条件 D に該当する場合は原子炉保修課長に通知する。通知を受けた原子炉保修課長は、同表の措置を講じる。

表56-1

項目	運転上の制限
原子炉格納容器 <sup>※1</sup>	(1) 原子炉格納容器の機能が健全であること (2) 原子炉格納容器圧力が表56-2で定める制限値内にあること (3) 原子炉格納容器エアロックが動作可能であること <sup>※2※3</sup> (4) 原子炉格納容器隔離弁が動作可能であること <sup>※4</sup>

※1：原子炉格納容器は、重大事故等対処設備を兼ねる。

※2：動作可能であることとは、原子炉格納容器エアロックのインターロック機構が健全であること、および原子炉格納容器エアロックが閉止可能（閉止状態であることを含む）であることをいう。

※3：モード4の原子炉格納容器パージ後、直ちに閉止できることを条件に原子炉格納容器エアロックの両方のドアを開放する場合、運転上の制限を適用しない。

※4：動作可能であることとは、閉止可能（閉止状態であることを含む）であることをいう。

表56-2

項目	制限値
原子炉格納容器圧力	12 kPa [gage] 以下

表56-3

項目		漏えい率
A種 検査	設計圧力検査	0.08 %/日 以下
	低圧検査	0.04 %/日 以下
B・C種検査		0.04 %/日 以下

表 5 6 - 4 ※5※6※7

条 件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉格納容器隔離弁 2個を有するラインで、 1個の原子炉格納容器 隔離弁が閉止不能な場 合	A.1 当直課長は、当該ラインを隔離す る。 および A.2 当直課長は、当該ラインが隔離さ れていることを確認する※8。	4時間  隔離後の1ヶ月 に1回
B. 原子炉格納容器隔離弁 2個を有するラインで、 2個の原子炉格納容器 隔離弁が閉止不能な場 合	B.1 当直課長は、当該ラインを隔離す る。 および B.2 当直課長は、当該ラインが隔離さ れていることを確認する※8。	1時間  隔離後の1ヶ月 に1回
C. 閉鎖系で原子炉格納容 器隔離弁1個を有する ラインで、1個の原子炉 格納容器隔離弁が閉止 不能な場合	C.1 当直課長は、当該ラインを隔離す る。 および C.2 当直課長は、当該ラインが隔離さ れていることを確認する※8。	4時間  隔離後の1ヶ月 に1回
D. 原子炉格納容器圧力が 表56-2で定める制 限值を満足していない 場合	D.1 当直課長は、原子炉格納容器圧力 を制限値内に回復させる。	1時間
E. 条件A、B、CまたはD 以外の理由で、原子炉格 納容器の機能が確保さ れない場合	E.1 当直課長は、原子炉格納容器の機 能を復旧する。	1時間
F. 条件A、B、C、Dまた はEの措置を完了時間 内に達成できない場合	F.1 当直課長は、モード3にする。 および F.2 当直課長は、モード5にする。	12時間  56時間

※5：各隔離ラインは、直ちに閉止できることを条件に隔離解除を行うことができる。

※6：ライン毎に、条件および要求される措置が適用される。

※7：原子炉格納容器隔離弁の閉止不能により、当該ラインの各機器が動作不能となる場合は、それぞれの機器の運転上の制限を満足していない場合の措置を講じなければならない。

※8：原子炉格納容器外部における隔離のみに適用される。

表56-5 ※9※10※11

条件	要求される措置	完了時間
A. 閉止不能な原子炉格納容器エアロックドア1つを有する原子炉格納容器エアロックが1基以上ある場合	A.1 当直課長は、当該原子炉格納容器エアロックの閉止可能なドアが閉止されていることを確認する。	1時間
	および A.2 当直課長は、A.1で閉止を確認したドアを施錠する。	24時間
	および A.3 当直課長は、A.1で閉止を確認したドアが施錠・閉止されていることを確認する。	施錠後の1ヶ月に1回
B. インターロック機構が動作不能な原子炉格納容器エアロックが1基以上ある場合	B.1 当直課長は、当該原子炉格納容器エアロックの閉止可能なドアのうち1つが閉止されていることを確認する。	1時間
	および B.2 当直課長は、B.1で閉止を確認したドアを施錠する。	24時間
	および B.3 当直課長は、B.1で閉止を確認したドアが施錠・閉止されていることを確認する。	施錠後の1ヶ月に1回
C. 閉止不能な原子炉格納容器エアロックドア2つを有する原子炉格納容器エアロックが1基以上ある場合	C.1 当直課長は、当該原子炉格納容器エアロックの1つのドアを閉止する。	1時間
	および C.2 当直課長は、C.1で閉止したドアを施錠する。	24時間
	および C.3 当直課長は、C.1で閉止したドアが閉止・施錠されていることを確認する。	施錠後の1ヶ月に1回

※9：当該原子炉格納容器エアロックの修理を行うための出入りは許容される。

※10：常用および非常用原子炉格納容器エアロックの片方のドアが閉止不能である場合においても直ちに閉止できることを条件に、一時的に当該原子炉格納容器エアロックを使用することが許容される。

※11：インターロック機構が動作不能な場合、同時に両方のドアが開放されないことを条件に出入りが許容される。

表56-5 (続き) ※9※10※11

条件	要求される措置	完了時間
D. 条件A、BまたはC以外の理由により原子炉格納容器エアロック1基以上の機能が確保できない場合	D.1 原子炉保修課長は、当該原子炉格納容器エアロックの漏えい率の評価に向けた措置を開始する。 および D.2 当直課長は、当該原子炉格納容器エアロックの1つのドアを閉止する。または閉止されていることを確認する。 および D.3 原子炉保修課長は、当該原子炉格納容器エアロックの機能を復旧し、その結果を当直課長に通知する。	速やかに  1時間  24時間
E. 条件A、B、CまたはDの措置を完了時間内に達成できない場合	E.1 当直課長は、モード3にする。 および E.2 当直課長は、モード5にする。	12時間  56時間

表 5 6 - 6

化学体積制御系統	抽出ライン 封水戻りライン
安全注入系統	アキュムレータテストライン アキュムレータ N <sub>2</sub> 供給ライン
原子炉補機冷却水系統	余剰抽出水クーラ冷却水ライン 原子炉格納容器循環空調装置冷却ライン 1次冷却材ポンプ冷却ライン
放射性廃棄物処理系統	加圧器逃がしタンク純水供給ライン 加圧器逃がしタンク N <sub>2</sub> 供給ライン 加圧器逃がしタンクガス分析ライン 冷却材ドレンタンク N <sub>2</sub> 供給ライン 冷却材ドレンタンクベントライン 冷却材ドレンタンクガス分析ライン 冷却材ドレンポンプ出口ライン 原子炉格納容器サンプルポンプ出口ライン
試料採取系統	加圧器気相部サンプルライン 加圧器液相部サンプルライン ループ高温側サンプルライン アキュムレータサンプルライン
原子炉格納施設	原子炉格納容器真空逃がしライン
換気系統	原子炉格納容器送気・排気ライン 原子炉格納容器減圧ライン 放射線監視装置サンプルライン 原子炉格納容器空気サンプルライン
蒸気発生器ブローダウン系統	蒸気発生器ブローダウンライン 蒸気発生器ブローダウンサンプルライン
計器用空気圧縮系統	原子炉格納容器計器用空気ライン
消火水系統	原子炉格納容器浄化ユニット冷却ライン



(原子炉格納容器真空逃がし系)

第 57 条 モード 1、2、3 および 4 において、原子炉格納容器真空逃がし系は、表 57-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉格納容器真空逃がし系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 原子炉保修課長は、定期検査時に、原子炉格納容器真空逃がし弁が動作可能であることを確認し、その結果を発電室長に通知する。

3. 当直課長は、原子炉格納容器真空逃がし系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 57-2 の措置を講じる。

表 57-1

項目	運転上の制限
原子炉格納容器真空逃がし系	4 系統以上が動作可能であること <sup>※1</sup>

※1：動作可能であることとは、真空逃がし機能が確保されていることをいう（以下、本条において同じ）。

表 57-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉格納容器真空逃がし系 1 系統が動作不能である場合	A.1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	10 日
B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード 3 にする。 および B.2 当直課長は、モード 5 にする。	12 時間  56 時間

(原子炉格納容器スプレイ系)

第 58 条 モード 1、2、3 および 4 において、原子炉格納容器スプレイ系は、表 58-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉格納容器スプレイ系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
  - (1) 発電室長は、定期検査時に、内部スプレポンプを起動させ、異常な振動、異音、異臭および漏えいがないことを確認する。
  - (2) 発電室長は、定期検査時に、内部スプレポンプが、模擬信号により起動することを確認する。
  - (3) 発電室長は、定期検査時に、原子炉格納容器スプレイ系の自動作動弁が、模擬信号により正しい位置へ作動することを確認する。
  - (4) 当直課長は、定期検査時に、施錠等により固定されていない原子炉格納容器スプレイ系の流路中の弁が正しい位置にあることを確認する。
  - (5) 当直課長は、よう素除去薬品タンクの苛性ソーダ濃度および苛性ソーダ溶液量を表 58-2 に定める頻度で確認する。
  - (6) 当直課長は、モード 1、2、3 および 4 において、1 ヶ月に 1 回、4 台の内部スプレポンプについて、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復旧していることを確認する。
3. 当直課長は、原子炉格納容器スプレイ系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 58-3 の措置を講じる。

表 58-1

項目	運転上の制限
原子炉格納容器スプレイ系※1	(1) 2 系統が動作可能であること※2 (2) よう素除去薬品タンクの苛性ソーダ濃度および苛性ソーダ溶液量が表 58-2 に定める制限値内にあること

※1：原子炉格納容器スプレイ系は、重大事故等対処設備を兼ねる。

原子炉格納容器スプレイ系が動作不能時は、第 85 条（表 85-4 および表 85-6）の運転上の制限も確認する。

※2：原子炉格納容器スプレイ系の弁開閉点検を行う場合、2 時間に限り、運転上の制限を適用しない。

表 58-2

項目	制限値	確認頻度
苛性ソーダ濃度	30 wt% 以上	定期検査時
苛性ソーダ溶液量 (有効水量)	11.2 m <sup>3</sup> 以上	モード 1、2、3 および 4 において 6 ヶ月に 1 回

表58-3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉格納容器スプレ イ系1系統が動作不能 である場合	A.1 当直課長は、当該系統を動作可能 な状態に復旧する。 および A.2 当直課長は、残りの系統のポンプ を起動し、動作可能であることを 確認する。	10日  4時間 その後の8時間 に1回
B. よう素除去薬品タンク の苛性ソーダ濃度また は苛性ソーダ溶液量が 制限値を満足していな い場合	B.1 当直課長は、制限値内に回復させ る。	72時間
C. 条件AまたはBの措置 を完了時間内に達成で きない場合	C.1 当直課長は、モード3にする。 および C.2 当直課長は、モード5にする。	12時間  56時間

第 59 条 削除

(アニュラス循環系)

第 60 条 モード 1、2、3 および 4 において、アニュラス循環系は、表 60-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. アニュラス循環系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
  - (1) 原子炉係長は、定期検査時に、アニュラス循環ファンフィルタのよう素除去効率（総合除去効率）が表 60-2 に定める値であることを確認し、その結果を発電室長に通知する。
  - (2) 発電室長は、定期検査時に、アニュラス循環ファンが模擬信号により起動することを確認する。
  - (3) 発電室長は、定期検査時に、アニュラス循環ファンの起動により、自動作動ダンパが正しい位置に作動することを確認する。
  - (4) 当直係長は、モード 1、2、3 および 4 において、1 ヶ月に 1 回、2 台のアニュラス循環ファンを起動し、動作可能であることを確認する<sup>※1</sup>。
3. 当直係長は、アニュラス循環系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 60-3 の措置を講じる。

※ 1：運転中のファンについては、運転状態により確認する（以下、本条において同じ）。

表 60-1

項目	運転上の制限
アニュラス循環系 <sup>※2</sup>	2 系統が動作可能であること

※ 2：B アニュラス循環系は、重大事故等対処設備を兼ねる。

B アニュラス循環系が動作不能時は、第 85 条（表 85-11）の運転上の制限も確認する。

表 60-2

項目	よう素除去効率（総合除去効率）
アニュラス循環ファンフィルタ	95 % 以上

表 60-3

条件	要求される措置	完了時間
A. アニュラス循環系 1 系統が動作不能である場合	A.1 当直係長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 および A.2 当直係長は、残りの系統のファンを起動し、動作可能であることを確認する。	10 日  4 時間 その後の 8 時間に 1 回
B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直係長は、モード 3 にする。 および B.2 当直係長は、モード 5 にする。	12 時間  56 時間

(アニュラス)

第 6 1 条 モード 1、2、3 および 4 において、アニュラスは、表 6 1-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. アニュラスが前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 発電室長は、定期検査時に、アニュラス循環ファンの起動により、アニュラスが 25 分以内に負圧になることを確認する。

3. 当直課長は、アニュラスが第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 6 1-2 の措置を講じる。

表 6 1-1

項 目	運転上の制限
アニュラス	アニュラスの機能が健全であること <sup>※1</sup>

※ 1 : アニュラス内点検、原子炉格納容器エアロック点検を行う場合、運転上の制限を適用しない。

表 6 1-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. アニュラスの負圧確立が不能である場合	A.1 当直課長は、アニュラスを負圧確立が可能な状態に復旧する。	2 4 時間
B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード 3 にする。 および B.2 当直課長は、モード 5 にする。	1 2 時間  5 6 時間

(主蒸気安全弁)

第 6 2 条 モード 1、2 および 3 において<sup>※1</sup>、主蒸気安全弁は、表 6 2 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 主蒸気安全弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) タービン保守課長は、定期検査時に、主蒸気安全弁設定値が表 6 2 - 3 に定める値であることを確認し、その結果を当直課長に通知する。

3. 当直課長は、主蒸気安全弁が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 6 2 - 4 の措置を講じる。

※ 1 : 原子炉起動時のモード 3 から、主蒸気安全弁機能検査が完了するまでの間を除く。

表 6 2 - 1

項 目	運転上の制限
主蒸気安全弁 <sup>※2</sup>	蒸気発生器毎に表 6 2 - 2 で定める個数以上が動作可能であること

※ 2 : 主蒸気安全弁は、重大事故等対処設備を兼ねる。

表 6 2 - 2

原子炉熱出力	個 数
80 % 超	7 個
70 % 超で、かつ 80 % 以下	6 個
55 % 超で、かつ 70 % 以下	5 個
40 % 超で、かつ 55 % 以下	4 個
25 % 超で、かつ 40 % 以下	3 個
25 % 以下	2 個

表 6 2 - 3

項 目	設 定 値
主蒸気安全弁 吹出し圧力	各蒸気発生器において 7 個のうち 1 個は 7.48 MPa[gage] 以下 他の 1 個は 7.65 MPa[gage] 以下 残り 5 個は 7.85 MPa[gage] 以下

表 6 2 - 4

条 件	要求される措置	完了時間
A. 所要の主蒸気安全弁のうち 1 個以上が動作不能である 場合	A. 1 当直課長は、表 6 2 - 2 に定める 個数を満足する原子炉熱出力以 下に下げる。	6 時間
B. 条件 A の措置を完了時間内 に達成できない場合 または 蒸気発生器毎の動作可能な 主蒸気安全弁が 1 個以下で ある場合	B. 1 当直課長は、モード 3 にする。 および B. 2 当直課長は、モード 4 にする。	1 2 時間  3 6 時間



(主蒸気止弁)

第 63 条 モード 1、2 および 3 において、主蒸気止弁は、表 63-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 主蒸気止弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 電気保修課長は、定期検査時に、主蒸気止弁が模擬信号で 5 秒以内に閉止することを確認し、その結果を発電室長に通知する。

3. 当直課長は、主蒸気止弁が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 63-2 の措置を講じる。

表 63-1

項 目	運転上の制限
主蒸気止弁 <sup>※1</sup>	閉止可能であること <sup>※2</sup>

※1：主蒸気止弁は、重大事故等対処設備を兼ねる。

※2：閉止状態にある主蒸気止弁については、運転上の制限を適用しない。

表 63-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. モード 1 および 2 において主蒸気止弁 1 個が閉止不能である場合	A.1 当直課長は、当該主蒸気止弁を閉止可能な状態に復旧する。	8 時間
B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード 3 にする。	12 時間
C. モード 3 で主蒸気止弁 1 個以上が閉止不能である場合	C.1 当直課長は、当該主蒸気止弁を閉止する。 および C.2 当直課長は、当該主蒸気止弁閉止を確認する。	8 時間  閉止後の 1 週間に 1 回
D. 条件 C の措置を完了時間内に達成できない場合	D.1 当直課長は、モード 4 にする。	24 時間

(主給水隔離弁、主給水制御弁および主給水バイパス制御弁)

第 64 条 モード 1、2 および 3 において、主給水隔離弁、主給水制御弁および主給水バイパス制御弁は、表 64-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 主給水隔離弁、主給水制御弁および主給水バイパス制御弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 電気保修課長は、定期検査時に、主給水隔離弁が閉止可能であることを確認し、その結果を発電室長に通知する。

(2) 計装保修課長は、定期検査時に、主給水制御弁および主給水バイパス制御弁が閉止可能であることを確認し、その結果を発電室長に通知する。

3. 当直課長は、主給水隔離弁、主給水制御弁または主給水バイパス制御弁が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 64-2 の措置を講じる。

表 64-1

項目	運転上の制限
主給水隔離弁、主給水制御弁および 主給水バイパス制御弁	閉止可能であること※ <sup>1</sup>

※ 1 : 閉止または手動弁で隔離された状態にある主給水隔離弁、主給水制御弁または主給水バイパス制御弁については、運転上の制限を適用しない。

表 6 4 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 主給水隔離弁 1 個以上が閉 止不能である 場合※ <sup>2</sup>	A. 1 当直課長は、当該主給水隔離弁を閉止す るかまたは当該ラインを隔離する。 および A. 2 当直課長は、当該主給水隔離弁が閉止さ れているかまたは当該ラインが隔離され ていることを確認する。	7 2 時間  閉止または隔離後 の 1 週間に 1 回
B. 主給水制御弁 1 個以上が閉 止不能である 場合※ <sup>2</sup>	B. 1 当直課長は、当該主給水制御弁を閉止す るかまたは当該ラインを隔離する。 および B. 2 当直課長は、当該主給水制御弁が閉止さ れているかまたは当該ラインが隔離され ていることを確認する。	7 2 時間  閉止または隔離後 の 1 週間に 1 回
C. 主給水バイパ ス制御弁 1 個 以上が閉止不 能である場合※ <sup>2</sup>	C. 1 当直課長は、当該主給水バイパス制御弁 を閉止するかまたは当該ラインを隔離す る。 および C. 2 当直課長は、当該主給水バイパス制御弁 が閉止されているかまたは当該ラインが 隔離されていることを確認する。	7 2 時間  閉止または隔離後 の 1 週間に 1 回
D. 同じラインの 2 個の弁が閉 止不能である 場合	D. 1 当直課長は、当該ラインを隔離する。	8 時間
E. 条件 A、B、C または D の措 置を完了時間 内に達成でき ない場合	E. 1 当直課長は、モード 3 にする。 および E. 2 当直課長は、モード 4 にする。	1 2 時間  3 6 時間

※ 2 : 弁毎に個別の条件が適用される。

(主蒸気逃がし弁)

第 65 条 モード 1、2、3 および 4 (蒸気発生器が熱除去のために使用されている場合) において、主蒸気逃がし弁は、表 65-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 主蒸気逃がし弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 計装保修課長は、定期検査時に、主蒸気逃がし弁が手動で開弁できることを確認し、その結果を発電室長に通知する。

3. 当直課長は、主蒸気逃がし弁が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 65-2 の措置を講じる。

表 65-1

項目	運転上の制限
主蒸気逃がし弁 <sup>※1</sup>	手動での開弁ができること

※1：主蒸気逃がし弁は、重大事故等対処設備を兼ねる。

主蒸気逃がし弁が動作不能時は、第 85 条 (表 85-9) の運転上の制限も確認する。

表 65-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 主蒸気逃がし弁 1 個が開弁できない場合	A.1 当直課長は、当該主蒸気逃がし弁を開弁できる状態に復旧する。	7 日
B. 主蒸気逃がし弁 2 個以上が開弁できない場合	B.1 当直課長は、開弁できない主蒸気逃がし弁が 1 個以下になるように復旧する。	24 時間
C. 条件 A または B の措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 当直課長は、モード 3 にする。 および C.2 当直課長は、モード 4 (蒸気発生器が熱除去のために使用されていない場合) にする。	12 時間  36 時間

(補助給水系)

第 66 条 モード 1、2、3 および 4 (蒸気発生器が熱除去のために使用されている場合) において、補助給水系は、表 66-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 補助給水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 当直課長は、定期検査時に、施錠等により固定されていない補助給水系の流路中の弁が正しい位置にあることを確認する。
- (2) 発電室長は、定期検査時に、タービン動補助給水ポンプを起動させ、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないことを確認する。
- (3) 発電室長は、定期検査時に、補助給水ポンプが模擬信号により起動することを確認する。ただし、タービン動補助給水ポンプについては、起動弁が動作することを確認する。
- (4) 発電室長は、定期検査時に、電動補助給水ポンプを起動させ、異常な振動、異音、異臭および漏えいがないことを確認する。
- (5) 当直課長は、モード 1、2 および 3 において、1 ヶ月に 1 回、2 台の電動補助給水ポンプおよび 1 台のタービン動補助給水ポンプについて、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する<sup>※1</sup>。また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復旧していることを確認する。
- (6) 当直課長は、モード 4 (蒸気発生器が熱除去のために使用されている場合) において、1 ヶ月に 1 回、1 台以上の電動補助給水ポンプが手動で起動可能であることを確認する。

3. 当直課長は、補助給水系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 66-2 の措置を講じる。

※1 : 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。なお、モード 3 において、タービン動補助給水ポンプが動作可能であることの確認は、起動弁の開閉確認をもって代えることができる (以下、本条において同じ)。

表 66-1

項目	運転上の制限
補助給水系 <sup>※2</sup>	(1) モード 1、2 および 3 において、電動補助給水ポンプによる 2 系統およびタービン動補助給水ポンプによる 1 系統が動作可能であること <sup>※3</sup> (2) モード 4 (蒸気発生器が熱除去のために使用されている場合) において、電動補助給水ポンプによる 1 系統以上が動作可能であること

※2 : 補助給水系は、重大事故等対処設備を兼ねる。

補助給水系が動作不能時は、第 85 条 (表 85-8) の運転上の制限も確認する。

※3 : タービン動補助給水ポンプについては、原子炉起動時のモード 3 において試運転に係る調整を行っている場合、運転上の制限は適用しない。

表 6 6 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. モード 1、2 および 3 において、補助給水系 1 系統が動作不能である場合	A. 1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 および A. 2 当直課長は、残りの 2 系統のポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1 0 日  4 時間 その後の 8 時間に 1 回
B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合 または モード 1、2 および 3 において補助給水系 2 系統以上が動作不能である場合	B. 1 当直課長は、モード 3 にする。 および B. 2 当直課長は、モード 4 にする。	1 2 時間  3 6 時間
C. モード 4 (蒸気発生器が熱除去のために使用されている場合) において電動補助給水ポンプによる補助給水系の全てが動作不能である場合	C. 1 当直課長は、電動補助給水ポンプによる補助給水系 1 系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 または C. 2 当直課長は、余熱除去系 1 系統以上による熱除去のための操作を開始する。	速やかに  速やかに

(復水タンク)

第 67 条 モード 1、2、3 および 4 (蒸気発生器が熱除去のため使用されている場合) において、復水タンクは、表 67-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 復水タンクが前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、モード 1、2、3 および 4 (蒸気発生器が熱除去のため使用されている場合) において、1日に1回、復水タンク水量を確認する。

3. 当直課長は、復水タンクが第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 67-2 の措置を講じる。

表 67-1

項目	運転上の制限
復水タンク水量 (有効水量) ※1	480 m <sup>3</sup> 以上であること

※1 : 復水タンクは、重大事故等対処設備を兼ねる。

復水タンク水量 (有効水量) を確認する場合は、第 85 条 (表 85-14) の運転上の制限も確認する。

表 67-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 復水タンクの水量が運転上の制限を満足していない場合	A.1 当直課長は、代替水源である 2 次系純水タンク等の水量が復水タンクの水量と合わせて運転上の制限を満足していることを確認する。 および	4 時間 その後の 12 時間に 1 回
	A.2 当直課長は、復水タンク水量の運転上の制限を満足させる。	7 日
B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード 3 にする。 および	12 時間
	B.2 当直課長は、モード 4 (蒸気発生器が熱除去のために使用されていない場合) にする。	36 時間

(原子炉補機冷却水系)

第 68 条 モード 1、2、3 および 4 において、原子炉補機冷却水系は、表 68-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉補機冷却水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 当直課長は、定期検査時に、施錠等により固定されていない原子炉補機冷却水系の流路中の弁が正しい位置にあることを確認する。

(2) 発電室長は、定期検査時に、1 次系冷却水ポンプが模擬信号により起動すること、および原子炉補機冷却水系自動作動弁が正しい位置に作動することを確認する。

(3) 当直課長は、モード 1、2、3 および 4 において、1 次系冷却水ポンプまたは 1 次系冷却水クーラの切替を行った場合、切替の際に操作した弁が正しい位置にあることを確認する。

3. 当直課長は、原子炉補機冷却水系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 68-2 の措置を講じる。

表 68-1

項 目	運転上の制限
原子炉補機冷却水系※1	2 系統が動作可能であること

※1：原子炉補機冷却水系は、重大事故等対処設備を兼ねる。

原子炉補機冷却水系が動作不能時は、第 85 条（表 85-7）の運転上の制限も確認する。

表 68-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉補機冷却水系 1 系統が動作不能である場合	A.1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 および A.2 当直課長は、残りの系統のポンプを起動し、動作可能であることを確認する※2。	10 日  4 時間 その後の 8 時間に 1 回
B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード 3 にする。 および B.2 当直課長は、モード 5 にする。	12 時間  56 時間

※2：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。



(原子炉補機冷却海水系)

第 69 条 モード 1、2、3 および 4 において、原子炉補機冷却海水系は、表 69-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉補機冷却海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
  - (1) 当直課長は、定期検査時に、施錠等により固定されていない原子炉補機冷却海水系の流路中の弁が正しい位置にあることを確認する。
  - (2) 発電室長は、定期検査時に、海水ポンプが模擬信号により起動すること、および原子炉補機冷却海水系自動作動弁が正しい位置に作動することを確認する。
  - (3) 当直課長は、モード 1、2、3 および 4 において、海水ポンプまたは 1 次系冷却水クーラの切替を行った場合、切替の際に操作した弁が正しい位置にあることを確認する。
3. 当直課長は、原子炉補機冷却海水系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 69-2 の措置を講じる。

表 69-1

項目	運転上の制限
原子炉補機冷却海水系 <sup>※1</sup>	2 系統が動作可能であること

※1：原子炉補機冷却海水系は、重大事故等対処設備を兼ねる。

原子炉補機冷却海水系が動作不能時は、第 85 条（表 85-7）の運転上の制限も確認する。

表 69-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉補機冷却海水系 1 系統が動作不能である場合	A.1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 および A.2 当直課長は、残りの系統のポンプを起動し、動作可能であることを確認する <sup>※2</sup> 。	10 日  4 時間 その後の 8 時間に 1 回
B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード 3 にする。 および B.2 当直課長は、モード 5 にする。	12 時間  56 時間

※2：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

(制御用空気系)

第 70 条 モード 1、2、3 および 4 において、制御用空気系は、表 70-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 制御用空気系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、モード 1、2、3 および 4 において、1 日に 1 回、制御用空気圧力を確認する。

3. 当直課長は、制御用空気系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 70-3 の措置を講じる。

表 70-1

<u>項 目</u>	<u>運転上の制限</u>
<u>制御用空気系</u>	<u>制御用空気圧力が表 70-2 で定める制限値内にあること</u>

表 70-2

<u>項 目</u>	<u>制 限 値</u>
<u>制御用空気圧力 (母管圧力)</u>	<u>0.59 MPa[gage] 以上</u>

表 70-3

<u>条 件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>A. 制御用空気圧力が表 70-2 で定める制限値を満足していない場合</u>	<u>A.1 当直課長は、当該系統の制御用空気圧力を制限値内に回復させる。</u>	<u>1 時間</u>
<u>B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>B.1 当直課長は、モード 3 にする。</u>	<u>1 2 時間</u>
	<u>B.2 当直課長は、モード 5 にする。</u>	<u>5 6 時間</u>

(中央制御室非常用循環系)

第 71 条 モード 1、2、3、4 および使用済燃料ピットでの照射済燃料移動中において、中央制御室非常用循環系は、表 71-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 中央制御室非常用循環系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 原子炉係長は、定期検査時に、中央制御室非常用循環フィルタのよう素除去効率（総合除去効率）が表 71-2 に定める値であることを確認し、その結果を発電室長に通知する。

(2) 発電室長は、定期検査時に、中央制御室非常用循環ファンが模擬信号により起動すること、および自動作動ダンパが正しい位置に作動することを確認する。

(3) 当直係長は、モード 1、2、3、4 および使用済燃料ピットでの照射済燃料移動中において、1ヶ月に1回、2台の中央制御室非常用循環ファンについて、ファンを起動し、動作可能であることを確認する<sup>※1</sup>。

3. 当直係長は、中央制御室非常用循環系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 71-3 の措置を講じるとともに、使用済燃料ピットでの照射済燃料の移動を中止する必要がある場合は、原子燃料係長に通知する。通知を受けた原子燃料係長は、同表の措置を講じる。

※1：運転中のファンについては、運転状態により確認する。

表 71-1

項目	運転上の制限
中央制御室非常用循環系 <sup>※2</sup>	2系統が動作可能であること

※2：中央制御室非常用循環系は、重大事故等対処設備を兼ねる。

中央制御室非常用循環系が動作不能時は、第85条（表85-17）の運転上の制限も確認する。

表 71-2

項目	よう素除去効率（総合除去効率）
中央制御室非常用循環フィルタ	<u>95</u> % 以上

表 7 1 - 3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 動作可能な中央制御室非常用循環系が 1 系統である場合	A. 1 当直課長は、動作不能となっている中央制御室非常用循環系の少なくとも 1 系統を動作可能な状態に復旧する。	3 0 日
B. 中央制御室非常用循環系の全ての系統が動作不能である場合	B. 1 当直課長は、少なくとも 1 系統を動作可能な状態に復旧する。	1 0 日
C. モード 1、2、3 および 4 において、条件 A または B の措置を完了時間内に達成できない場合	C. 1 当直課長は、モード 3 にする。 および C. 2 当直課長は、モード 5 にする。	1 2 時間 5 6 時間
D. 使用済燃料ピットでの照射済燃料移動中において、条件 A または B の措置を完了時間内に達成できない場合	D. 1 原子燃料課長は、使用済燃料ピットでの照射済燃料の移動を中止する <sup>※3</sup> 。	速やかに

※3：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

(安全補機室空気浄化系)

第 7 2 条 モード 1、2、3 および 4 において、安全補機室空気浄化系は、表 7 2 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 安全補機室空気浄化系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 原子炉保修課長は、定期検査時に、補助建屋よう素除去排気フィルタのよう素除去効率（総合除去効率）が表 7 2 - 2 に定める値であることを確認し、その結果を発電室長に通知する。

(2) 発電室長は、定期検査時に、補助建屋よう素除去排気ファンが模擬信号により起動することを確認すること、および自動作動ダンパが正しい位置に作動することを確認する。

(3) 発電室長は、定期検査時に、補助建屋よう素除去排気ファンを起動させ、異音がないことを確認する。

(4) 当直課長は、モード 1、2、3 および 4 において、1 ヶ月に 1 回、2 台の補助建屋よう素除去排気ファンについて、ファンを起動し、動作可能であることを確認する<sup>※1</sup>。

3. 当直課長は、安全補機室空気浄化系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 7 2 - 3 の措置を講じる。

※ 1 : 運転中のファンについては、運転状態により確認する（以下、本条において同じ）。

表 7 2 - 1

項目	運転上の制限
安全補機室空気浄化系	2 系統が動作可能であること

表 7 2 - 2

項目	よう素除去効率（総合除去効率）
補助建屋よう素除去排気フィルタ	95 % 以上

表 7 2 - 3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 安全補機室空気浄化系 1 系統が動作不能である 場合	A. 1 当直課長は、当該系統を動作可能 な状態に復旧する。 および A. 2 当直課長は、残りの系統のファン を起動し、動作可能であることを 確認する。	1 0 日  4 時間 その後の 8 時間 に 1 回
B. 安全補機室空気浄化系 の全ての系統が動作不 能である場合	B. 1 当直課長は、当該系統を動作可能 な状態に復旧する。 および B. 2 当直課長は、安全補機室に設置さ れている機器に異常な漏えいが ないことを確認する。	7 2 時間  2 4 時間 その後の 1 日に 1 回
C. 条件 A または B の措置 を完了時間内に達成で きない場合	C. 1 当直課長は、モード 3 にする。 および C. 2 当直課長は、モード 5 にする。	1 2 時間  5 6 時間

(外部電源)

第 73 条 モード 1、2、3、4、5、6 および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間において、外部電源<sup>※1</sup>は、表 73-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 外部電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、モード 1、2、3、4、5、6 および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間において、1 週間に 1 回、所要の非常用高圧母線に電力供給可能な外部電源 2 回線以上の電圧が確立していること、および 1 回線以上は他の回線に対して独立性を有していることを確認する。

変圧器 1 次側において 1 相開放を検知した場合、故障箇所の隔離または非常用母線を健全な電源から受電できるよう切替を実施する。

また、予備変圧器から所内負荷へ給電時は、77 kV 送電線の電流値を確認する。

3. 当直課長は、外部電源が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 73-2 の措置を講じるとともに、照射済燃料の移動を中止する必要がある場合は、原子燃料課長に通知する。通知を受けた原子燃料課長は、同表の措置を講じる。

※ 1 : 外部電源とは、電力系統からの電力を第 79 条および第 80 条で要求される非常用高圧母線に供給する設備をいう (以下、各条において同じ)。

表 73-1

項目	運転上の制限
外部電源	<u>(1) 2 回線<sup>※2</sup>以上が動作可能であること<sup>※3</sup></u> <u>(2) (1)の外部電源のうち、1 回線以上は他の回線に対して独立性を有していること<sup>※4</sup></u>

※ 2 : 外部電源の回線数は、当該原子炉に対する個々の非常用高圧母線全てに対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数とする (以下、各条において同じ)。

※ 3 : 送電線事故の瞬停時は、運転上の制限を適用しない。

※ 4 : 独立性を有するとは、「送電線の上流において 1 つの変電所または開閉所のみに関連しないこと」をいう。

表 7 3 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. <u>全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</u>	A.1 <u>当直課長は、動作可能な外部電源について、電圧が確立していることおよび電流値<sup>※5</sup>を確認する。</u> および A.2 <u>当直課長は、動作可能な外部電源の少なくとも1回線以上を他の回線に対して独立性を有している状態に復旧する。</u>	<u>4時間</u> <u>その後の1日に1回</u>  <u>30日</u>
B. <u>動作可能な外部電源が1回線である場合</u>	B.1 <u>当直課長は、動作可能な外部電源について、電圧が確立していることおよび電流値<sup>※5</sup>を確認する。</u> および B.2 <u>当直課長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>4時間</u> <u>その後の1日に1回</u>  <u>10日</u>
C. <u>動作可能な外部電源が1回線である場合</u> および <u>ディーゼル発電機1基が動作不能である場合<sup>※6</sup></u>	C.1 <u>当直課長は、動作不能となっている外部電源1回線またはディーゼル発電機1基を復旧する<sup>※6</sup>。</u>	<u>12時間</u>
D. <u>全ての外部電源が動作不能である場合</u>	D.1 <u>当直課長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>24時間</u>
E. <u>モード1、2、3および4において、条件A、B、CまたはDの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	E.1 <u>当直課長は、モード3にする。</u> および E.2 <u>当直課長は、モード5にする。</u>	<u>12時間</u>  <u>56時間</u>
F. <u>モード5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間において、条件A、B、CまたはDの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	F.1 <u>原子燃料課長は、照射済燃料移動中の場合は、照射済燃料の移動を中止する<sup>※7</sup>。</u> および F.2 <u>当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。</u> および F.3 <u>当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は水抜きを中止する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>

※5：電流値の確認については、77kV送電線の電流値を確認する。(予備変圧器から所内負荷へ給電時)

※6：モード1、2、3および4以外においては、ディーゼル発電機には、非常用発電機1基を含めることができる。非常用発電機とは、所要の電力供給が可能なものをいう。

※7：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。



(ディーゼル発電機 -モード1、2、3および4-)

第74条 モード1、2、3および4において、ディーゼル発電機は、表74-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. ディーゼル発電機が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 発電室長は、定期検査時に、次の事項を確認する。

(a) 模擬信号によりディーゼル発電機が起動し、10秒以内にディーゼル発電機の電圧が確立すること。

(b) ディーゼル発電機に電源を求める機器が、母線電圧確立から所定の時間内に所定のシーケンスに従って順次負荷をとることができること。

(c) (b)における所定負荷のもとにおいて、ディーゼル発電機が電圧  $6,900 \pm 345$  V および周波数  $60 \pm 3$  Hz で運転可能であること。

(2) 当直課長は、モード1、2、3および4において、1ヶ月に1回、2基のディーゼル発電機について、待機状態から起動し、無負荷運転時の電圧が  $6,900 \pm 345$  V および周波数が  $60 \pm 3$  Hz であることならびに引き続き非常用高圧母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。

(3) 当直課長は、モード1、2、3および4において、1ヶ月に1回、燃料油サービスタンクの貯油量を確認する。

3. 当直課長は、ディーゼル発電機が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表74-3の措置を講じる。

表74-1

項目	運転上の制限
ディーゼル発電機 <sup>※1</sup>	(1) ディーゼル発電機2基が動作可能であること <sup>※2</sup> (2) 燃料油サービスタンクの貯油量が表74-2に定める制限値内にあること <sup>※3</sup>

※1：ディーゼル発電機は、重大事故等対処設備を兼ねる。

※2：予備潤滑運転（ターニング、エアラン）を行う場合、運転上の制限を適用しない。

※3：ディーゼル発電機が運転中および運転終了後の24時間は、運転上の制限を適用しない。

表74-2

項目	制限値
燃料油サービスタンク貯油量 (保有油量)	0.66 m <sup>3</sup> 以上

表 7 4 - 3

条 件	要求される措置	完了時間
A. ディーゼル発電機 1 基が動作不能 <sup>※4</sup> である場合	A. 1 当直課長は、当該ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および A. 2 当直課長は、残りのディーゼル発電機を起動（無負荷運転）し、動作可能であることを確認する。	1 0 日  4 時間 その後の 1 日に 1 回
B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合	B. 1 当直課長は、残りのディーゼル発電機を運転状態（負荷運転）にする。 および B. 2 当直課長は、当該ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3 0 日
C. ディーゼル発電機 1 基が動作不能である場合 および 動作可能な外部電源が 1 回線である場合	C. 1 当直課長は、動作不能となっているディーゼル発電機 1 基または外部電源 1 回線を復旧する。	1 2 時間
D. 条件 B または C の措置を完了時間内に達成できない場合	D. 1 当直課長は、モード 3 にする。 および D. 2 当直課長は、モード 5 にする。	1 2 時間  5 6 時間

※ 4 : 燃料油サービスタンクの貯油量（保有油量）が制限値を満足していない場合を含む（以下、本条において同じ）。

(ディーゼル発電機 -モード1、2、3および4以外-)

第75条 モード1、2、3および4以外において、ディーゼル発電機は、表75-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. ディーゼル発電機が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、モード1、2、3および4以外において、1ヶ月に1回、ディーゼル発電機について以下の事項を実施する。

(a) ディーゼル発電機を待機状態から起動し、無負荷運転時の電圧が  $6,900 \pm 345$  V および周波数が  $60 \pm 3$  Hz であることを確認する。

(b) 燃料油サービスタンクの貯油量を確認する。

3. 当直課長は、ディーゼル発電機が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表75-3の措置を講じるとともに、照射済燃料の移動を中止する必要がある場合は、原子燃料課長に通知する。通知を受けた原子燃料課長は、同表の措置を講じる。

表75-1

項目	運転上の制限
ディーゼル発電機※1	(1) ディーゼル発電機2基が動作可能であること※2※3 (2) (1)のディーゼル発電機に対応する燃料油サービスタンクの貯油量が表75-2に定める制限値内にあること※4

※1：ディーゼル発電機は、重大事故等対処設備を兼ねる。

※2：ディーゼル発電機の予備潤滑運転（ターニング、エアラン）を行う場合、運転上の制限を適用しない。

※3：ディーゼル発電機には、非常用発電機1基を含めることができる。非常用発電機とは、所要の電力供給が可能なものをいう。なお、非常用発電機は複数の号炉で共用することができる。

※4：ディーゼル発電機が運転中および運転終了後の24時間は、運転上の制限を適用しない。

75-2

項目	制限値
燃料油サービスタンク貯油量 (保有油量)	0.66 m <sup>3</sup> 以上

表 7 5 - 3

条 件	要求される措置	完了時間
A. ディーゼル発電機 2 基 および非常用発電機 1 基 のうち、2 基以上が動作 不能 <sup>※5</sup> である場合	A. 1 原子燃料課長は、照射済燃料の移動 を中止する <sup>※6</sup> 。 および A. 2 当直課長は、1 次冷却材中のほう素 濃度が低下する操作を全て中止する。 および A. 3 当直課長は、ディーゼル発電機 2 基お よび非常用発電機 1 基のうち、少なく とも 2 基を動作可能な状態に復旧する 措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに

※5：ディーゼル発電機の燃料油サービスタンクの貯油量（保有油量）が制限値を満足していない場合を含む。

※6：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

(ディーゼル発電機の燃料油、潤滑油および始動用空気)

第 76 条 所要のディーゼル発電機の燃料油、潤滑油および始動用空気は、表 76-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 所要のディーゼル発電機の燃料油、潤滑油および始動用空気が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、1ヶ月に1回、所要のディーゼル発電機の燃料油貯蔵タンクの油量、潤滑油タンクの油量および始動用空気だめ圧力を確認する。

3. 当直課長は、所要のディーゼル発電機の燃料油、潤滑油または始動用空気が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 76-3 の措置を講じる。

表 76-1

項 目	運転上の制限
所要のディーゼル発電機の燃料油、潤滑油および始動用空気	所要のディーゼル発電機の燃料油貯蔵タンクの油量 <sup>※1</sup> 、潤滑油タンクの油量および始動用空気だめ圧力が表 76-2 に定める制限値内にあること <sup>※2※3</sup>

※1：燃料油貯蔵タンクは、重大事故等対処設備を兼ねる。

燃料油貯蔵タンクの油量を確認する場合は、第 85 条 (表 85-15) の運転上の制限も確認する。

※2：予備潤滑運転 (ターニング、エアラン) を行う場合、運転上の制限を適用しない。

※3：ディーゼル発電機が運転中および運転終了後の 2 4 時間は、運転上の制限を適用しない。

表 76-2

項 目	制 限 値
燃料油貯蔵タンクの油量 (保有油量)	164 m <sup>3</sup> 以上
潤滑油タンクの油量 (保有油量)	3.6 m <sup>3</sup> 以上
始動用空気だめ圧力	2.45 MPa[gage] 以上

表 76-3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 燃料油貯蔵タンクの油量、潤滑油タンクの油量または始動用空気だめ圧力が制限値を満足していない場合 <sup>※4</sup>	A.1 当直課長は、燃料油貯蔵タンクの油量、潤滑油タンクの油量または始動用空気だめ圧力を制限値内に回復させる。	4 8 時間
B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、当該ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに

※4：燃料油貯蔵タンクの油量、潤滑油タンクの油量および始動用空気だめ圧力の制限値は個別に適用される。

(非常用直流電源 -モード1、2、3および4-)

第77条 モード1、2、3および4において、非常用直流電源(蓄電池(安全防護系用)および充電器)は、表77-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 非常用直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 発電室長は、定期検査時に、非常用直流電源の健全性を確認する。

(2) 当直課長は、モード1、2、3および4において、1週間に1回、浮動充電時の蓄電池端子電圧が126.5V以上であることを確認する。

3. 当直課長は、非常用直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表77-2の措置を講じる。

表77-1

項目	運転上の制限
非常用直流電源	2系統(蓄電池(安全防護系用) <sup>※1</sup> および充電器)が動作可能であること

※1:蓄電池(安全防護系用)は、重大事故等対処設備を兼ねる。

蓄電池(安全防護系用)が動作不能時は、第85条(表85-15)の運転上の制限も確認する。

表77-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 非常用直流電源1系統の蓄電池(安全防護系用)または充電器が動作不能である場合	A.1 当直課長は、当該機器を動作可能な状態に復旧する。 および A.2 当直課長は、残りの非常用直流電源が動作可能であることを確認する。	10日  速やかに
B. 非常用直流電源1系統の蓄電池(安全防護系用)および充電器が動作不能である場合	B.1 当直課長は当該機器を動作可能な状態に復旧する。	2時間
C. 条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 当直課長は、モード3にする。 および C.2 当直課長は、モード5にする。	12時間  56時間

(非常用直流電源 モード5、6および照射済燃料移動中)

第78条 モード5、6および照射済燃料移動中において、非常用直流電源(蓄電池(安全防護系用)および充電器)は、表78-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 非常用直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、モード5、6および照射済燃料移動中において、1週間に1回、浮動充電時の蓄電池端子電圧が126.5V以上であることを確認する。

3. 当直課長は、非常用直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表78-2の措置を講じるとともに、照射済燃料の移動を中止する必要がある場合は、原子燃料課長に通知する。通知を受けた原子燃料課長は、同表の措置を講じる。

表78-1

項目	運転上の制限
非常用直流電源	所要の設備の維持に必要な非常用直流母線に接続する系統(蓄電池(安全防護系用) <sup>※1</sup> および充電器)が動作可能であること

※1: 蓄電池(安全防護系用)は、重大事故等対処設備を兼ねる。

蓄電池(安全防護系用)が動作不能時は、第85条(表85-15)の運転上の制限も確認する。

表78-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 所要の非常用直流電源の蓄電池(安全防護系用)または充電器が動作不能である場合	A.1 原子燃料課長は、照射済燃料の移動を中止する <sup>※2</sup> 。 および	速やかに
	A.2 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。 および	速やかに
	A.3 当直課長は、当該機器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに

※2: 移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

(所内非常用母線 -モード1、2、3および4-)

第79条 モード1、2、3および4において、所内非常用母線は、表79-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 所内非常用母線が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、モード1、2、3および4において、1週間に1回、表79-1に定める所内非常用母線が受電されていることを確認する。

3. 当直課長は、所内非常用母線が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表79-2の措置を講じる。

表79-1

項 目	運転上の制限
所内非常用母線	次の所内非常用母線が受電していること <sup>※1</sup> (1) 2つの非常用高圧母線 (2) 2つの非常用低圧母線 (3) 2つの非常用直流母線 (4) 4つの非常用計器用母線 <sup>※2</sup>

※1：所内非常用母線の電源の自動切替の間は、運転上の制限を適用しない。

※2：非常用計器用母線に電源供給する計器用電源（無停電電源装置）は、重大事故等対処設備を兼ねる。

表79-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 非常用高圧母線または非常用低圧母線の1つが受電不能の場合	A.1 当直課長は、当該母線を復旧する。	8時間
B. 非常用直流母線の1つが受電不能の場合	B.1 当直課長は、当該母線を復旧する。	2時間
C. 非常用計器用母線の1つが受電不能の場合	C.1 当直課長は、当該母線を復旧する。	2時間
D. 条件A、BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合	D.1 当直課長は、モード3にする。 および D.2 当直課長は、モード5にする。	12時間 56時間



(所内非常用母線 -モード5、6および照射済燃料移動中-)

第80条 モード5、6および照射済燃料移動中において、所内非常用母線は、表80-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 所内非常用母線が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、モード5、6および照射済燃料移動中において、1週間に1回、所要の設備の維持に必要な非常用高圧母線、非常用低圧母線、非常用直流母線および非常用計器用母線が受電されていることを確認する。

3. 当直課長は、所内非常用母線が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表80-2の措置を講じるとともに、照射済燃料の移動を中止する必要がある場合は、原子燃料課長に通知する。通知を受けた原子燃料課長は、同表の措置を講じる。

表80-1

項 目	運転上の制限
所内非常用母線	所要の設備の維持に必要な次の所内非常用母線が受電していること <sup>※1</sup> (1) 非常用高圧母線 (2) 非常用低圧母線 (3) 非常用直流母線 (4) 非常用計器用母線 <sup>※2</sup>

※1：所内非常用母線の電源の自動切替の間は、運転上の制限を適用しない。

※2：非常用計器用母線に電源供給する計器用電源（無停電電源装置）は、重大事故等対処設備を兼ねる。

表80-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 所要の非常用高圧母線、非常用低圧母線、非常用直流母線または非常用計器用母線のうち1つ以上が受電不能の場合	A.1 原子燃料課長は、照射済燃料の移動を中止する <sup>※3</sup> 。 および	速やかに
	A.2 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。 および	速やかに
	A.3 当直課長は、当該母線を復旧する措置を開始する。 および	速やかに
	A.4 当直課長は、当該母線から電源が供給されている余熱除去系を動作不能とみなす。	速やかに

※3：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

(1次冷却材中のほう素濃度 -モード6-)

第81条 モード6において、1次冷却材中のほう素濃度は、表81-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 1次冷却材中のほう素濃度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
  - (1) 当直課長は、モード6において、3日に1回、1次冷却材中のほう素濃度を確認する。
  - (2) 原子燃料課長は、原子炉格納容器内での燃料装荷および燃料取出作業前において、ほう素希釈ラインが隔離されていることを確認する。
3. 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表81-2の措置を講じるとともに、燃料の移動を中止する必要がある場合は、原子燃料課長に通知する。通知を受けた原子燃料課長は、同表の措置を講じる。

表81-1

項目	運転上の制限
1次冷却材中のほう素濃度	2,600 ppm 以上であること

表81-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 1次冷却材中のほう素濃度が運転上の制限を満足していない場合	A.1 原子燃料課長は、原子炉格納容器内での燃料の移動を中止する <sup>※1</sup> 。 および	速やかに
	A.2 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。 および	速やかに
	A.3 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度の運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに

※1：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

(原子炉キャビティ水位)

第 82 条 モード6 (キャビティ高水位)において、原子炉キャビティ水位は、表 82-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉キャビティ水位が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、モード6 (キャビティ高水位)において、1日に1回、原子炉キャビティ水位を確認する。

3. 当直課長は、原子炉キャビティ水位が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 82-2 の措置を講じるとともに、燃料の移動を中止する必要がある場合は、原子燃料課長に通知する。通知を受けた原子燃料課長は、同表の措置を講じる。

表 82-1

項目	運転上の制限
原子炉キャビティ水位	EL 31.0 m 以上であること <sup>※1</sup>

※1：原子炉格納容器内での燃料移動中以外の期間において、計画的な原子炉キャビティ水抜きによりモード6 (低水位) に移行する場合、運転上の制限を適用しない。

表 82-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉キャビティ水位が運転上の制限を満足していない場合	A.1 原子燃料課長は、原子炉格納容器内での燃料の移動を中止する <sup>※2</sup> 。 および A.2 当直課長は、原子炉キャビティ水位の運転上の制限を回復させる措置を開始する。	速やかに  速やかに

※2：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

(原子炉格納容器貫通部)

第83条 モード5および6において、原子炉格納容器貫通部は、表83-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉格納容器貫通部が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 原子燃料課長は、原子炉格納容器内での燃料装荷および燃料取出作業前に、原子炉格納容器貫通部の状態を確認する。

3. 原子燃料課長および各課(室)長は、原子炉格納容器貫通部が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表83-2の措置を講じるとともに、当直課長に通知する。

表83-1

項目	運転上の制限
原子炉格納容器貫通部	(1) <u>機器ハッチが全ボルトで閉じられていること※1</u> (2) <u>各エアロックが1つ以上のドアで閉止可能であること※2</u> (3) <u>その他の貫通部のうち、隔離弁については閉止可能であること※2、隔離弁以外については閉止フランジまたは同等なものによって閉じられていること※3</u>

※1：原子炉格納容器内で燃料移動を行っていない場合は、速やかに閉止できることを条件に以下のいずれかを満足する場合に開放することが許容される。この場合、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

・ 1次冷却材ポンプ停止中で余熱除去システムによる冷却時、加圧器安全弁が健全であることおよび加圧器水位が10%から30%の範囲内にある場合。

・ 原子炉キャビティ水位がEL 31.0 m以上である場合。

※2：閉止可能であることとは、閉止状態であることを含む。

※3：原子炉格納容器内で燃料移動を行っていない場合は、速やかに閉止できることを条件に開放することが許容される。この場合、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

表 8 3 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉格納容器貫通部が運転上の制限を満足していない場合	<p>A. 1 <u>原子燃料課長は、原子炉格納容器内での燃料移動中の場合は移動を中止する※<sup>4</sup>。</u>  <u>および</u>  A. 2 <u>各課（室）長は、原子炉格納容器貫通部の運転上の制限復旧のための措置を開始する。</u>  <u>および</u>  A. 3 <u>当直課長は、1 台の余熱除去ポンプを起動し、動作可能であることを確認※<sup>5</sup>する措置を開始する。</u></p>	<p><u>速やかに</u></p> <p><u>速やかに</u></p> <p><u>速やかに</u></p>

※ 4 : 移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

※ 5 : 運転中のポンプについては運転状態により確認する。

(使用済燃料ピットの水位および水温)

第 84 条 使用済燃料ピットは、表 84-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 使用済燃料ピットが前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、1 週間に 1 回、使用済燃料ピットの水位および水温を確認する。

3. 当直課長は、使用済燃料ピットが第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 84-3 の措置を講じるとともに、照射済燃料の移動を中止する必要がある場合は、原子燃料課長に通知する。通知を受けた原子燃料課長は、同表の措置を講じる。

表 84-1

項目	運転上の制限
使用済燃料ピット	水位 <sup>※1</sup> および水温が表 84-2 で定める制限値内にあること

※ 1 : 照射済燃料の移動を行っていない場合は、運転上の制限を適用しない。

表 84-2

項目	制限値
水位	EL 31.0 m 以上
水温	65 °C 以下

表 84-3

条件	要求される措置	完了時間
A. 使用済燃料ピットの水位が制限値を満足していない場合	A. 1 当直課長は、使用済燃料ピットの水位を制限値内に回復させるための措置を開始する。 および A. 2 原子燃料課長は、使用済燃料ピット内での照射済燃料の移動を中止する <sup>※2</sup> 。	速やかに  速やかに
B. 使用済燃料ピットの水温が制限値を満足していない場合	B. 1 当直課長は、使用済燃料ピットの水温を制限値内に回復させるための措置を開始する。	速やかに

※ 2 : 移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

(重大事故等対処設備)

第 85 条 次の各号の重大事故等対処設備は、表 85-1 で定める事項を運転上の制限とする。

- (1) 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備
- (2) 1次冷却系のフィードアンドブリードをするための設備
- (3) 炉心注水をするための設備
- (4) 1次冷却系の減圧をするための設備
- (5) 原子炉格納容器スプレイ等をするための設備
- (6) 原子炉格納容器内自然対流冷却をするための設備
- (7) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)をするための設備
- (8) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)をするための設備
- (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設備
- (10) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する等のための設備
- (11) 使用済燃料ピットの冷却等のための設備
- (12) 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- (13) 重大事故等の収束に必要な水の供給設備
- (14) 電源設備
- (15) 計装設備
- (16) 中央制御室
- (17) 監視測定設備
- (18) 緊急時対策所
- (19) 通信連絡を行うために必要な設備
- (20) その他の設備

2. 重大事故等対処設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

- (1) 各課(室)長(品質保証室長、品質保証室課長、安全・防災室長、安全・防災室課長、所長室長、所長室課長(総務)、技術課長、保全計画課長、土木建築課長、電気工事グループ課長、機械工事グループ課長および土木建築工事グループ課長(以下、「品質保証室長等」という。本条において同じ。)を除く。)は、表 85-2 から表 85-21 に定める確認事項を実施する。また、各課(室)長(品質保証室長等を除く。)は、その結果を発電室長または当直課長に通知する。

3. 各課(室)長(品質保証室長等を除く。)は、重大事故等対処設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 85-2 から表 85-21 の措置を講じるとともに必要に応じ関係各課(室)長へ通知する。通知を受けた関係各課(室)長は、同表に定める措置を講じる。

表 85-1

項 目	運転上の制限
第1項で定める重大事故等 対処設備	<p>(1) <u>表85-2、表85-12<sup>※1</sup>、表85-16、表85-18および表85-20に定める機能、系統数および所要数がそれぞれの適用モードにおいて動作可能であること</u></p> <p>(2) <u>表85-3から表85-15<sup>※2</sup>、表85-17、表85-19および表85-21については、各表内に定める<sup>※3</sup></u></p>

※1：85-12-3が該当

※2：表85-3から表85-15のうち、表85-12については、85-12-1、85-12-2および85-12-4が該当

※3：可搬型設備の系統には、資機材等を含む。



表85-2 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備

85-2-1 原子炉出力抑制（自動） ※1

機能	設定値	適用モード	所要チャヤンネル・システム・系統数	所要チャヤンネル・系統数を満足できない場合の措置※2		確認事項			
				条件	措置	完了時間	項目	頻度	担当
1. ATWS緩和設備									
a. ATWS緩和設備論理回路	—	モード1および2	1系統	A. ATWS緩和設備が動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 当直課長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※3が動作可能であることを確認する※4。 および A.2 計装保修課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 B.1 当直課長は、モード3にする。	6時間  30日  12時間	機能検査を実施する。	定期検査時	計装保修課長
b. 蒸気発生器水位異常低	計器スパンの7%以上	モード1および2	3※5	A. 1チャヤンネルが動作不能である場合 B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 当直課長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※3が動作可能であることを確認する※4。 および A.2 計装保修課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 B.1 当直課長は、モード3にする。	6時間  30日  12時間	設定値確認および機能検査を実施する。	定期検査時	計装保修課長
							動作不能でないことを指示値により確認する。	1日に1回	当直課長

※1：本表における動作可能とは、当該計装および制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該チャヤンネルもしくは論理回路をバイパスする場合または不動作の場合をいう。動作信号を出力させている状態または誤動作により動作信号を出力している状態は動作可能とみなす。

※2：チャヤンネル・系統ごとに個別の条件が適用される。

※3：原子炉出力抑制（手動）機能に必要な設備（原子炉トリップスイッチ、主蒸気止弁、電動補助給水ポンプおよびタービン動補助給水ポンプ）をいう。

※4：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。

※5：ATWS緩和設備に使用するチャヤンネルに限る。

表 85-3 1次冷却系のフィードアンドブリードをするための設備

85-3-1 1次冷却系のフィードアンドブリード

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
1次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却系※ <sup>1</sup>	(1) 高圧注入系の2系統が動作可能であること※ <sup>2</sup> (2) 加圧器逃がし弁2台による1次冷却システムの減圧系が動作可能であること	
適用モード	設備	所要数
モード1、2、3および4 (蒸気発生器が熱除去のために使用されている場合)	充てん／高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁 燃料取替用水タンク	2台 2台 ※ <sup>3</sup>

※<sup>1</sup>：高圧注入系および加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧系をいう。

※<sup>2</sup>：動作可能とは、ポンプが手動起動（系統構成含む）できること、または運転中であることをいう。

※<sup>3</sup>：「85-14-2 燃料取替用水タンク」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
充てん／高圧注入ポンプ	ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないことを確認する。	定期検査時	発電室長
	施錠等により固定されていない非常用炉心冷却系の流路中の弁が正しい位置にあることを確認する。	定期検査時	当直課長
	モード1、2および3において、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>4</sup> 。 また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復旧していることを確認する。	1ヶ月に1回	当直課長
	モード4（蒸気発生器が熱除去のために使用されている場合）において、ポンプが手動起動可能であることを確認する※ <sup>4</sup> 。	1ヶ月に1回	当直課長
加圧器逃がし弁	加圧器逃がし弁が全開および全閉することを確認する。	定期検査時	計装保修課長

※<sup>4</sup>：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、2および3</u>	<u>A. 高圧注入系1系統が動作不能である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、1台の電動補助給水ポンプを起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および <u>A.2 当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>表52-3</u> <u>A.2の初回確認完了後4時間</u>  <u>10日</u>
	<u>B. 加圧器逃がし弁1台が動作不能である場合</u>	<u>B.1 当直課長は、1台の電動補助給水ポンプを起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および <u>B.2 当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>表45-3</u> <u>B.1の確認完了後4時間</u>  <u>72時間</u>
	<u>C. 条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>C.1 当直課長は、モード3にする。</u> および <u>C.2 当直課長は、モード4にする。</u>	<u>12時間</u>  <u>36時間</u>
<u>モード4（蒸気発生器が熱除去のために使用されている場合）</u>	<u>A. 高圧注入系1系統が動作不能である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、1台の電動補助給水ポンプを起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※6</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および <u>A.2 当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>4時間</u>  <u>10日</u>
	<u>B. 加圧器逃がし弁1台が動作不能である場合</u>	<u>B.1 当直課長は、1台の電動補助給水ポンプを起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※6</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および <u>B.2 当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>4時間</u>  <u>72時間</u>
	<u>C. 条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>C.1 当直課長は、モード5にする。</u>	<u>20時間</u>

※5：残りの電動補助給水ポンプ1台、タービン動補助給水ポンプおよび主蒸気逃がし弁3台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※6：残りの電動補助給水ポンプ1台および主蒸気逃がし弁3台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

表 85-4 炉心注水をするための設備

85-4-1 炉心注水 -非常用炉心冷却系-

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
非常用炉心冷却系	(1) 高圧注入系の1系統以上が動作可能であること <sup>※1</sup> (2) 低圧注入系の1系統以上が動作可能であること <sup>※1</sup>	
適用モード	設備	所要数
モード1、2、3、4、 5および6	充てん/高圧注入ポンプ	1台
	余熱除去ポンプ	1台
	燃料取替用水タンク	※2

※1：動作可能とは、ポンプが手動起動（系統構成含む）できること、または運転中であることをいう。

※2：「85-14-2 燃料取替用水タンク」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
充てん/高圧 注入ポンプ	ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないことを確認する。	定期検査時	発電室長
	施錠等により固定されていない非常用炉心冷却系の流路中の弁が正しい位置にあることを確認する。	定期検査時	当直課長
	モード1、2および3において、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する <sup>※3</sup> 。 また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復旧していることを確認する。	1ヶ月に1回	当直課長
	モード4、5および6において、ポンプが手動起動可能であることを確認する <sup>※3</sup> 。	1ヶ月に1回	当直課長
余熱除去ポン プ	ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないこと、およびテストラインにおける揚程が <input type="text"/> m 以上、容量が <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h 以上であることを確認する。	定期検査時	発電室長
	施錠等により固定されていない非常用炉心冷却系の流路中の弁が正しい位置にあることを確認する。	定期検査時	当直課長
	モード1、2および3において、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。 また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復旧していることを確認する。	1ヶ月に1回	当直課長
	モード4、5および6において、ポンプが手動起動可能であることを確認する <sup>※3</sup> 。	1ヶ月に1回	当直課長

※3：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条 件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、 2、3およ び4</u>	<u>A. 高圧注入系 の全てが動 作不能であ る場合</u> <u>または</u> <u>低圧注入系 の全てが動 作不能であ る場合</u>	<u>A.1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に 復旧する措置を開始する。</u> <u>および</u> <u>A.2 当直課長は、モード3にする。</u> <u>および</u> <u>A.3 当直課長は、モード5にする。</u>	<u>速やかに</u>  <u>12時間</u>  <u>56時間</u>
<u>モード5お よび6</u>	<u>A. 高圧注入系 の全てが動 作不能であ る場合</u> <u>または</u> <u>低圧注入系 の全てが動 作不能であ る場合</u>	<u>A.1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に 復旧する措置を開始する。</u> <u>および</u> <u>A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行って いる場合は、水抜きを中止する。</u> <u>および</u> <u>A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水 ※4）またはモード6（キャビティ低水位※ 5）の場合、1次系保有水を回復する措置を 開始する。</u> <u>および</u> <u>A.4 当直課長は、当該系統と同等の機能を持つ 重大事故等対処設備※6が動作可能である ことを確認する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>

※4：1次冷却系非満水とは、1次冷却系水抜き開始からモード6となるまで、およびモー  
ド5となってから1次冷却系水張り終了までの期間をいう（以下、本条において同  
じ）。

※5：キャビティ低水位とは、原子炉キャビティ水位がEL 31.0 m未満である場合をいう（以  
下、本条において同じ）。

※6：A、B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系  
をいう。

85-4-2 炉心注水 -蓄圧注入系-

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
アキュムレータ	(1) <u>ほう素濃度が 2,600 ppm 以上であること</u> (2) <u>ほう酸水量（有効水量）が 29.0 m<sup>3</sup>以上（1基あたり）であること</u> (3) <u>モード1、2および3（1次冷却材圧力が 6.89 MPa[gage]を超える場合）において、圧力が 4.04 MPa[gage]以上であること</u> (4) <u>モード3（1次冷却材圧力が 6.89 MPa[gage]以下の場合）、4、5および6において、圧力が 1.0 MPa[gage]以上であること</u> (5) <u>アキュムレータ出口電動弁が動作可能であること<sup>※1</sup></u>	
適用モード	設備	所要数
<u>モード1、2、3、4、5および6</u>	アキュムレータ	<u>3基<sup>※2</sup></u>

※1：動作可能とは、手動での開弁および閉弁ができることをいう。

※2：モード3（1次冷却材圧力が 6.89 MPa[gage]以下の場合）、4、5および6において、所要数は2基。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
アキュムレータ	<u>アキュムレータ出口電動弁が動作可能であることを確認する。</u>	<u>定期検査時</u>	<u>発電室長</u>
	<u>モード1、2、3、4、5および6において、ほう酸水量（有効水量）および圧力を確認する。</u>	<u>1日に1回</u>	<u>当直課長</u>
	<u>モード1、2、3、4、5および6において、ほう素濃度を確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>当直課長</u>

(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、2および3（1次冷却材圧力が6.89MPa[gage]を超える場合）</u>	<u>A. アキュムレータ1基のほう素濃度が制限値を満足していない場合</u>	<u>A.1 当直課長は、当該アキュムレータのほう素濃度を制限値内に回復させる。</u>	<u>72時間</u>
	<u>B. アキュムレータ1基が条件A以外の理由により、運転上の制限を満足していない場合</u>	<u>B.1 当直課長は、当該アキュムレータの運転上の制限を満足させる。</u>	<u>1時間</u>
	<u>C. 運転上の制限を満足するアキュムレータが2基未満である場合</u> <u>または</u> <u>条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>C.1 当直課長は、当該アキュムレータの運転上の制限を満足させる措置を開始する。</u> <u>および</u> <u>C.2 当直課長は、モード3にする。</u> <u>および</u> <u>C.3 当直課長は、1次冷却材圧力を6.89 MPa[gage]以下に下げる。</u>	<u>速やかに</u>  <u>12時間</u>  <u>18時間</u>
<u>モード3（1次冷却材圧力が6.89MPa[gage]以下の場合）、4、5および6</u>	<u>A. 運転上の制限を満足するアキュムレータが2基未満である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、当該アキュムレータの運転上の制限を満足させる措置を開始する。</u> <u>および</u> <u>A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</u> <u>および</u> <u>A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</u> <u>および</u> <u>A.4 当直課長は、当該システムと同等の機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※3</sup>が動作可能であることを確認する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>

※3：C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による充てん系をいう。

85-4-3 代替炉心注水 - 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) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
充てん系	C充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による充てん系が動作可能であること※1	
適用モード	設備	所要数
モード1、2、3、4、5および6	C充てん/高圧注入ポンプ (自己冷却)	1台
	燃料取替用水タンク	※2
	復水タンク	※3
	空冷式非常用発電装置	※4
	燃料油貯蔵タンク	※5
	可搬式オイルポンプ	※5
	タンクローリー	※5
	燃料油移送ポンプ	※5

※1：動作可能とは、ポンプが手動起動（系統構成含む）できること、または運転中であることをいう。

※2：「85-14-2 燃料取替用水タンク」において運転上の制限を定める。

※3：「85-14-3 復水タンク（燃料取替用水タンク補給系を含む）」において運転上の制限を定める。

※4：「85-15-1 空冷式非常用発電装置からの給電」において運転上の制限を定める。

※5：「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
C充てん/高圧注入ポンプ	施錠等により固定されていない充てん系の流路中の弁が正しい位置にあることを確認する。	定期検査時	当直課長
	ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないことを確認する。	定期検査時	発電室長
	モード1、2および3において、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する※6。また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復旧していることを確認する。	1ヶ月に1回	当直課長
	モード4、5および6において、ポンプが手動起動可能であることを確認する※6。	1ヶ月に1回	当直課長

※6：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。



(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、2、3および4</u>	<u>A. C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による充てん系が動作不能である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、1台の余熱除去ポンプを起動し、動作可能であることを確認する※7とともに、その他の設備※8が動作可能であることを確認する。</u> および <u>A.2 タービン係長は、当該系統と同等の機能を持つ重大事故等対処設備※9が動作可能であることを確認する※10。</u> および <u>A.3 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>4時間</u>  <u>72時間</u>  <u>30日</u>
	<u>B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>B.1 当直課長は、モード3にする。</u> および <u>B.2 当直課長は、モード5にする。</u>	<u>12時間</u>  <u>56時間</u>
<u>モード5および6</u>	<u>A. C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による充てん系が動作不能である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> および <u>A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</u> および <u>A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</u> および <u>A.4 タービン係長は、当該系統と同等の機能を持つ重大事故等対処設備※9が動作可能であることを確認する※10措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>

※7：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※8：残りの余熱除去ポンプ1台、ディーゼル発電機2基および原子炉補機冷却水系2系統をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※9：可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水系をいう。

※10：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。また、「動作可能であること」とは、当該系統に要求される準備時間を満足させるために、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備を設置し、接続口付近までのホースを敷設する補完措置が完了していることを含む。

85-4-4 代替炉心注水 - A、B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-

(1) 運転上の制限

<u>項目</u>	<u>運転上の制限</u>	
<u>代替炉心注水系</u>	<u>A、B内部スプレポンプによる代替炉心注水系が動作可能であること※1</u>	
<u>適用モード</u>	<u>設備</u>	<u>所要数</u>
<u>モード1、2、3、4、5 および6</u>	<u>A、B内部スプレポンプ（RHRS-CSS S連絡ライン使用）</u>	<u>2台</u>
	<u>燃料取替用水タンク</u>	<u>※2</u>

※1：動作可能とは、ポンプが手動起動（系統構成含む）できることをいう。

※2：「85-14-2 燃料取替用水タンク」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

<u>項目</u>	<u>確認事項</u>	<u>頻度</u>	<u>担当</u>
<u>A、B内部スプレ ポンプ</u>	<u>施錠等により固定されていない原子炉格納 容器スプレイ系の流路中の弁が正しい位置 にあることを確認する。</u>	<u>定期検査時</u>	<u>当直課長</u>
	<u>ポンプを起動し、異常な振動、異音、異 臭、漏えいがないことを確認する。</u>	<u>定期検査時</u>	<u>発電室長</u>
	<u>モード1、2、3および4において、ポン プを起動し、動作可能であることを確認す る。 また、確認する際に操作した弁について は、正しい位置に復旧していることを確認 する。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>当直課長</u>
	<u>モード5および6において、ポンプが手動 起動可能であることを確認する。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>当直課長</u>

(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、2、3および4</u>	<u>A. A、B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系が動作不能である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、1台の余熱除去ポンプを起動し、動作可能であることを確認する※<sup>3</sup>とともに、その他の設備※<sup>4</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および <u>A.2 タービン係長は、当該システムと同等の機能を持つ重大事故等対処設備※<sup>5</sup>が動作可能であることを確認する※<sup>6</sup>。</u> および <u>A.3 当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>表58-3</u> <u>A.2の初回確認完了後4時間</u>  <u>72時間</u>  <u>30日</u>
	<u>B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>B.1 当直課長は、モード3にする。</u> および <u>B.2 当直課長は、モード5にする。</u>	<u>12時間</u>  <u>56時間</u>
<u>モード5および6</u>	<u>A. A、B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系が動作不能である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> および <u>A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</u> および <u>A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</u> および <u>A.4 タービン係長は、当該システムと同等の機能を持つ重大事故等対処設備※<sup>5</sup>が動作可能であることを確認する※<sup>6</sup>措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>

※3：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※4：残りの余熱除去ポンプ1台および充てん／高圧注入ポンプ2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※5：可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水系をいう。

※6：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。

85-4-5 代替炉心注水 —可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水—

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
代替炉心注水系	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水系2系統が動作可能であること	
適用モード	設備	所要数
モード1、2、3、4、5 および6	可搬式代替低圧注水ポンプ	1台×2
	電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）	1台×2
	送水車	1台×2
	燃料油貯蔵タンク	※1
	タンクローリー	※1
	燃料油移送ポンプ	※1
	軽油用ドラム缶	※2

※1：「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

※2：「85-12-4 軽油用ドラム缶による燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
可搬式代替低圧注水ポンプ	ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないこと、および揚程が125 m以上、容量が <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h以上であることを確認する。	1年に1回	タービン 保修課長
	モード1、2、3、4、5および6において、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	タービン 保修課長
電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）	発電機を起動し、運転状態（電圧等）に異常がないことを確認する。	1年に1回	電気 保修課長
	モード1、2、3、4、5および6において、発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	電気 保修課長
送水車	ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないこと、および吐出圧力が <input type="text"/> MPa以上、容量が <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h以上であることを確認する。	1年に1回	タービン 保修課長
	モード1、2、3、4、5および6において、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	タービン 保修課長

(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、2、3および4</u>	<u>A. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水系のうち、動作可能なシステムが2システム未満である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、1台の余熱除去ポンプを起動し、動作可能であることを確認する<sup>※3</sup>とともに、その他の設備<sup>※4</sup>が動作可能であることを確認する。</u> <u>および</u> <u>A.2 当直課長は、当該システムと同等の機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※6</sup>。</u> <u>および</u> <u>A.3 電気保守課長およびタービン保守課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>4時間</u>  <u>10日</u>  <u>30日</u>
	<u>B. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水系のうち、動作可能なシステムが1システム未満である場合</u>	<u>B.1 当直課長は、1台の余熱除去ポンプを起動し、動作可能であることを確認する<sup>※3</sup>とともに、その他の設備<sup>※4</sup>が動作可能であることを確認する。</u> <u>および</u> <u>B.2 当直課長は、当該システムと同等の機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※6</sup>。</u> <u>および</u> <u>B.3 電気保守課長およびタービン保守課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>4時間</u>  <u>72時間</u>  <u>30日</u>
	<u>C. 条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>C.1 当直課長は、モード3にする。</u> <u>および</u> <u>C.2 当直課長は、モード5にする。</u>	<u>12時間</u>  <u>56時間</u>

(3) 要求される措置 (続き)

適用 モード	条 件	要求される措置	完了時間
モード5 および6	A. <u>可搬式代替 低圧注水ポンプによる 代替炉心注 水系のうち、動作可 能な系統が 2系統未満 である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復 旧する措置を開始する。</u> <u>および</u> <u>A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている 場合は、水抜きを中止する。</u> <u>および</u> <u>A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水） またはモード6（キャビティ低水位）の場 合、1次系保有水を回復する措置を開始す る。</u> <u>および</u> <u>A.4 当直課長は、当該系統と同等の機能を持つ重 大事故等対処設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを 確認する<sup>※6</sup>措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>

※3：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※4：残りの余熱除去ポンプ1台、充てん／高圧注入ポンプ2台、ディーゼル発電機2基および原子炉補機冷却水系2系統をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※5：C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による充てん系およびA、B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系をいう。

※6：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。

85-4-6 代替再循環

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
代替再循環系	<p>(1) A、B内部スプレポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替再循環系が動作可能であること※<sup>1</sup></p> <p>(2) 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系、またはB余熱除去ポンプ(海水冷却)による低圧代替再循環系が動作可能であること※<sup>1</sup></p>	
適用モード	設備	所要数
モード1、2、3、4、5 および6	A、B内部スプレポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)	2台
	A内部スプレクーラ	1基
	A・B内部スプレポンプ入口弁(格納容器再循環サンプ側)	1台
	格納容器再循環サンプ	2基※ <sup>2</sup>
	格納容器再循環サンプスクリーン	2基※ <sup>2</sup>
	B余熱除去ポンプ(海水冷却)	1台
	B充てん/高圧注入ポンプ(海水冷却)	1台
	大容量ポンプ	※3
	空冷式非常用発電装置	※4
	燃料油貯蔵タンク	※5
	可搬式オイルポンプ	※5
	タンクローリー	※5
燃料油移送ポンプ	※5	

※1：動作可能とは、ポンプが手動起動(系統構成含む)できること、または運転中であることをいう。

※2：A、B内部スプレポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)を用いる再循環用1基およびB余熱除去ポンプ(海水冷却)を用いる再循環用1基。

※3：「85-7-2 大容量ポンプによる原子炉格納容器内自然対流冷却および代替補機冷却」において運転上の制限を定める。

※4：「85-15-1 空冷式非常用発電装置からの給電」において運転上の制限を定める。

※5：「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

## (2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
	<u>施錠等により固定されていない原子炉格納容器スプレイ系の流路中の弁が正しい位置にあることを確認する。</u>	定期検査時	当直課長
<u>A、B内部スプレポンプ、A内部スプレクーラ</u>	<u>ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないことを確認する。</u>	定期検査時	発電室長
	<u>モード1、2、3および4において、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。</u> <u>また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復旧していることを確認する。</u>	1ヶ月に1回	当直課長
	<u>モード5および6において、ポンプが手動起動可能であることを確認する。</u>	1ヶ月に1回	当直課長
<u>A・B内部スプレポンプ入口弁（格納容器再循環サンプ側）</u>	<u>A・B内部スプレポンプ入口弁（格納容器再循環サンプ側）が開弁できることを確認する。</u>	定期検査時	原子炉 保修課長
<u>格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン</u>	<u>格納容器再循環サンプが異物等により塞がれていないことを確認する。</u>	定期検査時	原子炉 保修課長
	<u>施錠等により固定されていない非常用炉心冷却系の流路中の弁が正しい位置にあることを確認する。</u>	定期検査時	当直課長
<u>B余熱除去ポンプ</u>	<u>ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないこと、およびテストラインにおける揚程が <input type="text"/> m以上、容量が <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h以上であることを確認する。</u>	定期検査時	発電室長
	<u>モード1、2および3において、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。</u> <u>また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復旧していることを確認する。</u>	1ヶ月に1回	当直課長
	<u>モード4、5および6において、ポンプが手動起動可能であることを確認する<sup>*6</sup>。</u>	1ヶ月に1回	当直課長



## (2) 確認事項 (続き)

項目	確認事項	頻度	担当
<u>B充てん／ 高圧注入ポンプ</u>	<u>施錠等により固定されていない非常用炉心冷却系の流路中の弁が正しい位置にあることを確認する。</u>	<u>定期検査時</u>	<u>当直課長</u>
	<u>ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないことを確認する。</u>	<u>定期検査時</u>	<u>発電室長</u>
	<u>モード1、2および3において、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する<sup>※6</sup>。</u> <u>また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復旧していることを確認する。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>当直課長</u>
	<u>モード4、5および6において、ポンプが手動起動可能であることを確認する<sup>※6</sup>。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>当直課長</u>

※6：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

## (3) 要求される措置

適用モード	条件	要求される措置	完了時間
<u>モード1、 2、3および4</u>	<u>A. A、B内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環系が動作不能である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、1台の余熱除去ポンプを起動し、動作可能であることを確認する<sup>※6</sup>とともに、その他の設備<sup>※7</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および <u>A.2 当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>表58-3</u> <u>A.2の初回確認完了後4時間</u>  <u>72時間</u>
	<u>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系、ならびにB余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環系が動作不能である場合</u>	<u>B.1 当直課長は、1基のディーゼル発電機を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※8</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および <u>B.2 当直課長、原子炉保修課長およびタービン保修課長は、当該システムと同等の機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※9</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※10</sup>。</u> および <u>B.3 当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>表52-3</u> <u>A.2またはB.2の初回確認完了後4時間</u>  <u>72時間</u>  <u>30日</u>
	<u>C. 条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>C.1 当直課長は、モード3にする。</u> および <u>C.2 当直課長は、モード5にする。</u>	<u>12時間</u>  <u>56時間</u>

(3) 要求される措置 (続き)

適用 モード	条 件	要求される措置	完了時間
モード5 および6	<p>A. <u>A、B内部スプレポンプ (RHRS-CSS連絡ライン使用) による代替再循環系が動作不能である場合</u>  <u>または</u>  <u>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系、ならびにB余熱除去ポンプ (海水冷却) による低圧代替再循環系が動作不能である場合</u></p>	<p>A.1 <u>当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u>  <u>および</u>  A.2 <u>当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</u>  <u>および</u>  A.3 <u>当直課長は、モード5 (1次冷却系非満水) またはモード6 (キャビティ低水位) の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</u>  <u>および</u>  A.4 <u>当直課長、原子炉保修課長およびタービン保修課長は、当該システムと同等の機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※9</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※10</sup>措置を開始する。</u></p>	<p><u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u></p>

※7: 残りの余熱除去ポンプ1台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※8: 残りのディーゼル発電機1基および原子炉補機冷却水系2システムをいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※9: C充てん／高圧注入ポンプ (自己冷却) による充てん系および大容量ポンプによる原子炉格納容器内自然対流冷却系をいう。

※10: 「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。

表 85-5 1次冷却系の減圧をするための設備

85-5-1 加圧器逃がし弁による減圧

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
窒素ポンベ、可搬式空気圧縮機および可搬型バッテリーを使用した加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧系	(1) 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）または可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）を使用した加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧系が動作可能であること (2) 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）を使用した加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧系が動作可能であること	
適用モード	設備	所要数
モード1、2および3	窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）	4本※ <sup>1</sup>
	可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）	2台※ <sup>2</sup>
	可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）	1個
	空冷式非常用発電装置	※3
	可搬式整流器	※4
	燃料油貯蔵タンク	※5
	可搬式オイルポンプ	※5
	タンクローリー	※5
	燃料油移送ポンプ	※5

※1：1セット4本（A系統3本、B系統1本）。

※2：1セット2台（A系統1台、B系統1台）。

※3：「85-15-1 空冷式非常用発電装置からの給電」において運転上の制限を定める。

※4：「85-15-4 可搬式整流器からの給電」において運転上の制限を定める。

※5：「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）	モード1、2および3において、ポンベ1次側圧力により使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	計装保修課長
可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）	モード1、2および3において、可搬式空気圧縮機が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	計装保修課長
可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）	モード1、2および3において、バッテリー電圧により使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	電気保修課長

(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、2および3</u>	<u>A. 窒素ポンプ（加圧器逃がし弁作動）および可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動）を使用した加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧系が動作不能である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、1基のディーゼル発電機を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※6</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および	<u>4時間</u>
		<u>A.2 計装係長は、代替措置<sup>※7</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u> および	<u>72時間</u>
		<u>A.3 計装係長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>10日</u>
	<u>B. 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）を使用した加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧系が動作不能である場合</u>	<u>B.1 当直課長は、1基のディーゼル発電機を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※6</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および	<u>4時間</u>
		<u>B.2 電気係長は、当該系統と同等の機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※8</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※9</sup>。</u> および	<u>72時間</u>
		<u>B.3 電気係長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>30日</u>
<u>C. 条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>C.1 当直課長は、モード3にする。</u> および	<u>12時間</u>	
	<u>C.2 当直課長は、モード4にする。</u>	<u>36時間</u>	

※6：残りのディーゼル発電機1基および非常用直流電源をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※7：代替品の補充等。

※8：可搬式整流器による電源系をいう。

※9：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。

表 85-6 原子炉格納容器スプレイ等をするための設備

85-6-1 原子炉格納容器スプレイ

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
原子炉格納容器スプレイ系	原子炉格納容器スプレイ系 <sup>※1</sup> の1系統以上が動作可能であること <sup>※2</sup>	
適用モード	設備	所要数
モード1、2、3、4、5および6	内部スプレポンプ 燃料取替用水タンク	2台 <sup>※3</sup> ※4

※1：よう素除去薬品タンクを除く。

※2：動作可能とは、ポンプが手動起動（系統構成含む）できることをいう。

※3：AおよびBまたはCおよびD内部スプレポンプのうち、いずれか2台。

※4：「85-14-2 燃料取替用水タンク」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
内部スプレポンプ	施錠等により固定されていない原子炉格納容器スプレイ系の流路中の弁が正しい位置にあることを確認する。	定期検査時	当直課長
	ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないことを確認する。	定期検査時	発電室長
	モード1、2、3および4において、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。 また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復旧していることを確認する。	1ヶ月に1回	当直課長
	モード5および6において、ポンプが手動起動可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直課長

(3) 要求される措置

適用 モード	条 件	要求される措置	完了時間
モード 1、2、3 および4	A. 原子炉格 納容器スプ レイ系の全 てが動作不 能である場 合	<p>A.1 当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>および</p> <p>A.2 当直課長およびタービン保修課長は、当該システムと同等な機能を持つ他の重大事故等対処設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※6</sup>措置を開始する。</p> <p>および</p> <p>A.3 当直課長は、モード3にする。</p> <p>および</p> <p>A.4 当直課長は、モード5にする。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>12時間</p> <p>56時間</p>
モード5 および6	A. 原子炉格 納容器スプ レイ系の全 てが動作不 能である場 合	<p>A.1 当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>および</p> <p>A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</p> <p>および</p> <p>A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</p> <p>および</p> <p>A.4 当直課長およびタービン保修課長は、当該システムと同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※6</sup>措置を開始する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>

※5：可搬式代替低圧注水ポンプによる代替原子炉格納容器スプレイ系および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系をいう。

※6：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。また、「動作可能であること」とは、当該システムに要求される準備時間を満足させるために、当該システムと同等な機能を持つ重大事故等対処設備を設置し、接続口付近までホースを敷設する補完措置が完了していることを含む。

85-6-2 代替原子炉格納容器スプレイ – 恒設代替低圧注水ポンプによる代替原子炉格納容器スプレイ

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
恒設代替低圧注水ポンプによる代替原子炉格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプによる代替原子炉格納容器スプレイ系が動作可能であること	
適用モード	設備	所要数
モード1、2、3、4、5および6	恒設代替低圧注水ポンプ	1台
	空冷式非常用発電装置	※1
	燃料取替用水タンク	※2
	復水タンク	※3
	燃料油貯蔵タンク	※4
	可搬式オイルポンプ	※4
	タンクローリー	※4
	燃料油移送ポンプ	※4
	送水車	※5
軽油用ドラム缶	※6	

※1：「85-15-1 空冷式非常用発電装置からの給電」において運転上の制限を定める。

※2：「85-14-2 燃料取替用水タンク」において運転上の制限を定める。

※3：「85-14-3 復水タンク（燃料取替用水タンク補給系を含む）」において運転上の制限を定める。

※4：「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

※5：「85-14-1 海水を用いた復水タンクへの補給」において運転上の制限を定める。

※6：「85-12-4 軽油用ドラム缶による燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
恒設代替低圧注水ポンプ	ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないこと、および揚程が <input type="text"/> m以上、容量が <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h以上であることを確認する。	定期検査時	発電室長
	モード1、2、3および4において、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直課長
	モード5および6において、ポンプが手動起動可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直課長

(3) 要求される措置

適用モード	条件	要求される措置	完了時間
モード1、2、3および4	A. 恒設代替低圧注水ポンプが動作不能である場合	A.1 当直課長は、1台の余熱除去ポンプを起動し、動作可能であることを確認する <sup>※7</sup> とともに、その他の設備 <sup>※8</sup> が動作可能であることを確認する。 および A.2 タービン係長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※9</sup> が動作可能であることを確認する <sup>※10</sup> 。 および A.3 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	4時間  72時間  30日
	B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード3にする。 および B.2 当直課長は、モード5にする。	12時間  56時間
モード5および6	A. 恒設代替低圧注水ポンプが動作不能である場合	A.1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。 および A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。 および A.4 タービン係長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※9</sup> が動作可能であることを確認する <sup>※11</sup> 措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに  速やかに

※7：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※8：残りの余熱除去ポンプ1台、内部スプレポンプ4台、ディーゼル発電機2基および原子炉補機冷却水系2系統をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※9：可搬式代替低圧注水ポンプによる代替原子炉格納容器スプレイ系をいう。

※10：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。また、「動作可能であること」とは、当該系統に要求される準備時間を満足させるために、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備を設置し、接続口付近までホースを敷設する補完措置が完了していることを含む。

※11：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。



85-6-3 代替原子炉格納容器スプレイ - 原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替原子炉格納容器スプレイおよび原子炉下部キャビティ直接注水-

(1) 運転上の制限

<u>項目</u>	<u>運転上の制限</u>	
<u>原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替原子炉格納容器スプレイおよび原子炉下部キャビティ直接注水</u>	<u>原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替原子炉格納容器スプレイ系および原子炉下部キャビティ直接注水系が動作可能であること</u>	
<u>適用モード</u>	<u>設備</u>	<u>所要数</u>
<u>モード1、2、3、4、5および6</u>	<u>原子炉下部キャビティ注水ポンプ</u>	<u>1台</u>
	<u>空冷式非常用発電装置</u>	<u>※1</u>
	<u>燃料取替用水タンク</u>	<u>※2</u>
	<u>復水タンク</u>	<u>※3</u>
	<u>燃料油貯蔵タンク</u>	<u>※4</u>
	<u>可搬式オイルポンプ</u>	<u>※4</u>
	<u>タンクローリー</u>	<u>※4</u>
	<u>燃料油移送ポンプ</u>	<u>※4</u>
	<u>送水車</u>	<u>※5</u>
	<u>軽油用ドラム缶</u>	<u>※6</u>

※1：「85-15-1 空冷式非常用発電装置からの給電」において運転上の制限を定める。

※2：「85-14-2 燃料取替用水タンク」において運転上の制限を定める。

※3：「85-14-3 復水タンク（燃料取替用水タンク補給系を含む）」において運転上の制限を定める。

※4：「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

※5：「85-14-1 海水を用いた復水タンクへの補給」において運転上の制限を定める。

※6：「85-12-4 軽油用ドラム缶による燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

<u>項目</u>	<u>確認事項</u>	<u>頻度</u>	<u>担当</u>
<u>原子炉下部キャビティ注水ポンプ</u>	<u>ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないこと、および揚程が <input type="text"/> m以上、容量が <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h以上であることを確認する。</u>	<u>定期検査時</u>	<u>発電室長</u>
	<u>モード1、2、3および4において、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>当直課長</u>
	<u>モード5および6において、ポンプが手動起動可能であることを確認する。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>当直課長</u>

(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、2、3および4</u>	<u>A. 原子炉下部キャビティ注水ポンプが動作不能である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、1台の余熱除去ポンプを起動し、動作可能であることを確認する※7とともに、その他の設備※8が動作可能であることを確認する。</u>	<u>4時間</u>
		<u>および</u> <u>A.2 当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>72時間</u>
	<u>B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>B.1 当直課長は、モード3にする。</u> <u>および</u> <u>B.2 当直課長は、モード5にする。</u>	<u>12時間</u> <u>56時間</u>
<u>モード5および6</u>	<u>A. 原子炉下部キャビティ注水ポンプが動作不能である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> <u>および</u> <u>A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</u> <u>および</u> <u>A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u> <u>速やかに</u> <u>速やかに</u>

※7：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※8：残りの余熱除去ポンプ1台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

表 8 5 - 7 原子炉格納容器内自然対流冷却をするための設備

8 5 - 7 - 1 原子炉補機冷却水系による原子炉格納容器内自然対流冷却

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
原子炉格納容器内自然対流冷却系	原子炉補機冷却水系による原子炉格納容器内自然対流冷却系が動作可能であること※ <sup>1</sup>	
適用モード	設備	所要数
モード1、2、3、4、5 および6	A格納容器循環冷暖房ユニット	1基
	1次系冷却水ポンプ	2台※ <sup>2</sup>
	1次系冷却水クーラ	2基※ <sup>3</sup>
	1次系冷却水タンク	1基
	窒素ポンベ（1次系冷却水タンク加圧用）	1本
	海水ポンプ	2台※ <sup>4</sup>
	可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（SA）用）	※ <sup>5</sup>

※<sup>1</sup>：動作可能とは、ポンプが手動起動（系統構成含む）できること、または運転中であることをいう。

※<sup>2</sup>：A、B、C、D 1次系冷却水ポンプのうち、いずれか2台。

※<sup>3</sup>：A、B、C 1次系冷却水クーラのうち、いずれか2基。

※<sup>4</sup>：A、B、C、D 海水ポンプのうち、いずれか2台。

※<sup>5</sup>：「8 5 - 1 6 - 1 計装設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
A格納容器循環冷暖房ユニット	外観点検により動作可能であることを確認する。	定期検査時	原子炉 保修課長
1次系冷却水ポンプおよび1次系冷却水クーラ	施錠等により固定されていない原子炉補機冷却水系の流路中の弁が正しい位置にあることを確認する。	定期検査時	当直課長
	モード1、2、3、4、5および6において、ポンプまたは1次系冷却水クーラの切替を行った場合は、切替の際に操作した弁が正しい位置にあることを確認する。	切替の都度	当直課長
1次系冷却水タンク	モード1、2、3、4、5および6において、外観点検により動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直課長
窒素ポンベ（1次系冷却水タンク加圧用）	モード1、2、3、4、5および6において、ポンベ1次側圧力により使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	原子炉 保修課長

(2) 確認事項（続き）

項目	確認事項	頻度	担当
海水ポンプ	施錠等により固定されていない原子炉補機冷却海水系の流路中の弁が正しい位置にあることを確認する。	定期検査時	当直課長
	モード1、2、3、4、5および6において、ポンプまたは1次系冷却水クーラの切替を行った場合は、切替の際に操作した弁が正しい位置にあることを確認する。	切替の都度	当直課長

(3) 要求される措置

適用モード	条件	要求される措置	完了時間
モード1、2、3および4	A. 原子炉格納容器内自然対流冷却系が動作不能である場合	A.1 当直課長は、AおよびBまたはCおよびDのいずれか2台の内部スプレポンプを起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>※6</sup> が動作可能であることを確認する。	4時間
		および A.2 当直課長は、当該システムと同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※7</sup> が動作可能であることを確認する <sup>※8</sup> 。	72時間
		および A.3 当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	30日
	B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード3にする。 および B.2 当直課長は、モード5にする。	12時間 56時間
モード5および6	A. 原子炉格納容器内自然対流冷却系が動作不能である場合	A.1 当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
		および A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。	速やかに
		および A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。	速やかに
		および A.4 当直課長は、当該システムと同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※7</sup> が動作可能であることを確認する <sup>※8</sup> 措置を開始する。	速やかに

※6：残りの内部スプレポンプ2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※7：恒設代替低圧注水ポンプによる代替原子炉格納容器スプレイ系をいう。

※8：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。

85-7-2 大容量ポンプによる原子炉格納容器内自然対流冷却および代替補機冷却

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
大容量ポンプによる原子炉格納容器内自然対流冷却系および代替補機冷却系	大容量ポンプによる海水供給系 <sup>※1</sup> 2系統が動作可能であること	
適用モード	設備	所要数
モード1、2、3、4、5および6	大容量ポンプ	1台×2
	A格納容器循環冷暖房ユニット	※2
	燃料油貯蔵タンク	※3
	可搬式オイルポンプ	※3
	タンクローリー	※3
	燃料油移送ポンプ	※3
	可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度(SA)用)	※4
	B余熱除去ポンプ（海水冷却）	※5
	B充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）	※5
	空冷式非常用発電装置	※6

※1：海水供給系とは、大容量ポンプから海水管および原子炉補機冷却水管接続口までをいう。

※2：「85-7-1 原子炉補機冷却水系による原子炉格納容器内自然対流冷却」において運転上の制限を定める。

※3：「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

※4：「85-16-1 計装設備」において運転上の制限を定める。

※5：「85-4-6 代替再循環」において運転上の制限を定める。

※6：「85-15-1 空冷式非常用発電装置からの給電」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
大容量ポンプ	ポンプを起動し、運転状態に異常がないこと、および吐出圧力が <input type="text"/> MPa以上、容量が <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h以上であることを確認する。	1年に1回	タービン 保修課長
	モード1、2、3、4、5および6において、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	タービン 保修課長

(3) 要求される措置

適用モード	条件	要求される措置	完了時間
モード 1、2、 3 およ び4	A. <u>動作可能な大容量ポンプによる海水供給系が2系統未満である場合</u>	A.1 <u>当直課長は、1基のディーゼル発電機を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※7</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および A.2 <u>タービン係長は、代替措置<sup>※8</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u> および A.3 <u>タービン係長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>4時間</u>  <u>10日</u>  <u>30日</u>
	B. <u>動作可能な大容量ポンプによる海水供給系が1系統未満である場合</u>	B.1 <u>当直課長は、1基のディーゼル発電機を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※7</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および B.2 <u>タービン係長は、代替措置<sup>※8</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u> および B.3 <u>タービン係長は、動作不能となっている当該系の少なくとも1システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>4時間</u>  <u>72時間</u>  <u>10日</u>
	C. <u>条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	C.1 <u>当直課長は、モード3にする。</u> および C.2 <u>当直課長は、モード5にする。</u>	<u>12時間</u>  <u>56時間</u>
モード 5 およ び6	A. <u>動作可能な大容量ポンプによる海水供給系が2系統未満である場合</u>	A.1 <u>タービン係長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> および A.2 <u>当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</u> および A.3 <u>当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</u> および A.4 <u>タービン係長は、代替措置<sup>※8</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>

※7：残りのディーゼル発電機1基、原子炉補機冷却海水系2系統および原子炉補機冷却水系2系統をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※8：代替品の補充等。

表 85-8 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）をするための設備

85-8-1 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）

(1) 運転上の制限

<u>項目</u>	<u>運転上の制限</u>	
<u>復水タンクまたは送水車を用いた補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水系</u>	<u>(1) モード 1、2、3 および 4（蒸気発生器が熱除去のために使用されている場合）において、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水系 1 系統が動作可能であること※<sup>1</sup></u> または <u>(2) モード 1、2 および 3 において、復水タンクまたは送水車を用いたタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水系 1 系統が動作可能であること※<sup>1</sup>※<sup>2</sup>※<sup>3</sup></u>	
<u>適用モード</u>	<u>設備</u>	<u>所要数</u>
<u>モード 1、2、3 および 4（蒸気発生器が熱除去のために使用されている場合）</u>	<u>電動補助給水ポンプ</u>	<u>1 台</u>
	<u>タービン動補助給水ポンプ</u>	<u>1 台</u>
	<u>タービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）</u>	<u>1 台</u>
	<u>蒸気発生器</u>	<u>3 基</u>
	<u>復水タンク</u>	<u>※ 4</u>
	<u>空冷式非常用発電装置</u>	<u>※ 5</u>
	<u>燃料油貯蔵タンク</u>	<u>※ 6</u>
	<u>可搬式オイルポンプ</u>	<u>※ 6</u>
	<u>タンクローリー</u>	<u>※ 6</u>
	<u>燃料油移送ポンプ</u>	<u>※ 6</u>
	<u>送水車</u>	<u>※ 7</u>
	<u>軽油用ドラム缶</u>	<u>※ 8</u>

※ 1：動作可能とは、ポンプが手動起動（系統構成含む）できること、または運転中であることをいう。

※ 2：タービン動補助給水ポンプについては、原子炉起動時のモード 3 において試運転に係る調整を行っている場合、運転上の制限は適用しない。

※ 3：タービン動補助給水ポンプが動作可能とは、現場手動による起動を含む。

※ 4：「85-14-3 復水タンク（燃料取替用水タンク補給系を含む）」において運転上の制限を定める。

※ 5：「85-15-1 空冷式非常用発電装置からの給電」において運転上の制限を定める。

※ 6：「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

※ 7：「85-14-1 海水を用いた復水タンクへの補給」において運転上の制限を定める。

※ 8：「85-12-4 軽油用ドラム缶による燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

<u>項目</u>	<u>確認事項</u>	<u>頻度</u>	<u>担当</u>
補助給水系	<u>施錠等により固定されていない補助給水系の流路中の弁が正しい位置にあることを確認する。</u>	定期検査時	当直課長
	<u>電動補助給水ポンプを起動させ、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないことを確認する。</u>	定期検査時	発電室長
	<u>タービン動補助給水ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないことを確認する。</u>	定期検査時	発電室長
	<u>モード1、2、3および4（蒸気発生器が熱除去のために使用されている場合）において、電動補助給水ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復旧していることを確認する。</u>	1ヶ月に1回	当直課長
	<u>モード1、2および3において、タービン動補助給水ポンプを起動し、動作可能であることを確認する※9。また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復旧していることを確認する。</u>	1ヶ月に1回	当直課長

※9：モード3において、タービン動補助給水ポンプが動作可能であることの確認は、起動弁の開閉確認をもって代えることができる。



(3) 要求される措置

<u>適用 モード</u>	<u>条 件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、 2および3</u>	A. <u>動作可能な復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水系が1系統未満および動作可能な復水タンクまたは送水車を用いたタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水系が1系統未満である場合</u>	A.1 <u>当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> および A.2 <u>当直課長は、モード3にする。</u> および A.3 <u>当直課長は、モード4にする。</u>	<u>速やかに</u>  <u>12時間</u>  <u>36時間</u>
<u>モード4 (蒸気発生器が熱除去のために使用されている場合)</u>	A. <u>動作可能な復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水系が1系統未満である場合</u>	A.1 <u>当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> および A.2 <u>当直課長は、余熱除去系1系統以上による熱除去のための操作を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>

表 85-9 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）をするための設備

85-9-1 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 運転上の制限

<u>項目</u>	<u>運転上の制限</u>	
<u>主蒸気逃がし弁による蒸気放出系</u>	<u>手動での開弁ができること（現場手動含む）</u>	
<u>適用モード</u>	<u>設備</u>	<u>所要数</u>
<u>モード 1、2、3 および 4（蒸気発生器が熱除去のために使用されている場合）</u>	<u>主蒸気逃がし弁</u>	<u>3 個</u>

(2) 確認事項

<u>項目</u>	<u>確認事項</u>	<u>頻度</u>	<u>担当</u>
<u>主蒸気逃がし弁</u>	<u>主蒸気逃がし弁が手動で開弁できることを確認する。</u>	<u>定期検査時</u>	<u>計装 保修課長</u>

(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード 1、2、3 および 4（蒸気発生器が熱除去のために使用されている場合）</u>	<u>A. 主蒸気逃がし弁 1 個以上が手動で開弁できない場合</u>	<u>A. 1 当直課長は、1 台の余熱除去ポンプを起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※1</sup>が動作可能であることを確認する。</u> <u>および</u> <u>A. 2 当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>4 時間</u>  <u>7 2 時間</u>
	<u>B. 条件 A の措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>B. 1 当直課長は、モード 3 にする。</u> <u>および</u> <u>B. 2 当直課長は、モード 4（蒸気発生器が熱除去のために使用されていない場合）にする。</u>	<u>1 2 時間</u>  <u>3 6 時間</u>

※ 1：残りの余熱除去ポンプ 1 台、加圧器逃がし弁 2 台、ディーゼル発電機 2 基、非常用直流電源、原子炉補機冷却海水系 2 系統および原子炉補機冷却水系 2 系統をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

表 85-10 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設備

85-10-1 水素濃度低減

(1) 運転上の制限

<u>項目</u>	<u>運転上の制限</u>	
<u>水素濃度低減</u>	<u>(1) 静的触媒式水素再結合装置の所要数が動作可能であること</u> <u>(2) 静的触媒式水素再結合装置温度監視装置の所要数が動作可能であること</u> <u>(3) 原子炉格納容器水素燃焼装置の所要数が動作可能であること</u> <u>(4) 原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の所要数が動作可能であること</u>	
<u>適用モード</u>	<u>設備</u>	<u>所要数</u>
<u>モード 1、2、3、4、5 および 6</u>	<u>静的触媒式水素再結合装置</u>	<u>5 基</u>
	<u>静的触媒式水素再結合装置温度監視装置</u>	<u>5 個</u>
	<u>原子炉格納容器水素燃焼装置</u>	<u>1 2 個</u>
	<u>原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置</u>	<u>1 2 個</u>
	<u>空冷式非常用発電装置</u>	<u>※ 1</u>
	<u>燃料油貯蔵タンク</u>	<u>※ 2</u>
	<u>可搬式オイルポンプ</u>	<u>※ 2</u>
	<u>タンクローリー</u>	<u>※ 2</u>
	<u>燃料油移送ポンプ</u>	<u>※ 2</u>

※ 1 : 「85-15-1 空冷式非常用発電装置からの給電」において運転上の制限を定める。

※ 2 : 「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

## (2) 確認事項

<u>項目</u>	<u>確認事項</u>	<u>頻度</u>	<u>担当</u>
<u>静的触媒式水素再結合装置</u>	<u>装置の外観点検により動作可能であることを確認する。</u>	<u>定期検査時</u>	<u>原子炉 保修課長</u>
	<u>モード1、2、3、4、5および6において、装置の外観点検により動作可能であることを確認する。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>当直課長</u>
<u>静的触媒式水素再結合装置温度監視装置</u>	<u>機能検査を実施する。</u>	<u>定期検査時</u>	<u>計装 保修課長</u>
	<u>モード1、2、3、4、5および6において、装置が動作不能でないことを指示値により確認する。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>当直課長</u>
<u>原子炉格納容器水素燃烧装置</u>	<u>装置の外観点検により動作可能であることを確認する。</u>	<u>定期検査時</u>	<u>電気 保修課長</u>
	<u>モード1、2、3、4、5および6において、装置の外観点検※3により動作可能であることを確認する。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>当直課長</u>
<u>原子炉格納容器水素燃烧装置温度監視装置</u>	<u>機能検査を実施する。</u>	<u>定期検査時</u>	<u>計装 保修課長</u>
	<u>モード1、2、3、4、5および6において、装置が動作不能でないことを指示値により確認する。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>当直課長</u>

※3：ループ室内、加圧器室内およびドーム部を除く。

(3) 要求される措置

適用モード	条件	要求される措置	完了時間
モード 1、2、3 および4	A. 静的触媒式水素再結合装置の所要数の1基以上が動作不能である場合	A.1 当直課長は、1台の余熱除去ポンプを起動し、動作可能であることを確認する <sup>※4</sup> とともに、その他の設備 <sup>※5</sup> が動作可能であることを確認する。 および A.2 当直課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	4時間  72時間
	B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード3にする。 および B.2 当直課長は、モード5にする。	12時間 56時間
	C. 原子炉格納容器水素燃焼装置の所要数の1個以上が動作不能である場合	C.1 当直課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
	D. 静的触媒式水素再結合装置温度監視装置または原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の所要数の1個以上が動作不能である場合	D.1 当直課長は、原子炉格納容器内が静的触媒式水素再結合装置または原子炉格納容器水素燃焼装置が動作する環境にないことを確認する <sup>※6</sup> 。 および D.2 当直課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	4時間 その後の12時間に1回  速やかに
モード5 および6	A. 静的触媒式水素再結合装置の所要数の1基以上または原子炉格納容器水素燃焼装置の所要数の1個以上が動作不能である場合 または 静的触媒式水素再結合装置温度監視装置または原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の所要数の1個以上が動作不能である場合	A.1 当直課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。 および A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに

※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※5：残りの余熱除去ポンプ1台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※6：原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えい率等を確認する。

85-10-2 水素濃度監視

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
水素濃度監視	<u>可搬型格納容器内水素濃度計測装置等による水素濃度監視系が動作可能であること</u>	
適用モード	設備	所要数
モード1、2、3、4、5および6	<u>可搬型格納容器内水素濃度計測装置</u>	1個
	<u>可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ</u>	1台
	<u>可搬型格納容器ガス試料圧縮装置</u>	1台
	<u>格納容器雰囲気ガスサンプリング冷却器</u>	1個
	<u>格納容器雰囲気ガスサンプリング湿分分離器</u>	1個
	<u>大容量ポンプ</u>	※1
	<u>空冷式非常用発電装置</u>	※2
	<u>燃料油貯蔵タンク</u>	※3
	<u>可搬式オイルポンプ</u>	※3
<u>タンクローリー</u>	※3	
<u>燃料油移送ポンプ</u>	※3	

※1：「85-7-2 大容量ポンプによる原子炉格納容器内自然対流冷却および代替補機冷却」において運転上の制限を定める。

※2：「85-15-1 空冷式非常用発電装置からの給電」において運転上の制限を定める。

※3：「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
<u>可搬型格納容器内水素濃度計測装置</u>	<u>機能検査を実施する。</u>	<u>定期検査時</u>	<u>計装 保修課長</u>
	<u>モード1、2、3、4、5および6において、装置の外観点検により動作可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>計装 保修課長</u>
<u>可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ</u>	<u>ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。</u>	<u>定期検査時</u>	<u>原子炉 保修課長</u>
	<u>モード1、2、3、4、5および6において、ポンプの外観点検により動作可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>原子炉 保修課長</u>
<u>可搬型格納容器ガス試料圧縮装置</u>	<u>装置を起動し、動作可能であることを確認する。</u>	<u>定期検査時</u>	<u>原子炉 保修課長</u>
	<u>モード1、2、3、4、5および6において、装置の外観点検により動作可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>原子炉 保修課長</u>
<u>格納容器雰囲気ガスサンプリング冷却器、 格納容器雰囲気ガスサンプリング湿分分離器</u>	<u>装置を起動し、動作可能であることを確認する。</u>	<u>定期検査時</u>	<u>原子炉 保修課長</u>
	<u>モード1、2、3、4、5および6において、装置の外観点検により動作可能であることを確認する。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>当直課長</u>

(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、2、3および4</u>	<u>A. 可搬型格納容器内水素濃度計測装置等による水素濃度監視系の全てが動作不能である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、1台の余熱除去ポンプを起動し、動作可能であることを確認する※<sup>4</sup>とともに、その他の設備※<sup>5</sup>が動作可能であることを確認する。</u> <u>および</u> <u>A.2 計装係長は、当該システムと同等な機能を持つ重大事故等対処設備※<sup>6</sup>が動作可能であることを確認する※<sup>7</sup>。</u> <u>および</u> <u>A.3 計装係長および原子炉係長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>4時間</u>  <u>72時間</u>  <u>30日</u>
	<u>B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>B.1 当直課長は、モード3にする。</u> <u>および</u> <u>B.2 当直課長は、モード5にする。</u>	<u>12時間</u>  <u>56時間</u>
<u>モード5および6</u>	<u>A. 可搬型格納容器内水素濃度計測装置等による水素濃度監視系の全てが動作不能である場合</u>	<u>A.1 計装係長および原子炉係長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> <u>および</u> <u>A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</u> <u>および</u> <u>A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</u> <u>および</u> <u>A.4 計装係長は、当該システムと同等な機能を持つ重大事故等対処設備※<sup>6</sup>が動作可能であることを確認する※<sup>7</sup>措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>

※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※5：残りの余熱除去ポンプ1台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※6：静的触媒式水素再結合装置温度監視装置または原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置をいう。

※7：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。

表 85-11 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する等のための設備

85-11-1 水素排出、放射性物質の濃度低減

(1) 運転上の制限

<u>項目</u>	<u>運転上の制限</u>	
<u>水素排出</u> <u>放射性物質の濃度低減</u>	<u>(1) Bアニュラス循環系が動作可能であること※1</u> <u>(2) 代替空気（窒素）系統が動作可能であること</u>	
<u>適用モード</u>	<u>設備</u>	<u>所要数</u>
<u>モード1、2、3、4、</u> <u>5および6</u>	<u>Bアニュラス循環ファン</u>	<u>1台</u>
	<u>Bアニュラス循環フィルタユニット</u>	<u>1基</u>
	<u>窒素ポンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）</u>	<u>1本</u>
	<u>空冷式非常用発電装置</u>	<u>※2</u>
	<u>燃料油貯蔵タンク</u>	<u>※3</u>
	<u>可搬式オイルポンプ</u>	<u>※3</u>
	<u>タンクローリー</u>	<u>※3</u>
	<u>燃料油移送ポンプ</u>	<u>※3</u>

※1：動作可能とは、ファンが手動起動（系統構成含む）できること、または運転中であることをいう。

※2：「85-15-1 空冷式非常用発電装置からの給電」において運転上の制限を定める。

※3：「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

<u>項目</u>	<u>確認事項</u>	<u>頻度</u>	<u>担当</u>
<u>Bアニュラス循環ファン</u>	<u>ファンの起動により、自動作動ダンパが正しい位置に作動することを確認する。</u>	<u>定期検査時</u>	<u>発電室長</u>
	<u>モード1、2、3および4において、ファンを起動し、動作可能であることを確認する※4。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>当直課長</u>
	<u>モード5および6において、ファンが手動起動可能であることを確認する。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>当直課長</u>
<u>Bアニュラス循環フィルタユニット</u>	<u>フィルタのよう素除去効率（総合除去効率）が95%以上であることを確認する。</u>	<u>定期検査時</u>	<u>原子炉</u> <u>保修課長</u>
<u>窒素ポンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）</u>	<u>モード1、2、3、4、5および6において、ポンベの1次側圧力により使用可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>原子炉</u> <u>保修課長</u>

※4：運転中のファンについては、運転状態により確認する。



(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>	
<u>モード1、2、3および4</u>	<u>A. Bアニュラス循環系が動作不能である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、1台の余熱除去ポンプを起動し、動作可能であることを確認する※<sup>4</sup>とともに、その他の設備※<sup>5</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および <u>A.2 当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>表60-3</u> <u>A.2の初回確認完了後4時間</u>  <u>72時間</u>	
	<u>B. 代替空気（窒素）システムが動作不能である場合</u>	<u>B.1 当直課長は、1台の余熱除去ポンプを起動し、動作可能であることを確認する※<sup>4</sup>とともに、その他の設備※<sup>5</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および <u>B.2 原子炉保修課長は、代替措置※<sup>6</sup>を検討し原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u> および <u>B.3 当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>4時間</u>  <u>72時間</u>  <u>10日</u>	
		<u>C. 条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>C.1 当直課長は、モード3にする。</u> および <u>C.2 当直課長は、モード5にする。</u>	<u>12時間</u>  <u>56時間</u>
			<u>モード5および6</u>	<u>A. Bアニュラス循環系が動作不能である場合</u> または <u>代替空気（窒素）システムが動作不能である場合</u>

※5：残りの余熱除去ポンプ1台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※6：代替品の補充等。

表 85-12 使用済燃料ピットの冷却等のための設備

85-12-1 海水から使用済燃料ピットへの注水

(1) 運転上の制限

<u>項目</u>	<u>運転上の制限</u>	
<u>海水から使用済燃料ピットへの注水</u>	<u>送水車による海水から使用済燃料ピットへの注水系2系統が動作可能であること</u>	
<u>適用モード</u>	<u>設備</u>	<u>所要数</u>
<u>使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間</u>	<u>送水車</u>	<u>1台×2</u>
	<u>軽油用ドラム缶</u>	<u>※1</u>

※1：「85-12-4 軽油用ドラム缶による燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

<u>項目</u>	<u>確認事項</u>	<u>頻度</u>	<u>担当</u>
<u>送水車</u>	<u>ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないこと、および吐出圧力が [ ] MPa以上、容量が [ ] m<sup>3</sup>/h以上であることを確認する。</u>	<u>1年に1回</u>	<u>タービン 保修課長</u>
	<u>ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>タービン 保修課長</u>

(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間</u>	<u>A. 動作可能な海水から使用済燃料ピットへの注水系が2系統未満となった場合</u>	<u>A.1 当直課長は、使用済燃料ピット水位がEL 31.0 m以上および水温が 65 °C以下であることを確認する。</u> <u>および</u> <u>A.2 原子燃料課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> <u>および</u> <u>A.3 原子燃料課長は、代替措置※2を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>
	<u>B. 動作可能な海水から使用済燃料ピットへの注水系が1系統未満となった場合</u>	<u>B.1 原子燃料課長は、A.3に基づく代替措置を確保するまでの間、使用済燃料ピット内での照射済燃料の移動を中止する※3。</u>	<u>速やかに</u>

※2：代替品の補充等。

※3：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

85-12-2 使用済燃料ピットへのスプレイ

(1) 運転上の制限

<u>項目</u>	<u>運転上の制限</u>	
<u>使用済燃料ピットへのスプレイ系</u>	<u>(1) 使用済燃料ピットへのスプレイ系のうち屋外に配備する設備について2系統<sup>※1</sup>が動作可能であること</u> <u>(2) 使用済燃料ピットへのスプレイ系のうち屋内に配備する設備について1系統<sup>※2</sup>が動作可能であること</u>	
<u>適用モード</u>	<u>設備</u>	<u>所要数</u>
<u>使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間</u>	<u>送水車</u>	<u>1台 x 2</u>
	<u>スプレイヘッド</u>	<u>2個</u>
	<u>軽油用ドラム缶</u>	<u>※3</u>

※1：1系統とは、屋外に配備する送水車1台

※2：1系統とは、屋内に配備するスプレイヘッド2個（1セット1個、予備機1個を含む）。

※3：「85-12-4 軽油用ドラム缶による燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

<u>項目</u>	<u>確認事項</u>	<u>頻度</u>	<u>担当</u>
<u>送水車</u>	<u>ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないこと、および吐出圧力が <input type="text"/> MPa以上、容量が <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h以上であることを確認する。</u>	<u>1年に1回</u>	<u>タービン 保修課長</u>
	<u>ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>タービン 保修課長</u>
<u>スプレイヘッド</u>	<u>所要数が使用可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>原子燃料 課長</u>

(3) 要求される措置

適用 モード	条 件	要求される措置	完了時間
使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	A. <u>使用済燃料ピットへのスプレイ系のうち動作可能な屋外に配備する設備が2系統未満となった場合</u>	<p>A.1 <u>当直課長は、使用済燃料ピット水位がEL 31.0 m以上および水温が65 °C以下であることを確認する。</u></p> <p>および</p> <p>A.2 <u>原子燃料課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u></p> <p>および</p> <p>A.3 <u>原子燃料課長は、代替措置<sup>※4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</u></p>	<p><u>速やかに</u></p> <p><u>速やかに</u></p> <p><u>速やかに</u></p>
	B. <u>使用済燃料ピットへのスプレイ系のうち動作可能な屋外に配備する設備が1系統未満となった場合</u>	B.1 <u>原子燃料課長は、A.3に基づく代替措置を確保するまでの間、使用済燃料ピット内での照射済燃料の移動を中止する<sup>※5</sup>。</u>	<u>速やかに</u>
	C. <u>使用済燃料ピットへのスプレイ系のうち動作可能な屋内に配備する設備が1系統未満となった場合</u>	<p>C.1 <u>当直課長は、使用済燃料ピット水位がEL 31.0 m以上および水温が65 °C以下であることを確認する。</u></p> <p>および</p> <p>C.2 <u>原子燃料課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u></p> <p>および</p> <p>C.3 <u>原子燃料課長は、代替措置<sup>※4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</u></p> <p>および</p> <p>C.4 <u>原子燃料課長は、C.3に基づく代替措置を確保するまでの間、使用済燃料ピット内での照射済燃料の移動を中止する<sup>※5</sup>。</u></p>	<p><u>速やかに</u></p> <p><u>速やかに</u></p> <p><u>速やかに</u></p> <p><u>速やかに</u></p>

※4：代替品の補充等。

※5：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

85-12-3 使用済燃料ピットの監視

機能		所要数		適用モード	条件	所要数を満足できない場合の措置※1		確認事項		頻度	担当
設備	設置	所要数	所要数			措置	完了時間	項目			
使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位(広域)※2	1個	1個	使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	A. 動作可能な設備が所要数を満足していない場合	A.1 当直課長は、使用済燃料ピット水位が31.0 m以上および水温が 65 °C以下であることを確認する。 および A.2 計装保修課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A.3 原子燃料課長は、使用済燃料ピット内の照射済燃料の移動を中止する※3。 および A.4 原子燃料課長は、代替措置※4を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに	使用済燃料ピット水位計(広域)、使用済燃料ピット温度計(AM用)、使用済燃料ピットエリア監視カメラ(使用済燃料ピットエリア監視カメラを含む)、可搬式使用済燃料ピット水位計および可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタの機能検査を実施する。	定期検査時	計装保修課長	
	使用済燃料ピット温度(A M用)	1個	1個				速やかに	可搬式使用済燃料ピット水位計および可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	計装保修課長	
	使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を含む)	1個	1個				速やかに	使用済燃料ピット水位計(広域)および使用済燃料ピット温度計(AM用)が動作不能でないことを指示値により確認する。	1ヶ月に1回	当直課長	
	可搬式使用済燃料ピット水位	1個	1個				速やかに	使用済燃料ピットエリア監視カメラが動作不能でないことを画像により確認する。	1ヶ月に1回	当直課長	
可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ	2個	2個						使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	計装保修課長	

8.5-1-2-3 (続き) 使用済燃料ピットの監視

機能	設備	所要数	適用モード	所要数を満足できない場合の措置※1		確認事項	項目	頻度	担当
				条件	措置				
使用済燃料ピットの監視	空冷式非常用発電装置	「8.5-1.5-1	空冷式非常用発電装置からの給電」	において運転上の制限を定める。					
	燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ	「8.5-1.5-6	燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプ	による燃料補給設備」	において運転上の制限を定める。				

※1：所要数ごとに個別の条件が適用される。

※2：動作可能な当該設備が所要数を満足しない場合において、可搬式使用済燃料ピット水位の所要数が動作可能である場合、運転上の制限を満足してはみさない。

※3：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

※4：代替品の補充等。

85-12-4 軽油用ドラム缶による燃料補給設備

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
軽油用ドラム缶による燃料補給設備	6,180 リットル以上であること	
適用モード	設備	所要数
モード1、2、3、4、5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	軽油用ドラム缶	6,180 リットル

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
軽油用ドラム缶	油量を確認する。	1ヶ月に1回	タービン保修課長

(3) 要求される措置

適用モード	条件	要求される措置	完了時間
モード1、2、3および4	A. 軽油用ドラム缶の油量が運転上の制限を満足していない場合	A.1 タービン保修課長は、軽油用ドラム缶の油量を制限値内に回復させる。	48時間
	B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、燃料補給を要する重大事故等対処設備 <sup>※1</sup> を動作不能 <sup>※2</sup> とみなす。	速やかに
モード5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	A. 軽油用ドラム缶の油量が運転上の制限を満足していない場合	A.1 タービン保修課長は、軽油用ドラム缶の油量を制限値内に回復させる措置を開始する。 および A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。 および A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに

※1：燃料補給を要する重大事故等対処設備とは、送水車をいう。

※2：当該可搬型設備の運転上の制限は個別に適用される。

表 85-13 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

85-13-1 大気への拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火

(1) 運転上の制限

<u>項目</u>	<u>運転上の制限</u>	
<u>原子炉格納容器、アニュラス部への放水</u> <u>原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水</u> <u>航空機燃料火災への泡消火</u>	<u>大容量ポンプおよび放水砲による放水系 1 系統※<sup>1</sup>が動作可能であること</u>	
<u>適用モード</u>	<u>設備</u>	<u>所要数</u>
<u>モード 1、2、3、4、5、6</u> <u>および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間</u>	<u>大容量ポンプ（放水砲用）</u>	<u>2 台</u>
	<u>放水砲</u>	<u>2 台</u>
	<u>泡混合器</u>	<u>1 台</u>
	<u>燃料油貯蔵タンク</u>	<u>※ 2</u>
	<u>タンクローリー</u>	<u>※ 2</u>
	<u>燃料油移送ポンプ</u>	<u>※ 2</u>

※ 1：1 系統とは、大容量ポンプ 2 台（予備機 1 台含む）、放水砲 2 台（予備機 1 台含む）および泡混合器 1 台。

※ 2：「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

<u>項目</u>	<u>確認事項</u>	<u>頻度</u>	<u>担当</u>
<u>大容量ポンプ（放水砲用）</u>	<u>ポンプを起動し、運転状態に異常がないこと、および吐出圧力が <input type="text"/> MPa 以上、容量が <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h 以上であることを確認する。</u>	<u>1 年に 1 回</u>	<u>タービン 保守課長</u>
	<u>ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。</u>	<u>3 ヶ月に 1 回</u>	<u>タービン 保守課長</u>
<u>放水砲</u>	<u>所要数が使用可能であることを確認する。</u>	<u>3 ヶ月に 1 回</u>	<u>タービン 保守課長</u>
<u>泡混合器</u>	<u>所要数が使用可能であることを確認する。</u>	<u>3 ヶ月に 1 回</u>	<u>タービン 保守課長</u>



(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、2、3および4</u>	<u>A. 放水系が動作不能である場合</u>	<p><u>A.1 当直課長は、AおよびBまたはCおよびDのいずれか2台の内部スプレポンプを起動し、動作可能であること、その他の設備<sup>※3</sup>が動作可能であること、ならびに使用済燃料ピット水位がEL 31.0 m以上および水温が 65 °C以下であることを確認する。</u></p> <p><u>および</u></p> <p><u>A.2 タービン保修課長は、代替措置<sup>※4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u></p> <p><u>および</u></p> <p><u>A.3 タービン保修課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u></p>	<p><u>4時間</u></p> <p><u>72時間</u></p> <p><u>10日</u></p>
	<u>B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<p><u>B.1 当直課長は、モード3にする。</u></p> <p><u>および</u></p> <p><u>B.2 当直課長は、モード5にする。</u></p>	<p><u>12時間</u></p> <p><u>56時間</u></p>
<u>モード5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間</u>	<u>A. 放水系が動作不能である場合</u>	<p><u>A.1 タービン保修課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u></p> <p><u>および</u></p> <p><u>A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</u></p> <p><u>および</u></p> <p><u>A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合1次系保有水を回復する措置を開始する。</u></p> <p><u>および</u></p> <p><u>A.4 タービン保修課長は、代替措置<sup>※4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</u></p> <p><u>および</u></p> <p><u>A.5 当直課長は、使用済燃料ピット水位がEL 31.0 m以上および水温が 65 °C以下であることを確認する。</u></p>	<p><u>速やかに</u></p> <p><u>速やかに</u></p> <p><u>速やかに</u></p> <p><u>速やかに</u></p> <p><u>速やかに</u></p>

※3：残りの内部スプレポンプ2台については、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※4：代替品の補充等。

85-13-2 海洋への拡散抑制

(1) 運転上の制限

<u>項目</u>	<u>運転上の制限</u>	
<u>海洋への拡散抑制</u>	<u>所要数が使用可能であること</u>	
<u>適用モード</u>	<u>設備</u>	<u>所要数</u>
<u>モード1、2、3、4、5、6 および使用済燃料ピットに燃 料体を貯蔵している期間</u>	<u>シルトフェンス</u>	<u>2組<sup>※1</sup></u>

※1：取水口側 高さ約 10 m／幅約 80 m（幅約 20 m／本を4本で1組として2組）  
放水口側 高さ約 6 m／幅約 20 m（幅約 10 m／本を2本で1組として2組）

(2) 確認事項

<u>項目</u>	<u>確認事項</u>	<u>頻度</u>	<u>担当</u>
<u>シルトフェンス</u>	<u>所要数が使用可能であることを確認 する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>タービン 保修課長</u>

(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、2、3および4</u>	<u>A. 所要数を満足していない場合</u>	<u>A.1 当直課長は、AおよびBまたはCおよびDのいずれか2台の内部スプレポンプを起動し、動作可能であること、その他の設備<sup>※2</sup>が動作可能であること、ならびに使用済燃料ピット水位がEL 31.0 m以上および水温が65℃以下であることを確認する。</u> <u>および</u> <u>A.2 タービン保修課長は、代替措置<sup>※3</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u> <u>および</u> <u>A.3 タービン保修課長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する</u>	<u>4時間</u>   <u>72時間</u>  <u>10日</u>
	<u>B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>B.1 当直課長は、モード3にする。</u> <u>および</u> <u>B.2 当直課長は、モード5にする。</u>	<u>12時間</u>  <u>56時間</u>
<u>モード5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間</u>	<u>A. 所要数を満足していない場合</u>	<u>A.1 タービン保修課長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> <u>および</u> <u>A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</u> <u>および</u> <u>A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）およびモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</u> <u>および</u> <u>A.4 タービン保修課長は、代替措置<sup>※3</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>   <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>

※2：残りの内部スプレポンプ2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※3：代替品の補充等。

表 85-14 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

85-14-1 海水を用いた復水タンクへの補給

(1) 運転上の制限

<u>項目</u>	<u>運転上の制限</u>	
<u>海水を用いた復水タンクへの補給</u>	<u>海水を用いた復水タンクへの補給系2系統が動作可能であること</u>	
<u>適用モード</u>	<u>設備</u>	<u>所要数</u>
<u>モード1、2、3、4、5</u>	<u>送水車</u>	<u>1台×2</u>
<u>および6</u>	<u>軽油用ドラム缶</u>	<u>※1</u>

※1：「85-12-4 軽油用ドラム缶による燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

<u>項目</u>	<u>確認事項</u>	<u>頻度</u>	<u>担当</u>
<u>送水車</u>	<u>ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないこと、および吐出圧力が <input type="text"/> MPa 以上、容量が <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h 以上であることを確認する。</u>	<u>1年に1回</u>	<u>タービン 保修課長</u>
	<u>モード1、2、3、4、5および6において、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>タービン 保修課長</u>

(3) 要求される措置

適用 モード	条 件	要求される措置	完了時間
モード 1、2、3 および4	A. <u>動作可能な復水タンクへの海水供給系が2系統未満である場合</u>	<p>A.1 <u>当直課長は、復水タンクの水量が 513 m<sup>3</sup> 以上であることを確認する。</u>  <u>および</u>            A.2.1 <u>当直課長は、当該系統と同等の機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※2</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※3</sup>。</u>  <u>または</u>            A.2.2 <u>タービン保修課長は、代替措置<sup>※4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u>  <u>および</u>            A.3 <u>タービン保修課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u></p>	<p><u>4時間</u></p> <p><u>10日</u></p> <p><u>10日</u></p> <p><u>30日</u></p>
	B. <u>動作可能な復水タンクへの海水供給系が1系統未満である場合</u>	<p>B.1 <u>当直課長は、復水タンクの水量が 513 m<sup>3</sup> 以上であることを確認する。</u>  <u>および</u>            B.2.1.1 <u>当直課長は、当該系統と同等の機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※2</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※3</sup>。</u>  <u>および</u>            B.2.1.2 <u>タービン保修課長は、動作不能となっている当該系の少なくとも1系統を動作可能な状態に復旧する。</u>  <u>または</u>            B.2.2.1 <u>タービン保修課長は、代替措置<sup>※4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u>  <u>および</u>            B.2.2.2 <u>タービン保修課長は、動作不能となっている当該系の少なくとも1系統を動作可能な状態に復旧する。</u></p>	<p><u>4時間</u></p> <p><u>72時間</u></p> <p><u>30日</u></p> <p><u>72時間</u></p> <p><u>10日</u></p>
	C. <u>条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<p>C.1 <u>当直課長は、モード3にする。</u>  <u>および</u>            C.2 <u>当直課長は、モード5にする。</u></p>	<p><u>12時間</u></p> <p><u>56時間</u></p>

(3) 要求される措置（続き）

<u>適用 モード</u>	<u>条 件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード 5 および 6</u>	<u>A. 動作可能な復 水タンクへの 海水供給系が 2系統未満で ある場合</u>	<u>A. 1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に 復旧する措置を開始する。</u> <u>および</u> <u>A. 2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行って いる場合は、水抜きを中止する。</u> <u>および</u> <u>A. 3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水） またはモード6（キャビティ低水位）の場 合、1次系保有水を回復する措置を開始す る。</u> <u>および</u> <u>A. 4 タービン係長は、代替措置<sup>※4</sup>を検討 し、原子炉主任技術者の確認を得て実施す る措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>

※2：1次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却系をいう。

※3：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。

※4：代替品の補充等。

85-14-2 燃料取替用水タンク

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
燃料取替用水タンク	(1) ほう素濃度が 2,600 ppm 以上であること※ <sup>1</sup> (2) ほう酸水量（有効水量）が 1,325 m <sup>3</sup> 以上であること ※ <sup>1</sup>	
適用モード	設備	所要量
モード1、2、3、4、5および6（キャビティ低水位）	燃料取替用水タンク	1,325 m <sup>3</sup>

※1：原子炉キャビティ水張り、水抜き期間においては、第85条に定める水源および炉心注入手段等が確保されていることを条件に、運転上の制限を満足していないとはみなさない。なお、原子炉キャビティ水張り期間とは、原子炉キャビティ水張り作業開始から水張り完了までの期間を、また、原子炉キャビティ水抜き期間とは、原子炉キャビティ水抜き作業開始から燃料取替用水タンク水位を回復するまでの期間をいう。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
燃料取替用水タンク	モード1、2、3、4、5および6（キャビティ低水位）において、ほう素濃度を確認する。	1ヶ月に1回	当直課長
	モード1、2、3、4、5および6（キャビティ低水位）において、ほう酸水量（有効水量）を確認する。	1週間に1回	当直課長

(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、2、3および4</u>	<u>A. 燃料取替用水タンクのほう酸水量が運転上の制限を満足していない場合</u>	<u>A.1 当直課長は、復水タンクの水量が 513 m<sup>3</sup>以上であることを確認する。</u> <u>および</u> <u>A.2 当直課長は、燃料取替用水タンク水量の運転上の制限を満足させる。</u>	<u>1時間</u>  <u>1時間</u>
	<u>B. 燃料取替用水タンクのほう素濃度が運転上の制限を満足していない場合</u>	<u>B.1 当直課長は、復水タンクの水量が 513 m<sup>3</sup>以上であることを確認する。</u> <u>および</u> <u>B.2 当直課長は、ほう素濃度を制限値内に回復させる。</u>	<u>1時間</u>  <u>8時間</u>
	<u>C. 条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>C.1 当直課長は、モード3にする。</u> <u>および</u> <u>C.2 当直課長は、モード5にする。</u>	<u>12時間</u>  <u>56時間</u>
<u>モード5および6（キャビティ低水位）</u>	<u>A. 燃料取替用水タンクのほう素濃度またはほう酸水量が運転上の制限を満足していない場合</u>	<u>A.1 当直課長は、運転上の制限を満足させる措置を開始する。</u> <u>および</u> <u>A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</u> <u>および</u> <u>A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>



85-14-3 復水タンク（燃料取替用水タンク補給系を含む）

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
復水タンク（有効水量） 復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給系	(1) 復水タンク（有効水量）が 513 m <sup>3</sup> 以上であること (2) 復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給系が使用可能であること	
適用モード	設備	所要量
モード1、2、3、4、5 および6	復水タンク	513 m <sup>3</sup>

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
復水タンク	モード1、2、3、4、5および6において、水量を確認する。	1日に1回	当直課長
復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給系	モード1、2、3、4、5および6において、外観点検にて補給系が使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直課長

(3) 要求される措置

適用モード	条件	要求される措置	完了時間
モード1、2、3 および4	A. 復水タンク水量が運転上の制限を満足していない場合	A.1 当直課長は、燃料取替用水タンクの水量が 1,325 m <sup>3</sup> 以上であることを確認する。 および A.2 当直課長は、復水タンク水量の運転上の制限を満足させる。	4時間  72時間
	B. 復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給系が使用不能の場合	B.1 当直課長は、燃料取替用水タンクの水量が 1,325 m <sup>3</sup> 以上であることを確認する。 および B.2 タービン保修課長は、当該システムと同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※1</sup> が動作可能であることを確認する <sup>※2</sup> 。 および B.3 当直課長は、当該システムを使用可能な状態に復旧する。	4時間  72時間  30日
	C. 条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 当直課長は、モード3にする。 および C.2 当直課長は、モード5にする。	12時間  56時間

(3) 要求される措置 (続き)

適用 モード	条 件	要求される措置	完了時間
モード5 および6	A. 復水タンク水量が運転上の制限を満足していない場合	<p>A.1 当直課長は、運転上の制限を満足させる措置を開始する。</p> <p>および</p> <p>A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</p> <p>および</p> <p>A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>
	B. 復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給系が使用不能の場合	<p>B.1 当直課長は、当該システムを使用可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>および</p> <p>B.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</p> <p>および</p> <p>B.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</p> <p>および</p> <p>B.4 タービン係長は、当該システムと同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※1</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※2</sup>措置を開始する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>

※1：可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水系および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系をいう。

※2：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録により行う。

表 85-15 電源設備

85-15-1 空冷式非常用発電装置からの給電

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
空冷式非常用発電装置からの給電	空冷式非常用発電装置による電源系 1 系統 <sup>※1</sup> が動作可能であること	
適用モード	設備	所要数
モード 1、2、3、4、5、6 および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	空冷式非常用発電装置	2 台
	燃料油貯蔵タンク	※2
	可搬式オイルポンプ	※2
	タンクローリー	※2
	燃料油移送ポンプ	※2

※1：1 系統とは、モード 1、2、3、4、5 および 6 において空冷式非常用発電装置 2 台、使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間において空冷式非常用発電装置 1 台。

※2：「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
空冷式非常用発電装置	発電機を起動し、運転状態（電圧等）に異常がないことを確認する。	定期検査時	発電室長
	発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回	当直課長

(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、2、3および4</u>	<u>A. 空冷式非常用発電装置2台による電源系が動作不能である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、1基のディーゼル発電機を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※3</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および <u>A.2 電気保修課長は、当該システムと同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※4</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※5</sup>。</u> および <u>A.3 当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>4時間</u>  <u>72時間</u>  <u>30日</u>
	<u>B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>B.1 当直課長は、モード3にする。</u> および <u>B.2 当直課長は、モード5にする。</u>	<u>12時間</u>  <u>56時間</u>
<u>モード5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間</u>	<u>A. 空冷式非常用発電装置2台<sup>※6</sup>による電源系が動作不能である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> および <u>A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</u> および <u>A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</u> および <u>A.4 電気保修課長は、当該システムと同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※4</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※5</sup>措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>

※3：残りのディーゼル発電機1基をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※4：電源車による電源系をいう。

※5：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。また、モード1、2、3、4、5および6において、「動作可能であること」とは、当該システムに要求される準備時間を満足させるために、当該システムと同等な機能を持つ重大事故等対処設備を設置し、ケーブルを接続する補完措置が完了していることを含む。

※6：使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間においては、空冷式非常用発電装置1台。

## 85-15-2 電源車からの給電

### (1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
電源車からの給電	電源車による電源系2系統が動作可能であること	
適用モード	設備	所要数
モード1、2、3、4、5、6 および使用済燃料ピットに燃料 体を貯蔵している期間	電源車	1台×2
	燃料油貯蔵タンク	※1
	タンクローリー	※1
	燃料油移送ポンプ	※1

※1：「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

### (2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
電源車	発電機を起動し、運転状態（電圧等）に異常がないことを確認する。	1年に1回	電気 保修課長
	発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	電気 保修課長

(3) 要求される措置

<u>適用 モード</u>	<u>条 件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
モード 1、 2、3 および 4	A. <u>動作可能な電源車による電源系が2系統未満である場合</u>	A.1 <u>当直課長は、1基のディーゼル発電機を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※2</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および A.2 <u>当直課長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※3</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※4</sup>。</u> および A.3 <u>電気保修課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>4時間</u>  <u>10日</u>  <u>30日</u>
	B. <u>動作可能な電源車による電源系が1系統未満である場合</u>	B.1 <u>当直課長は、1基のディーゼル発電機を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※2</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および B.2 <u>当直課長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※3</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※4</sup>。</u> および B.3 <u>電気保修課長は、動作不能となっている当該系の少なくとも1系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>4時間</u>  <u>72時間</u>  <u>30日</u>
	C. <u>条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	C.1 <u>当直課長は、モード3にする。</u> および C.2 <u>当直課長は、モード5にする。</u>	<u>12時間</u>  <u>56時間</u>

(3) 要求される措置（続き）

適用 モード	条 件	要求される措置	完了時間
モード5、6 および使用 済燃料ピツ トに燃料体 を貯蔵して いる期間	A. 動作可能な電 源車による電 源系が2系統 未満である場 合	<p>A.1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>および</p> <p>A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</p> <p>および</p> <p>A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</p> <p>および</p> <p>A.4 当直課長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※3が動作可能であることを確認する※4措置を開始する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>

※2：残りのディーゼル発電機1基をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※3：空冷式非常用発電装置をいう。

※4：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。

### 85-15-3 蓄電池（安全防護系用）からの給電

#### (1) 運転上の制限

<u>項目</u>	<u>運転上の制限</u>	
<u>蓄電池（安全防護系用）からの給電</u>	<u>蓄電池（安全防護系用）による電源系1系統<sup>※1</sup>が動作可能であること</u>	
<u>適用モード</u>	<u>設備</u>	<u>所要数</u>
<u>モード1、2、3、4、5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間</u>	<u>蓄電池（安全防護系用）</u>	<u>1組</u>

※1：1系統とは、蓄電池（安全防護系用）1組。

#### (2) 確認事項

<u>項目</u>	<u>確認事項</u>	<u>頻度</u>	<u>担当</u>
<u>蓄電池（安全防護系用）</u>	<u>蓄電池（安全防護系用）が健全であることを確認する。</u>	<u>定期検査時</u>	<u>発電室長</u>
	<u>蓄電池（安全防護系用）の浮動充電時の蓄電池端子電圧が126.5V以上であることを確認する。</u>	<u>1週間に1回</u>	<u>当直課長</u>



(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、2、3および4</u>	<u>A. 蓄電池（安全防護系用）による電源系の全てが動作不能である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、モード3にする。</u> <u>および</u> <u>A.2 当直課長は、モード5にする。</u> <u>および</u> <u>A.3 当直課長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※2</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※3</sup>措置を開始する。</u>	<u>12時間</u>  <u>56時間</u>  <u>速やかに</u>
<u>モード5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間</u>	<u>A. 蓄電池（安全防護系用）による電源系の全てが動作不能である場合</u>	<u>A.1 原子燃料課長は、照射済燃料の移動を中止する<sup>※4</sup>。</u> <u>および</u> <u>A.2 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> <u>および</u> <u>A.3 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。</u> <u>および</u> <u>A.4 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</u> <u>および</u> <u>A.5 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</u> <u>および</u> <u>A.6 当直課長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※2</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※3</sup>措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>

※2：空冷式非常用発電装置をいう。

※3：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。

※4：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

85-15-4 可搬式整流器からの給電

(1) 運転上の制限

<u>項目</u>	<u>運転上の制限</u>	
<u>可搬式整流器からの給電</u>	<u>可搬式整流器による電源系1系統※1が動作可能であること</u>	
<u>適用モード</u>	<u>設備</u>	<u>所要数</u>
<u>モード1、2、3、4、5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間</u>	<u>可搬式整流器</u>	<u>2個</u>
	<u>空冷式非常用発電装置</u>	<u>※2</u>
	<u>電源車</u>	<u>※3</u>
	<u>燃料油貯蔵タンク</u>	<u>※4</u>
	<u>可搬式オイルポンプ</u>	<u>※4</u>
	<u>タンクローリー</u>	<u>※4</u>
	<u>燃料油移送ポンプ</u>	<u>※4</u>

※1：1系統とは、可搬式整流器2個。

※2：「85-15-1 空冷式非常用発電装置からの給電」において運転上の制限を定める。

※3：「85-15-2 電源車からの給電」において運転上の制限を定める。

※4：「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

<u>項目</u>	<u>確認事項</u>	<u>頻度</u>	<u>担当</u>
<u>可搬式整流器</u>	<u>所要数が使用可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>電気 保修課長</u>

(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、2、3および4</u>	<u>A. 動作可能な可搬式整流器による電源系が1系統未満である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、1基のディーゼル発電機を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および <u>A.2 電気係課長は、代替措置<sup>※6</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u> および <u>A.3 電気係課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>4時間</u>  <u>72時間</u>  <u>10日</u>
	<u>B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>B.1 当直課長は、モード3にする。</u> および <u>B.2 当直課長は、モード5にする。</u>	<u>12時間</u>  <u>56時間</u>
<u>モード5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間</u>	<u>A. 動作可能な可搬式整流器による電源系が1系統未満である場合</u>	<u>A.1 電気係課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> および <u>A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</u> および <u>A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</u> および <u>A.4 当直課長は、代替措置<sup>※6</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>

※5：残りのディーゼル発電機1基をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※6：代替品の補充等。

85-15-5 代替所内電気設備からの給電

(1) 運転上の制限

<u>項目</u>	<u>運転上の制限</u>	
<u>代替所内電気設備からの給電</u>	<u>代替所内電気設備からの給電系が使用可能であること</u>	
<u>適用モード</u>	<u>設備</u>	<u>所要数</u>
<u>モード1、2、3、4、5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間</u>	<u>代替所内電気設備分電盤</u>	<u>3個</u>
	<u>代替所内電気設備変圧器</u>	<u>1個</u>
	<u>空冷式非常用発電装置</u>	<u>※1</u>
	<u>可搬式整流器</u>	<u>※2</u>
	<u>燃料油貯蔵タンク</u>	<u>※3</u>
	<u>可搬式オイルポンプ</u>	<u>※3</u>
	<u>タンクローリー</u>	<u>※3</u>
	<u>燃料油移送ポンプ</u>	<u>※3</u>

※1：「85-15-1 空冷式非常用発電装置からの給電」において運転上の制限を定める。

※2：「85-15-4 可搬式整流器からの給電」において運転上の制限を定める。

※3：「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

<u>項目</u>	<u>確認事項</u>	<u>頻度</u>	<u>担当</u>
<u>代替所内電気設備分電盤</u>	<u>代替所内電気設備からの給電系が使用可能であることを外観点検により確認する。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>電気 <u>保守課長</u></u>
<u>代替所内電気設備変圧器</u>			

(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、2、3および4</u>	<u>A. 代替所内電気設備からの給電系が使用不能である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、所内電気設備の系統電圧を確認し、使用可能であることを確認する。</u> および <u>A.2 当直課長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する。</u>	<u>4時間</u>  <u>72時間</u>
	<u>B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>B.1 当直課長は、モード3にする。</u> および <u>B.2 当直課長は、モード5にする。</u>	<u>12時間</u>  <u>56時間</u>
<u>モード5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間</u>	<u>A. 所要数を満足していない場合</u>	<u>A.1 当直課長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> および <u>A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</u> および <u>A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>

85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリー  
および燃料油移送ポンプによる燃料補給設備

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備	(1) 燃料油貯蔵タンクの油量が360 m <sup>3</sup> * <sup>1</sup> 以上あること (2) 可搬式オイルポンプの所要数が使用可能であること (3) タンクローリーの所要数が使用可能であること (4) 燃料油移送ポンプの所要数が使用可能であること	
適用モード	設備	所要数
モード1、2、3、4、5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	燃料油貯蔵タンク	360 m <sup>3</sup> * <sup>1</sup>
	可搬式オイルポンプ	2台* <sup>2</sup>
	タンクローリー	3台* <sup>3</sup>
	燃料油移送ポンプ	2台

※1：燃料油貯蔵タンク2基分。

※2：空冷式非常用発電装置の連続定格運転に必要な燃料を補給できる容量を有するもの。予備機1台含む。

※3：重大事故等対処設備の連続定格運転に必要な燃料を補給できる容量を有するもの。予備機1台含む。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
燃料油貯蔵タンク	油量を確認する。	1ヶ月に1回	当直課長
可搬式オイルポンプ	所要数が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	電気保修士長
タンクローリー	所要数が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	タービン保修士長
燃料油移送ポンプ	所要数が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	タービン保修士長

(3) 要求される措置

適用モード	条件	要求される措置	完了時間
モード1、2、3および4	A. 燃料油貯蔵タンクの油量が運転上の制限を満足していない場合	A.1 当直課長は、燃料油貯蔵タンクの油量を制限値内に回復させる。	48時間
	B. 可搬式オイルポンプ、タンクローリーまたは燃料油移送ポンプの所要数を満足していない場合	B.1 電気保修士長またはタービン保修士長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する。 または B.2 電気保修士長またはタービン保修士長は、代替措置* <sup>4</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	48時間 48時間

(3) 要求される措置 (続き)

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、2、3および4</u>	<u>C. 条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>C.1 当直課長は、燃料補給を要する重大事故等対処設備<sup>※5</sup>を動作不能<sup>※6</sup>とみなす。</u>	<u>速やかに</u>
<u>モード5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間</u>	<u>A. 燃料油貯蔵タンクの油量が運転上の制限を満足していない場合</u>	<u>A.1 当直課長は、燃料油貯蔵タンクの油量を制限値内に回復させる措置を開始する。</u> および <u>A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</u> および <u>A.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>
	<u>B. 可搬式オイルポンプ、タンクローリーまたは燃料油移送ポンプの所要数を満足していない場合</u>	<u>B.1 電気保修課長またはタービン保修課長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> および <u>B.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</u> および <u>B.3 当直課長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</u> および <u>B.4 電気保修課長またはタービン保修課長は、代替措置<sup>※4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>

※4：代替品の補充等。

※5：燃料補給を要する重大事故等対処設備とは、空冷式非常用発電装置、電源車、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、電源車（緊急時対策所用）、大容量ポンプおよび大容量ポンプ（放水砲用）をいう。

※6：当該可搬型設備の運転上の制限は個別に適用される。

表 8.5-1-16 計装設備

8.5-1-16-1 計装設備

分類	機能 <sup>※1</sup>		所要チャ ンネル数	適用 モード	所要チャ ンネル数	条件	措置 <sup>※3</sup>		項目	確認事項	
	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※2</sup>					措置	完了時間		頻度	担当
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材高温側広域温度	①主要パラメータの他ルーブ ②1次冷却材低温側広域温度	1	モード 1、2、3、 4、5および 6	1	A. 主要パラメータを計測する計器全てが動作不能である場合	A.1 当直課長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。 および A.2 計装係修課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A.3 計装係修課長は、当該計器を動作可能な状態にする。	機能検査を実施する。	定期検査時	計装係修課長	
	1次冷却材低温側広域温度	②1次冷却材高温側広域温度 ①1次冷却材低温側広域温度	1		1				動作不能でないことを指示値等により確認する。	1ヶ月に1回	当直課長
原子炉圧力容器内の圧力	[炉内温度] <sup>※4</sup>	①1次冷却材高温側広域温度 ②1次冷却材低温側広域温度	1		1				30日		
	冷却材圧力 (広域)	①主要パラメータの他チャネル ②1次冷却材高温側広域温度 ③1次冷却材低温側広域温度	1		1	B. 代替パラメータを計測する計器全てが動作不能である場合	B.1 当直課長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。 および B.2 計装係修課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および B.3 計装係修課長は、当該計器を動作可能な状態にする。		速やかに		
原子炉圧力容器内の水位	[加圧器圧力] <sup>※4</sup>	①冷却材圧力 (広域)	1		1				30日		
	加圧器水位	①主要パラメータの他チャネル ②原子炉水位	1		1				30日		
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	①加圧器水位	1		1	C. 1つの機能を確認する全ての計器が動作不能である場合 D. モード1、2、3および4において条件A、BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合 E. モード5および6において条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 計装係修課長は、当該機能の主要パラメータまたは、代替パラメータを1段階以上動作可能な状態に復旧する。 D.1 当直課長は、モード3にする。 および D.2 当直課長は、モード5にする。 E.1 原子燃料課長は、原子炉格納容器内での燃料の移動を中止する <sup>※5</sup> 。 および E.2 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。		7.2時間 1.2時間 5.6時間		
	[RCSノズルセンタ水位] <sup>※4</sup>	①1次冷却材高温側広域温度 ①1次冷却材低温側広域温度	1	モード 5および6	1				速やかに		

※1：プラント起動に伴う計器校正、真空ベンチングおよび原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合は、動作不能とはみなさない。  
 ※2：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。  
 ※3：チャネルごとに個別の条件が適用される。  
 ※4：〔 〕は多様性拡張設備を示す。多様性拡張設備は運転上の制限を適用しない。  
 ※5：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。



分類	機能※1		所要チャネル数	適用モード	所要チャネル数を満足できない場合の措置※3		項目	確認事項	
	主要パラメータ	代替パラメータ※2			条件	措置		項目	頻度
原子炉圧力容器への注水量	安全注入流量	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉水位 ④格納容器再循環サンプ水位(広域)	1	モード1、2、3、4、5および6	A. 主要パラメータを計測する計器全てが動作不能である場合	A.1 当直課長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。 および A.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A.3 計装保修課長は、当該計器を動作可能な状態にする。	機能検査を実施する。	定期検査時	計装保修課長
	補助安全注入流量	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉水位 ④格納容器再循環サンプ水位(広域)	1				動作不能でないことを指示値等により確認する。	1ヶ月に1回	当直課長
	余熱除去クーラ出口流量	①主要パラメータの他ループ ②燃料取替用水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉水位 ⑤格納容器再循環サンプ水位(広域)	1		B. 代替パラメータを計測する計器全てが動作不能である場合	B.1 当直課長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。 および B.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および B.3 計装保修課長は、当該計器を動作可能な状態にする。			
	恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉水位 ④格納容器再循環サンプ水位(広域)	1		C. 1つの機能を確認する全ての計器が動作不能である場合	C.1 計装保修課長は、当該機能の主要パラメータまたは、代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。			
	[充てん流量]※4	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉水位	1		D. モード1、2、3および4において条件A、BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合	D.1 当直課長は、モード3にする。 および D.2 当直課長は、モード5にする。			
	[アキュムレータ圧力]※4	①冷却材圧力(広域) ①1次冷却材低温側広域温度	1		E. モード5および6において条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	E.1 原子燃料課長は、原子炉格納容器内での燃料の移動を中止する※5。 および E.2 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。			
	[アキュムレータ水位(広域)]※4	①冷却材圧力(広域)	1						
	[内部スプレ系連絡消火水流量積算]※4	①1次冷却材低温側広域温度 ①余熱除去クーラ出口流量 ②加圧器水位 ③原子炉水位	1						

分類	機能※1		所要チャネル数	適用モード	所要チャネル数を満足できない場合の措置※3		項目	確認事項	
	主要パラメータ	代替パラメータ※2			条件	措置		完了時間	頻度
原子炉格納容器への注水量	格納容器スプレ流量積算	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ②格納容器再循環サンブ水位 (広域)	1	モード 1、2、3、 4、5および 6	A. 主要パラメータを計測する計器全てが動作不能である場合	A.1 当直課長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。 および A.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A.3 計装保修課長は、当該計器を動作可能な状態にする。	機能検査を実施する。 動作不能でないことを指示値等により確認する。	1ヶ月に1回	計装保修課長 当直課長
	恒設代替低圧注水ポンプ 出口流量積算	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ②格納容器再循環サンブ水位 (広域)	1		B. 代替パラメータを計測する計器全てが動作不能である場合	B.1 当直課長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。 および B.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および B.3 計装保修課長は、当該計器を動作可能な状態にする。	速やかに	30日	
	原子炉下部キャビティ注 水ポンプ出口流量積算	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ②格納容器再循環サンブ水位 (広域)	1		C. 1つの機能を確認する全ての計器が動作不能である場合	C.1 計装保修課長は、当該機能の主要パラメータまたは、代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。	速やかに	72時間	
	安全注入流量	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンブ水位 (広域)	1		D. モード1、2、3および4において条件A、BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合	D.1 当直課長は、モード3にする。 および D.2 当直課長は、モード5にする。	速やかに	12時間 56時間	
	補助安全注入流量	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンブ水位 (広域)	1		E. モード5および6において条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	E.1 原子燃料課長は、原子炉格納容器内の燃料の移動を中止する※5。 および E.2 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。	速やかに		
	余熱除去クローラ出口流量	①主要パラメータの他ループ ②燃料取替用水タンク水位 ③格納容器再循環サンブ水位 (広域)	1						
	[充てん流量] ※4		1						
	[内部スプレクローラ出口 流量] ※4		1						
	[内部スプレ系連絡消火 水流量積算] ※4		1						

分類	機能※1		所要チャヤ ンネル数	適用 モード	措置※3		項目	確認事項 頻度	担当
	主要パラメータ	代替パラメータ※2			条件	完了時間			
原子炉格納容器内の 温度	格納容器内温度	①主要パラメータの他チャヤ ンネル ②格納容器圧力 ③格納容器圧力 (広域)	1	モード 1、2、3、 4、5 およ び6	A. 主要パラメータを計 測する計器全てが動 作不能である場合 および A.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態で あることが運転員に明確に分かるよう な措置を講じる。 および A.3 計装保修課長は、当該計器を動作可能な 状態にする。	機能検査を実 施する。 動作不能でな いことを指示 値等により確 認する。	定期検査時	計装保 修課長 または 電気保 修課長※ 6	
	格納容器圧力	①主要パラメータの他チャヤ ンネル ②格納容器内温度	1		B. 代替パラメータを計 測する計器全てが動 作不能である場合 および B.2 計装保修課長または電気保修課長※6 は、当該計器が故障状態であることが 運転員に明確に分かるような措置を講 じる。 および B.3 計装保修課長または電気保修課長※6 は、当該計器を動作可能な状態にする。		1ヶ月に1回	当直課長	
原子炉格納容器内の 圧力	格納容器圧力 (広域)	①格納容器内温度	1		C. 1つの機能を確認す る全ての計器が動作 不能である場合 D. モード1、2、3および 4において条件A、 BまたはCの措置を 完了時間内に達成で きない場合 E. モード5および6に おいて条件Aまたは Bの措置を完了時間 内に達成できない場 合				
	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	①主要パラメータの他チャヤ ンネル ②格納容器再循環サンプ水位 (狭域) ③原子炉下部キャビティ水位 ③原子炉格納容器水位 ④燃料取替水タンク水位 ④復水タンク水位 ④格納容器スプレッド流量積算 ④相設代替低圧注水ポンプ出 口流量積算 ④原子炉下部キャビティ注水 ポンプ出口流量積算	1						
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	①格納容器再循環サンプ水位 (広域)	1						

※6：原子炉下部キャビティ水位および原子炉格納容器水位について実施する。

分類	機能※1		所要チャ ンネル数	適用 モード	所要チャ ンネル数を満足できない場合の措置※3		確認事項	項目	頻度	担当
	主要パラメータ	代替パラメータ※2			条件	措置				
原子炉格納容器内の水位	原子炉下部キャビティ水位	①格納容器再循環サンプ水位(広域) ②燃料取替用水タンク水位 ②復水タンク水位 ②格納容器スプレ流量積算 ②恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算 ②原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算	1	モード1、2、3、4、5および6	A. 主要パラメータを計測する計器全てが動作不能である場合 B. 代替パラメータを計測する計器全てが動作不能である場合	A.1 当直課長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。 および A.2 電気保修課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A.3 電気保修課長は、当該計器を動作可能な状態にする。 B.1 当直課長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。 および B.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および B.3 計装保修課長は、当該計器を動作可能な状態にする。	速やかに    速やかに  30日  速やかに  速やかに  30日	機能検査を実施する。    動作不能でないことを指示値等により確認する。	定期検査時	計装保修課長 または 電気保修課長※6 当直課長
	原子炉格納容器水位	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ①格納容器スプレ流量積算 ①恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算 ①原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算	1		C. 1つの機能を確認する全ての計器が動作不能である場合 D. モード1、2、3および4において条件A、BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合 E. モード5および6において条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 電気保修課長※6または計装保修課長は、当該機能の主要パラメータまたは、代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。 D.1 当直課長は、モード3にする。 および D.2 当直課長は、モード5にする。 E.1 原子燃料課長は、原子炉格納容器内の燃料の移動を中止する※5。 および E.2 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。	72時間   12時間 56時間  速やかに  速やかに			

分類	機能※1		所要チャ ンネル数	適用 モード	所要チャ ンネル数を満足できない場合の措置※3		確認事項	項目	頻度	担当
	主要パラメータ	代替パラメータ※2			条件	措置				
原子炉格納容器内の水素濃度	可搬型格納容器内水素濃度計測装置	①主要パラメータの予備 ②静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 ②原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置	1	モード 1、2、3、 4、5および 6	A. 主要パラメータを計測する計器全てが動作不能である場合 B. 代替パラメータを計測する計器全てが動作不能である場合	A.1 当直課長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。 および A.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A.3.1 計装保修課長は、当該計器を動作可能な状態にする。 または A.3.2 計装保修課長は、代替措置※7を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 B.1 当直課長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。 および B.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および B.3.1 計装保修課長は、当該計器を動作可能な状態にする。 または B.3.2 計装保修課長は、代替措置※7を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	可搬型格納容器内水素濃度計測装置が動作可能であることを確認する。 静的触媒式水素再結合装置温度監視装置の機能検査を実施する。	定期検査時	計装保修課長	
	可搬型格納容器内水素濃度計測装置	①主要パラメータの予備 ②静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 ②原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置	1	モード 1、2、3、 4、5および 6	C. 1つの機能を確認する全ての計器が動作不能である場合 D. モード1、2、3および4において条件A、BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合 E. モード5および6において条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 計装保修課長は、当該機能の主要パラメータまたは、代替パラメータを1段階以上動作可能な状態に復旧する。 D.1 当直課長は、モード3にする。 および D.2 当直課長は、モード5にする。 E.1 原子燃料課長は、原子炉格納容器内での燃料の移動を中止する※5。 および E.2 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。	静的触媒式水素再結合装置温度監視装置および原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の機能検査を実施する。	1ヶ月に1回	当直課長	
	可搬型格納容器内水素濃度計測装置	①主要パラメータの予備 ②静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 ②原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置	1	モード 1、2、3、 4、5および 6						

※7：代替品の補充等（可搬型格納容器内水素濃度計測装置に限る）。

分類	機能※1		所要チャ ンネル数	適用 モード	所要チャ ンネル数	条件	措置※3		項目	確認事項													
	主要パラメータ	代替パラメータ※2					完了時間	頻度		項目	頻度	担当											
アニオラス内の水素濃度	主要パラメータ 可搬型アニオラス内水素 濃度計測装置	①主要パラメータの予備	1	モード 1、2、3、 4、5および 6	A. 主要パラメータを計 測する計器全てが動 作不能である場合	A.1 当直課長は、代替パラメータが動作可 能であることを確認する。 および A.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態 であることが運転員に明確に分かる ような措置を講じる。 および A.3.1 計装保修課長は、当該計器を動作可 能な状態にする。 または A.3.2 計装保修課長は、代替措置※8を検討 し、原子炉主任技術者の確認を得て 実施する。	速やかに	機能検査を 実施する。	3ヶ月に1 回	計装保 修 課長	計装保 修 課長												
												B. 代替パラメータを計 測する計器全てが動 作不能である場合	B.1 当直課長は、主要パラメータが動作可 能であることを確認する。 および B.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態 であることが運転員に明確に分かる ような措置を講じる。 および B.3.1 計装保修課長は、当該計器を動作可 能な状態にする。 または B.3.2 計装保修課長は、代替措置※8を検討 し、原子炉主任技術者の確認を得て 実施する。	速やかに	30日	計装保 修 課長	計装保 修 課長						
																		C. 1つの機能を確認す る全ての計器が動作 不能である場合	C.1 計装保修課長は、当該機能の主要パラ メータまたは、代替パラメータを1手 段以上動作可能な状態に復旧する。 D.1 当直課長は、モード3にする。 および D.2 当直課長は、モード5にする。	72時間	12時間	計装保 修 課長	計装保 修 課長
												D. モード1、2、3お よび4において条件 A、BまたはCの措 置を完了時間内に達 成できない場合	E.1 原子燃料課長は、原子炉格納容器内で の燃料の移動を中止する。※5 および E.2 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃 度が低下する操作を全て中止する。	56時間	速やかに	計装保 修 課長	計装保 修 課長						

※8：代替品の補充等(可搬型アニオラス内水素濃度計測装置に限る)。

分類	機能※1		所要チャ ンネル数	適用 モード	所要チャ ンネル数を満足できない場合の措置※3		項目	確認事項			
	主要パラメータ	代替パラメータ※2			条件	措置		完了時間	頻度	担当	
原子炉格納容器内の放射線量率	主要パラメータ 格納容器内高レンジエリア モニタ (高レンジ)	①主要パラメータの他チャ ンネル	1	モード 1、2、3、 4、5および 6	A. 主要パラメータを計測 する計器全てが動作不 能である場合	A.1 当直課長は、代替パラメータが動作可能 であることを確認する。 および A.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態で あることが運転員に明確に分かるよう な措置を講じる。 および A.3 計装保修課長は、当該計器を動作可能な 状態にする。	機能検査を突 施する。	定期検査時	計装保修 課長		
	格納容器内高レンジエリア モニタ (低レンジ)	①主要パラメータの他チャ ンネル	1		B. 代替パラメータを計測 する計器全てが動作不 能である場合	B.1 当直課長は、主要パラメータが動作可能 であることを確認する。 および B.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態で あることが運転員に明確に分かるよう な措置を講じる。 および B.3 計装保修課長は、当該計器を動作可能な 状態にする。	動作不能でな いことを指示 同等により確 認する。	1ヶ月に1回	当直課長		
	[格納容器じんあいモニ タ] ※4	①格納容器内高レンジエリアモ ニタ (低レンジ)	1		C. 1つの機能を確認する 全ての計器が動作不能 である場合	C.1 計装保修課長は、当該機能の主要パラメ ータまたは、代替パラメータを1手段以 上動作可能な状態に復旧する。			7 2時間		
	[格納容器ガスモニタ] ※4	①格納容器内高レンジエリアモ ニタ (低レンジ)	1		D. モード1、2、3および 4において条件A、 BまたはCの措置を完 了時間内に達成できな い場合	D.1 当直課長は、モード3にする。 および D.2 当直課長は、モード5にする。			1 2時間 5 6時間		
	[格納容器入口エリアモニ タ] ※4	①格納容器内高レンジエリアモ ニタ (低レンジ)	1		E. モード5および6にお いて条件AまたはBの 措置を完了時間内に達 成できない場合	E.1 原子燃料課長は、原子炉格納容器内での 燃料の移動を中止する※5。 および E.2 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度 が低下する操作を全て中止する。			速やかに		
	[炉内計装区域エリアモニ タ] ※4	①格納容器内高レンジエリアモ ニタ (低レンジ)	1							速やかに	

分類	機能※1		所要チャ ンネル数	適用 モード	所要チャ ンネル数を満足できない場合の措置※3		確認事項		
	主要パラメータ	代替パラメータ※2			条件	措置	完了時間	項目	頻度
未 障 害 の 維 持 ま た は 監 視	出力領域中性子束	①主要パラメータの他チャ ンネル ②中間領域中性子束 ③1次冷却材高温側広域温度 ④1次冷却材低温側広域温度 ⑤ほう酸タンク水位	1	モード 1および2	A. 主要パラメータを計測 する計器全てが動作不 能である場合 および A.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態 であることが運転員に明確に分かるよ うな措置を講じる。 および A.3 計装保修課長は、当該計器を動作可能 な状態にする。	A.1 当直課長は、代替パラメータが動作可 能であることを確認する。 および A.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態 であることが運転員に明確に分かるよ うな措置を講じる。 および A.3 計装保修課長は、当該計器を動作可能 な状態にする。	機能検査を実施 する。 動作不能でない ことを指示値等 により確認す る。	定期検査時 1ヶ月に1回	計装保修 課長 当直課長
	中間領域中性子束	①主要パラメータの他チャ ンネル ②出力領域中性子束 ③中性子源領域中性子束※9 ④ほう酸タンク水位	1		B. 代替パラメータを計測 する計器全てが動作不 能である場合 および B.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態 であることが運転員に明確に分かるよ うな措置を講じる。 および B.3 計装保修課長は、当該計器を動作可能 な状態にする。	B.1 当直課長は、主要パラメータが動作可 能であることを確認する。 および B.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態 であることが運転員に明確に分かるよ うな措置を講じる。 および B.3 計装保修課長は、当該計器を動作可能 な状態にする。			
	中性子源領域中性子束※9	①主要パラメータの他チャ ンネル ②中間領域中性子束 ③ほう酸タンク水位	1		C. 1つの機能を確認する 全ての計器が動作不能 である場合 D. モード1および2にお いて条件A、Bまたは Cの措置を完了時間内 に達成できない場合	C.1 計装保修課長は、当該機能の主要パラ メータまたは、代替パラメータを1手 段以上動作可能な状態に復旧する。 D.1 当直課長は、モード3にする。			

※9：P-6以上において、中性子源領域中性子束は電源切となるが運転上の制限を満足しないとはみなさない。



分類	機能※1		所要チャ ンネル数	適用 モード	条件	措置※3		確認事項	
	主要パラメータ 〔中間領域起動率〕※4	代替パラメータ※2				項目	頻度	担当	
未 臨界の維持または監視	〔中性子源領域起動率〕※4	①中間領域中性子束	1	モード 2、3、4、 5および6	A. 代替パラメータを計測 する計器全てが動作不 能である場合	A.1 当直課長は、主要パラメータが動作可 能であることを確認する。 および A.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態 であることが運転員に明確に分かるよ うな措置を講じる。 および A.3 計装保修課長は、当該計器を動作可能 な状態にする。	機能検査を実 施する。	定期検査時	計装保修 課長
		①中性子源領域中性子束※9	1		B. 1つの機能を確認する 全ての計器が動作不能 である場合 C. モード2、3および4 において条件Aまたは Bの措置を完了時間内 に達成できない場合 D. モード5および6にお いて条件AまたはBの 措置を完了時間内に達 成できない場合	B.1 計装保修課長は、当該機能の主要パラ メータまたは、代替パラメータを1手 段以上動作可能な状態に復旧する。 C.1 当直課長は、モード3にする。 および C.2 当直課長は、モード5にする。 D.1 原子燃料課長は、原子炉格納容器内で の燃料の移動を中止する※5。 および D.2 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃 度が低下する操作を全て中止する。	動作不能でな いことを指示 個等により確 認する。	1ヶ月に1回	当直課長

分類	機能 <sup>※1</sup>		所要チャ ンネル数	適用 モード	所要チャ ンネル数		要件	措置 <sup>※3</sup>		項目	確認事項 頻度	担当
	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※2</sup>			要件	措置 <sup>※3</sup>						
最終ヒートシシクの確保	格納容器圧力	①主要パラメータの他チャ ンネル ②格納容器圧力(広域) ③格納容器内温度	1	モード 1、2、3、 4、5およ び6	A. 主要パラメータを計測 する計器全てが動作不 能である場合	A.1 当直課長は、代替パラメータが動作可 能であることを確認する。 および A.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態 であることが運転員に明確に分かるよ うな措置を講じる。 および A.3.1 計装保修課長は、当該計器を動作可 能な状態にする。 また A.3.2 計装保修課長は、代替措置 <sup>※10</sup> を検 討し、原子炉主任技術者の確認を得 て実施する。	速やかに	機能検査を実 施する。	定期検査時	計装保修 課長 および 原子炉保 修課長 <sup>※1</sup>		
	1次系冷却水タンク水位	①主要パラメータの他チャ ンネル ②格納容器循環冷却ユニ ット 入口温度/出口温度(SA)	1		B. 代替パラメータを計測 する計器全てが動作不 能である場合	B.1 当直課長は、主要パラメータが動作可 能であることを確認する。 および B.2 計装保修課長および原子炉保修課長 <sup>※</sup> が運転員に明確に分かるような措置を 講じる。 および B.3.1 計装保修課長および原子炉保修課長 <sup>※</sup> <sup>1,2</sup> は、当該計器を動作可能な状態に する。 または B.3.2 計装保修課長および原子炉保修課長 <sup>※</sup> <sup>1,2</sup> は、代替措置 <sup>※10</sup> を検討し、原子 炉主任技術者の確認を得て実施す る。	速やかに	格納容器循環 冷却ユニ ット入口温度/ 出口温度(S A)が動作可 能であること を確認する。	1ヶ月に1回	当直課長		
	[1次系冷却水タンク圧 力] <sup>※4</sup>	①格納容器内温度 ①格納容器圧力	1		C. 1つの機能を確認する 全ての計器が動作不能 である場合	C.1 計装保修課長および原子炉保修課長 <sup>※</sup> <sup>1,2</sup> は、当該機能の主要パラメータまた は、代替パラメータを1手段以上動作 可能な状態に復旧する。 D.1 当直課長は、モード3にする。 および D.2 当直課長は、モード5にする。	速やかに	1次系冷却水 タンク加圧ラ イン圧力が動 作可能である ことを確認す る。	3ヶ月に1回	原子炉保 修課長		
	格納容器循環冷却ユニ ット入口温度/出口温度(S A)	①主要パラメータの予備 ②格納容器内温度 ②格納容器圧力	1		D. モード1、2、3およ び4において条件A、 BまたはCの措置を完 了時間内に達成できな い場合	D.1 当直課長は、モード3にする。 および D.2 当直課長は、モード5にする。	速やかに					
	主蒸気圧力	①主蒸気発生器水位(広域) ②1次冷却材低温側広域温度 ③1次冷却材高温側広域温度	1		E. モード5および6にお いて条件AまたはBの 措置を完了時間内に達 成できない場合	E.1 原子炉燃料課長は、原子炉格納容器内で の燃料の移動を中止する <sup>※5</sup> 。 および E.2 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃 度が低下する操作を全て中止する。	速やかに					
	蒸気発生器水位(狭域)	①主蒸気発生器水位(狭域) ②1次冷却材低温側広域温度 ②1次冷却材高温側広域温度	1				速やかに					
	蒸気発生器水位(広域)	①主蒸気発生器水位(狭域) ②1次冷却材低温側広域温度 ②1次冷却材高温側広域温度	1				速やかに					
	補助給水流量	①主蒸気発生器水位(狭域) ②1次冷却材低温側広域温度 ②1次冷却材高温側広域温度	1				速やかに					
	[主蒸気流量] <sup>※4</sup>	①主蒸気発生器水位(狭域) ②1次冷却材低温側広域温度 ②1次冷却材高温側広域温度 ②補助給水流量	1				速やかに					

※10： 代替品の補充等(格納容器循環冷却ユニ  
ット入口温度/出口温度(SA) および1次系冷却水タンク加圧ライン圧力を除く)。  
※11： 格納容器循環冷却ユニ  
ット入口温度/出口温度(SA) および1次系冷却水タンク加圧ライン圧力について実施する。  
※12： 1次系冷却水タンク加圧ライン圧力について実施する。

分類	機能 <sup>※1</sup>		所要チャ ンネル数	適用 モード	所要チャ ンネル数を満足できない場合の措置 <sup>※3</sup>		確認事項		
	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※2</sup>			条件	措置	項目	頻度	担当
格納容器ハイパスの監視	主要パラメータ 蒸気発生器水位(狭域)	①主要パラメータの他チャ ンネル ②蒸気発生器水位(広域) ③主蒸気圧力 ③補助給水流量	1	モード 1、2、3、 4、5および 6	A. 主要パラメータを計測 する計器全てが動作不 能である場合	A.1 当直課長は、代替パラメータが動作可 能であることを確認する。 および A.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態 であることが運転員に明確に分かるよ うな措置を講じる。 および A.3 計装保修課長は、当該計器を動作可能 な状態にする。	機能検査を実 施する。	定期検査時	計装保修 課長
	主蒸気圧力	①主要パラメータの他チャ ンネル ②蒸気発生器水位(広域) ②補助給水流量	1		B. 代替パラメータを計測 する計器全てが動作不 能である場合	B.1 当直課長は、主要パラメータが動作可 能であることを確認する。 および B.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態 であることが運転員に明確に分かるよ うな措置を講じる。 および B.3 計装保修課長は、当該計器を動作可能 な状態にする。	動作不能でな いことを指示 値等により確 認する。	1ヶ月に1回	当直課長
	冷却材圧力(広域)	①主要パラメータの他チャ ンネル ②蒸気発生器水位(狭域) ②主蒸気圧力 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域) ③1次冷却材高温側広域温度 ③1次冷却材低温側広域温度	1		C. 1つの機能を確認する 全ての計器が動作不能 である場合 D. モード1、2、3およ び4において条件A、 BまたはCの措置を完 了時間内に達成できな い場合 E. モード5および6にお いて条件AまたはBの 措置を完了時間内に達 成できない場合	C.1 計装保修課長は、当該機能の主要パラ メータまたは、代替パラメータを1手 段以上動作可能な状態に復旧する。 D.1 当直課長は、モード3にする。 および D.2 当直課長は、モード5にする。 E.1 原子燃料課長は、原子炉格納容器内で の燃料の移動を中止する <sup>※5</sup> 。 および E.2 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃 度が低下する操作を全て中止する。	速やかに	72時間 12時間 56時間	

分類	機能※1		所要チャヤ ンネル数	適用 モード	所要チャヤ ンネル数を満足できない場合の措置※3		確認事項	項目	頻度	担当	
	主要パラメータ	代替パラメータ※2			条件	措置					完了時間
格納容器ハイバスの監視	[復水器空気抽出器ガスモニタ]※4	①蒸気発生器水位(狭域) ①主蒸気圧力	1	モード1、2、3、4、5および6	A. 代替パラメータを計測する計器全てが動作不能である場合 および A.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態で速やかにあることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A.3 計装保修課長は、当該計器を動作可能な状態にする。	A.1 当直課長は、主要パラメータが動作可能な速やかにであることを確認する。 および A.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態で速やかにあることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A.3 計装保修課長は、当該計器を動作可能な状態にする。	機能検査を実施する。 および 原子炉保修課長※1 3	動作不能でないことを指示値等により確認する。	1ヶ月に1回	計装保修課長 および 原子炉保修課長※1 3 当直課長	
	[蒸気発生器プロダウンスモニタ]※4	①蒸気発生器水位(狭域) ①主蒸気圧力	1		B. 1つの機能を確認する全ての計器が動作不能である場合 C. モード1、2、3および4において条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 計装保修課長は、当該機能の主要パラメータまたは、代替パラメータを1段階以上動作可能な状態に復旧する。 C.1 当直課長は、モード3にする。 および C.2 当直課長は、モード5にする。			72時間 12時間 56時間		
	[高感度型主蒸気管モニタ]※4	①蒸気発生器水位(狭域) ①主蒸気圧力	1								
	[補助建屋排気筒ガスモニタ]※4	①冷却材圧力(広域) ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位(広域) ①蒸気発生器水位(狭域) ①主蒸気圧力	1								
	[補助建屋サンプ水位]※4	①冷却材圧力(広域) ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位(広域) ①蒸気発生器水位(狭域) ①主蒸気圧力	1								
	[余熱除去ポンプ出口圧力]※4	①冷却材圧力(広域) ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位(広域) ①蒸気発生器水位(狭域) ①主蒸気圧力	1			D. モード5および6において条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	D.1 原子燃料課長は、原子炉格納容器内での燃料の移動を中止する※5。 および D.2 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。				
	[加圧器逃がしタンク圧力]※4	①冷却材圧力(広域) ①加圧器水位	1								
	[加圧器逃がしタンク水位]※4	①冷却材圧力(広域) ①加圧器水位	1								
	[加圧器逃がしタンク温度]※4	①冷却材圧力(広域) ①加圧器水位	1								

※13：補助建屋サンプ水位について実施する。

分類	機能※1		所要チャ ンネル数	適用 モード	所要チャ ンネル数を満足できない場合の措置※3		確認事項	
	主要パラメータ	代替パラメータ※2			条 件	措 置		項 目
水源の確保	主要パラメータ 燃料取替用水タンク水位	①主要パラメータの他チャ ンネル ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	1	モード 1、2、3、 4、5 およ び6	A. 主要パラメータを計測 する計器全てが動作不 能である場合	および A.1 当直課長は、代替パラメータが動作可 能であることを確認する。 A.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態 であることが運転員に明確に分かるよ うな措置を講じる。 および A.3 計装保修課長は、当該計器を動作可能 な状態にする。	機能検査を実 施する。  動作不能でな いことを指示 値等により確 認する。  1ヶ月に1回	計装保修 課長
	復水タンク水位	①主要パラメータの他チャ ンネル ②補助給水流量 ③格納容器スプレ積算流量 ③恒設代替低圧注水ポンプ出口 流量積算 ③原子炉下部キャビティ注水ポ ンプ出口流量積算	1		B. 代替パラメータを計測 する計器全てが動作不 能である場合	および B.1 当直課長は、主要パラメータが動作可 能であることを確認する。 および B.2 計装保修課長は、当該計器が故障状態 であることが運転員に明確に分かるよ うな措置を講じる。 および B.3 計装保修課長は、当該計器を動作可能 な状態にする。	速やかに  速やかに  30日	
	ほう酸タンク水位	①主要パラメータの他ルー プ ②出力領域中性子束 ②中間領域中性子束 ②中性子源領域中性子束※9	1		C. 1つの機能を確認する 全ての計器が動作不能 である場合 D. モード1、2、3およ び4において条件A、 BまたはCの措置を完 了時間内に達成できな い場合 E. モード5および6にお いて条件AまたはBの 措置を完了時間内に達 成できない場合	C.1 計装保修課長は、当該機能の主要パラ メータまたは、代替パラメータを1手 段以上動作可能な状態に復旧する。 D.1 当直課長は、モード3にする。 および D.2 当直課長は、モード5にする。 E.1 原子燃料課長は、原子炉格納容器内で の燃料の移動を中止する※5。 および E.2 当直課長は、1次冷却材中のほう素濃 度が低下する操作を全て中止する。	72時間  12時間 56時間  速やかに  速やかに	

85-16-2 可搬型計測器

設備	所要数	適用モード	措置		完了時間	確認事項	
			条件	項目			
可搬型計測器	40個	モード1、2、3 および4	所要数を満足できない場合の措置	項目	30日	機能検査を実施する。	
			条件	項目			3ヶ月に1回
			A. 動作可能な設備が所要数を満足していない場合	A.1 計装保修課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または A.2 計装保修課長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	30日	動作可能であることを確認する。	
			B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、モード3にする。 および B.2 当直課長は、モード5にする。	12時間		
			A. 動作可能な設備が所要数を満足していない場合	A.1 計装保修課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 および A.2 計装保修課長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	56時間		
		モード5および6					

※1：代替品の補充等。

85-16-3 記録

設備	所要数・系統数	適用モード	所要数・系統数を満足できない場合の措置		確認事項
			条件	措置	
格納容器循環冷暖房ユニット入口温度/出口温度 (SA)	3個	モード1、2、3、4、5および6	A. 動作可能な設備が所要数を満足していない場合	A.1 計装保修課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A.2 計装保修課長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	項目 機能検査を実施する。 動作可能であることを確認する。 頻度 定期検査時 3ヶ月に1回 担当 計装保修課長
安全パラメータ表示システム (SPDS) SPDS表示装置	1系列 1台	モード1、2、3、4、5および6	A. 動作可能な設備が所要数・系統数を満足していない場合	A.1 計装保修課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A.2 計装保修課長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	項目 動作可能であることを確認する。 頻度 1ヶ月に1回 担当 計装保修課長

※1：代替品の補充またはあらかじめ記録対象パラメータを定め、記録要員を確保すること等をいう。

表 85-17 中央制御室

85-17-1 居住性の確保および汚染の持ち込み防止

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
中央制御室非常用循環系 居住性確保設備 汚染の持ち込み防止設備	<u>(1) 中央制御室非常用循環系 1 系統以上が動作可能であること※<sup>1</sup></u> <u>(2) 可搬型照明(SA)、酸素濃度計および二酸化炭素濃度計の所要数が使用可能であること</u>	
適用モード	設備	所要数
モード 1、2、3、4、5、6 および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	中央制御室非常用循環ファン	1 台
	制御建屋送気ファン	1 台
	制御建屋循環ファン	1 台
	中央制御室非常用循環フィルタユニット	1 基
	可搬型照明(SA)	6 個
	酸素濃度計	1 個
	二酸化炭素濃度計	1 個
	空冷式非常用発電装置	※2
	燃料油貯蔵タンク	※3
	可搬式オイルポンプ	※3
	タンクローリー	※3
モード 1、2、3、4、5 および 6	燃料油移送ポンプ	※3
	B アニュラス循環ファン	※4
	B アニュラス循環フィルタユニット	※4
	窒素ポンベ (アニュラス循環系ダンパ作動用)	※4

※1：動作可能とは、ファンが手動起動（系統構成含む）できること、または運転中であることをいう。

※2：「85-15-1 空冷式非常用発電装置からの給電」において運転上の制限を定める。

※3：「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

※4：「85-11-1 水素排出、放射性物質の濃度低減」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
中央制御室非常用循環ファン	ファンを起動し、動作可能であることを確認する。	定期検査時	発電室長
制御建屋送気ファン 制御建屋循環ファン	ファンを起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>5</sup> 。	1ヶ月に1回	当直課長
中央制御室非常用循環フィルタユニット	フィルタのよう素除去効率（総合除去効率）が 95%以上であることを確認する。	定期検査時	原子炉 保修課長
可搬型照明(SA)	可搬型照明(SA)が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	電気保修課長
酸素濃度計	酸素濃度計が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理 課長
二酸化炭素濃度計	二酸化炭素濃度計が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理 課長

※5：運転中のファンについては、運転状態により確認する。



(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、2、3および4</u>	<u>A. 中央制御室非常用循環系の全ての系統が動作不能である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、1台の余熱除去ポンプを起動し、動作可能であることを確認する※6とともに、その他の設備※7が動作可能であることを確認する。</u> <u>および</u> <u>A.2 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>4時間</u>  <u>72時間</u>
	<u>B. 使用可能な可搬型照明(SA)、酸素濃度計または二酸化炭素濃度計が所要数を満足していない場合</u>	<u>B.1 電気保修課長および放射線管理課長は、使用可能な可搬型照明(SA)、酸素濃度計または二酸化炭素濃度計の所要数を満足させる。</u> <u>または</u> <u>B.2 電気保修課長および放射線管理課長は、代替措置※8を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u>	<u>10日</u>  <u>10日</u>
	<u>C. 条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>C.1 当直課長は、モード3にする。</u> <u>および</u> <u>C.2 当直課長は、モード5にする。</u>	<u>12時間</u>  <u>56時間</u>
<u>モード5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間</u>	<u>A. 中央制御室非常用循環系の全ての系統が動作不能である場合</u>	<u>A.1 当直課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> <u>および</u> <u>A.2 当直課長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。</u> <u>および</u> <u>A.3 当直課長は、モード5(1次冷却系非満水)またはモード6(キャビティ低水位)の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>
	<u>B. 使用可能な可搬型照明(SA)、酸素濃度計または二酸化炭素濃度計が所要数を満足していない場合</u>	<u>B.1 電気保修課長および放射線管理課長は、使用可能な可搬型照明(SA)、酸素濃度計または二酸化炭素濃度計の所要数を満足させる措置を開始する。</u> <u>または</u> <u>B.2 電気保修課長および放射線管理課長は、代替措置※8を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>

※6：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※7：残りの余熱除去ポンプ1台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※8：代替品の補充等。

表 8.5-1-18 監視測定設備

8.5-1-18-1 監視測定設備

機能	設備	所要数	適用モード	所要数を満足できない場合の措置※1		確認事項		
				条件	措置	項目	頻度	担当
放射線物質の濃度および放射線量の測定	可搬式モニタリングポスト	10個	モード1、2、3、4、5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	A. 動作可能な設備が所要数を満足していない場合	A.1 放射線管理課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A.2 放射線管理課長は、代替措置※2を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	可搬式モニタリングポストの機能検査を実施する。	1年に1回	放射線管理課長
	電離箱サーベイメータ	2個			速やかに	可搬式モニタリングポストが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理課長
可搬式放射線計測装置	可搬式ダストサンブラ	2個				電離箱サーベイメータの機能検査を実施する。	1年に1回	放射線管理課長
	汚染サーベイメータ	2個				電離箱サーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理課長
	NaIシンチレーションサーベイメータ	2個					1年に1回	放射線管理課長
	ZnSシンチレーションサーベイメータ	1個					3ヶ月に1回	放射線管理課長
	β線サーベイメータ	1個					1年に1回	放射線管理課長
	小型船舶	1台					小型船舶が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回

※1：設備毎に個別の条件が適用される。

※2：代替品の補充等。

項目	設備	所要数	適用モード	所要数を満足できない場合の措置※1		確認事項		
				条件	措置	項目	頻度	担当
風向、風速その他の気象条件の測定	可搬型気象観測装置	1個	モード1、2、3、4、5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	A. 動作可能な設備が所要数を満足していない場合	A.1 計装保修課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A.2 計装保修課長は、代替措置※2を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	可搬型気象観測装置の機能検査を実施する。	1年に1回	計装保修課長
	可搬型気象観測装置が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	計装保修課長					
電源確保	空冷式非常用発電装置			「85-15-1 空冷式非常用発電装置からの給電」において運転上の制限を定める。				
	燃料油貯蔵タンク							
	可搬式オイルポンプ			「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。				
	タンクローリー							
	燃料油移送ポンプ							

表 85-19 緊急時対策所

85-19-1 代替電源設備からの給電

(1) 運転上の制限

<u>項目</u>	<u>運転上の制限</u>	
<u>電源車（緊急時対策所用）</u>	<u>電源車（緊急時対策所用）2台が動作可能であること</u>	
<u>適用モード</u>	<u>設備</u>	<u>所要数</u>
<u>モード1、2、3、4、5、6 および使用済燃料ピットに燃料 体を貯蔵している期間</u>	<u>電源車（緊急時対策所用）</u>	<u>1台×2<sup>※1</sup></u>
	<u>空冷式非常用発電装置</u>	<u>※2</u>
	<u>燃料油貯蔵タンク</u>	<u>※3</u>
	<u>可搬式オイルポンプ</u>	<u>※3</u>
	<u>タンクローリー</u>	<u>※3</u>
	<u>燃料油移送ポンプ</u>	<u>※3</u>

※1：緊急時対策所あたりの合計所要数。

※2：「85-15-1 空冷式非常用発電装置からの給電」において運転上の制限を定める。

※3：「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

<u>項目</u>	<u>確認事項</u>	<u>頻度</u>	<u>担当</u>
<u>電源車（緊急時 対策所用）</u>	<u>発電機を起動し、運転状態（電圧等）に異常がないことを確認する。</u>	<u>1年に1回</u>	<u>電気保修課長</u>
	<u>発電機を起動し、動作可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>電気保修課長</u>

(3) 要求される措置

<u>適用モード</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>モード1、2、3および4</u>	<u>A. 動作可能な電源車（緊急時対策所用）が2台未満である場合</u>	<u>A.1 電気保修課長は、電源車（緊急時対策所用）2台を動作可能な状態に復旧する。</u> <u>または</u> <u>A.2 電気保修課長は、代替措置※4を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u>	<u>30日</u>  <u>30日</u>
	<u>B. 動作可能な電源車（緊急時対策所用）が1台未満である場合</u>	<u>B.1 電気保修課長は、動作不能となっている電源車（緊急時対策所用）の少なくとも1台を動作可能な状態に復旧する。</u> <u>または</u> <u>B.2 電気保修課長は、代替措置※4を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u>	<u>10日</u>  <u>10日</u>
	<u>C. 条件AまたはBの措置を完了時間に達成できない場合</u>	<u>C.1 当直課長は、モード3にする。</u> <u>および</u> <u>C.2 当直課長は、モード5にする。</u>	<u>12時間</u>  <u>56時間</u>
<u>モード5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間</u>	<u>A. 動作可能な電源車（緊急時対策所用）が2台未満である場合</u>	<u>A.1 電気保修課長は、電源車（緊急時対策所用）2台を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> <u>および</u> <u>A.2 電気保修課長は、代替措置※4を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>

※4：代替品の補充等。

85-19-2 居住性の確保

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
緊急時対策所空気浄化系 緊急時対策所空気供給装置 居住性確保設備	<p>(1) 緊急時対策所空気浄化系1系統<sup>※1</sup>が動作可能であること</p> <p>(2) 空気供給装置の所要数が使用可能であること</p> <p>(3) 酸素濃度計および二酸化炭素濃度計の所要数が動作可能であること</p> <p>(4) 緊急時対策所内可搬型エリアモニタ、緊急時対策所外可搬型エリアモニタおよび可搬式モニタリングポストの所要数が動作可能であること</p>	
適用モード	設備	所要数
モード1、2、3、4、5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	緊急時対策所非常用空気浄化ファン	1台 <sup>※2</sup>
	緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット	1基 <sup>※2</sup>
	空気供給装置	360本 <sup>※2</sup>
	酸素濃度計	1個 <sup>※2</sup>
	二酸化炭素濃度計	1個 <sup>※2</sup>
	緊急時対策所内可搬型エリアモニタ	1個 <sup>※2</sup>
	緊急時対策所外可搬型エリアモニタ	1個 <sup>※2</sup>
	可搬式モニタリングポスト	※3

※1：1系統とは、緊急時対策所非常用空気浄化ファン1台および緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット1基。

※2：緊急時対策所あたりの合計所要数。

※3：「85-18-1 監視測定設備」において運転上の制限を定める。

## (2) 確認事項

<u>項目</u>	<u>確認事項</u>	<u>頻度</u>	<u>担当</u>
<u>緊急時対策所空気浄化系</u>	<u>緊急時対策所空気浄化系（ファンおよびフィルタユニット）が動作可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>原子炉 保修課長</u>
	<u>緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットよう素除去効率（総合除去効率）が99.75%（有機よう素）以上および99.99%（無機よう素）以上であることを確認する。</u>	<u>1年に1回</u>	<u>原子炉 保修課長</u>
<u>空気供給装置</u>	<u>空気供給装置の所要数が使用可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>原子炉 保修課長</u>
<u>酸素濃度計</u>	<u>酸素濃度計が使用可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>放射線管理 課長</u>
<u>二酸化炭素濃度計</u>	<u>二酸化炭素濃度計が使用可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>放射線管理 課長</u>
<u>緊急時対策所内可搬型 エリアモニタ</u>	<u>機能検査を実施する。</u>	<u>1年に1回</u>	<u>放射線管理 課長</u>
	<u>緊急時対策所内可搬型エリアモニタが動作可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>放射線管理 課長</u>
<u>緊急時対策所外可搬型 エリアモニタ</u>	<u>機能検査を実施する。</u>	<u>1年に1回</u>	<u>放射線管理 課長</u>
	<u>緊急時対策所外可搬型エリアモニタが動作可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>放射線管理 課長</u>

(3) 要求される措置

<u>適用 モード</u>	<u>条 件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
モード1、 2、3および 4	A. <u>動作可能な緊急時対策所内 可搬型エリアモニタまたは 緊急時対策所外可搬型エリ アモニタが所要数を満足し ていない場合</u>	A.1 <u>放射線管理課長は、当該設備を動 作可能な状態に復旧する措 置を開始する。</u> および A.2 <u>放射線管理課長は、代替措置*<sup>4</sup> を検討し原子炉主任技術者の 確認を得て実施する措 置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>
	B. <u>動作可能な緊急時対策所空 気浄化系が1系統未満であ る場合</u>	B.1 <u>原子炉保修課長は、当該設備を動 作可能な状態に復旧する。</u> または B.2 <u>原子炉保修課長は、代替措置*<sup>4</sup> を検討し原子炉主任技術者の 確認を得て実施する。</u>	<u>10日</u>  <u>10日</u>
	C. <u>使用可能な空気供給装置が 所要数を満足していない場 合</u>	C.1 <u>原子炉保修課長は、当該設備を使 用可能な状態に復旧する。</u> または C.2 <u>原子炉保修課長は、代替措置*<sup>4</sup> を検討し原子炉主任技術者の 確認を得て実施する。</u>	<u>10日</u>  <u>10日</u>
	D. <u>使用可能な酸素濃度計また は二酸化炭素濃度計が所要 数を満足していない場合</u>	D.1 <u>放射線管理課長は、当該設備を使 用可能な状態に復旧する。</u> または D.2 <u>放射線管理課長は、代替措置*<sup>4</sup> を検討し原子炉主任技術者の 確認を得て実施する。</u>	<u>10日</u>  <u>10日</u>
	E. <u>条件B、CまたはDの措置 を完了時間内に達成できな い場合</u>	E.1 <u>当直課長は、モード3にする。</u> および E.2 <u>当直課長は、モード5にする。</u>	<u>12時間</u>  <u>56時間</u>



## (3) 要求される措置 (続き)

適用 モード	条 件	要求される措置	完了時間
モード5、6 および使用済 燃料ピットに 燃料体を貯蔵 している期間	A. <u>動作可能な緊急時対策所 内可搬型エリアモニタま たは緊急時対策所外可搬 型エリアモニタが所要数 を満足していない場合</u>	A.1 <u>放射線管理課長は、当該設備を動 作可能な状態に復旧する措置を開 始する。</u> および A.2 <u>放射線管理課長は、代替措置※<sup>4</sup>を 検討し原子炉主任技術者の確認を 得て実施する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>
	B. <u>動作可能な緊急時対策所 空気浄化系が1系統未満 である場合</u>	B.1 <u>原子炉保修課長は、当該設備を動 作可能な状態に復旧する措置を開 始する。</u> および B.2 <u>原子炉保修課長は、代替措置※<sup>4</sup>を 検討し原子炉主任技術者の確認を 得て実施する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>
	C. <u>使用可能な空気供給装置 が所要数を満足していな い場合</u>	C.1 <u>原子炉保修課長は、当該設備を使 用可能な状態に復旧する措置を開 始する。</u> および C.2 <u>原子炉保修課長は、代替措置※<sup>4</sup>を 検討し原子炉主任技術者の確認を 得て実施する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>
	D. <u>使用可能な酸素濃度計ま たは二酸化炭素濃度計が 所要数を満足していない 場合</u>	D.1 <u>放射線管理課長は、当該設備を使 用可能な状態に復旧する措置を開 始する。</u> および D.2 <u>放射線管理課長は、代替措置※<sup>4</sup>を 検討し原子炉主任技術者の確認を 得て実施する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>

※4：代替品の補充等。

表 85-2-0 通信連絡を行うために必要な設備

85-2-0-1 通信連絡

機能	設備	所要数・系統数	通用モード	条件	所要数を満足できない場合の措置※2	完了時間	項目	頻度	担当
通信連絡設備	衛星電話(固定)	9台	モード1、2、3および4	A. 動作可能な衛星電話(固定、携帯)またはトランシーバーが所要数を満足していない場合 B. 動作可能な衛星電話(可搬)、携行型通話装置または緊急時衛星通報システムが所要数を満足していない場合 C. 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備※3が動作不能である場合 D. 動作可能なSPDS表示装置※4が所要数を満足していない場合 E. 安全パラメータ表示システム(SPDS)※4または安全パラメータ伝送システム※4が動作不能である場合 F. 条件A、B、C、DまたはEの措置を完了時間以内に達成できない場合	A1. 電気保修課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または A2. 電気保修課長は、代替措置※6を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 B1. 電気保修課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または B2. 電気保修課長は、代替措置※6を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 C1. 電気保修課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 電気保修課長は、代替措置※7を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 D1. 計装保修課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または D2. 計装保修課長は、代替措置※6を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 E1. 計装保修課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または E2. 計装保修課長は、代替措置※7を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 F1. 当直課長は、モード3にする。 および F2. 当直課長は、モード5にする。	10日※5 10日 10日※5 10日 10日 10日 10日 10日 10日	衛星電話(固定)の通話、通信確認を実施する。 衛星電話(携帯)およびトランシーバーの通話確認を実施する。 緊急時衛星通報システム、TV会議システム、IP電話およびIP-FAXの通話、通信確認を実施する。 衛星電話(可搬)および携行型通話装置の通話確認を実施する。 SPDS表示装置、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の伝送確認を実施する。	1ヶ月に1回 3ヶ月に1回 1ヶ月に1回 3ヶ月に1回 1ヶ月に1回 1ヶ月に1回 1ヶ月に1回 1ヶ月に1回 1ヶ月に1回	電気保修課長 電気保修課長 電気保修課長 電気保修課長 電気保修課長 電気保修課長 電気保修課長 計装保修課長
	衛星電話(携帯)	5台							
	衛星電話(可搬)	1台							
	トランシーバー	15台							
	携行型通話装置	12台							
	安全パラメータ表示システム(SPDS)	1系列※1							
	安全パラメータ伝送システム	1系列※1							
	SPDS表示装置	1台							
	緊急時衛星通報システム	1台							
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	TV会議システム IP電話 IP-FAX							

85-2-0-1 通信連絡 (続き)

項目	設備	所要数・系統数	適用モード	条件	措置※2	完了時間	項目	頻度	担当
通信連絡設備	衛星電話 (固定) 衛星電話 (携帯) 衛星電話 (可搬) トランシーバー	9台 5台 1台 15台	モード5、 6および使用済燃料ピットに燃料を貯蔵している期間	A. 動作可能な衛星電話 (固定、携帯) またはトランシーバーが所要数を満足していない場合 B. 動作可能な衛星電話 (可搬)、携帯型通話装置または緊急時衛星通報システムが所要数を満足していない場合	A1. 電気保修課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 電気保修課長は、代替措置※6を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。 B1. 電気保修課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および B2. 電気保修課長は、代替措置※6を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに※5	衛星電話 (固定) の通話、通信確認を実施する。 衛星電話 (携帯) およびトランシーバーの通信確認を実施する。	1ヶ月に1回 3ヶ月に1回	電気保修課長 電気保修課長
	携帯型通話装置 安全パラメータ表示システム (SPDS)	12台 1系列※1		C. 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備が※3動作不能である場合	C1. 電気保修課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および C2. 電気保修課長は、代替措置※7を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに※5	緊急時衛星通報システム、TV会議システム、IP電話およびIP-FAXの通話、通信確認を実施する。	1ヶ月に1回	電気保修課長
	SPDS表示装置 緊急時衛星通報システム 統合原子力防災ネットワーク IP電話	1台 1台 1系列※1		D. 動作可能なSPDS表示装置※4が所要数を満足していない場合 E. 安全パラメータ表示システム (SPDS) ※4または安全パラメータ伝送システム※4が動作不能である場合	D1. 計装保修課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および D2. 計装保修課長は、代替措置※6を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。 E1. 計装保修課長は、代替措置※7を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに※5	衛星電話 (可搬) および携帯型通話装置の通信確認を実施する。 SPDS表示装置、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の伝送確認を実施する。	1ヶ月に1回	計装保修課長
	空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプ 電源車 (緊急時対策用)		「85-15-1 空冷式非常用発電装置からの給電」において運転上の制限を定める。 「85-15-6 燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリーおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給設備」において運転上の制限を定める。 「85-19-1 代替電源設備からの給電」において運転上の制限を定める。						

※1：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については、A系またはB系のいずれかにより有線系、無線系または衛星系回線で所内および所外へ伝送可能であることをいう。統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については、TV会議システム、IP電話、IP-FAXのいずれかにより通信可能であることをいう。

※2：設備ごとに個別の条件が適用される。

- ※3：衛星携帯電話設備等の通信機器による通信手段を確保することを条件に行う計画的保守および機能試験による停止時（他の事業者等が所掌する設備の点検および試験に伴う停止を含む。）は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。
- ※4：サーバー切替等による一時的なデータ伝送停止は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。また、所要の確認対象パラメータを記録し、連絡する要員を確保することを条件に行う計画的保守および機能試験による停止時（他の事業者等が所掌する設備の点検および試験に伴うデータ伝送停止を含む。）は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。
- ※5：衛星電話（固定、携帯、可搬）、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム、緊急時衛星通報システム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について、原子炉設置者所掌外の設備（通信衛星等の他の事業者等が所掌する設備）の故障等により運転上の制限を逸脱した場合は、当該要求される措置を除外する。
- ※6：連絡要員の追加や、同種の通信機器の追加または他種の通信機器による通信手段の確保による措置をいう。
- ※7：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の代替措置は、所要の確認対象パラメータを記録し、連絡する要員を確保すること等をいう。統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については、通信機器の補充等をいう。

表 85-21 その他の設備

85-21-1 アクセスルートの確保

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
アクセスルートの確保	ブルドーザおよび油圧ショベルの所要数が動作可能であること	
適用モード	設備	所要数
モード1、2、3、4、5、6 および使用済燃料ピットに燃料 体を貯蔵している期間	ブルドーザ	2台
	油圧ショベル	1台

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
ブルドーザ	所要数が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	タービン係長
油圧ショベル	所要数が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	タービン係長

(3) 要求される措置

適用モード	条件	要求される措置	完了時間
モード1、2、3 および4	A. 所要数を満足していない場合	A.1 タービン係長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する。 または A.2 タービン係長は、代替措置 <sup>※1</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	10日 10日
	B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直係長は、モード3にする。 および B.2 当直係長は、モード5にする。	12時間 56時間
モード5、6 および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	A. 所要数を満足していない場合	A.1 タービン係長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A.2 当直係長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。 および A.3 当直係長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。 および A.4 タービン係長は、代替措置 <sup>※1</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに

※1：代替品の補充等。

(1次冷却系の耐圧・漏えい検査の実施)

第 86 条 モード4 および5において1次冷却系の耐圧・漏えい検査<sup>※1</sup>を実施する場合、表86-1で定める事項の適用を除外することができる。この場合、表86-2で定める事項を運転上の制限とする。

2. 前項を適用する場合、次の各号を実施する。

(1) 当直課長は、1次冷却系の昇温開始<sup>※2</sup>から適用を除外する前までに、表86-2で定める運転上の制限を満足していることを確認する<sup>※3</sup>。

(2) 当直課長は、1次冷却系の耐圧・漏えい検査終了後、表86-1で定める事項のうち検査のために適用を除外した事項について、復旧措置が行われ運転上の制限を満足していることを確認する<sup>※4</sup>。

3. 当直課長は、第1項で定める運転上の制限が満足されていないと判断した場合、表86-3の措置を講じる。

※1：1次冷却系の耐圧・漏えい検査とは、1次冷却材圧力を検査圧力に保持している期間をいう（以下、本条において同じ）。

※2：1次冷却系の昇温開始とは、1次冷却系の昇温のために1次冷却材ポンプを起動した時点をいう。

※3：原子炉格納容器隔離弁については、至近の記録、施錠管理の実施、区域管理の実施等により確認を行うことができる。

※4：復旧措置が適用モード外へ移行した後に行われている場合は、運転上の制限の確認を行う必要はない。

表 86-1

適用を除外する運転上の制限	
第 34 条 (計測および制御設備)	表 34-3 第 1 項、第 2 項および第 3 項
第 38 条 (1 次冷却系 - モード 4 -)	余熱除去系または蒸気発生器による熱除去系のうち、2 系統以上が動作可能であり、そのうち 1 系統以上が運転中であること
第 39 条 (1 次冷却系 - モード 5 (1 次冷却系満水) -)	(1) 余熱除去系 1 系統が運転中であること (2) 他の余熱除去系が動作可能または運転中であるか、2 基以上の蒸気発生器の水位 (狭域) が計器スパンの 5 % 以上であること
第 44 条 (加圧器安全弁)	全てが動作可能であること
第 46 条 (低温過加圧防護)	(1)-1 2 台の加圧器逃がし弁が低圧設定で動作可能であり、2 台の加圧器逃がし弁元弁が開状態であること (1)-2 1 台以上の加圧器安全弁が取り外されていること
第 53 条 (非常用炉心冷却系 - モード 4 -)	(2) 低圧注入系 1 系統以上が動作可能であること
第 56 条 (原子炉格納容器)	(3) 原子炉格納容器エアロックが動作可能であること (4) 原子炉格納容器隔離弁が動作可能であること
第 58 条 (原子炉格納容器スプレイ系)	(1) 2 系統が動作可能であること
第 60 条 (アニュラス循環系)	2 系統が動作可能であること

表 86-2

項目	運転上の制限
1次冷却系	余熱除去系または蒸気発生器による熱除去系(蒸気発生器の水位(狭域)が計器スパンの5%以上あること)のうち2系統以上が動作可能な状態であること※5
非常用炉心冷却系	低圧注入系1系統以上が動作可能な状態であること
原子炉格納容器	(1) 原子炉格納容器エアロックが閉止可能な状態であること (2) 原子炉格納容器隔離弁が閉止されているか、閉止可能な状態であること
原子炉格納容器スプレイ系	2系統が動作可能な状態であること
アニュラス循環系	2系統が動作可能な状態であること

※5：動作可能な状態であることとは、ポンプ、ファンが手動起動できること、または運転中であることをいう（以下、本条において同じ）。

表 86-3

条件	要求される措置	完了時間
A. 第1項で定める運転上の制限が満足されていない場合	A.1 当直課長は、当該項目を満足させる措置を開始する。 および	速やかに
	A.2 当直課長は、1次冷却材の温度および圧力を上昇する措置を中止する。 および	速やかに
	A.3 当直課長は、モード5にする。	20時間



(安全注入系逆止弁漏えい検査の実施)

第 86 条の 2 モード 4 および 5 において安全注入系逆止弁漏えい検査<sup>※1</sup>を実施する場合、表 86 の 2-1 で定める事項の適用を除外することができる。この場合、表 86 の 2-2 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 前項を適用する場合、次の各号を実施する。

(1) 原子炉停止後の 1 次冷却系の降温過程において検査を実施する場合、当直課長は、モード 3 となつてから適用を除外する前までに、表 86 の 2-2 で定める運転上の制限を満足していることを確認する<sup>※2</sup>。

(2) 1 次冷却系を昇温させて検査を実施する場合または 1 次冷却系の耐圧・漏えい検査にあわせて検査を実施する場合、当直課長は、1 次冷却系の昇温開始<sup>※3</sup>から適用を除外する前までに、表 86 の 2-2 で定める運転上の制限を満足していることを確認する。

(3) 当直課長は、安全注入系逆止弁漏えい検査終了後、表 86 の 2-1 で定める事項のうち検査のために適用を除外した事項について、復旧措置が行われ運転上の制限を満足していることを確認する<sup>※4</sup>。

3. 当直課長は、第 1 項で定める運転上の制限が満足されていないと判断した場合、表 86 の 2-3 の措置を講じる。

※ 1 : 安全注入系逆止弁漏えい検査とは、1 次冷却材圧力を検査圧力に保持している期間をいう (以下、本条において同じ)。

※ 2 : 原子炉格納容器隔離弁については、至近の記録、施錠管理の実施、区域管理の実施等により確認を行うことができる (以下、本条において同じ)。

※ 3 : 1 次冷却系の昇温開始とは、1 次冷却系の昇温のために 1 次冷却材ポンプを起動した時点をいう。

※ 4 : 復旧措置が適用モード外へ移行した後に行われている場合は、運転上の制限の確認を行う必要はない。

表 8 6 の 2 - 1

適用を除外する運転上の制限	
第 3 4 条 (計測および制御設備)	表 3 4 - 3 第 1 項、第 2 項および第 3 項
第 3 8 条 (1 次冷却系 - モード 4 -)	余熱除去系または蒸気発生器による熱除去系のうち、2 系統以上が動作可能であり、そのうち 1 系統以上が運転中であること
第 3 9 条 (1 次冷却系 - モード 5 (1 次冷却系満水) -)	(1) 余熱除去系 1 系統が運転中であること (2) 他の余熱除去系が動作可能または運転中であるか、2 基以上の蒸気発生器の水位 (狭域) が計器スパンの 5 % 以上であること
第 4 4 条 (加圧器安全弁)	全てが動作可能であること
第 4 6 条 (低温過加圧防護)	(1)-1 2 台の加圧器逃がし弁が低圧設定で動作可能であり、2 台の加圧器逃がし弁元弁が開状態であること (1)-2 1 台以上の加圧器安全弁が取り外されていること
第 5 3 条 (非常用炉心冷却系 - モード 4 -)	(2) 低圧注入系 1 系統以上が動作可能であること
第 5 6 条 (原子炉格納容器)	(3) 原子炉格納容器エアロックが動作可能であること (4) 原子炉格納容器隔離弁が動作可能であること
第 5 8 条 (原子炉格納容器スプレイ系)	(1) 2 系統が動作可能であること
第 6 0 条 (アニュラス循環系)	2 系統が動作可能であること

表 8 6 の 2 - 2

項 目	運転上の制限
1 次冷却系	余熱除去系または蒸気発生器による熱除去系(蒸気発生器の水位(狭域)が計器スパンの 5 % 以上あること)のうち 2 系統以上が動作可能な状態であること※ <sup>5</sup>
非常用炉心冷却系	低圧注入系 1 系統以上が動作可能な状態であること
原子炉格納容器	(1) 原子炉格納容器エアロックが閉止可能な状態であること (2) 原子炉格納容器隔離弁が閉止されているか、閉止可能な状態であること
原子炉格納容器スプレイ系	2 系統が動作可能な状態であること
アニュラス循環系	2 系統が動作可能な状態であること

※5 : 動作可能な状態であることとは、ポンプ、ファンが手動起動できること、または運転中であることをいう(以下、本条において同じ)。

表 8 6 の 2 - 3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 第 1 項で定める運転上の制限が満足されていない場合	A. 1 当直課長は、当該項目を満足させる措置を開始する。 および	速やかに
	A. 2 当直課長は、1 次冷却材の温度および圧力を上昇する措置を中止する。 および	速やかに
	A. 3 当直課長は、モード 5 にする。	20 時間

(運転上の制限の確認)

第 87 条 各課(室)長(品質保証室長、品質保証室課長、安全・防災室長、安全・防災室課長、所長室長、所長室課長(総務)、技術課長、保全計画課長、電気工事グループ課長、機械工事グループ課長および土木建築工事グループ課長(以下、「品質保証室長等」という。本条において同じ。))を除く。)は、運転上の制限を満足していることを第3節第20条から第86条の2の第2項(以下、各条において「この規定第2項」という。)で定める事項により確認する。

2. この規定第2項で定める頻度および第3節第20条から第86条の2の第3項(以下、各条において「この規定第3項」という。)で定める要求される措置の頻度に関して、その確認の間隔は、表87-1に定める範囲内で延長することができる<sup>※1※2</sup>。ただし、確認回数の低減を目的として、恒常的に延長してはならない。なお、定める頻度以上で実施することを妨げるものではない<sup>※1※2</sup>。
3. 各課(室)長(品質保証室長等を除く。)は、この規定第2項で定める頻度による確認が実施できなかった場合は、運転上の制限を満足していないと判断する。ただし、その発見時点から、速やかに当該事項の確認を実施し、運転上の制限を満足していることを確認することができれば、この規定第3項で定める要求される措置を開始する必要はない。
4. 各課(室)長(品質保証室長等を除く。)は、運転上の制限が適用されるモードになった時点から、この規定第2項で定める頻度(期間)以内に運転上の制限を満足していることを確認するための事項を実施する。ただし、頻度(期間)より、適用されるモードの期間が短い場合は、当該確認を実施する必要はない。
5. 各課(室)長(品質保証室長等を除く。)は、この規定第2項で定める事項を実施している期間、当該の運転上の制限を満足していないとはみなさない。また、この確認事項の実施により関連する条文の運転上の制限を満足していない場合も同様、運転上の制限を満足していないとはみなさない。
6. 各課(室)長(品質保証室長等を除く。)は、この規定第2項で定める事項が実施され、かつその結果が運転上の制限を満足している場合は、この規定第2項で定める事項が実施されていない期間、運転上の制限が満足していないとはみなさない。ただし、第88条で運転上の制限を満足していないと判断した場合を除く。
7. 各課(室)長(品質保証室長等および当直課長を除く。)が第17条、第88条、第89条、この規定第2項およびこの規定第3項に基づいて行う当直課長への通知は、その時点での当直業務を担当している当直課長への通知をいう。
8. 各課(室)長(品質保証室長等を除く。)は、この規定第2項で定める運転上の制限を満足していることの確認を実施する場合において、確認事項が複数の条文で同一である場合、各条文に対応して複数回実施する必要はなく、1回の確認により各条文の確認を実施したとみなすことができる。

※1：第2節で定められた頻度にも適用される。

※2：第89条第3項で定める点検時の措置の実施時期にも適用される。

表 87-1

頻 度		備 考
この規定第2項または 第3項で定める頻度	延長できる時間	
15分に1回	3分	分単位の間隔で確認する。
1時間に1回	15分	分単位の間隔で確認する。
4時間に1回	1時間	時間単位の間隔で確認する。
8時間に1回	2時間	時間単位の間隔で確認する。
12時間に1回	3時間	時間単位の間隔で確認する。
1日に1回	6時間	時間単位の間隔で確認する。 ただし、直勤務で確認する場合は、所定の直の時間帯で確認する。
3日に1回	1日	日単位の間隔で確認する。
1週間に1回	2日	1週間=7日 日単位の間隔で確認する。
<u>10日に1回</u>	<u>3日</u>	<u>日単位の間隔で確認する。</u>
1ヶ月に1回	7日	1ヶ月=31日 日単位の間隔で確認する。
3ヶ月に1回	23日	3ヶ月=92日 日単位の間隔で確認する。
6ヶ月に1回	46日	6ヶ月=184日 日単位の間隔で確認する。
<u>1年に1回</u>	<u>92日</u>	<u>1年=365日</u> <u>日単位の間隔で確認する。</u>

(運転上の制限を満足しない場合)

第 88 条 運転上の制限を満足しない場合とは、各課(室)長(品質保証室長、品質保証室課長、安全・防災室長、安全・防災室課長、所長室長、所長室課長(総務)、技術課長、保全計画課長、電気工事グループ課長、機械工事グループ課長および土木建築工事グループ課長(以下、「品質保証室長等」という。本条において同じ。))を除く。)が第3節第20条から第86条の2の第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合をいう。なお、各課(室)長(品質保証室長等を除く。)は、この判断を速やかに行う。

2. 各課(室)長(品質保証室長等を除く。)は、この規定第2項で定める事項が実施されていない期間においても、運転上の制限に関係する事象が発見された場合は、運転上の制限を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。
3. 各課(室)長(品質保証室長等を除く。)は、ある運転上の制限を満足していないと判断した場合に、当該の運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置に記載がある場合を除き、他の条文における運転上の制限を満足していないとはみなさない。
4. 各課(室)長(品質保証室長等を除く。)は、運転上の制限を満足していないと判断した時点(要求される措置に対する完了時間の起点)から、要求される措置を開始する。なお、要求される措置の運用方法については、表88-1の例に準拠するものとする。
5. 運転上の制限を満足していないと判断した場合であって、当該条文の第3項で定めるいずれの条件にも該当しない場合は、当直課長は、13時間以内にモード3、37時間以内にモード4、57時間以内にモード5へ移行する。ただし、このモード移行中に、運転上の制限が適用されるモードでなくなった場合または運転上の制限を満足していると判断した場合は、モードの移行を完了させる必要はない。
6. 当直課長は、要求される措置を実施するにあたり、この要求される措置に記載がある場合を除き、原子炉熱出力の上昇および原子炉起動状態へ近づくモードへの移行を行ってはならない。
7. 各課(室)長(品質保証室長等を除く。)は、運転上の制限を満足していない期間は、要求される措置に記載がある場合を除き、当該条文の第2項で定める事項を実施する必要はない。ただし、当該条文の第2項で定める頻度で実施しなかった事項については、運転上の制限を満足していると判断した後、速やかに実施するものとする。
8. 運転上の制限を満足していると判断するにあたり、当該条文の第2項で定める事項の一部または全部を実施した場合は、これを当該条文または他の条文の第2項で定める事項の一部または全部に代えることができる。
9. 要求される措置を実施した場合、その内容が当該条文の第2項で定める事項の一部または全部と同じである場合は、この要求される措置を当該条文または他の条文の第2項で定める事項の一部または全部に代えることができる。
10. 各課(室)長(品質保証室長等を除く。)は、運転上の制限を満足しない場合となった後において、要求される措置の完了時間内に、当該運転上の制限を満足していると判断した場合または当該運転上の制限が適用されるモードでなくなった場合は、この要求される措置に記載がある場合を除き、それ以後その要求される措置を継続して実施する必

要はない。

11. 各課（室）長（品質保証室長等を除く。）は、運転上の制限を満足しない場合となった後において、当該運転上の制限を満足していると判断した場合は、原子炉主任技術者に報告するとともに当直課長に通知する。当直課長は、原子炉熱出力の上昇または原子炉起動状態へ近づくモードへの移行を行う場合は、原子炉主任技術者の確認を得る。
12. 要求される措置を実施するにあたり、緊急を要する場合、当直課長は、他の課（室）長の所管事項であっても、この要求される措置を実施することができる。なお、この場合、その結果を所管課（室）長に連絡する。

表 8 8 - 1

条件	要求される措置	完了時間
A. 機能Xが確認できない場合	A. 1 機能Xの代替機能を確認する。 および A. 2 機能Xを確認する。	1 時間 その後の 8 時間に 1 回 3 日
B. 機能Yが確認できない場合	B. 1 機能Yを確認する。 または B. 2 原子炉熱出力を 30 % 以下に下げる。	8 時間 8 時間
C. 機能Xが確認できない場合 および 機能Yが確認できない場合	C. 1 機能Xを確認する。 または C. 2 機能Yを確認する。	1 時間 1 時間
D. 条件A、BまたはC で要求される措置を 完了時間内に達成で きない場合	D. 1 モード3にする。 および D. 2 モード4にする。	1 2 時間 3 6 時間

- (1) 要求される措置 A. 1 および A. 2（または要求される措置 B. 1 および B. 2）の完了時間の起点は、いずれも条件 A（または B）であると判断した時点（運転上の制限を満足していないと判断した時点と同じ）である。また、要求される措置 C. 1 および C. 2 ならびに D. 1 および D. 2 の完了時間の起点は、いずれも条件 C または D に移行した時点である。
- (2) 条件 B（機能 Y が確認できない場合）であると判断した場合、要求される措置 B. 1 または B. 2 を実施するが、いずれの措置も 8 時間以内に達成することが困難と判断した場合は、8 時間を待たずに条件 D に移行することができる。このとき、要求される措置 D. 1 および D. 2 の完了時間の起点は条件 D に移行した時点である。
- (3) 要求される措置 A. 1 を 1 時間以内に達成できない場合またはその後の 8 時間毎の確認ができない場合は、条件 D へ移行する。このとき、要求される措置 D. 1 および D. 2 の実施と並行して要求される措置 A. 1 および A. 2 を実施し、要求される措置 A.

- 1が要求される措置A. 2の完了時間である3日以内に達成できた場合は、その時点で要求される措置D. 1およびD. 2の実施要求はなく、原子炉熱出力は条件Dへ移行する前の状態に戻ることができる。その後は、引き続き要求される措置A. 2を3日以内（起点は最初に条件Aであると判断した時点）に達成させる。
- (4) (3)において、要求される措置A. 2を3日以内に達成できない場合は、その時点から条件Dへ移行する。このとき要求される措置D. 1およびD. 2の完了時間の起点は、改めて条件Dに移行した時点であり、最初に条件Dへ移行した時点ではない。
- (5) 条件A（機能Xが確認できない場合）の要求される措置A. 1およびA. 2を実施中に条件B（機能Yが確認できない場合）であると判断した場合、条件Cに移行し、要求される措置C. 2（またはC. 1）を1時間以内に達成すると、条件Cから条件A（またはB）に移行する。このとき再度、条件A（またはB）の要求される措置A. 1およびA. 2（または要求される措置B. 1もしくはB. 2）を実施することになるが、完了時間の起点は、最初に条件A（またはB）であると判断した時点である。
- (6) 条件A（機能Xが確認できない場合）の要求される措置A. 1およびA. 2を実施中に条件B（機能Yが確認できない場合）であると判断した場合、条件Cに移行するが、要求される措置C. 2（またはC. 1）の完了時間より前に条件Aの完了時間がくるときは、条件Aの完了時間が優先する。このとき、実質的な条件Cの完了時間は条件Aの完了時間と同じであり、要求される措置A. 1およびA. 2が条件Aの完了時間内に達成できれば、自動的に条件Cの要求される措置は達成され、条件Bの完了時間は条件Bであると判断した時点を起点とする完了時間となる。また、要求される措置A. 1およびA. 2が条件Aの完了時間内に達成できなければ、条件Cの要求される措置を実施するしないにかかわらず条件Dへ移行する。



(予防保全を目的とした点検・保修を実施する場合)

- 第 89 条 各課(室)長(品質保証室長、品質保証室課長、安全・防災室長、安全・防災室課長、所長室長、所長室課長(総務)、技術課長、保全計画課長、電気工事グループ課長、機械工事グループ課長および土木建築工事グループ課長(以下、「品質保証室長等」という。本条において同じ。))を除く。))は、予防保全を目的とした点検・保修を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合は、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置を要求される完了時間の範囲内で実施する<sup>※1</sup>。なお、運用方法については、表 88-1 の例に準拠するものとする。
2. 各課(室)長(品質保証室長等を除く。))は、予防保全を目的とした点検・保修を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合であって、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置を要求される完了時間の範囲を超えて実施する場合は、あらかじめ必要な安全措置を定め、原子炉主任技術者の確認を得て実施する<sup>※1</sup>。
  3. 各課(室)長(品質保証室長等を除く。))は、表 89-1 で定める設備について、保全計画に基づき定期的に行う点検・保修を実施する場合は、同表に定める点検時の措置を実施する。
  4. 第 1 項、第 2 項および第 3 項の実施については、第 88 条第 1 項の運転上の制限を満足しない場合とはみなさない。
  5. 各課(室)長(品質保証室長等を除く。))は、第 1 項、第 2 項または第 3 項に基づく点検・保修を行う場合、関係課(室)長と協議し実施する。
  6. 第 1 項、第 2 項および第 3 項の実施に当たっては、運転上の制限外へ移行した時点を点検・保修に対する完了時間の起点とする。
  7. 第 1 項を実施する場合、各課(室)長(品質保証室長等を除く。))は、運転上の制限外に移行する前に、運転上の制限外に移行した段階で要求される措置<sup>※2</sup>を順次実施し、その全てが終了した時点から 24 時間以内に運転上の制限外に移行する。なお、移行前に実施した措置については、移行時点で完了したものとみなす。
  8. 第 1 項、第 2 項または第 3 項に基づき運転上の制限外に移行する場合は、第 88 条第 3 項、第 7 項、第 8 項、第 9 項および第 10 項に準拠する。なお、第 3 項に基づき運転上の制限外に移行する場合は、「要求される措置」を「点検時の措置」に読み替えるものとする。
  9. 各課(室)長(品質保証室長等を除く。))は、第 1 項または第 3 項の場合において要求される措置または点検時の措置を完了時間内に実施できなかった場合または第 2 項の場合において安全措置を実施できなかった場合は、当該運転上の制限を満足していないと判断する。
  10. 各課(室)長(品質保証室長等を除く。))は、運転上の制限外へ移行した場合および運転上の制限外から復帰していると判断した場合は当直課長に通知する。
  11. 各課(室)長(品質保証室長等を除く。))は、第 2 項に基づく点検・保修および第 3 項において、完了時間を超えて点検・保修を実施後、運転上の制限外から復帰していると判断した場合は、原子炉主任技術者に報告する。

- ※1：この規定第2項に基づく確認として同様の措置を実施している場合は、これに代えることができる。
- ※2：点検・保守を実施する当該設備等に係る措置および運転上の制限が適用されない状態へ移行する措置を除く。また、複数回の実施要求があるものについては、2回目以降の実施については除く。

表 8.9-1

関連条文	点検対象設備	第 8.9 条適用時期	点検時の措置	実施頻度
第 7.3 条	外部電源	モード 1、2、3、4、5、6 および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	<ul style="list-style-type: none"> <li>動作可能な外部電源について、電圧が確立していることを確認する。</li> <li>所要のディーゼル発電機が動作可能であることを確認する。</li> </ul>	<p>点検前<sup>※3</sup></p> <p>その後の 1 日に 1 回</p>
第 8.5 条 (85-4-2)	アキュムレータ	モード 5 および 6	<ul style="list-style-type: none"> <li>余熱除去ポンプが動作可能であることを確認する。</li> <li>C 充てん/高圧注入ポンプ (自己冷却) による代替炉心注水系が動作可能であることを至近の記録等により確認する。</li> </ul>	<p>点検前<sup>※3</sup><sup>※6</sup></p> <p>点検前<sup>※3</sup></p>
第 8.5 条 (85-12-3)	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料ピット水位 (広域)</li> <li>使用済燃料ピット温度 (AM 用)</li> <li>使用済燃料ピットエリア監視カメラ (使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を含む)</li> </ul>	<p>使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料ピットの水位が <math>\pm 31.0</math> m 以上および水温が <math>65</math> °C 以下であることを確認する。</li> </ul>	<p>点検前<sup>※3</sup></p> <p>その後の 1 週間に 1 回</p>
第 8.5 条 (85-15-1)	空冷式非常用発電装置	モード 1、2、3、4、5 および 6 以外	<ul style="list-style-type: none"> <li>所要のディーゼル発電機が動作可能であることを確認する。</li> </ul>	<p>点検前<sup>※3</sup></p> <p>その後の 1 週間に 1 回</p>
第 8.5 条 (85-15-2)	電源車	モード 1、2、3、4、5 および 6 以外	<ul style="list-style-type: none"> <li>所要のディーゼル発電機が動作可能であることを確認する。</li> </ul>	<p>点検前<sup>※3</sup></p> <p>その後の 1 週間に 1 回</p>

表 8.9-1 (続き)

関連条文	点検対象設備	第 8.9 条適用時期	点検時の措置	実施頻度
第 8.5 条 (85-15-5)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・代替所内電気設備分電盤</li> <li>・代替所内電気設備変圧器</li> </ul>	モード 1、2、3、4、5 および 6 以外	<ul style="list-style-type: none"> <li>・所内電気設備の系統電圧を確認し、使用可能であることを確認する。</li> </ul>	点検前 <sup>※3</sup> その後の 1 日に 1 回
第 8.5 条 (85-15-6)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料油貯蔵タンク</li> <li>・燃料油移送ポンプ</li> </ul>	モード 1、2、3、4、5 および 6 以外	<ul style="list-style-type: none"> <li>・所要の非常用高圧母線に電力供給可能な外部電源 2 回線以上の電圧が確立していること、および 1 回線以上は他の回線に対して独立性を有していることを確認する。</li> </ul>	点検前 <sup>※3</sup> その後の 1 週間に 1 回
第 8.5 条 (85-16-1)	原子炉下部キャビティ水位	モード 5	<ul style="list-style-type: none"> <li>・以下の代替パラメータの計装設備が動作可能であることを確認する。</li> <li>&lt;代替パラメータ①&gt; <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器再循環サンプ水位(広域)</li> </ul> </li> <li>&lt;代替パラメータ②&gt; <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料取替用水タンク水位</li> <li>・復水タンク水位</li> <li>・格納容器スプレ流量積算</li> <li>・恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算</li> <li>・原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算</li> </ul> </li> </ul>	点検前 <sup>※3</sup> その後の 1 日に 1 回

※ 3 : 運転上の制限外に移行する前に順次実施し、その全てが終了した時点から 24 時間以内に運転上へ制限外に移行する。なお、移行前に実施した措置については、移行時点で完了したものとみなす。

※ 4 : 「動作可能であることを確認」とは、ディーゼル発電機 2 基<sup>※5</sup>を起動し動作可能であることを確認する。ただし、第 8.9 条適用時期が使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間で、かつ、点検期間が 30 日を超えない場合は、至近の記録により動作可能であることを確認する。

※ 5 : モード 1、2、3 および 4 以外ではディーゼル発電機に非常用発電機 1 基を含めることができる。

※ 6 : 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

(運転上の制限に関する記録)

第 90 条 当直課長は、モードを変更した場合は、引継日誌に変更した時刻およびモードを記録する。

2. 当直課長は、各課(室)長(品質保証室長、品質保証室課長、安全・防災室長、安全・防災室課長、所長室長、所長室課長(総務)、技術課長、保全計画課長、電気工事グループ課長、機械工事グループ課長および土木建築工事グループ課長(以下、「品質保証室長等」という。本条において同じ。))ならびに当直課長を除く。)から運転上の制限を満足しない場合に係る通知を受けた場合、または自ら運転上の制限を満足していないと判断した場合は、次の各項を引継日誌等に記録する。

(1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合は、当該運転上の制限および満足していないと判断した時刻

(2) 要求される措置を実施した場合は、当該措置の実施結果(保修作業を含む)

(3) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、満足していると判断した時刻

3. 当直課長は、各課(室)長(品質保証室長等および当直課長を除く。)から運転上の制限外に移行する場合に係る通知を受けた場合、または自ら運転上の制限外へ移行させた場合は、次の各項を引継日誌等に記録する。

(1) 運転上の制限外へ移行した場合は、当該運転上の制限、移行した時刻および点検・保修の内容

(2) 要求される措置または安全措置を実施した場合は、当該措置の実施結果

(3) 運転上の制限外から復帰していると判断した場合は、復帰していると判断した時刻

## 第4節 異常時の措置

(異常時の基本的な対応)

第91条 当直課長は、原子炉施設に異常が発生した場合、発電室長に報告する。なお、本節における異常とは、次に定めるものをいう。

(1) 原子炉の自動トリップ信号が発信した場合<sup>※1</sup>

(2) 原子炉が自動トリップすべき事態が発生したと判断されるにもかかわらず、自動トリップ信号が発信しない場合

(3) 原子炉を手動トリップした場合<sup>※1</sup>

2. 発電室長は、前項の報告を受けた場合、関係する各課(室)長に、その原因調査および対応措置を依頼するとともに、所長および原子炉主任技術者に報告する。

3. 関係する各課(室)長は、第2項の依頼を受けた場合、原因調査および対応措置を実施するとともに、その結果を発電室長に連絡する。

4. 発電室長は、第3項の連絡を受けた場合、原因および対応措置について、所長および原子炉主任技術者に報告するとともに、当直課長に連絡<sup>※2</sup>する。

5. 第1項に定める異常の原因が、第93条第3項に該当する場合は、第2項から第4項を省略することができる。

※1：予定された検査または確認による場合を除く。

※2：この場合の当直課長への連絡は、その時点での当直業務を担当している当直課長への連絡をいう。

(異常時の措置)

- 第 92 条 当直課長は、異常が発生した場合、その状況、機器の動作状況等を確認するとともに、原因の除去、拡大防止のために必要な措置を講じる。
2. 当直課長は、第 1 項の必要な措置を講じるに当たっては、添付 1 に示す「異常時の運転操作基準」に従って実施する。
  3. 異常が発生してから当直課長がその収束を判断するまでの期間は、第 3 節運転上の制限は適用されない。
  4. 当直課長は、前項の判断を行う場合、原子炉主任技術者の確認を得る。
  5. 第 91 条第 1 項の異常の原因が、第 93 条第 3 項に該当する場合は、第 4 項を省略することができる。

(異常収束後の措置)

第 93 条 当直課長は、第 91 条第 1 項の異常の収束後に原子炉を再起動する場合、その原因に対する対策が講じられていることおよび各モードにおいて適用される運転上の制限を満足していることを確認する。

2. 当直課長は、第 91 条第 1 項の異常の収束後に原子炉を再起動する場合、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

3. 当直課長は、第 91 条第 1 項の異常の原因が、次のいずれかに該当する場合は、第 2 項によらず原子炉を再起動することができる。

(1) 発電所外で電気事故が発生し、その電気事故の波及で原子炉がトリップした場合または波及防止の措置として原子炉をトリップさせた場合

(2) 第 18 条、第 18 条の 2 の 2 または第 18 条の 3 の措置として原子炉をトリップさせた場合



## 第5章 燃料管理

(新燃料の運搬)

- 第94条 原子燃料課長は、新燃料輸送容器から新燃料を取り出す場合は、補助建屋クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーン（使用済燃料ピットトラッククレーンとして使用中を除く）のうちから必要な燃料取扱設備を使用する。
2. 原子燃料課長は、発電所内において、新燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、新燃料輸送容器に収納する。
- (1) 法令に適合する容器を使用すること。
  - (2) 補助建屋クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーン（使用済燃料ピットトラッククレーンとして使用中を除く）のうちから必要な燃料取扱設備を使用すること。
  - (3) 新燃料が臨界に達しない措置を講じること。
3. 原子燃料課長は、発電所内において、新燃料を収納した新燃料輸送容器を管理区域外に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、次の事項を遵守する。
- (1) 容器の車両への積付けに際し、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。
  - (2) 法令に定める危険物と混載しないこと。
  - (3) 容器および車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。
4. 原子燃料課長は、第1項または第2項の運搬を使用済燃料ピットにおいて実施する場合は、次の事項を遵守する。
- (1) 燃料の落下を防止する措置を講じること。
  - (2) 使用済燃料ピットクレーン使用時の吊荷の重量および吊上げ上限高さを管理すること。
5. 放射線管理課長は、第3項の運搬において、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の放射性物質の密度（以下、「表面汚染密度」という。）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、第106条第1項（1）に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。
6. 放射線管理課長は、原子燃料課長が管理区域内で第106条第1項（1）に定める区域に新燃料を収納した新燃料輸送容器を移動する場合は、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。
7. 原子燃料課長は、新燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。

(新燃料の貯蔵)

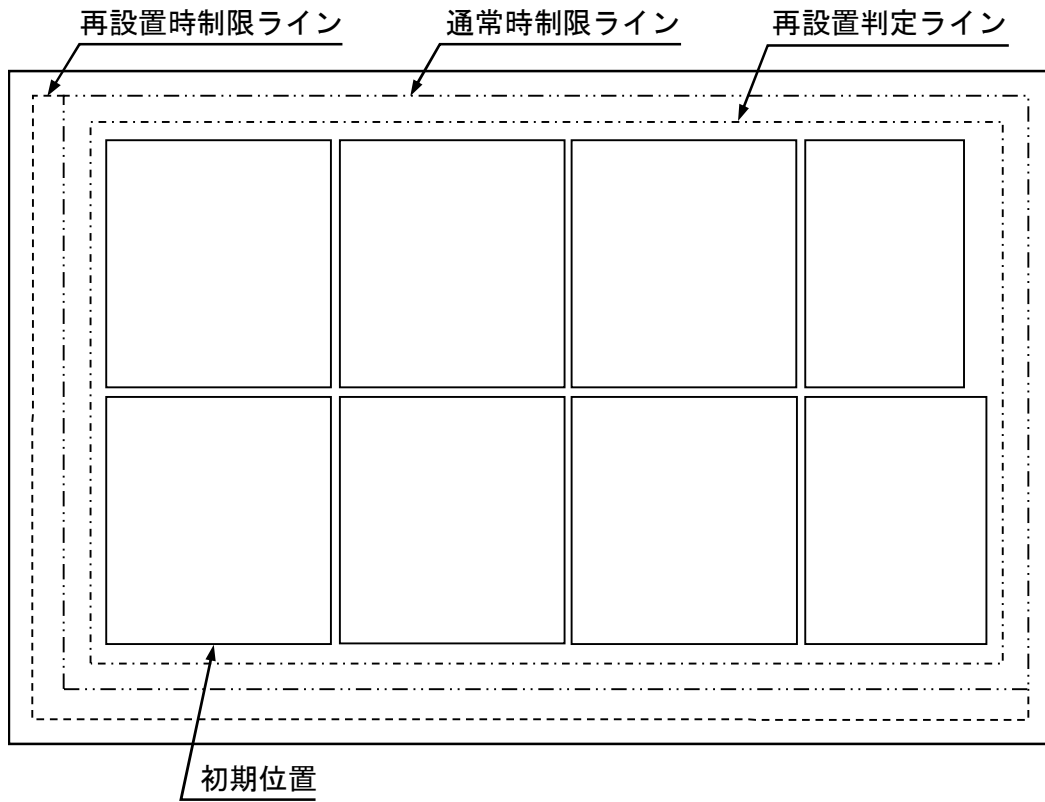
第 95 条 原子燃料課長は、新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 新燃料は、新燃料貯蔵庫または使用済燃料ピット（以下、「貯蔵施設」という。）に貯蔵すること。また、1ヶ月に1回以上<sup>※1</sup>、巡視点検により、貯蔵状況等に異常のないことを確認するとともに使用済燃料ピットにおいては、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こと。
  - (2) 貯蔵施設の目につきやすい箇所に燃料貯蔵施設である旨および貯蔵上の注意事項を掲示すること。また、施錠等により取扱者以外の者がみだりに立ち入りできない措置を講じること。
  - (3) 補助建屋クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーン（使用済燃料ピットラッククレーンとして使用中を除く）のうちから必要な燃料取扱設備を使用すること。
  - (4) 貯蔵施設において新燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。
  - (5) 使用済燃料ピットに貯蔵する場合は、原子炉に全ての燃料が装荷されている状態で、使用済燃料ピットに1炉心以上の使用済燃料ラックの空き容量を確保すること。
  - (6) 使用済燃料ピットにて取り扱う場合は、燃料の落下を防止する措置を講じること。
  - (7) 使用済燃料ピットクレーン使用時の吊荷の重量および吊上げ上限高さを管理すること。
2. 原子炉保修課長は、使用済燃料ピットのラックの管理として次の措置を講じる。
- (1) 地震による想定滑り量を考慮しても通常時制限ライン<sup>※2</sup>を逸脱しないように、滑り後の位置から再設置の要否を判断する再設置判定ライン<sup>※2</sup>を定めること。
  - (2) 使用済燃料ピットのラックを再設置する場合には、ラックの連結が外された状態にあっても、遮蔽性、熱による壁の健全性に影響を及ぼさないように壁との離隔を確保するための再設置時制限ライン<sup>※2</sup>を定めること。
3. 原子炉保修課長は、次の事項を遵守する。
- (1) 使用済燃料ピットのラックが移動し、再設置判定ライン<sup>※2</sup>を逸脱している場合は、ラックを初期位置<sup>※2</sup>に再設置すること。また、通常時制限ライン<sup>※2</sup>を逸脱している場合は、速やかにラックを初期位置<sup>※2</sup>に再設置すること。
  - (2) 使用済燃料ピットのラックの再設置時には、使用済燃料ピットラッククレーンを使用し、再設置時制限ライン<sup>※2</sup>を逸脱しないよう実施すること。また、使用済燃料ピットのラックの再設置時に、再設置時制限ライン<sup>※2</sup>を逸脱した場合には、速やかにラックを再設置時制限ライン<sup>※2</sup>内に再設置すること。

※1：毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施（以下、本章において同じ）。

※2：通常時制限ライン、再設置判定ライン、再設置時制限ラインおよび初期位置については、図95に示す。

図 9 5 通常時制限ライン、再設置判定ライン、再設置時制限ラインおよび初期位置



(燃料の検査)

第 96 条 原子燃料課長は、定期検査時に、装荷予定の照射された燃料のうちから燃料集合体外観検査を行う燃料を選定し、健全性に異常のないことを確認する。

2. 原子燃料課長は、定期検査時における 1 次冷却材中のよう素 131 の増加量の測定結果等に基づき、 SHIPPING 検査を行い、燃料の使用の可否を判断する。なお、漏えいと判断した燃料については、あわせて燃料集合体外観検査を行う。
3. 原子燃料課長は、第 1 項または第 2 項の検査の結果、使用しないと判断した燃料のうち、使用済燃料ラックに収納することが適切でないと判断した燃料については、破損燃料容器に収納する等の措置を講じる。
4. 原子燃料課長は、第 1 項または第 2 項の検査を実施するために燃料を移動する場合は、次の事項を遵守する。
  - (1) 使用済燃料ピットクレーン(使用済燃料ピットラッククレーンとして使用中を除く)を使用すること。
  - (2) 燃料の落下を防止する措置を講じること。
  - (3) 使用済燃料ピットクレーン使用時の吊荷の重量および吊上げ上限高さを管理すること。

(燃料の取替等)

第 97 条 原子燃料課長は、燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷する場合は、取替炉心の配置、燃料装荷のための安全措置、方法、体制を燃料装荷実施計画に定め、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

2. 原子燃料課長は、第 1 項の燃料装荷実施計画を定める前に、燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷した後の原子炉起動から次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度を用いて、以下の項目について取替炉心の安全性評価を行い、その評価結果が制限値を満足していることを確認する。

- (1) 反応度停止余裕
- (2) 最大線出力密度
- (3) 燃料集合体最高燃焼度
- (4)  $F^{N_{XY}}$
- (5) 減速材温度係数
- (6) 最大反応度添加率
- (7) 制御棒クラスタ落下時のワースおよび  $F^{N_{\Delta H}}$
- (8) 制御棒クラスタ飛出し時のワースおよび  $F_0$

3. 燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷した後に、第 2 項の期間を延長する場合には、あらかじめ原子燃料課長は、その延長する期間も含め第 2 項に定める評価および確認を行い、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。ただし、延長後の期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度が、第 2 項の評価に用いた取替炉心の燃焼度を超えていない場合は除く。

4. 原子燃料課長は、燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷する場合、または原子炉から使用済燃料ピットへ取り出す場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷する場合は、第 1 項の燃料装荷実施計画に従うこと。
- (2) 補助建屋クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーン（使用済燃料ピットトラッククレーンとして使用中を除く）、燃料移送装置、燃料取替クレーンのうちから必要な燃料取扱設備を使用すること。
- (3) 燃料の落下を防止する措置を講じること。
- (4) 使用済燃料ピットクレーン使用時の吊荷の重量および吊上げ上限高さを管理すること。

(使用済燃料の貯蔵)

第 98 条 原子燃料課長は、使用済燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 使用済燃料を使用済燃料ピットに貯蔵すること。また、1ヶ月に1回以上、巡視点検により、貯蔵状況等に異常のないことを確認するとともに使用済燃料ピットにおいては、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こと。
  - (2) 使用済燃料ピットの目につきやすい箇所に燃料貯蔵施設である旨および貯蔵上の注意事項を掲示すること。また、施錠等により取扱者以外の者がみだりに立ち入りできない措置を講じること。
  - (3) 使用済燃料ピットクレーン(使用済燃料ピットラッククレーンとして使用中を除く)を使用すること。
  - (4) 使用済燃料ピットにおいて燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。
  - (5) 使用済燃料の落下を防止する措置を講じること。
  - (6) 使用済燃料ピット周辺に設置する設備については、使用済燃料ピットに影響を及ぼす落下物となる可能性が考えられる場合は、落下を防止する措置を講じること。
  - (7) 使用済燃料ピットクレーン使用時の吊荷の重量および吊上げ上限高さを管理すること。
  - (8) 原子炉に全ての燃料が装荷されている状態で、使用済燃料ピットに1炉心以上の使用済燃料ラックの空き容量が確保されていることを、(1)に定める巡視点検時に確認すること。
2. 原子炉保修課長は、使用済燃料ピットのラックの管理として次の措置を講じる。
- (1) 地震による想定滑り量を考慮しても通常時制限ライン<sup>※1</sup>を逸脱しないように、滑り後の位置から再設置の要否を判断する再設置判定ライン<sup>※1</sup>を定めること。
  - (2) 使用済燃料ピットのラックを再設置する場合には、ラックの連結が外された状態にあっても、遮蔽性、熱による壁の健全性に影響を及ぼさないように壁との離隔を確保するための再設置時制限ライン<sup>※1</sup>を定めること。
3. 原子炉保修課長は、次の事項を遵守する。
- (1) 使用済燃料ピットのラックが移動し、再設置判定ライン<sup>※1</sup>を逸脱している場合は、ラックを初期位置<sup>※1</sup>に再設置すること。また、通常時制限ライン<sup>※1</sup>を逸脱している場合は、速やかにラックを初期位置<sup>※1</sup>に再設置すること。
  - (2) 使用済燃料ピットのラックの再設置時には、使用済燃料ピットラッククレーンを使用し、再設置時制限ライン<sup>※1</sup>を逸脱しないよう実施すること。また、使用済燃料ピットのラックの再設置時に、再設置時制限ライン<sup>※1</sup>を逸脱した場合には、速やかにラックを再設置時制限ライン<sup>※1</sup>内に再設置すること。

※1：通常時制限ライン、再設置判定ライン、再設置時制限ラインおよび初期位置については、図95に示す。

(使用済燃料の運搬)

- 第 99 条 原子燃料課長は、使用済燃料輸送容器から使用済燃料を取り出す場合は、キャスクピットにおいて、使用済燃料ピットクレーン（使用済燃料ピットトラッククレーンとして使用中を除く）を使用する。
2. 原子燃料課長は、発電所内において、使用済燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、キャスクピットにおいて、使用済燃料輸送容器に収納する。
    - (1) 法令に適合する容器を使用すること。
    - (2) 使用済燃料ピットクレーン(使用済燃料ピットトラッククレーンとして使用中を除く)を使用すること。
    - (3) 使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。
    - (4) 収納する使用済燃料のタイプおよび冷却期間が、容器の収納条件に適合していること。
    - (5) 使用済燃料等の落下を防止する措置を講じること。
    - (6) 使用済燃料ピットクレーン使用時の吊荷の重量および吊上げ上限高さを管理すること。
    - (7) 補助建屋クレーンにより使用済燃料輸送容器をキャスクピット上で取り扱う場合は、燃料ピットゲートを閉止することおよび使用済燃料輸送容器の移動範囲や移動速度を制限すること。
  3. 原子燃料課長は、発電所内において、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を管理区域外に運搬する場合は、次の事項を遵守する。
    - (1) 容器の車両への積付けに際し、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。
    - (2) 法令に定める危険物と混載しないこと。
    - (3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者および他の車両の立入りを制限するとともに、必要な箇所に見張人を配置すること。
    - (4) 車両を徐行させること。
    - (5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識および経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。
    - (6) 容器および車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。
  4. 放射線管理課長は、第 3 項の運搬において、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、第 106 条第 1 項（1）に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。
  5. 放射線管理課長は、原子燃料課長が管理区域内で第 106 条第 1 項（1）に定める区域に使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を移動する場合は、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。
  6. 原子燃料課長は、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。

## 第6章 放射性廃棄物管理

(放射性固体廃棄物の管理)

第100条 各課(室)長は、次に定める放射性固体廃棄物等の種類に応じて、それぞれ定められた処理を施した上で、当該の廃棄施設等に貯蔵<sup>\*1</sup>または保管する。

- (1) 濃縮廃液は、発電室長が固化装置でドラム缶に固型化し、放射線管理課長が固体廃棄物貯蔵庫(以下、「廃棄物庫」という。)に保管する。
- (2) イオン交換器廃樹脂は、発電室長が廃樹脂タンクまたは廃樹脂貯蔵タンクに貯蔵する。廃樹脂処理装置で処理する場合は、発電室長が処理し、処理済樹脂は(5)イに基づき処理した後、放射線管理課長が廃棄物庫に保管する。廃樹脂処理装置での処理に伴い発生した廃液は発電室長が液体廃棄物処理設備で処理、または廃樹脂処理装置の濃縮廃液タンクに保管する。
- (3) 蒸気発生器取替えに伴い取り外した蒸気発生器等および原子炉容器上部ふた取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた等については原子炉保修課長が、また、炉内構造物取替えに伴い取り外した炉内構造物等については機械工事グループ課長が、それぞれ汚染の広がりを防止する措置を講じた上で、放射線管理課長が蒸気発生器保管庫に保管する。
- (4) 原子炉内で照射された使用済制御棒等は、原子燃料課長、計装保修課長および原子炉保修課長が使用済燃料ピットに貯蔵する。
- (5) その他の雑固体廃棄物は、ドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置が講じられていることを放射線管理課長が確認した上で、廃棄物庫に保管する。

なお、ドラム缶等の容器に封入するに当たっては、以下の処理を行うことができる。

イ. 焼却する場合は、発電室長が雑固体焼却設備で焼却する。

ロ. 圧縮減容する場合は、放射線管理課長がベイラで圧縮減容する。

ハ. 溶融する場合は、発電室長が雑固体処理設備で溶融する。

2. 放射線管理課長は、第1項において封入または固型化したドラム缶等の容器には、放射性廃棄物を示す標識を付け、かつ、表133-1の放射性固体廃棄物に係る記録と照合できる整理番号をつける。
3. 原子燃料課長、放射線管理課長、当直課長、計装保修課長および原子炉保修課長は、次の事項を確認するとともに、その結果、異常が認められた場合には必要な措置を講じる。
  - (1) 放射線管理課長は、廃棄物庫における放射性固体廃棄物ならびに蒸気発生器保管庫における蒸気発生器等、原子炉容器上部ふた等および炉内構造物等の保管状況を確認するために、1週間に1回、廃棄物庫および蒸気発生器保管庫を巡視するとともに、3ヶ月に1回、保管量を確認する。
  - (2) 当直課長は、廃樹脂タンク等における使用済の樹脂の貯蔵状況を確認するために、1日に1回、廃樹脂タンクおよび廃樹脂貯蔵タンクの水位を確認する。  
また、放射線管理課長は、廃樹脂タンク等における使用済の樹脂の貯蔵量を3ヶ月に1回、確認する。



- (3) 当直課長は、廃樹脂処理装置の濃縮廃液タンクにおける廃液の保管状況を確認するために、1日に1回、濃縮廃液タンクの水位を確認する。  
また、放射線管理課長は、当該濃縮廃液タンクにおける廃液の保管量を3ヶ月に1回、確認する。
- (4) 原子燃料課長、計装係課長および原子炉係課長は、使用済燃料ピットにおける原子炉内で照射された使用済制御棒等の貯蔵量を3ヶ月に1回、確認する。
4. 放射線管理課長は、廃棄物庫および蒸気発生器保管庫の目に付きやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。
5. 各課（室）長は、管理区域外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、次の事項を遵守する。
- (1) 法令に適合する容器に封入して運搬すること。ただし、放射性固体廃棄物の放射能濃度が法令に定める限度を超えない場合であって、法令に定める障害防止の措置を講じた場合は、この限りでない。
- (2) 容器等の車両への積付けに際し、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。
- (3) 法令に定める危険物と混載しないこと。
- (4) 容器等の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。
6. 放射線管理課長は、第5項の運搬において、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、第106条第1項（1）に定める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。
7. 放射線管理課長は、各課（室）長が管理区域内で第106条第1項（1）に定める区域に放射性固体廃棄物を移動する場合は、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。
8. 放射線管理課長は、放射性固体廃棄物を発電所外に廃棄する場合は、所長の承認を得る。

※1：貯蔵とは、保管の前段階のもので、廃棄とは異なるものをいう（以下、本条において同じ）。

(放射性廃棄物でない廃棄物の管理)

第100条の2 放射線管理課長は、管理区域内において設置された資材等または使用した物品を、「放射性廃棄物でない廃棄物」として廃棄または資源として有効利用する場合に必要な以下の事項を定める。

(1) 「放射性廃棄物でない廃棄物」の判断をしようとする対象物の範囲

(2) 「放射性廃棄物でない廃棄物」の判断方法等

イ. 使用履歴、設置状況の記録等による判断方法

ロ. 汚染された資材等について、汚染部位の特定・分離を行う場合の判断方法

ハ. 使用履歴の記録等が適切に管理されていない物品についての判断方法

ニ. 念のための放射線測定に係る事項

(3) 「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断したものと、核燃料物質によって汚染されたものとの混在防止措置

2. 各課(室)長は、管理区域内において設置された資材等または使用した物品を、「放射性廃棄物でない廃棄物」として廃棄または資源として有効利用する場合は、第1項で定めた事項に基づき実施する。

(事故由来放射性物質の降下物の影響確認)

第100条の3 放射線管理課長は、原子炉等規制法および電気事業法に基づく工事計画(変更)認可申請書に記載されている設備・機器等(以下、本条において「設備・機器等」という。)について、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故由来の放射性物質の降下物(以下、本条において「降下物」という。)の影響の有無を確認する場合は、適切な測定方法により、降下物の分布調査を行う。

2. 各課(室)長は、第1項の確認の結果、理論検出限界曲線の検出限界値未満でなかった場合、設備・機器等を廃棄または資源として有効利用しようとする際には、降下物により汚染されたものとして発電所内で適切に管理する。

(放射性液体廃棄物の管理)

第101条 発電室長は、放射性液体廃棄物を放出する場合は、放射線管理課長の管理のもと、復水器冷却水放水路より放出する。

2. 放射線管理課長は、次の事項を管理する。

(1) 放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水路排水中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないこと。

(2) 復水器冷却水放水路排水中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出量が、表101-1に定める放出管理目標値を超えないように努めること。

3. 放射線管理課長は、復水器冷却水放水路排水中のトリチウムの放出量が、表101-2に定める放出管理の基準値を超えないように努める。

4. 放射線管理課長は、表101-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定する。

表101-1

項目	放出管理目標値 (1, 2, 3号炉合算)
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	$7.1 \times 10^{10}$ Bq/年

表101-2

項目	放出管理の基準値 (1, 2, 3号炉合算)
トリチウム	$1.1 \times 10^{14}$ Bq/年

表101-3

分類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所
放射性液体 廃棄物	放射性物質濃度 (主要ガンマ線 放出核種)	試料放射能 測定装置	放出の都度	モニタタンク 廃液蒸留水タンク 洗浄排水モニタタンク
	トリチウム濃度	試料放射能 測定装置	1ヶ月に 1回	

(放射性気体廃棄物の管理)

第102条 発電室長および原子炉保修課長は、放射性気体廃棄物を放出する場合は、放射線管理課長の管理のもと、表102-2に示す排気筒等より放出する。

2. 放射線管理課長は、次の事項を管理する。

(1) 排気筒からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。

(2) 排気筒からの放射性物質の放出量が表102-1に定める放出管理目標値を超えないように努めること。

3. 放射線管理課長は、表102-2に定める項目について、同表に定める頻度で測定する。

4. 表102-2に示す排気筒等以外の場所において換気を行う場合は、次の事項を行う。ただし、第106条第1項(1)に定める区域等における換気は、この限りでない。

(1) 作業の所管課(室)長は、フィルタ付局所排気装置等により法令に定める管理区域に係る値を超えないよう拡散防止措置を行う。

(2) 放射線管理課長は、表102-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、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。ただし、換気によって放出される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がない場合は、この限りでない。

表102-1

項 目	放出管理目標値 (1, 2, 3号炉合算)
放射性気体廃棄物 希ガス	$1.0 \times 10^{15}$ Bq/年
よう素131	$2.5 \times 10^{10}$ Bq/年

表 102-2

分類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度	放出操作担当課(室)長
放射性 気体廃 棄物	排気筒	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時	発電室長
		よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放 出核種)	試料放射能測 定装置	1週間に 1回	
	固体廃棄物 処理建屋排 気筒 (雑固体焼 却炉排気筒 を含む。)	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放 出核種)	試料放射能測 定装置	1週間に 1回	発電室長
	第2固体廃 棄物処理建 屋排気筒	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放 出核種)	試料放射能測 定装置	1週間に 1回	発電室長
	原子炉格納 容器漏えい 率検査(A 種)排気	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放 出核種)	試料放射能測 定装置	検査の都 度	原子炉保修課 長

表 102-3

分類	測定項目	計測器種類	測定頻度	放出操作担当課(室)長
その他作業等に伴う 換気	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放 出核種)	試料放射能測 定装置	作業の都 度 <sup>※1</sup>	作業の所管課 (室)長

※1：作業が1週間を超える場合は1週間に1回測定する。

(放出管理用計測器の管理)

第103条 放射線管理課長および計装保修課長は、表103に定める放出管理用計測器について、同表に定める数量を確保する。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103

分類	計測器種類	担当課長	数量
放射性液体廃棄物 放出管理用計測器	廃棄物処理設備排水 モニタ	計装保修課長	1台
	試料放射能測定装置	放射線管理課長	2台 <sup>※1</sup>
放射性気体廃棄物 放出管理用計測器	排気筒モニタ	計装保修課長	2台
	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1※2</sup>

※1：1号、2号および3号炉共用

※2：放射性液体廃棄物放出管理用計測器と共用

(頻度の定義)

第104条 本章でいう測定頻度等に関する考え方は、表104のとおりとする。

表104

頻度	考え方
1日に1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施
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7章 放射線管理

### 第1節 区域管理

(管理区域の設定・解除)

第105条 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

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。

(1) 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。）

(2) 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。

(1) 放射線業務従事者：業務上管理区域に立ち入る者

(2) 一時立入者：放射線業務従事者以外の者であつて、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。

- (1) 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。
- (2) 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。
- (3) 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。
- (4) 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。
- (5) 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。
- (6) 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 1 1 1 条 周辺監視区域は、図 1 1 1 に示す区域とする。

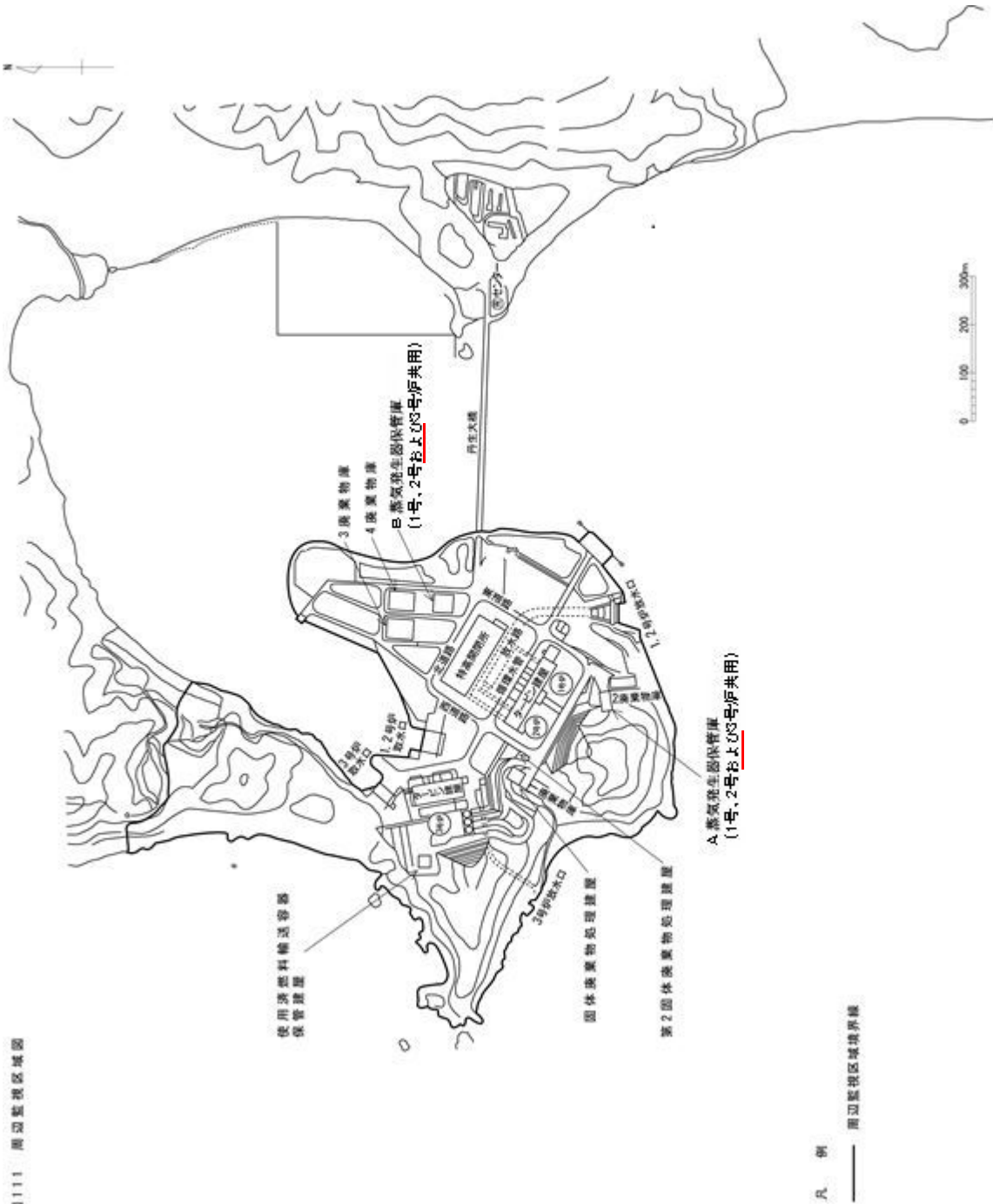
2. 放射線管理課長は、第 1 項の周辺監視区域境界に、柵を設けるかまたは標識を掲げる。

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。



图 11-1 周边监视区域图



## 第2節 被ばく管理

(線量の評価)

第112条 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 <sup>※1</sup>
内部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>※1</sup>

※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。）にあつては、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 <sup>※1</sup>	外部放射線に係る線量当量率 <sup>※2</sup>	毎日運転中に1回
	外部放射線に係る線量当量	1週間に1回
	空気中の放射性物質濃度 <sup>※3</sup>	1週間に1回
	表面汚染密度 <sup>※3</sup>	1週間に1回
周辺監視区域境界付近	空気吸収線量率 <sup>※4</sup>	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

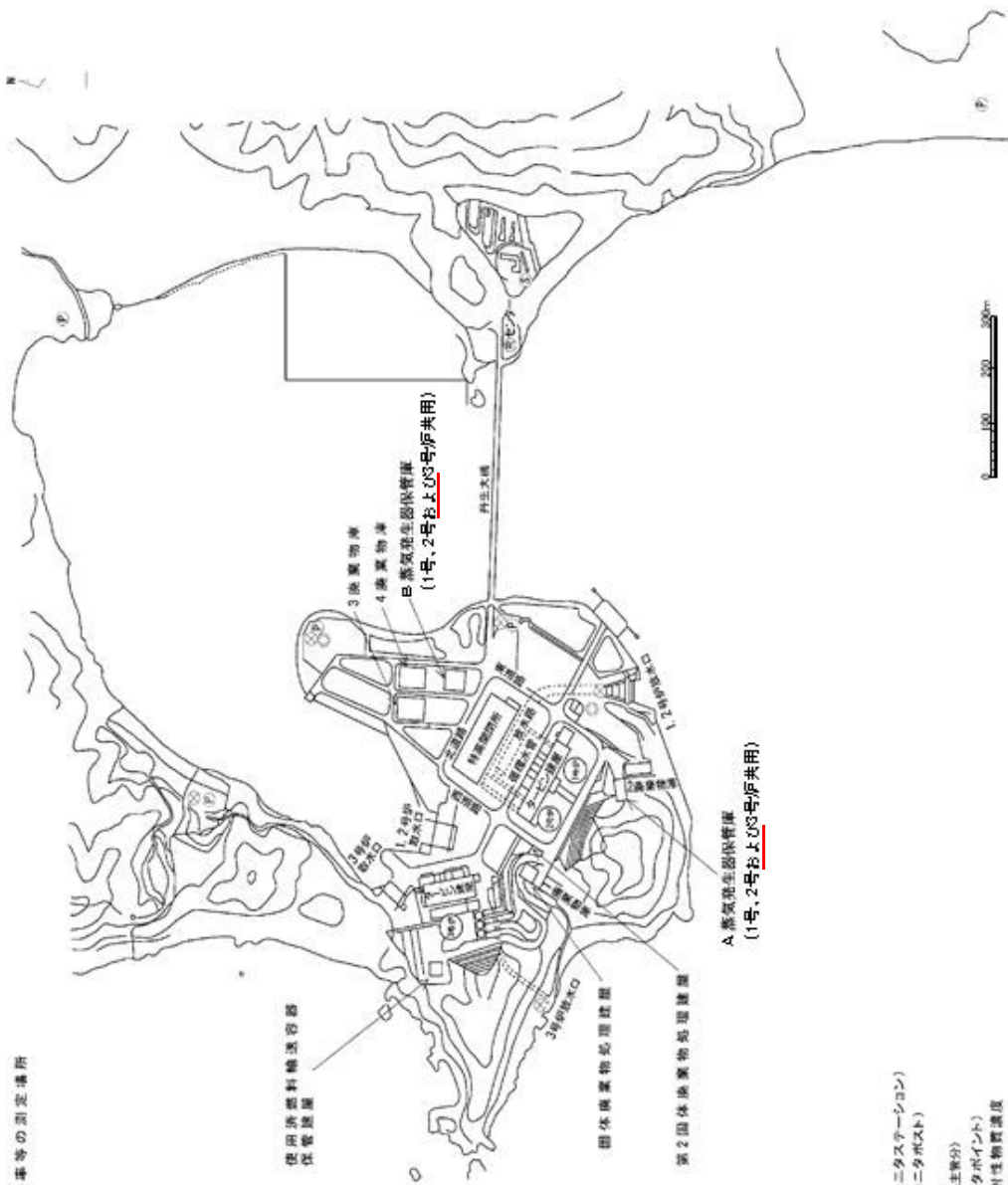
表 1 1 4 - 2

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	3ヶ月に1回
	空気中の粒子状放射性物質濃度	3ヶ月に1回

表 1 1 4 - 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 空気吸収機設置場所の指定場所



凡 例

(放射線管理課課長主掌分)

- ⑤ 空気吸収機庫 (モニタステーシヨン)
- ⑥ 空気吸収機庫 (モニタポスト)

(環境モニタリングセンター所長主掌分)

- ◇ 空気吸収機庫 (モニタポイント)
- 空気中の粒子状放射性物質濃度

(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。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。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 <sup>※2</sup>
放射線管理用計測器 <sup>※1</sup>	線量当量率測定用 サーベイメータ	放射線管理課長	4台 <sup>※2</sup>
	汚染密度測定用 サーベイメータ		3台 <sup>※2</sup>
	退出モニタ		2台 <sup>※3</sup>
	試料放射能 測定装置		2台 <sup>※2※4</sup>
	積算線量計		1式 <sup>※2</sup>
放射線監視用計測器 <sup>※1</sup>	モニタポスト	放射線管理課長	5台 <sup>※2</sup>
	モニタステーション		1台 <sup>※2</sup>
	エリアモニタ	計装保修課長	16台 <sup>※5※6</sup>
環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	環境モニタリングセンター所長	1台 <sup>※7</sup>
	積算線量計測定装置		1台 <sup>※7</sup>

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

※2：1号、2号および3号炉共用

※3：第2固体廃棄物処理建屋に設置されている退出モニタ1台を含む。

※4：1台は表103の試料放射能測定装置と共用

※5：管理区域外測定用の3台を含む。

※6：固体廃棄物処理建屋、第2固体廃棄物処理建屋および使用済燃料輸送容器保管建屋に設置されているエリアモニタ7台を含む。

※7：環境放射能用計測器は、高浜発電所、大飯発電所と共用

#### 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、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条に定める物を除く。)を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。

## 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. 出入方法に関する事。
- ロ. 個人線量計の着用に関する事。
- ハ. 保護衣の着用に関する事。
- ニ. 汚染拡大防止措置に関する事。
- ホ. 管理区域内での飲食および喫煙に関する事。

(2) 線量評価の項目および頻度に関する事。

(3) 床、壁等の汚染発見時の措置に関する事。

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 保守管理

(保守管理計画)

第120条 保守管理を実施するにあたり、以下の保守管理計画を定める。

### 1. 定義

本保守管理計画における用語の定義は、「原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209-2007）」に従うものとする。

### 2. 保守管理の実施方針および保守管理目標

(1) 社長は、原子炉施設の安全確保を最優先として、保守管理の継続的な改善を図るため、保守管理の現状等を踏まえ、保守管理の実施方針を定める。また、12.の保守管理の有効性評価の結果、および保守管理を行う観点から特別な状態（7.3参照）を踏まえ保守管理の実施方針の見直しを行う。

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

(3) 原子力部門は、保守管理の実施方針に基づき、保守管理の改善を図るための保守管理目標を設定する。また、12.の保守管理の有効性評価の結果、および保守管理を行う観点から特別な状態（7.3参照）を踏まえ保守管理目標の見直しを行う。

### 3. 保全プログラムの策定

原子力部門は、2.の保守管理目標を達成するため4.より11.からなる保全プログラムを策定する。

また、12.の保守管理の有効性評価の結果、および保守管理を行う観点から特別な状態（7.3参照）を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。

### 4. 保全対象範囲の策定

原子力部門は、原子力発電施設の中から、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) 設置変更許可申請書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<sup>※1</sup>

(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

### 5. 保全重要度の設定

原子力部門は、4.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、系統および機器の保全重要度を設定する。

(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。
6. 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5. の保全重要度を踏まえ、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、5. (1) の保全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<sup>※2</sup>
- ※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、11. 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。
7. 保全計画の策定
- (1) 原子力部門は、4. 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(7.1参照)
  - b. 補修、取替えおよび改造計画(7.2参照)
  - c. 特別な保全計画(7.3参照)
- (2) 原子力部門は、保全計画の策定にあたって、5. の保全重要度を勘案し、必要に応じて次の事項を考慮する。また、11. 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。

#### 7. 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。

7. 2 補修、取替えおよび改造計画の策定

- (1) 原子力部門は、補修、取替えおよび改造を実施する場合は、あらかじめその方法および実施時期を定めた計画を策定する。また、安全上重要な機器等<sup>※3</sup>の補修、取替えおよび改造を実施する場合は、その計画段階において、法令に基づく必要な手続き<sup>※4</sup>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、補修、取替えおよび改造を実施する構築物、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検査および試験により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。
  - a. 検査および試験の具体的方法
  - 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検査および試験の項目、評価方法および管理基準
  - c. 検査および試験の実施時期

※3：安全上重要な機器等とは、「安全上重要な機器等を定める告示」に定める機器および構造物をいう（以下、本条および第133条において同じ）。

※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（工事の計画の認可）、第43条の3の10（工事の計画の届出）、第43条の3の11（使用前検査）、第43条の3の12（燃料体検査）および第43条の3の13（溶接安全管理検査）、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（以下、本条および第133条において同じ）。

7. 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

8. 保全の実施

- (1) 原子力部門は、7. で定めた保全計画にしたがって点検・補修等の保全を実施する。
- (2) 原子力部門は、保全の実施にあたって、以下の必要なプロセスを実施する。
  - a. 工事計画
  - b. 設計管理
  - c. 調達管理
  - d. 工事管理
- (3) 原子力部門は、点検・補修等の結果について記録する。

## 9. 点検・補修等の結果の確認・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、系統および機器の点検・補修等の結果から所定の機能を発揮している状態にあることを、所定の時期<sup>※5</sup>までに確認・評価し、記録する。
- (2) 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、点検・補修等が実施されていることを、所定の時期<sup>※5</sup>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。

## 10. 点検・補修等の不適合管理、是正処置および予防処置

- (1) 原子力部門は、以下の a. および b. の場合には、不適合管理を行ったうえで、9. の確認・評価の結果を踏まえて実施すべき原子炉施設の点検等の方法、実施頻度および時期の是正処置ならびに予防処置を講じる。
  - a. 点検・補修等を実施した構築物、系統および機器が所定の機能を発揮していることを確認・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、点検・補修等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、(1)a. および b. の場合の不適合管理、是正処置および予防処置について記録する。

## 11. 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. 高経年化技術評価および定期安全レビュー結果
  - 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、7. 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。

## 12. 保守管理の有効性評価

- (1) 原子力部門は、11. の保全の有効性評価の結果および2. の保守管理目標の達成度から、定期的に保守管理の有効性を評価し、保守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、保守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。

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。

(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保守管理方針)

第120条の2 原子力技術部門統括(原子力技術)は、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<sup>※1</sup>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<sup>※1※2</sup>(以下、本条において「機器および構造物」という。)について、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、策定した長期保守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) 前号に基づく長期保守管理方針の策定<sup>※3</sup>

2. 原子力技術部門統括(原子力技術)は、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. 長期保守管理方針は添付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。

(溶接事業者検査の実施)

第120条の3 所長は、溶接事業者検査(以下、本条において「検査」という。)に係る責任を有し、検査に必要な実施手順および実施体制を定める。

2. 各課(室)長は前項に基づき次の各号の実施体制を確立し、適切に検査を実施する。

- (1) 検査の実施に係る組織を構築する。
- (2) 検査の手順を適用法規に従い定める。
- (3) 検査の手順に係る工程が管理された状態にあることを確認する。
- (4) 検査に協力する事業者に対して管理を行う。
- (5) 検査に係る記録を管理する。
- (6) 検査に係る要員の教育訓練を行う。

(定期事業者検査の実施)

第120条の4 所長は、定期事業者検査(以下、本条において「検査」という。)に係る責任を有し、検査に必要な実施手順および実施体制を定める。

2. 各課(室)長は前項に基づき次の各号の実施体制を確立し、適切に検査を実施する。

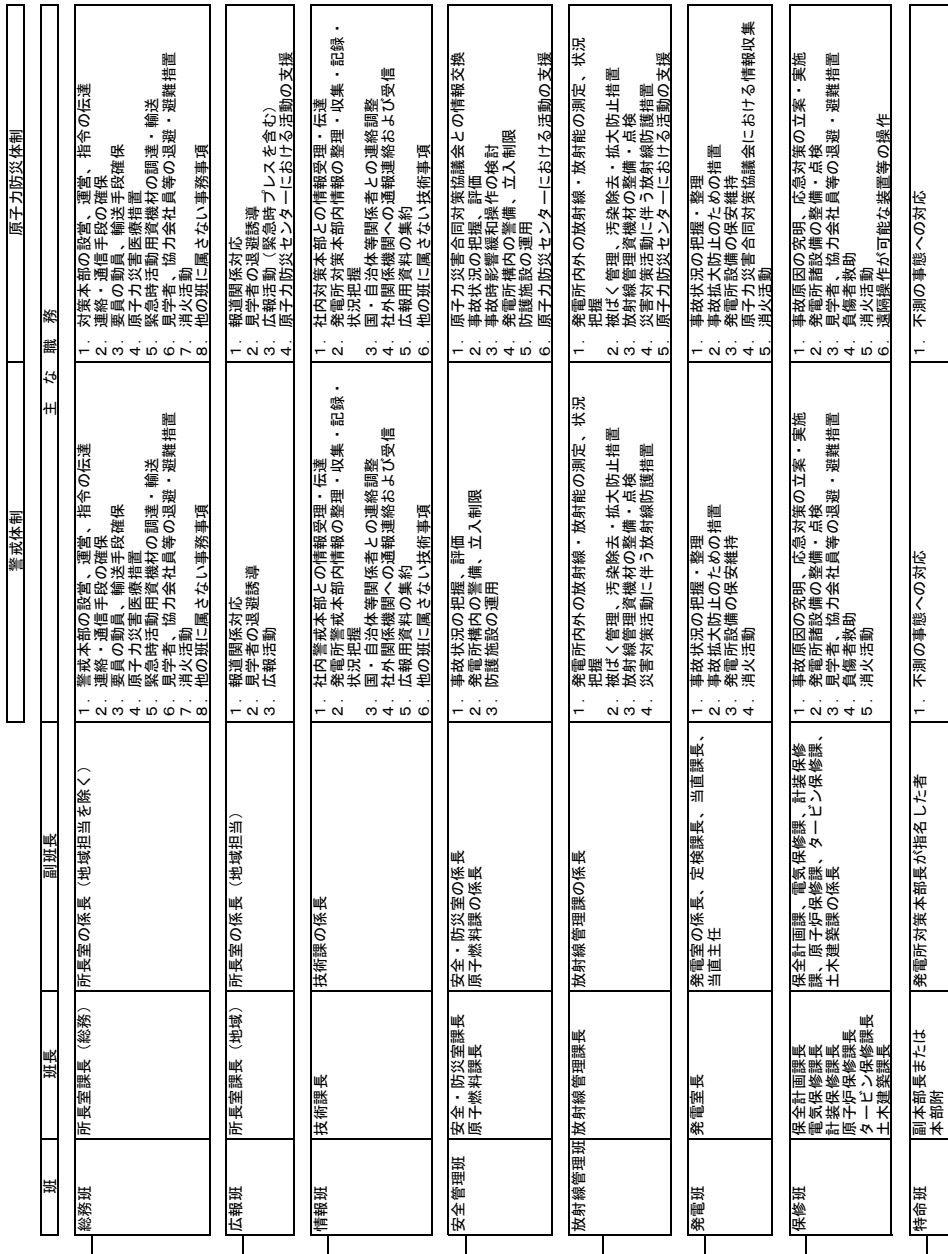
- (1) 検査の実施体制を構築する。
- (2) 検査の手順を適用法規に従い定める。
- (3) 検査の手順に従い実施する。
- (4) 検査に協力する事業者に対して管理を行う。
- (5) 検査に係る記録を管理する。
- (6) 検査に係る要員の教育訓練を行う。

## 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 1 2 1 原子力防災組織図



\* 1 : 原子力防災管理者は、複数号炉で同時発生した場合は特定事象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長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、あらかじめ課長(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つては、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 <sup>※1</sup>	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 <sup>※2</sup>	3時間以上

※1：兼用できる訓練

- ・第18条の5第4項、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発電所で1年に1回以上実施し、所長に報告する。

(通 報)

第 1 2 6 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 1 2 4 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 1 2 4 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。

(1) 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。

(2) 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 <sup>※1</sup> に1回
内部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> 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 所長室長は、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. 所長室長は、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られた者については、該当する教育について省略することができる。
  4. 所長室長は、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所長室長が定める見直し頻度に従い、必要な見直しを行う。

保安教育実施方針 (総括表)

大分類	保安教育の内容					実施時期	運転員 (1、2号炉担当および3号炉担当)				燃料取扱業務に携わる者	左記以外の研修系 所属	研修系所属員	
	中分類 (実施要領第2条 の内容)	小分類 (項目)	内 容	当班班長 (1、2号炉担当) 当班主任 (3号炉担当)	副班班長 (3号炉担当) その代理者 (1、2号炉担当)		燃料取扱業務 設備の管理に関わ る者	燃料取扱業務に 携わる者	研修系所属員					
入所時に 実施する 教育 ※1	関係法令および保安規 定の遵守に関する事 項	保安規程	関係法令および保安規 定の遵守に関する事 項	関係法令、保安規程等 の遵守事項について、 関係法令、保安規程等 の趣旨を説明すること。 非事故時の場合に備え ておこなうこと。	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	0.5時間以上	
		設備概要、主要系統の概 要	設備概要、主要系統の概 要	設備概要、主要系統の概 要について、 設備概要、主要系統の概 要を説明すること。	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	0.5時間以上	
		非常時の対応	非常時の対応	非常時の対応に関する事 項について、 非常時の対応の重要性を 説明すること。	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	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 定の遵守に関する事 項	関係法令、保安規程等 の遵守事項	関係法令、保安規程等 の遵守事項に関する事 項	関係法令、保安規程等 の遵守事項に関する事 項について、 関係法令、保安規程等 の趣旨を説明すること。 非事故時の場合に備え ておこなうこと。	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	0.5時間以上
			放射線業務の概要	放射線業務の概要	放射線業務の概要につ いて、 放射線業務の概要を説 明すること。	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	0.5時間以上
その他 反復教育	放射線業務 従事者 教育 ※1	非常時の対応	非常時の対応	非常時の対応に関する事 項について、 非常時の対応の重要性を 説明すること。	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	0.5時間以上	
関係法令および保安規 定の遵守に関する事 項		関係法令、保安規程等 の遵守事項	関係法令、保安規程等 の遵守事項に関する事 項	関係法令、保安規程等 の遵守事項に関する事 項について、 関係法令、保安規程等 の趣旨を説明すること。 非事故時の場合に備え ておこなうこと。	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	0.5時間以上	
放射線業務の概要		放射線業務の概要	放射線業務の概要につ いて、 放射線業務の概要を説 明すること。	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	0.5時間以上	0.5時間以上	
燃料取扱業務の概要		燃料取扱業務の概要	燃料取扱業務の概要につ いて、 燃料取扱業務の概要を説 明すること。	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	0.5時間以上	0.5時間以上	
放射性廃棄物の取 扱		放射性廃棄物の取 扱	放射性廃棄物の取扱いに 関する事項について、 放射性廃棄物の取扱いの 重要性を説明すること。	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	0.5時間以上	0.5時間以上	
その他 反復教育	関係法令および保安規 定の遵守に関する事 項	関係法令、保安規程等 の遵守事項	関係法令、保安規程等 の遵守事項に関する事 項	関係法令、保安規程等 の遵守事項に関する事 項について、 関係法令、保安規程等 の趣旨を説明すること。 非事故時の場合に備え ておこなうこと。	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	0.5時間以上	
		放射線業務の概要	放射線業務の概要	放射線業務の概要につ いて、 放射線業務の概要を説 明すること。	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	0.5時間以上	
		燃料取扱業務の概要	燃料取扱業務の概要	燃料取扱業務の概要につ いて、 燃料取扱業務の概要を説 明すること。	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	0.5時間以上	
その他 反復教育	関係法令および保安規 定の遵守に関する事 項	関係法令、保安規程等 の遵守事項	関係法令、保安規程等 の遵守事項に関する事 項	関係法令、保安規程等 の遵守事項に関する事 項について、 関係法令、保安規程等 の趣旨を説明すること。 非事故時の場合に備え ておこなうこと。	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	0.5時間以上	
		放射線業務の概要	放射線業務の概要	放射線業務の概要につ いて、 放射線業務の概要を説 明すること。	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	0.5時間以上	
		燃料取扱業務の概要	燃料取扱業務の概要	燃料取扱業務の概要につ いて、 燃料取扱業務の概要を説 明すること。	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	0.5時間以上	
		放射性廃棄物の取 扱	放射性廃棄物の取 扱	放射性廃棄物の取扱いに 関する事項について、 放射性廃棄物の取扱いの 重要性を説明すること。	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	0.5時間以上	
		関係法令および保安規 定の遵守に関する事 項	関係法令、保安規程等 の遵守事項	関係法令、保安規程等 の遵守事項に関する事 項	関係法令、保安規程等 の遵守事項に関する事 項について、 関係法令、保安規程等 の趣旨を説明すること。 非事故時の場合に備え ておこなうこと。	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	0.5時間以上

対象者と教育時間は、表 131-2 参照

対象者と実施時期、教育時間については、表 131-3 参照

対象者と実施時期、教育時間については、表 131-3 参照

○：全員が対象者（附属する業務内容に応じて教育内容に差あり）  
○：業務に附属する者が対象（附属する業務内容に差あり）  
×：業務に附属する者以外が対象（附属する業務内容に差あり）

( )：合計の教育時間

※1：各課（室）長が、所長により別添承認された教育に依り、各項目の受講または一部について十分な知識を得ようとする目的で実施する教育であり、受講者には通知書を作成し、受講状況を把握することとする。  
※2：各課（室）長が、所長により別添承認された教育に依り、各項目の受講または一部について十分な知識を得ようとする目的で実施する教育であり、受講者には通知書を作成し、受講状況を把握することとする。  
※3：各課（室）長が、所長により別添承認された教育に依り、各項目の受講または一部について十分な知識を得ようとする目的で実施する教育であり、受講者には通知書を作成し、受講状況を把握することとする。  
※4：重大事故等および大規模災害発生時における原子炉施設内の安全確保に関する事項について、関係法令、保安規程等に基づき実施することとする。

※5：関係法令、保安規程等に基づき実施することとする。

※6：重大事故等および大規模災害発生時における原子炉施設内の安全確保に関する事項について、関係法令、保安規程等に基づき実施することとする。

※7：関係法令、保安規程等に基づき実施することとする。

※8：関係法令、保安規程等に基づき実施することとする。

※9：関係法令、保安規程等に基づき実施することとする。

※10：関係法令、保安規程等に基づき実施することとする。

※11：関係法令、保安規程等に基づき実施することとする。

※12：関係法令、保安規程等に基づき実施することとする。

※13：関係法令、保安規程等に基づき実施することとする。

※14：関係法令、保安規程等に基づき実施することとする。

※15：関係法令、保安規程等に基づき実施することとする。





(請負会社従業員への保安教育)

第132条 所長室長は、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に必要な教育が表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られた者については、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、安全に必要な教育が表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られた者については、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または燃料取替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、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」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、安全に必要な教育が表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、安全に必要な教育が表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)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項、第4項および第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られた者については、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に必要な教育

保安教育の内容		対象者 ※2	
大分類	中分類 (実用研修第92条の内 容)	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外
入所前に実施する教育 ※1	原子炉施設の種類・性能に関すること 非常の場合に講ずべき処置に関すること 関係法令および保安規定の遵守に関すること	◎	○
	作業上の留意事項 非常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	◎	◎
	実施時期		入所時

(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
総括章中分類との対応	内 容	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 ③管理区域に関すること	◎ (0.5時間以上)	x	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 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 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守および点検の作業の方法および順序 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 ⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の取扱いおよび汚染の除去の方法 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	◎ (1.5時間以上)	x	原子炉施設における作業の方法に関する知識
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1 ・原子炉施設の種類、性能に関すること ・放射線管理に関すること	原子炉、放射線業務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 ③管理区域内の立ち入りおよび退去の手順	◎ (1.5時間以上)	x	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管理区域の立入りおよび退去の手順 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 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守および点検の作業	◎ (0.5時間以上)	x	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事項	◎ (1時間以上)	x	関係法令
放射線管理に関すること ※1	①管理区域の立入りおよび退去の手順 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 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守および点検の作業	◎ (2時間以上)	x	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

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

※1：各課(室)長が、所属により別途承認された基準に従い、各項目の全額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者と認められた者については、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。

## 第 1 1 章 記録および報告

(記録)

第 1 3 3 条 各課 (室) 長は、表 1 3 3 - 1 および表 1 3 3 - 2 に定める保安に関する記録を適正※<sup>1</sup>に作成(表 1 3 3 - 1 第 1 項および第 2 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 1 3 3 - 3 に定める保安に関する記録を適正※<sup>1</sup>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 1 3 3 - 1

記録 (実用炉規則第 6 7 条に基づく記録)	記録すべき場合※ <sup>2</sup>	保存期間
1. 使用前検査の結果	検査の都度	同一事項に関する次の検査の時までの期間
2. 定期検査の結果		
3. 原子炉施設の巡視または点検の状況ならびにその担当者の氏名	毎日 1 回	巡視または点検を実施した施設または設備を廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
4. 保守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) 点検・補修等の結果 (安全上重要な機器等の補修、取替えおよび改造については、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) 点検・補修等の結果の確認・評価およびその担当者の氏名 (4) 点検・補修等の不適合管理、是正処置、予防処置およびその担当者の氏名	保守管理の実施の都度	保守管理を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
5. 保守管理に関する方針、保守管理の目標および保守管理の実施に関する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) 保守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保守管理に関する方針、保守管理の目標または保守管理の実施に関する計画の改定までの期間
6. 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
7. 炉心の中性子束密度		10年間
8. 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 1 3 3 - 1 (続き)

記録 (実用炉規則第 6 7 条に基づく記録)	記録すべき場合 <sup>※2</sup>	保存期間
9. 冷却材入口温度	モード 1 および 2 に おいて 1 時間毎	1 0 年間
10. 冷却材出口温度		1 0 年間
11. 冷却材圧力		1 0 年間
12. 冷却材流量		1 0 年間
13. 制御棒位置		1 年間
14. <u>再結合装置内の温度</u> (1) <u>静的触媒式水素再結合装置温度</u> (2) <u>原子炉格納容器水素燃焼装置温度</u>	<u>運転中<sup>※3</sup> 1 時間毎</u>	<u>1 年間</u>
15. <u>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</u>	モード 1 および 2 に おいて毎日 1 回	1 年間
16. <u>原子炉内における燃料体の配置</u>	配置または配置替え の都度	取出後 1 0 年間
17. <u>運転開始前の点検結果</u>	開始の都度	1 年間
18. <u>運転停止後の点検結果</u>	停止の都度	1 年間
19. <u>運転開始日時</u>	その都度	1 年間
20. <u>臨界到達日時</u>	同上	1 年間
21. <u>運転切替日時</u>	同上	1 年間
22. <u>緊急しゃ断日時</u>	同上	1 年間
23. <u>運転停止日時</u>	同上	1 年間
24. <u>警報装置から発せられた警報の内容<sup>※4</sup></u>	その都度	1 年間
25. <u>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</u>	交代の都度	1 年間
26. <u>使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の 配置</u>	配置または配置替え の都度	5 年間
27. <u>使用済燃料の払出し時における放射能の量</u>	払出しの都度	1 0 年間
28. <u>燃料体の形状または性状に関する検査の結 果</u>	挿入前および取出後 (装荷予定のない場 合を除く)	取出後 1 0 年間

※ 3 : 添付 3 「重大事故等および大規模損壊対応にかかる実施基準」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 4 7 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 <sup>※2</sup>	保存期間
29. 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
30. 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つては毎日1回、3月間の平均濃度にあつては3月毎に1回	10年間
31. 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
32. 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 <sup>※5</sup> 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つ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年間の線量にあつては毎年度1回、3月間の線量にあつては3月毎に1回、1月間の線量にあつては1月毎に1回	※6
33. 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年間で以降に限る)	※6
34. 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
35. 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

※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 1 3 3 - 1 (続き)

記録 (実用炉規則第 6 7 条に基づく記録)	記録すべき場合 <sup>※2</sup>	保存期間
36. 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
37. 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
38. 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
39. 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
40. 事故の発生および復旧の日時	その都度	※7
41. 事故の状況および事故に際して採った処置	同上	※7
42. 事故の原因	同上	※7
43. 事故後の処置	同上	※7
44. 風向および風速	連続して	10 年間
45. 降雨量	同上	10 年間
46. 大気温度	同上	10 年間
47. 保安教育の実施計画	策定の都度	3 年間
48. 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
49. 原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価の結果 <sup>※8</sup>	評価の都度	※7
50. 原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価の結果 <sup>※8</sup>		

※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。

※8：本記録は、原子力発電部門統括が所属員に記録を適正に作成させる。なお、所属員は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。

表 1 3 3 - 2

記録（実用炉規則第 3 7 条 および第 5 7 条に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間
<p>1. 溶接事業者検査の結果の記録</p> <p>(1) 検査年月日</p> <p>(2) 検査の対象</p> <p>(3) 検査の方法</p> <p>(4) 検査の結果</p> <p>(5) 検査を行った者の氏名</p> <p>(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</p> <p>(7) 検査の実施に係る組織</p> <p>(8) 検査の実施に係る工程管理</p> <p>(9) 検査において協力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</p> <p>(10) 検査記録の管理に関する事項</p> <p>(11) 検査に係る教育訓練に関する事項</p>	検査の都度	<p>当該溶接事業者検査に係る原子炉容器等の存続する期間</p> <p>当該溶接事業者検査を行った後最初の原子炉等規制法第 43 条の 3 の 13 第 6 項の通知を受けるまでの期間</p>
<p>2. 定期事業者検査の結果の記録</p> <p>(1) 検査年月日</p> <p>(2) 検査の対象</p> <p>(3) 検査の方法</p> <p>(4) 検査の結果</p> <p>(5) 検査を行った者の氏名</p> <p>(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</p> <p>(7) 検査の実施に係る組織</p> <p>(8) 検査の実施に係る工程管理</p> <p>(9) 検査において協力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</p> <p>(10) 検査記録の管理に関する事項</p> <p>(11) 検査に係る教育訓練に関する事項</p>	検査の都度	<p>その特定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</p>

表 1 3 3 - 3

記録（実用炉規則第67条に基づく記録）※9	記録すべき場合	保存期間
1. 文書化した、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条に定める品質保証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. JEAC4111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) 予防処置通達	変更の都度	変更後5年が経過するまでの期間
4. 組織内のプロセスの効果的な計画、運用および管理を確実に実施するために、組織が必要と判断した次の文書 (1) グレード分け通達 (2) <u>安全文化通達</u> (3) <u>品質目標通達</u> (4) <u>内部コミュニケーション通達</u> (5) <u>要員・組織計画通達</u> (6) <u>教育・訓練通達</u> (7) <u>運転管理通達</u> (8) <u>原子燃料管理通達</u> (9) <u>放射性廃棄物管理通達</u> (10) <u>放射線管理通達</u> (11) <u>保守管理通達</u> (12) <u>非常時の措置通達</u> (13) <u>安全管理通達</u> (14) <u>原子燃料サイクル通達</u> (15) <u>火災防護通達</u> (16) <u>原子力技術業務要綱</u> (17) <u>外部コミュニケーション通達</u> (18) <u>設計・開発通達</u> (19) <u>原子力部門における調達管理通達</u> (20) <u>監視機器・測定機器管理通達</u> (21) <u>検査・試験通達</u> (22) <u>データ分析通達</u>	変更の都度	変更後5年が経過するまでの期間

※9：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)※9	記録すべき場合	保存期間
<p>5. JEAC4111の要求事項に基づき作成する次の記録</p> <p>(1) マネジメントレビューの結果の記録</p> <p>(2) 教育・訓練、技能および経験について該当する記録</p> <p>(3) 業務の計画で必要と定めた記録(本項の他で定めるものを除く。)</p> <p>(4) 業務・<u>原子炉施設</u>に対する要求事項のレビューの結果の記録およびそのレビューを受けてとられた処置の記録</p> <p>(5) <u>原子炉施設</u>の要求事項に関連する設計・開発へのインプットの記録</p> <p>(6) 設計・開発のレビューの結果の記録および必要な処置があればその記録</p> <p>(7) 設計・開発の検証の結果の記録および必要な処置があればその記録</p> <p>(8) 設計・開発の妥当性確認の結果の記録および必要な処置があればその記録</p> <p>(9) 設計・開発の変更の記録</p> <p>(10) 設計・開発の変更のレビューの結果の記録および必要な処置があればその記録</p> <p>(11) 供給者の評価の結果の記録および評価によって必要とされた処置があればその記録</p> <p>(12) プロセスの妥当性確認で組織が記録を必要とした活動の記録</p> <p>(13) 業務・<u>原子炉施設</u>に関するトレーサビリティの記録</p> <p>(14) 組織外の所有物に関して、組織が必要と判断した場合の記録</p> <p>(15) 校正または検証に用いた基準の記録</p> <p>(16) 測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の、過去の測定結果の妥当性評価の記録</p> <p>(17) 校正および検証の結果の記録</p> <p>(18) 内部監査の結果の記録</p> <p>(19) 検査および試験の合否判定基準への適合の記録</p> <p>(20) リリース(次工程への引渡し)を正式に許可した人の記録</p> <p>(21) 不適合の性質、不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録</p> <p>(22) 是正処置の結果の記録</p> <p>(23) 予防処置の結果の記録</p>	<p>作成の都度</p>	<p>5年</p>

(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。

- (1) 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)
- (2) 第91条に定める異常が発生した場合
- (3) 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)
- (4) 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)
- (5) 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(1)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。

## 第 2 編

### 廃止措置段階の発電用原子炉施設編 (1号炉および2号炉に係る保安措置)

廃止措置段階とは、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3 4第2項の規定に基づき認可を受け、廃止措置を実施する段階をいう。

また、廃止措置段階にある美浜発電所1号炉および2号炉に係る発電用原子炉施設（廃止措置対象施設）を廃止措置段階の発電用原子炉施設という。



## 第1章 総 則

(目 的)

第 135 条 この規定第2編（第2編において、以下、「本編」という。）は、原子炉等規制法第43条の3の24第1項の規定に基づき、廃止措置段階のうち、解体準備期間にある美浜発電所1号炉および2号炉原子炉施設（本編において、以下、「原子炉施設」という。）の保安のために必要な措置（本編において、以下、「保安活動」という。）を定め、核燃料物質等または原子炉による災害の防止を図ることを目的とする。

(基本方針)

第136条 発電所における保安活動は、安全文化を基礎とし、放射線および放射性物質の放出による従業員および公衆の被ばくを、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の低い水準に保つとともに、災害の防止のために、適切な品質保証活動に基づき実施する。

(安全文化の醸成)

第137条 第136条に係る保安活動を実施するにあたり、安全を第一とした原子力事業運営の実現のため、安全文化の醸成のための活動を以下のとおり実施する。

2. 社長は、以下の事項を実施する。

(1) 安全を第一とした原子力事業運営の実現のため、安全文化醸成の方針を定める。また、必要に応じてその見直しを行う。

(2) 原子力事業本部長を指揮し、次項(2)の評価結果について報告を受け、必要な指示を行う。

3. 原子力事業本部長は、前項(1)の方針に基づき、次の各号に従い、安全文化の醸成のための活動を統括する。また、次の各号に係る審議のための会議体を設置し、安全文化の醸成のための活動を実施させる。

(1) 安全文化の醸成のための活動の計画を毎年度策定し、必要に応じてその見直しを行う。また、第140条(保安に関する組織)の組織にその活動を実施させる。

(2) (1)に定めた計画の実施状況および安全文化醸成の状況进行评估する。

(3) (1)に定めた計画に基づき、(2)の評価結果を社長に報告し、社長からの指示を受ける。

(4) (2)の評価結果と(3)の社長からの指示を計画に反映する。

4. 第140条(保安に関する組織)の組織は、第3項の計画に基づき、安全文化の醸成のための活動を実施する。

(関係法令および本規定の遵守)

第138条 第139条に基づく保安活動を実施するにあたり、関係法令および本規定を遵守すること(以下、本条において「コンプライアンス」という。)を確実にするため、コンプライアンス意識の向上のための活動を以下のとおり実施する。

2. 社長は、以下の事項を実施する。

(1) コンプライアンスを確実にするための方針を定める。また、必要に応じてその見直しを行う。

(2) 原子力事業本部長を指揮し、次項(2)の評価結果について報告を受け、必要な指示を行う。

3. 原子力事業本部長は、前項(1)の方針に基づき、次の各号に従い、コンプライアンス意識の向上のための活動を統括する。また、原子力部門CSR推進委員会を設置し、コンプライアンス意識の向上のための活動を実施させる。

(1) コンプライアンス意識の向上のための活動の計画を毎年度策定し、必要に応じてその見直しを行う。また、第140条(保安に関する組織)の組織にその活動を実施させる。

(2) (1)に定めた計画の実施状況を評価する。

(3) (1)に定めた計画に基づき、(2)の評価結果を社長に報告し、社長からの指示を受ける。

(4) (2)の評価結果と(3)の社長からの指示を計画に反映する。

4. 第140条(保安に関する組織)の組織は、第3項の計画に基づき、コンプライアンス意識の向上のための活動を実施する。

## 第2章 品質保証

(品質保証計画)

第139条 第136条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質保証計画を定める。

### 1. 目的

本品質保証計画は、発電所の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力発電所における安全のための品質保証規程 (JEAC4111-2009)」（以下、「JEAC4111」という。）および関係法令に基づく品質マネジメントシステム（安全文化を醸成する活動を行うしくみを含む。以下、「品質マネジメントシステム」という。）を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。

### 2. 適用範囲

本品質保証計画は、発電所の保安活動に適用する。

### 3. 定義

本品質保証計画における用語の定義は、下記に定めるものの他 JEAC4111 に従う。

#### (1) 発電用原子炉施設

原子力発電所を構成する構築物、系統および機器等の総称をいう（以下、本条において「原子炉施設」という）。

#### (2) 原子力施設情報公開ライブラリー

原子力施設の事故もしくは故障等の情報または信頼性に関する情報を共有し、活用することにより、事故および故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう（以下、「ニューシア」という）。

#### (3) PWR事業者連絡会

国内PWR（加圧水型軽水炉）プラントの安全安定運転のために、PWRプラントを所有する国内電力会社と国内PWRプラントメーカーの間で必要な技術検討の実施および技術情報を共有するための連絡会のことをいう（以下、本条および第187条において同じ）。

### 4. 品質マネジメントシステム

#### 4. 1 一般要求事項

(1) 原子力部門（第140条 図140に示す組織すべてをいう。以下、本規定において同じ。）は、本品質保証計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、維持する。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

(2) 原子力部門は、次の事項を実施する。

- a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスおよびそれらの原子力部門への適用を4.2.1 b)、c)、d)およびe)に示す文書で明確にする。
- b) これらのプロセスの順序および相互関係を図139-1に示す。
- c) これらのプロセスの運用および管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準および方法を品質マネジメントシステムの文書にて明確にする。

- d) これらのプロセスの運用および監視を支援するために必要な資源および情報を利用できることを確実にする。(6. 参照)
  - e) これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。
  - f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。
  - g) これらのプロセスおよび原子力部門の体制を品質マネジメントシステムとの整合がとれたものにする。
  - h) 社会科学および行動科学の知見を踏まえて、品質マネジメントシステムの運用を促進する。
- (3) 原子力部門は、品質マネジメントシステムの運用において、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(以下、「重要度分類指針」という。)を参考として、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度について、表139-2の4. 1項に係る社内標準に規定し、グレード分けを行う。また、これに基づき資源の適切な配分を行う。なお、グレード分けの決定に際しては、重要度分類指針を参考とした重要性に加えて以下の事項を考慮することができる。
- a) プロセスおよび原子炉施設の複雑性、独自性または斬新性の程度
  - b) プロセスおよび原子炉施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度
  - c) 検査または試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度
  - d) 作業または製造プロセス、要員、要領および装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度
  - e) 原子炉施設に対する保守、検査および取替えの難易度
- (4) 原子力部門は、これらのプロセスを、本品質保証計画に従って運営管理する。
- (5) 原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを原子力部門が決めた場合には、原子力部門はアウトソースしたプロセスに関して管理を確実にする。これらのアウトソースしたプロセスに適用される管理の方式および程度は、原子力部門の品質マネジメントシステムの文書に定める。
- #### 4. 2 文書化に関する要求事項
- ##### 4. 2. 1 一般
- 品質マネジメントシステムの文書には、次の事項を含める。品質マネジメントシステム文書体系図を図139-2に示す。
- a) 文書化した、品質方針および品質目標の表明
  - b) 「原子力発電の安全に係る品質保証規程」
  - c) JEAC4111の要求事項に基づき作成する表139-1に示す社内標準およびこれらの社内標準の中で明確にした記録
  - d) 原子力部門内のプロセスの効果的な計画、運用および管理を確実に実施するために、原子力部門が必要と決定した表139-2に示す社内標準およびこれらの社内標準の中で明確にした記録
  - e) 原子力部門内のプロセスの効果的な計画、運用および管理を確実に実施するために、原子力部門が必要と決定した文書(c)およびd)の社内標準を除く。)およびこれらの文書の中で明確にした記録

なお、b)、c)およびd)に示す社内標準以外の品質マネジメントシステムで必要とされる文書は、表139-1、表139-2で示す社内標準の中で、文書名または作成し管理することを記載する。

また、c)、d) およびe)の記録は、適正に作成する。

#### 4. 2. 2 品質マニュアル

原子力部門は、次の事項を含む品質マニュアルとして、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」(本品質保証計画を含む。)を作成し、維持する。

- a) 品質マネジメントシステムの組織に関する事項
- b) 品質マネジメントシステムの計画に関する事項
- c) 品質マネジメントシステムの実施に関する事項
- d) 品質マネジメントシステムの評価に関する事項
- e) 品質マネジメントシステムの改善に関する事項
- f) 品質マネジメントシステムの適用範囲 (2. 参照)
- g) 品質マネジメントシステムについて確立された社内標準 (4. 2. 1参照)
- h) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係に関する記述 (図139-1参照)

#### 4. 2. 3 文書管理

(1) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理する。ただし、記録は文書的一种ではあるが、4. 2. 4に規定する要求事項に従って管理する。

(2) 次の活動に必要な管理を規定するために、表139-1の4. 2. 3項に係る社内標準を確立する。

- a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書をレビューし、承認する。
- b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。
- c) 文書の変更の識別および現在有効な版の識別を確実にする。
- d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。
- e) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。
- f) 品質マネジメントシステムの計画および運用のために原子力部門が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。
- g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。

#### 4. 2. 4 記録の管理

(1) 原子力部門は、要求事項への適合および品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理する。

(2) 原子力部門は、記録の識別、保管、保護、検索、保管期間および廃棄に関して必要な管理を規定するために、表139-1の4. 2. 4項に係る社内標準を確立する。

(3) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。

### 5. 経営者の責任

#### 5. 1 経営者のコミットメント

社長は、品質マネジメントシステムの構築および実施ならびにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示す。

- a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を原子力部門内に周知する。
- b) 品質方針を設定する。(5. 3 参照)
- c) 管理責任者を指揮し、品質目標が設定されることを確実にする。(5. 4. 1 参照)
- d) マネジメントレビューを実施する。(5. 6 参照)
- e) 管理責任者を指揮し、品質マネジメントシステムの確立と維持に必要な資源が使用できることを確実にする。(6. 参照)
- f) 安全文化を醸成するための活動を促進する。

#### 5. 2 原子力安全の重視

原子力安全を最優先に位置付け、社長は、業務・原子炉施設に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にする。(7. 2. 1 および 8. 2. 1 参照)

#### 5. 3 品質方針

社長は、品質方針について、次の事項を確実にする。

- a) 原子力部門の目的に対して適切である。
- b) 要求事項への適合および品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。
- c) 品質目標の設定およびレビューのための枠組みを与える。
- d) 原子力部門全体に伝達され、理解される。
- e) 適切性の持続のためにレビューされる。
- f) 組織運営に関する方針と統合がとれている。

#### 5. 4 計画

##### 5. 4. 1 品質目標

- (1) 社長は、原子力部門内のしかるべき部門および階層で、業務・原子炉施設に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標(7. 1 (3) a) 参照)が設定されていることを確実にする。
- (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合をとる。
- (3) 原子力部門は、品質目標に係る事項について、表 1 3 9-2 の 5. 4 項に係る社内標準を確立する。

##### 5. 4. 2 品質マネジメントシステムの計画

社長は、次の事項を確実にする。

- a) 品質目標に加えて 4. 1 に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。
- b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れている。

#### 5. 5 責任、権限およびコミュニケーション

##### 5. 5. 1 責任および権限

社長は、第 1 4 1 条、第 1 4 5 条に定める責任(保安活動の内容について説明する責任を含む。)と権限が、原子力部門全体に周知されていることを確実にする。



#### 5. 5. 2 管理責任者

- (1) 社長は、原子力事業本部長を原子力部門（経営監査室を除く。）の管理責任者とし、経営監査室長を経営監査室の管理責任者として任命する。
- (2) 管理責任者（原子力事業本部長）は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任および権限をもつ。
  - a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施および維持を確実にする。
  - b) 品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況および改善の必要性の有無について、社長に報告する。
  - c) 原子力部門（経営監査室を除く。）全体にわたって、関係法令の遵守および原子力安全についての認識を高めることを確実にする。
- (3) 管理責任者（経営監査室長）は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任および権限をもつ。
  - a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施および維持を確実にする。
  - b) 品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況および改善の必要性の有無について、社長に報告する。
  - c) 経営監査室全体にわたって、関係法令の遵守および原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

#### 5. 5. 3 プロセス責任者

社長は、プロセス責任者に対し、所掌する業務に関して、次に示す責任および権限を与える。

- a) プロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。
- b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設に対する要求事項についての認識を高める。
- c) 業務の成果を含む実施状況について評価する。（5. 4. 1 および 8. 2. 3 参照）。
- d) 安全文化を醸成するための活動を促進する。

#### 5. 5. 4 内部コミュニケーション

- (1) 社長は、原子力部門内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。
- (2) 原子力部門は、内部コミュニケーションに係る事項について、表 139-2 の 5. 4 項に係る社内標準を確立する。

#### 5. 6 マネジメントレビュー

##### 5. 6. 1 一般

- (1) 社長は、原子力部門の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、年 1 回 （原則として年度末） 以上品質マネジメントシステムをレビューする。
- (2) 発電所長は、発電所における品質マネジメントシステムを評価し、その結果を表 139-2 の 5. 4 項に係る社内標準に基づき 管理責任者（原子力事業本部長） へ報告する。管理責任者 （原子力事業本部長および経営監査室長） は、これらの情報を

含む自らが所管する品質マネジメントシステムに係る活動を評価し、その結果をマネジメントレビューへのインプットとする。

(3) マネジメントレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、ならびに品質方針および品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。なお、第141条第1項(18)に定める関係する部門についてもマネジメントレビューの結果に基づいて社長が必要な業務の指示を行う。

(4) マネジメントレビューの結果の記録は、維持する。(4.2.4参照)

#### 5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含める。

- a) 監査の結果
- b) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方(8.2.1参照)
- c) プロセスの成果を含む実施状況(品質目標の達成状況を含む。)ならびに検査および試験の結果(8.2.3および8.2.4参照)
- d) 予防処置および是正処置の状況(8.5.2および8.5.3参照)
- e) 安全文化を醸成するための活動の実施状況
- f) 関係法令の遵守状況
- g) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ(5.6.3参照)
- h) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更
- i) 改善のための提案

#### 5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定および処置すべてを含める。

- a) 品質マネジメントシステムおよびそのプロセスの有効性の改善
- b) 業務の計画および実施にかかわる改善
- c) 資源の必要性

### 6. 資源の運用管理

#### 6.1 資源の提供

原子力部門は、原子力安全に必要な資源を表139-2の6.1項、6.2項および7.1項に係る社内標準において明確にし、提供する。

#### 6.2 人的資源

##### 6.2.1 一般

原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、適切な教育、訓練、技能および経験を判断の根拠として力量を有する。

##### 6.2.2 力量、教育・訓練および認識

原子力部門は、表139-2の5.4項および6.2項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。

- a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。
- b) 必要な力量が不足している場合には、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、または他の処置をとる。
- c) 教育・訓練または他の処置の有効性を評価する。

- d) 原子力部門の要員が、自らの活動のもつ意味および重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。
- e) 教育、訓練、技能および経験について該当する記録を維持する。(4. 2. 4 参照)

#### 6. 3 原子炉施設およびインフラストラクチャー

原子力部門は、原子力安全の達成のために必要な原子炉施設を表139-2の7. 1項に係る社内標準において明確にし、維持管理する。

また、原子力安全の達成のために必要なインフラストラクチャーを表139-2の7. 1項に係る社内標準において明確にし、維持する。

#### 6. 4 作業環境

原子力部門は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を表139-2の7. 1項に係る社内標準において明確にし、運営管理する。

#### 7. 業務の計画および実施

##### 7. 1 業務の計画

(1) 原子力部門は、表139-1の4. 2. 3項に係る社内標準および表139-2の7. 1項に係る社内標準に基づき、保安活動に関する業務に必要なプロセスを計画し、構築する。

(2) 業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる。(4. 1参照)

(3) 原子力部門は、業務の計画に当たって、次の各事項について適切に明確化する。  
なお、d)については表139-2の7. 1項に係る社内標準において明確にする。

- a) 業務・原子炉施設に対する品質目標および要求事項
- b) 業務・原子炉施設に特有な、プロセスおよび文書の確立の必要性、ならびに資源の提供の必要性
- c) その業務・原子炉施設のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査および試験活動ならびにこれらの合否判定基準
- d) 業務・原子炉施設のプロセスおよびその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録(4. 2. 4参照)

(4) この計画のアウトプットは、原子力部門の運営方法に適した形式にする。

##### 7. 2 業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス

###### 7. 2. 1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化

原子力部門は、次の事項を業務の計画(7. 1参照)で明確にする。

- a) 業務・原子炉施設に適用される法令・規制要求事項
- b) 明示されていないが、業務・原子炉施設に不可欠な要求事項
- c) 原子力部門が必要と判断する追加要求事項すべて

###### 7. 2. 2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー

(1) 原子力部門は、業務・原子炉施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。

(2) レビューでは、次の事項を確実にする。

- a) 業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。
- b) 業務・原子炉施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。

- c) 原子力部門が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。
- (3) このレビューの結果の記録、およびそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する。(4. 2. 4 参照)
- (4) 業務・原子炉施設に対する要求事項が書面で示されない場合には、原子力部門はその要求事項を適用する前に確認する。
- (5) 業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、原子力部門は、関連する文書として業務の計画を修正する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。
7. 2. 3 外部とのコミュニケーション
- 原子力部門は、原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を表 1 3 9 - 2 の 7. 2. 3 項に係る社内標準で明確にし、実施する。
7. 3 設計・開発
- 原子力部門は、表 1 3 9 - 2 の 7. 3 項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。
7. 3. 1 設計・開発の計画
- (1) 原子力部門は、原子炉施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。
- (2) 設計・開発の計画において、原子力部門は、次の事項を明確にする。
- 設計・開発の段階
  - 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証および妥当性確認
  - 設計・開発に関する責任 (保安活動の内容について説明する責任を含む。) および権限
- (3) 原子力部門は、効果的なコミュニケーションならびに責任および権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。
- (4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に更新する。
7. 3. 2 設計・開発へのインプット
- (1) 原子炉施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する。(4. 2. 4 参照) インプットには、次の事項を含める。
- 機能および性能に関する要求事項
  - 適用される法令・規制要求事項
  - 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
  - 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
- (2) 原子炉施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビューし、承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまいでなく、相反することがないようにする。
7. 3. 3 設計・開発からのアウトプット
- (1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、リリースの前に、承認を受ける。
- (2) 設計・開発からのアウトプットは、次の状態とする。
- 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
  - 調達、業務の実施(原子炉施設の使用を含む。)に対して適切な情報を提供す

- る。
- c) 関係する検査および試験の合否判定基準を含むか、またはそれを参照している。
- d) 安全な使用および適正な使用に不可欠な原子炉施設の特性を明確にする。
7. 3. 4 設計・開発のレビュー
- (1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに（7. 3. 1参照）体系的なレビューを行う。
- a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。
- b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。
- (2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者および当該設計・開発に係る専門家を含める。このレビューの結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する。（4. 2. 4参照）
7. 3. 5 設計・開発の検証
- (1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに（7. 3. 1参照）検証を実施する。
- この検証の結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する。（4. 2. 4参照）
- (2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者またはグループが実施する。
7. 3. 6 設計・開発の妥当性確認
- (1) 結果として得られる原子炉施設が、指定された用途または意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法（7. 3. 1参照）に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。
- (2) 実行可能な場合にはいつでも、原子炉施設の使用前に、妥当性確認を完了する。
- (3) 妥当性確認の結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する。（4. 2. 4参照）
7. 3. 7 設計・開発の変更管理
- (1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する。（4. 2. 4参照）
- (2) 変更に対して、レビュー、検証および妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。
- (3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の原子炉施設を構成する要素および関連する原子炉施設に及ぼす影響の評価（当該原子炉施設を構成する材料または部品に及ぼす影響の評価を含む。）を含める。
- (4) 変更のレビューの結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する。（4. 2. 4参照）
7. 4 調達
- 原子力部門は、表139-2の7. 4項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。
7. 4. 1 調達プロセス
- (1) 原子力部門は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。
- (2) 供給者および調達製品に対する管理の方式および程度は、調達製品が、原子力安全

に及ぼす影響に応じて定める。

- (3) 原子力部門は、供給者が原子力部門の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価および再評価の基準を定める。
- (4) 評価の結果の記録、および評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する。(4. 2. 4 参照)
- (5) 原子力部門は、調達製品の調達後における、維持または運用に必要な保安に係る技術情報の取得およびそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な措置に関する管理方法を定める。

#### 7. 4. 2 調達要求事項

- (1) 調達要求事項では、調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当するものを含める。
  - a) 製品、手順、プロセスおよび設備の承認に関する要求事項
  - b) 要員の適格性確認に関する要求事項
  - c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項
  - d) 不適合の報告および処理に関する要求事項
  - e) 安全文化を醸成するための活動に関する必要な要求事項
- (2) 原子力部門は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。
- (3) 原子力部門は、調達製品を受領する場合には、調達製品の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

#### 7. 4. 3 調達製品の検証

- (1) 原子力部門は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査またはその他の活動を定めて、実施する。
- (2) 原子力部門が、供給者先で検証を実施することにした場合には、原子力部門は、その検証の要領および調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中で明確にする。

#### 7. 5 業務の実施

原子力部門は、業務の計画(7. 1 参照)に基づき、次の事項を実施する。

##### 7. 5. 1 業務の管理

原子力部門は、業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含める。

- a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。
- b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。
- c) 適切な設備を使用している。
- d) 監視機器および測定機器が利用でき、使用している。
- e) 監視および測定が実施されている。
- f) 業務のリリースが実施されている。

##### 7. 5. 2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認

- (1) 業務の実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視または測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には、原子力部門は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。

(2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。

(3) 原子力部門は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。

- a) プロセスのレビューおよび承認のための明確な基準
- b) 設備の承認および要員の適格性確認
- c) 所定の方法および手順の適用
- d) 記録に関する要求事項（4. 2. 4 参照）
- e) 妥当性の再確認

#### 7. 5. 3 識別およびトレーサビリティ

(1) 必要な場合には、原子力部門は、業務の計画および実施の全過程において、適切な手段により、業務・原子炉施設を識別する。

(2) 原子力部門は、業務の計画および実施の全過程において、監視および測定の実施に要求事項に関連して、業務・原子炉施設の状態を識別する。

(3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、原子力部門は業務・原子炉施設について一意の識別を管理し、記録を維持する。（4. 2. 4 参照）

#### 7. 5. 4 原子力部門外の所有物

原子力部門は、原子力部門外の所有物について、それが原子力部門の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する。（4. 2. 4 参照）

#### 7. 5. 5 調達製品の保存

(1) 原子力部門は、調達製品の検証後、受入から据付（使用）までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には、該当する場合、識別、取扱い、包装、保管および保護を含める。保存は、取替品、予備品にも適用する。

(2) 原子力部門は、調達製品の保存に係る事項について、表 139-2 の 7. 5. 5 項に係る社内標準を確立する。

#### 7. 6 監視機器および測定機器の管理

原子力部門は、業務の計画（7. 1 参照）に基づき、次の事項を実施する。

(1) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性を実証するために、原子力部門は、実施すべき監視および測定を表 139-2 の 7. 1 項および 8. 2. 4 項に係る社内標準において明確にする。また、そのために必要な監視機器および測定機器を表 139-2 の 7. 6 項に係る社内標準において明確にする。

(2) 原子力部門は、監視および測定の実施に要求事項との整合性を確保できる方法で監視および測定が実施できることを確実にするプロセスを、表 139-2 の 7. 1 項に係る社内標準において確立する。

(3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たす。

- a) 定められた間隔または使用前に、国際または国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正もしくは検証、またはその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正または検証に用いた基準を記録する。（4. 2. 4 参照）
- b) 機器の調整をする、または必要に応じて再調整する。
- c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。
- d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。

e) 取扱い、保守および保管において、損傷および劣化しないように保護する。

さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、原子力部門は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する。(4. 2. 4 参照)

原子力部門は、その機器、および影響を受けた業務・原子炉施設すべてに対して、適切な処置をとる。校正および検証の結果の記録を維持する。(4. 2. 4 参照)

- (4) 規定要求事項にかかわる監視および測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視および測定ができることを確認する。

この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。

## 8. 評価および改善

### 8. 1 一般

- (1) 原子力部門は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析および改善のプロセスを計画し、実施する。

- a) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合を実証する。
- b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。
- c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

- (2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、およびその使用の程度を決定することを含める。

### 8. 2 監視および測定

#### 8. 2. 1 原子力安全の達成

原子力部門は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手および使用の方法を表 1 3 9 - 2 の 8. 2. 1 項に係る社内標準に定める。

#### 8. 2. 2 内部監査

原子力部門は、表 1 3 9 - 1 の 8. 2. 2 項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。

- (1) 品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行うことができる組織が内部監査を実施する。

- a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画 (7. 1 参照) に適合しているか、JEAC4111 の要求事項に適合しているか、および原子力部門が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。
- b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。

- (2) 監査の対象となるプロセスおよび領域の状態および重要性、ならびにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定する。監査の基準、範囲、頻度および方法を規定する。監査員の選定および監査の実施においては、監査プロセスの客観性および公平性を確保する。ただし、監査員は、自らの業務を監査しない。



- (3) 監査の計画および実施、記録の作成および結果の報告に関する責任および権限、ならびに要求事項を規定する。
  - (4) 監査およびその結果の記録を維持する。(4. 2. 4参照)
  - (5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合およびその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正および是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには、とられた処置の検証および検証結果の報告を含める。(8. 5. 2参照)
  - (6) 監査のプログラムおよび結果について、管理責任者に報告する。
  - (7) 経営監査室は、原子力事業本部および発電所が実施した内部監査を評価する。その結果、経営監査室長が必要と判断した場合には、原子力事業本部、発電所に内部監査の実施を指示する。
  - (8) 原子力事業本部および発電所は、経営監査室長から内部監査の実施について指示がある場合は内部監査を実施する。
8. 2. 3 プロセスの監視および測定
- (1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視、および適用可能な場合に行う測定には、適切な方法を適用する。
  - (2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。
  - (3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、修正ならびに是正処置をとる。
8. 2. 4 検査および試験
- (1) 原子力部門は、原子炉施設の要求事項が満たされていることを検証するために、表139-2の8. 2. 4項に係る社内標準を確立し、原子炉施設を検査および試験する。検査および試験は、業務の計画(7. 1参照)に従って、適切な段階で実施する。検査および試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する。(4. 2. 4参照)
  - (2) 検査および試験要員の独立の程度を定める。
  - (3) リリース(次工程への引渡し)を正式に許可した人を、記録する。(4. 2. 4参照)
  - (4) 業務の計画(7. 1参照)で決めた検査および試験が完了するまでは、当該原子炉施設を据え付けたり、運転したりしない。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。
8. 3 不適合管理
- 原子力部門は、表139-1の8. 3項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。
- (1) 原子力部門は、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。
  - (2) 不適合の処理に関する管理およびそれに関連する責任および権限を規定する。
  - (3) 該当する場合には、原子力部門は、次の一つまたはそれ以上の方法で、不適合を処理する。
    - a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。
    - b) 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、または合格と判定することを正式に許可する。

- c) 本来の意図された使用または適用ができないような処置をとる。
  - d) 外部への引渡し後または業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響または起こり得る影響に対して適切な処置をとる。
- (4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行う。
- (5) 不適合の性質の記録、および不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する。(4. 2. 4 参照)
- (6) 原子力部門は、原子炉施設の保安の向上に役立たせる観点から、公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。

#### 8. 4 データの分析

- (1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムの適切性および有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、表 139-2 の 8. 4 項に係る社内標準において適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視および測定の結果から得られたデータならびにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。
- (2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供する。
- a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方 (8. 2. 1 参照)
  - b) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合 (8. 2. 3 および 8. 2. 4 参照)
  - c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセスおよび原子炉施設の、特性および傾向 (8. 2. 3 および 8. 2. 4 参照)
  - d) 供給者の能力 (7. 4 参照)

#### 8. 5 改善

##### 8. 5. 1 継続的改善

原子力部門は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置およびマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

##### 8. 5. 2 是正処置

原子力部門は、表 139-1 の 8. 5. 2 項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。

- (1) 原子力部門は、再発防止のため、不適合の原因を除去する処置をとる。
- (2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項 (JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。) を規定する。

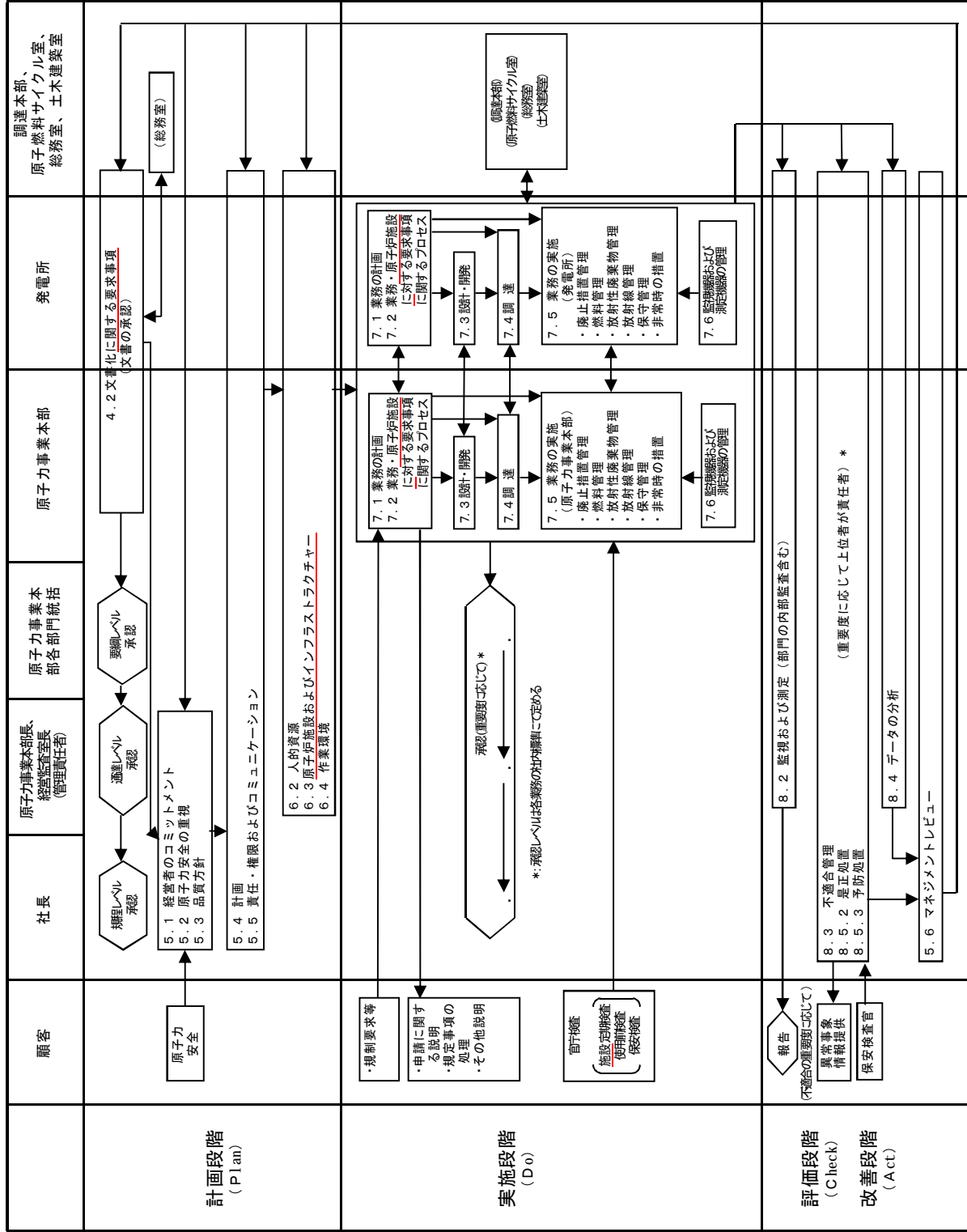
- a) 不適合のレビュー
- b) 不適合の原因の特定
- c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価
- d) 必要な処置の決定および実施
- e) とった処置の結果の記録（4. 2. 4 参照）
- f) とった是正処置の有効性のレビュー

#### 8. 5. 3 予防処置

原子力部門は、表139-1の8. 5. 3項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。

- (1) 原子力部門は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見（良好事例を含む。）および他の施設から得られた知見（PWR事業者連絡会で取り扱う技術情報およびニューシア登録情報を含む。）の活用を含め、その原因を除去する処置を決める。この活用には、原子力安全に係る業務の実施によって得られた知見を他の原子炉設置者と共有することも含む。
- (2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を規定する。
  - a) 起こり得る不適合およびその原因の特定
  - b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価
  - c) 必要な処置の決定および実施
  - d) とった処置の結果の記録（4. 2. 4 参照）
  - e) とった予防処置の有効性のレビュー

図 139-1 品質マネジメントシステム体系図



(注1) 本図は、品質マネジメントシステムを構成するプロセスの関連を規格要求事項に着目し、整理した上でPDCAに分類して示している。業務の詳細は各社内標準にて定める。  
 (注2) 原子力事業本部各部門統括とは、原子力企画部門統括、原子力安全部門統括、原子力発電部門統括、原子力技術部門統括、原子力燃料部門統括、原子力技術部門統括(土木建築)、原子燃料部門統括のいずれかを指す。

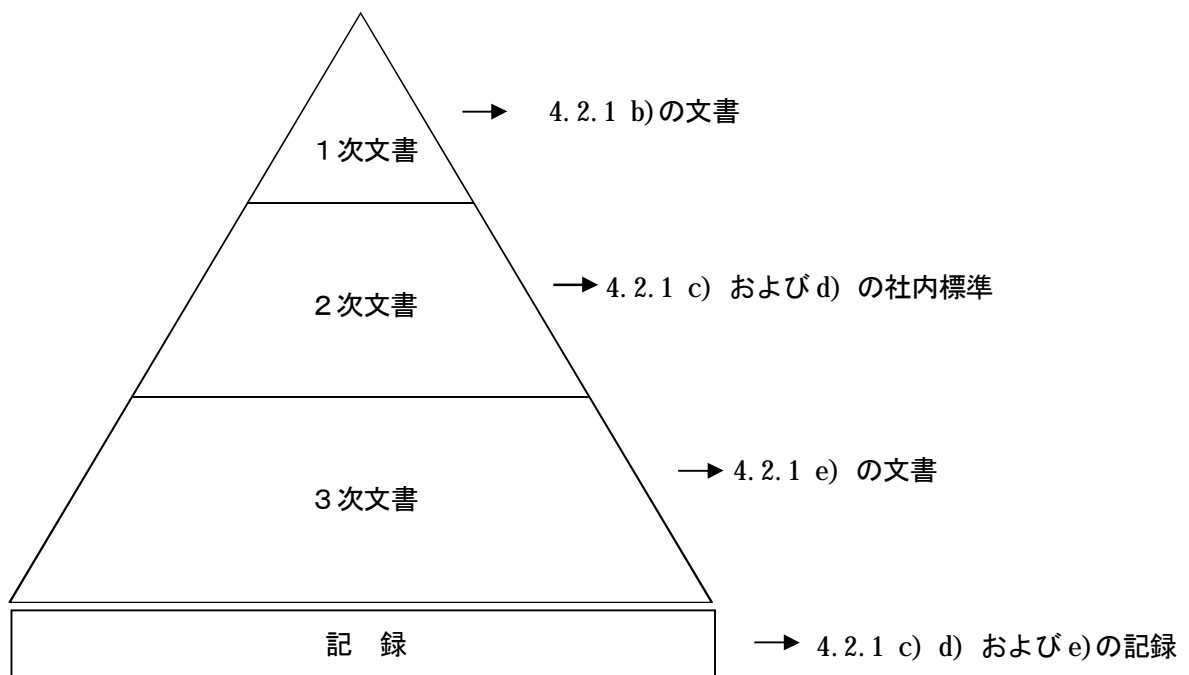


図139-2 品質マネジメントシステム文書体系図

表 1 3 9 - 1 : 本品質保証計画関連条項と JEAC4111 の要求事項に基づき作成する社内標準との関係

本品質保証 計画関連条項	項 目	社内標準名		所管箇所	文書番号
		1 次 文書	2 次文書		
4. 2. 3 4. 2. 4	文書管理 記録の管理	原子力発電の安全に係る品質保証規程※ 1	原子力部門における 文書・記録管理通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成 1 8 原 総 通 達 第 3 号
8. 2. 2	内部監査		原子力部門における 内部監査通達	経営監査室	平成 1 8 経営原通達 第 1 号
8. 3 8. 5. 2	不適合管理 是正処置		不適合管理および是 正処置通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成 1 8 原品証通達 第 1 号
8. 5. 3	予防処置		予防処置通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成 1 8 原発電通達 第 2 号

※ 1 : 原子力発電の安全に係る品質保証規程の所管箇所は、原子力事業本部、総務室および経営監査室であり、文書番号は平成 1 5 規程第 5 号とする（以下、本条において同じ）。

表 139-2 : 本品質保証計画関連条項および本規定関連条項と原子力部門が必要と決定した社内標準との関係

本品質保証 計画関連条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号	本規定関連条項
		1次 文書	2次文書			
4. 1	重要度分 類	原子力発電の安全に係る品質保証規程		原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 品証通達 第2号	
4. 1	<u>安全文化</u>		<u>安全文化通達</u>	<u>原子力事業本部</u> <u>原子力発電部門</u>	平成25 品証通達 第1号	<u>第137条、第138条、第139条</u>
5. 4	品質目標		品質目標通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 品証通達 第3号	
5. 5. 3	<u>プロセス</u> <u>責任者</u>		<u>原子力部門にお</u> <u>ける文書・記録</u> <u>管理通達</u>	<u>原子力事業本部</u> <u>原子力企画部門</u>	平成18 <u>総通達 第3</u> 号	
5. 5. 4	内部コミ ュニケー ション		内部コミュニ ケーション通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 品証通達 第4号	第142条、第143条
6. 1	資源の提 供		要員・組織計画 通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原企通達 第1号	
6. 1	力量、教 育・訓練お よび認識		教育・訓練通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原企通達 第2号	第201条、第202条

表139-2 (続き)

本品質保証 計画関連条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号	本規定関連条項
		1次 文書	2次文書			
6. 1	廃止措置 管理	原子力発電の安全に係る品質保証規程	廃止措置管理通 達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成27 原廃計 通達 第1号	第144条、第145条、第151条、第154 条から第156条
6. 3			運転管理通達		平成18 原発電 通達 第1号	第147条から第150条、第152条、第15 3条、第157条から第160条、第187条、 第188条、第204条
7. 1	燃料管理	原子力発電の安全に係る品質保証規程	原子燃料管理通 達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原燃保 通達 第1号	第161条から第164条、第204条
7. 2			放射性廃棄物管 理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原放管 通達 第1号	第165条から第171条、第204条
7. 5	放射線管 理	原子力発電の安全に係る品質保証規程	放射線管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原放管 通達 第2号	第172条から第186条、第191条、第19 9条、第204条
7. 6			保守管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保修 通達 第1号	第187条
8. 2. 4	非常時の 措置	原子力発電の安全に係る品質保証規程	非常時の措置通 達	原子力事業本部 原子力安全部門	平成26 原危管 通達 第1号	第153条、第189条、第190条、第192 条から第198条、第200条
			原子燃料サイク ル通達	原子力事業本部 原子燃料部門	平成18 原燃品 通達 第1号	第161条から第164条
	その他	原子力発電の安全に係る品質保証規程	原子力技術業務 要綱	原子力事業本部 原子力技術部門	平成17 原ブ技 要綱 第2号	



表 139-2 (続き)

本品質保証 計画関連条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号	本規定関連条項
		1次 文書	2次文書			
7. 2. 2 7. 2. 3 8. 2. 1	外部との コミュニケーション センター 原子力安 全の達成	原子力発電の安全に係る品質保証規程		原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原発電 通達 第3号	
7. 3	設計・開 発	設計・開発通達		原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保修 通達 第2号	第187条
7. 4 7. 5. 5	調達 調達製品 の保存	原子力部門にお ける調達管理通 達		調達本部	平成27 調原通 達 第1号	
7. 6	監視機器 および測 定機器の 管理	監視機器・測定機 器管理通達		原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保修 通達 第3号	
8. 2. 3	プロセス の監視お よび測定	品質目標通達		原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品証 通達 第3号	
7. 6 8. 2. 4 8. 4	検査およ び試験 データの 分析	原子力部門にお ける内部監査通 達 検査・試験通達 データ分析通達		経営監査室 原子力事業本部 原子力発電部門 原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 経営原 通達 第1号 平成18 原保修 通達 第4号 平成18 原品証 通達 第5号	

### 第3章 保安管理体制

#### 第1節 組織および職務

(保安に関する組織)

第140条 発電所の保安に関する組織は、図140のとおりとする。

図140

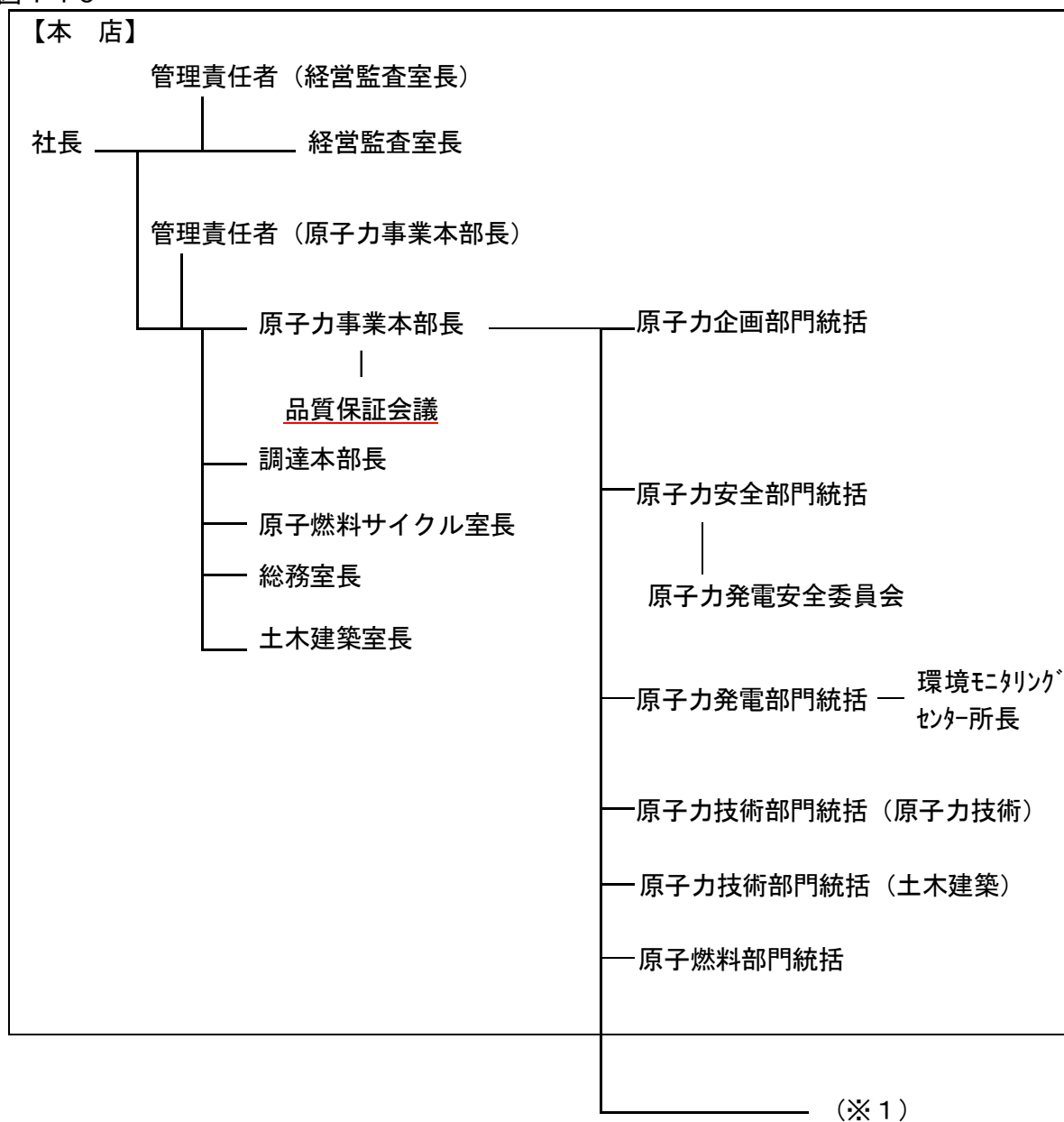
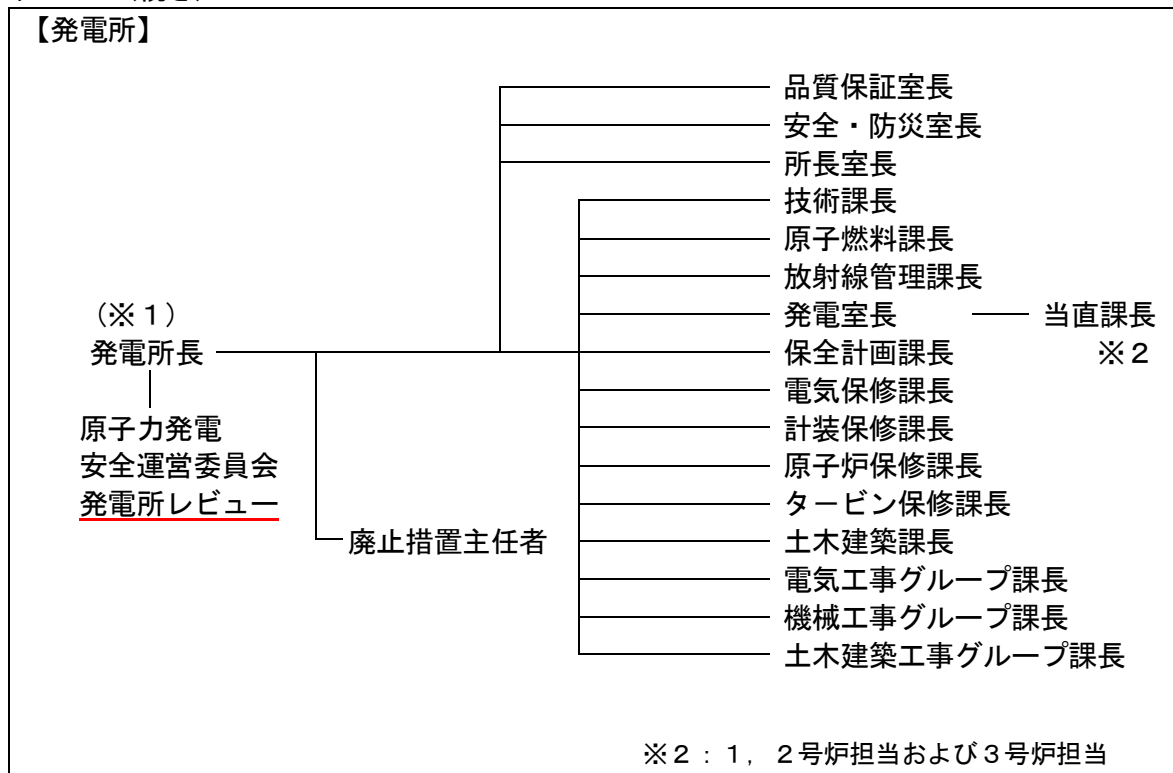


図 140 (続き)



(保安に関する職務)

第141条 本店における保安に関する職務は次のとおり。

- (1) 社長は、本規定に定める保安活動を統括する。
- (2) 経営監査室長は、原子力部門の経営監査に係る、年度計画および要員の教育ならびに経営監査の実施に関する業務を行う。
- (3) 原子力事業本部長は、第1項(5)から(10)に定める各部門統括を指導監督し、原子力業務を統括する。また、第137条第3項および第138条第3項の職務を行う。
- (4) 原子力事業本部長代理および第1項(5)から(10)に定める各部門統括は、原子力事業本部長を補佐する。
- (5) 原子力企画部門統括は、要員・組織計画および要員教育(原子力部門の経営監査に係る要員の教育および運転員の教育・訓練を除く。)ならびに文書管理に関する業務を統括する。
- (6) 原子力安全部門統括は、原子力発電所の安全管理および原子力発電施設の安全評価に関する業務を統括する。
- (7) 原子力発電部門統括は、原子力発電の品質保証活動、原子力発電施設の設計・保全および廃止措置ならびに原子力発電所の運転保守(運転員の教育・訓練を含む。)、放射線管理および放射性廃棄物管理に関する業務を統括する。
- (8) 原子力技術部門統括(原子力技術)は、原子力発電施設の設計・保全(原子力技術部門統括(土木建築)および原子力発電部門統括が所管する業務を除く。)に関する技術的業務を統括する。
- (9) 原子力技術部門統括(土木建築)は、原子力発電施設の土木設備、建築物に係る設計・保全(原子力発電部門統括が所管する業務を除く。)に関する技術的業務を統括する。
- (10) 原子燃料部門統括は、原子燃料サイクル(原子燃料サイクル室長所管業務を除く。)およびその品質保証活動に関する業務を統括する。
- (11) 調達本部長は、契約および貯蔵品管理に関する業務を行う。
- (12) 原子燃料サイクル室長は、原子燃料サイクルの契約に関する業務を行う。
- (13) 総務室長は、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」の制定・改廃を所管するとともに、社印の管理に関する業務を行う。
- (14) 土木建築室長は、原子力部門に係る土木設備、建築物の改良および修繕に関する業務を行う。
- (15) 環境モニタリングセンター所長は、環境放射能に係るデータの収集、分析および評価に関する業務を行う。
- (16) 第1項(6)から(10)、(14)に定める各職位の職務には、その職務の範囲における設計および工事に関する業務を含む。
- (17) 第1項(5)から(15)に定める各職位は、所属員を指示・指導し、所管業務を遂行する。また、各所属員は、その指示・指導に従い業務を実施する。
- (18) その他関係する部門は、別途定められた「職制規程」に基づき所管業務を遂行する。

2. 発電所における保安に関する職務は次のとおり。

- (1) 発電所長（以下、「所長」という。）は、発電所の課（室）長等を指導監督し、発電所における保安活動を統括する。
- (2) 原子力安全統括、副所長および運営統括長は、所長を補佐する。
- (3) 品質保証室長は、原子力発電に関する品質保証活動の統括に関する業務を行う。
- (4) 品質保証室課長は、品質保証室長を補佐する。
- (5) 安全・防災室長は、原子炉施設の管理運用に関する安全評価、その他技術安全の総括、原子力防災対策および原子炉施設の出入管理に関する業務を行う。
- (6) 安全・防災室課長は、安全・防災室長を補佐する。
- (7) 所長室長は、発電所の運営に関する総括、初期消火活動のための体制の整備に関する業務、文書管理と記録管理の総括、教育・訓練の総括、調達先管理、契約および貯蔵品管理に関する業務を行う。
- (8) 所長室課長（総務）は、所長室長を補佐する。
- (9) 技術課長は、発電所の技術関係事項の総括に関する業務を行う。
- (10) 原子燃料課長は、原子燃料管理に関する業務を行う。
- (11) 放射線管理課長は、放射性廃棄物管理、放射線管理（環境モニタリングセンター所長所管業務を除く。）、被ばく管理、化学管理および廃止措置工事<sup>\*1</sup>に関する業務を行う。
- (12) 発電室長は原子炉施設の運転に関する業務を行う。
- (13) 当直課長は、原子炉施設の運転に関する当直業務を行う。なお、本編において「当直課長」とは、特に定めのない限り1号炉および2号炉を担当する当直課長をいう。
- (14) 定検課長は、発電室長の原子炉施設の運転に関する業務のうち、施設定期検査（以下、「定期検査」という。）に関する業務の補佐を行う。
- (15) 保全計画課長は、原子炉施設の保守、修理および廃止措置工事<sup>\*1</sup>の総括に関する業務を行う。
- (16) 電気必修課長は、原子炉施設の電気設備に係る保守、修理および廃止措置工事<sup>\*1</sup>（電気工事グループ課長所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (17) 計装必修課長は、原子炉施設の計装設備に係る保守、修理および廃止措置工事<sup>\*1</sup>（電気工事グループ課長所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (18) 原子炉必修課長は、原子炉施設の機械設備（タービン設備を除く。）に係る保守、修理および廃止措置工事<sup>\*1</sup>（機械工事グループ課長所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (19) タービン必修課長は、原子炉施設の機械設備（タービン設備）に係る保守、修理および廃止措置工事<sup>\*1</sup>（機械工事グループ課長所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (20) 土木建築課長は、原子炉施設の土木設備および建築物に係る保守、修理および廃止措置工事<sup>\*1</sup>（機械工事グループ課長および土木建築工事グループ課長の所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (21) 電気工事グループ課長は、原子炉施設の電気設備および計装設備に係る保守、修理および廃止措置工事<sup>\*1</sup>のうち、所長が指定したものに関する業務を行う。
- (22) 機械工事グループ課長は、原子炉施設の機械設備、土木設備および建築物に係る保守、修理および廃止措置工事<sup>\*1</sup>のうち、所長が指定したものに関する業務を行う。

- (23) 土木建築工事グループ課長は、原子炉施設の土木設備および建築物に係る保守、修理および廃止措置工事<sup>※1</sup>のうち、所長が指定したものに関する業務を行う。
- (24) 発電所課長は、所長の指示する範囲の業務を行う。
- (25) 第2項(3)から(24)に定める各職位（以下、「各課（室）長」という。）は、所管業務に基づき非常時の措置、保安教育ならびに記録および報告を行う。
- (26) 第2項(5)、(6)、(10)から(13)および(15)から(23)に定める各職位の職務には、その職務の範囲における運転および保守、設計および工事に関する業務を含む。
- (27) 各課（室）長は、課（室）員を指示・指導し、所管業務を遂行する。また、各課（室）員は、その指示・指導に従い業務を実施する。

※1：廃止措置工事とは、第155条に定める、原子炉等規制法第43条の3の34第2項の規定に基づき認可を受けた廃止措置計画（以下、「廃止措置計画」という。）に基づき実施する工事をいう。

## 第2節 原子力発電安全委員会および原子力発電安全運営委員会

(原子力発電安全委員会)

第142条 本店に原子力発電安全委員会（以下、「委員会」という。）を設置する。

2. 委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ委員会において定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない。

- (1) 原子炉設置（変更）許可申請書本文に記載の構築物、系統および機器の変更
- (2) 廃止措置計画の変更
- (3) 原子炉施設保安規定の変更
- (4) 本店所管の社内標準の制定および改正
- (5) その他委員会で定めた事項

3. 原子力安全部門統括を委員長とする。委員長は、委員会の審議を主宰する。

4. 委員会は、委員長、各所長、各発電所の廃止措置主任者に加え、委員長が指名した者で構成する。

(原子力発電安全運営委員会)

第143条 発電所に原子力発電安全運営委員会（以下、「運営委員会」という。）を設置する。

2. 運営委員会は、発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、委員会で審議した事項もしくはあらかじめ運営委員会において定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない。

- (1) 廃止措置管理に関する社内標準の制定および改正
  - (a) 運転員の構成人員に関する事項
  - (b) 当直の引継方法に関する事項
  - (c) 廃止措置計画に関する事項
  - (d) 安全貯蔵措置に関する事項
  - (e) 巡視に関する事項
  - (f) 警報発生時の措置に関する事項
  - (g) 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項
  - (h) 定期的に実施するサーベランスに関する事項
- (2) 燃料管理に関する社内標準の制定および改正
  - (a) 新燃料および使用済燃料の運搬に関する事項
  - (b) 新燃料および使用済燃料の貯蔵に関する事項
- (3) 放射性廃棄物管理に関する社内標準の制定および改正
  - (a) 放射性固体廃棄物の保管および運搬に関する事項
  - (b) 放射性液体廃棄物の放出管理に関する事項
  - (c) 放射性気体廃棄物の放出管理に関する事項
  - (d) 放出管理用計測器の点検・校正に関する事項
- (4) 放射線管理に関する社内標準の制定および改正
  - (a) 管理区域の設定、区域区分および特別措置を要する区域に関する事項
  - (b) 管理区域の出入管理および遵守事項に関する事項
  - (c) 保全区域に関する事項
  - (d) 周辺監視区域に関する事項
  - (e) 線量の評価に関する事項
  - (f) 除染に関する事項
  - (g) 外部放射線に係る線量当量率等の測定に関する事項
  - (h) 放射線計測器類の点検・校正に関する事項
  - (i) 管理区域内で使用した物品の搬出および運搬に関する事項
- (5) 保守管理に関する社内標準の制定および改正
- (6) 改造の実施に関する事項
- (7) 保安教育実施計画の策定（第201条）に関する事項
- (8) 事故・故障の水平展開の実施状況に関する事項



3. 所長を委員長とする。委員長は、運営委員会の審議を主宰する。
4. 運営委員会は、委員長、廃止措置主任者、第141条第2項(3)、(5)、(7)、同項(9)から(12)および(15)から(23)に定める職位に加え、委員長が指名した者で構成する。

### 第3節 廃止措置主任者

(廃止措置主任者の選任)

第144条 所長は、廃止措置主任者を、保安活動を監督するに当たり必要な知識を有することを所長が認めた者であって、次の各号の業務に通算して3年以上従事した経験を有する者から選任する。

- (1) 原子炉施設の工事または保守管理に関する業務
- (2) 原子炉の運転に関する業務
- (3) 原子炉施設の設計に係る安全性の解析および評価に関する業務
- (4) 原子炉に使用する燃料体の設計または管理に関する業務

2. 廃止措置主任者は1号炉および2号炉で兼任することができる。
3. 廃止措置主任者の職位は、課(室)長以上とする。
4. 廃止措置主任者には代行者を置くことができる。
5. 廃止措置主任者が職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項から第3項に基づき、あらためて廃止措置主任者を選任する。

(廃止措置主任者の職務等)

第145条 廃止措置主任者は、原子炉施設の廃止措置に関し保安の監督を誠実に、かつ、最優先に行うことを任務とし、次の職務を遂行する。

- (1) 原子炉施設の廃止措置に関し保安上必要な場合は、所長へ意見具申する。
- (2) 原子炉施設の廃止措置に関し保安上必要な場合は、廃止措置に従事する者へ指導・助言を行う。
- (3) 廃止措置主任者は、第204条第1項の報告について、精査し、必要な指導・助言を行う。
- (4) 表145-1に定める事項について、所長の承認に先立ち確認する。
- (5) 表145-2に定める事項について、各課(室)長からの報告内容等を確認する。
- (6) 表145-3に示す記録の内容を確認する。
- (7) その他原子炉施設の廃止措置に関し保安の監督に必要な職務を行う。

2. 所長は、廃止措置主任者がその保安のためにする意見具申を尊重する。

3. 原子炉施設の廃止措置に従事する者は、廃止措置主任者がその保安のためにする指導・助言を尊重する。

表145-1

条文	内容
第172条(管理区域の設定・解除)	第5項に定める一時的な管理区域の設定・解除 第7項に定める管理区域の設定・解除
第201条(所員への保安教育)	所員への保安教育実施計画
第202条(請負会社従業員への保安教育)	請負会社従業員への保安教育実施計画

表 1 4 5 - 2

条文	内容
第 1 5 1 条 (原子炉の運転停止に関する恒久的な措置)	原子炉内に燃料を装荷しないこと
第 1 5 2 条 (地震・火災等発生時の措置)	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果
第 1 5 6 条 (工事完了の報告)	工事計画に基づき実施した工事の結果
第 1 5 9 条 (施設運用上の基準を満足しない場合)	第 6 項に定める施設運用上の基準を満足していると判断した場合
第 2 0 4 条 (報告)	施設運用上の基準を満足していないと判断した場合
	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
	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
	実用炉規則第 1 3 4 条第 3 号、第 4 号、第 6 号から第 1 2 号および第 1 4 条に定める報告事象が生じた場合

表 1 4 5 - 3

記 録 項 目
1. 燃料に係る記録 (1) 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置 (2) 使用済燃料の払出し時における放射能の量
2. 放射線管理に係る記録 (1) 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 (2) 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 (3) 放射性物質による汚染の広がり防止および除去を行った場合には、その状況
3. 放射性廃棄物管理に係る記録 (1) 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 (2) 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場所および方法 (3) 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 (4) 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経路
4. 原子炉施設の巡視の結果
5. 保安教育の実施報告書
6. 廃止措置に係る工事の方法、時期および対象となる原子炉施設の設備の名称

## 第4章 廃止措置管理

### 第1節 通則

(構成および定義)

第146条 第3節(第158条から第160条を除く)における条文の基本的な構成は次のとおりとする。

- (1) 第1項：施設運用上の基準
- (2) 第2項：施設運用上の基準を満足していることを確認するために行う事項
- (3) 第3項：施設運用上の基準を満足していないと判断した場合<sup>※1</sup>に要求される措置

2. 本編において、主要な用語の定義は、各条文に定めがない場合は、次のとおりとする。

- (1) 第3節において「速やかに」とは、可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記の主旨を踏まえた上で、組織的に実施する準備<sup>※2</sup>が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。

※1：施設運用上の基準を満足していないと判断した場合は、次のいずれかをいう。

- (1) 第2項の確認を行ったところ、施設運用上の基準を満足していないと当直課長が判断した場合
- (2) 第2項の確認を行うことができなかった場合
- (3) 第2項にかかわらず施設運用上の基準を満足していないと当直課長が判断した場合

※2：関係者への連絡、各運転員への指示、手順の準備・確認等を行うこと。

(運転員の確保)

第147条 発電室長は、原子炉施設の運転に必要な知識を有する者を確保する。なお、原子炉施設の運転に必要な知識を有する者とは、原子炉施設の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。

2. 発電室長は、原子炉施設の運転に当たって第1項で定める者の中から、1直あたり4名以上をそろえ、5直以上を編成した上で3交代勤務を行わせる。特別な事情がある場合を除き、連続して24時間を超える勤務を行わせてはならない。また、4名以上のうち、1名は当直課長とする。
3. 当直課長は、照射済燃料移動中においては、第2項で定める者のうち、1名以上を常時中央制御室に確保する。

(巡視)

第148条 当直課長（3号炉担当を含む）は、毎日1回以上、原子炉施設（アニュラス内および第174条第1項で定める区域を除く）を巡視する。

2. 発電室長は、アニュラス内および第174条第1項で定める区域については、第174条第1項で定める措置に伴う立ち入り制限を考慮して、巡視を行う区域および方法を定める。当直課長（3号炉担当を含む）は、その定めに従い、巡視を実施する。



(廃止措置管理に関する社内標準の作成)

第149条 発電室長は、次の各号に掲げる原子炉施設の廃止措置管理に関する社内標準を作成し、制定・改正に当たっては、第143条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。

- (1) 巡視に関する事項
- (2) 警報発生時の措置に関する事項
- (3) 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項
- (4) 定期的実施するサーベランスに関する事項

(引 継)

第150条 当直課長（3号炉担当を含む）は、その業務を次直の当直課長（3号炉担当を含む）に引き継ぐ際には、施設運用状況を申し送る。

(原子炉の運転停止に関する恒久的な措置)

第151条 原子燃料課長は、1号炉および2号炉の原子炉内に燃料を装荷しない措置として、1号炉および2号炉の燃料移送管の仕切弁を閉止後、施錠する。

2. 各課(室)長は、燃料以外を移送するために燃料移送管の仕切弁を開閉する必要がある場合は、廃止措置主任者の確認を得て、施錠を解除し仕切弁を操作することができる。

3. 原子力部門は、燃料を譲り渡す場合は、表151に定める譲渡し先に譲り渡す。

表151

種別	譲渡し先
使用済燃料	再処理事業者
新燃料	加工事業者

(地震・火災等発生時の措置)

第152条 各課(室)長は、地震・火災が発生した場合は次の措置を講じるとともに、その結果を所長および廃止措置主任者に報告する。

- (1) 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、維持すべき原子炉施設<sup>※1</sup>の損傷の有無を確認する。
- (2) 原子炉施設に火災が発生した場合は、早期消火および延焼の防止に努めるとともに、火災鎮火後、維持すべき原子炉施設<sup>※1</sup>の損傷の有無を確認する。

2. 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、以下の各号に掲げる事項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。

- (1) 所長室長は、発電所から消防機関へ通報するため、専用回線を使用した通報設備を中央制御室に設置する<sup>※2</sup>。
- (2) 所長室長は、初期消火活動を行う要員として、10名以上(発電所合計数)を常駐させるとともに、この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。
- (3) 所長室長は、初期消火活動を行うため、表152に示す化学消防自動車および泡消火薬剤を配備する。また、初期消火活動に必要なその他資機材を定め、配備する。
- (4) 保全計画課長は、原子炉施設における持込物(可燃物)の管理方法を定める。
- (5) 当直課長(3号炉担当を含む)は、第148条(巡視)に定める巡視により、火災の発生の有無を確認する。
- (6) 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、維持すべき原子炉施設<sup>※1</sup>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廃止措置主任者に報告する。
- (7) 所長室長は、前各号に定める初期消火活動のための体制について、総合的な発電所の訓練および初期消火活動の結果を1年に1回以上評価するとともに、評価結果に基づき、より適切な体制となるよう必要な見直しを行う。

表152

設備	数量
化学消防自動車 <sup>※3</sup>	1台 <sup>※4※5</sup>
泡消火薬剤(化学消防自動車保有分を含む)	1500リットル以上 <sup>※5</sup>

※1：廃止措置計画に定める維持管理対象設備をいう。

※2：専用回線、通報設備が点検または故障により使用不能となった場合を除く。  
ただし、点検後または修復後は遅滞なく復旧させる。

※3：400リットル毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有すること。

※4：化学消防自動車が、点検または故障の場合には、※3に示す能力を有する小型動力ポンプ付水槽車等をもって代用することができる。

※5：発電所合計数

3. 各課（室）長は、山火事、台風、津波等の影響により、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して判断した場合は、所長、廃止措置主任者および関係課（室）長に連絡するとともに、必要な措置について協議する。

(電源機能喪失時等の体制の整備)

第153条 安全・防災室長は、交流電源を供給する全ての設備の機能が喪失した場合、原子炉施設内において溢水が発生した場合、火山現象による影響が発生するおそれがある場合または発生した場合、重大事故<sup>※1</sup>に至るおそれがある事故もしくは重大事故が発生した場合また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その他テロリズムにより原子炉施設に大規模な損壊が生じた場合で、使用済燃料ピットを冷却する全ての設備の機能が喪失した場合等(以下これらを総称して、「電源機能喪失時等」という。)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、以下の各号に掲げる事項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。

- (1) 電源機能喪失時等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要員の配置
  - (2) 電源機能喪失時等における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する1年に1回以上の教育訓練
  - (3) 電源機能喪失時等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資機材の配備
2. 各課(室)長は、前項の計画に基づき電源機能喪失時等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必要な手順を定める。
  3. 各課(室)長は、第1項の計画に基づき、電源機能喪失時等における原子炉施設の保全のための活動を実施するとともに、第1項(1)の要員に第2項の手順を遵守させる。
  4. 各課(室)長は、第3項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の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。安全・防災室長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

※1:「重大事故」とは、実用炉規則第4条に掲げる「核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷」をいう。

## 第2節 廃止措置管理

(安全貯蔵措置)

第154条 放射線管理課長は、廃止措置計画に基づく安全貯蔵<sup>※1</sup>の対象範囲について、安全貯蔵期間中に講じる措置を定める。

※1：安全貯蔵とは、放射能レベルが比較的高い原子炉領域の解体撤去工事を実施する前に、放射線業務従事者の被ばく線量を合理的に達成可能な限り低減するため、残存放射能の時間的減衰を図ることをいう。

(工事の計画および実施)

第155条 原子力部門は、廃止措置工事<sup>※1</sup>を実施する場合、以下の必要なプロセスを実施する。

- (1) 工事計画
  - (2) 設計計画
  - (3) 調達管理
  - (4) 工事管理
2. 原子力部門は、第1項の工事計画を策定するにあたり、工事の内容が3号炉の原子炉施設の機能に影響を与えないことを確認する。
  3. 原子力部門は、廃止措置工事を実施するにあたり、廃止措置計画を踏まえ、必要に応じて次の各号に示す措置を講じる。
    - (1) 汚染拡大防止対策および漏えい防止対策
    - (2) 被ばく低減対策
    - (3) 事故防止対策
  4. 原子力部門は、廃止措置工事の結果について記録する。

※1：廃止措置工事とは、廃止措置計画に基づく、核燃料物質による汚染の除去、残存放射能調査工事およびその他第187条に定める保全対象範囲以外の設備の解体撤去工事をいう。



(工事完了の報告)

第156条 各課(室)長は、第155条に基づき実施した廃止措置工事が完了した場合には、工事の結果を、所長および廃止措置主任者に報告するとともに、関係する各課(室)長へ通知する。

### 第3節 施設運用上の基準

(使用済燃料ピットの水温)

第157条 使用済燃料ピットは、表157-1で定める事項を施設運用上の基準とする。

2. 使用済燃料ピットが前項で定める施設運用上の基準を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、1週間に1回、使用済燃料ピットの水温を確認する。

3. 当直課長は、使用済燃料ピットが第1項で定める施設運用上の基準を満足していないと判断した場合、表157-3の措置を講じる。

表157-1

項目	施設運用上の基準
使用済燃料ピット	水温が表157-2で定める基準値内にあること

表157-2

1. 1号炉

項目	基準値
水温	65℃以下

2. 2号炉

項目	基準値
水温	65℃以下

表157-3

条件	要求される措置	完了時間
A. 使用済燃料ピットの水温が基準値を満足していない場合	A.1 当直課長は、使用済燃料ピットの水温を基準値内に回復させるための措置を開始する。	速やかに

(施設運用上の基準の確認)

第158条 当直課長は、施設運用上の基準を満足していることを第157条の第2項(以下、本編各条において「この規定第2項」という。)で定める事項により確認する。

2. この規定第2項で定める頻度に関して、その確認の間隔は、表158に定める範囲内で延長することができる。ただし、確認回数の低減を目的として、恒常的に延長してはならない。なお、定める頻度以上で実施することを妨げるものではない。
3. 当直課長は、この規定第2項で定める頻度による確認が実施できなかった場合は、施設運用上の基準を満足していないと判断する。ただし、その発見時点から、速やかに当該事項の確認を実施し、施設運用上の基準を満足していることを確認することができれば、第157条の第3項で定める要求される措置を開始する必要はない。
4. 当直課長は、この規定第2項で定める事項が実施され、かつその結果が施設運用上の基準を満足している場合は、この規定第2項で定める事項が実施されていない期間、施設運用上の基準が満足していないとはみなさない。ただし、第159条で施設運用上の基準を満足していないと判断した場合を除く。

表158

頻 度		備 考
この規定第2項 で定める頻度	延長できる時間	
1週間に1回	2日	1週間＝7日 日単位の間隔で確認する

(施設運用上の基準を満足しない場合)

第159条 施設運用上の基準を満足しない場合とは、当直課長が第157条の第1項で定める施設運用上の基準を満足していないと判断した場合をいう。なお、当直課長は、この判断を速やかに行う。

2. 当直課長は、この規定第2項で定める事項が実施されていない期間においても、施設運用上の基準に関係する事象が発見された場合は、施設運用上の基準を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。
3. 当直課長は、施設運用上の基準を満足していないと判断した時点から、要求される措置を開始する。
4. 当直課長は、施設運用上の基準を満足していない期間は、この規定第2項で定める事項を実施する必要はない。ただし、この規定第2項で定める頻度で実施しなかった事項については、施設運用上の基準を満足していると判断した後、速やかに実施するものとする。
5. 施設運用上の基準を満足していると判断するにあたり、この規定第2項で定める事項を実施した場合は、これを当該条文の第2項で定める事項に代えることができる。
6. 当直課長は、施設運用上の基準を満足しない場合となった後において、当該施設運用上の基準を満足していると判断した場合は、廃止措置主任者に報告する。

(施設運用上の基準に関する記録)

第160条 当直課長は、施設運用上の基準を満足していないと判断した場合は、次の各項を記録する。

- (1) 施設運用上の基準を満足していないと判断した場合は、当該施設運用上の基準および満足していないと判断した時刻
- (2) 要求される措置を実施した場合は、当該措置の実施結果（保修作業を含む）
- (3) 施設運用上の基準を満足していると判断した場合は、満足していると判断した時刻

## 第5章 燃料管理

(新燃料の運搬)

- 第161条 原子燃料課長は、新燃料輸送容器から新燃料を取り出す場合は、補助建屋クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーンのうちから必要な燃料取扱設備を使用する。
2. 原子燃料課長は、発電所内において、新燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、新燃料輸送容器に収納する。
- (1) 法令に適合する容器を使用すること。
  - (2) 補助建屋クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーンのうちから必要な燃料取扱設備を使用すること。
  - (3) 新燃料が臨界に達しない措置を講じること。なお、新燃料から燃料棒を引抜き、燃料棒表面を除染する場合は、取り扱う数量を燃料集合体1体毎かつその1体分の燃料棒に限定すること。
3. 原子燃料課長は、発電所内において、新燃料を収納した新燃料輸送容器を管理区域外に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、次の事項を遵守する。
- (1) 容器の車両への積付けに際し、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。
  - (2) 法令に定める危険物と混載しないこと。
  - (3) 容器および車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。
4. 放射線管理課長は、第3項の運搬において、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の放射性物質の密度（以下、「表面汚染密度」という。）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、第173条第1項（1）に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。
5. 放射線管理課長は、原子燃料課長が管理区域内で第173条第1項（1）に定める区域に新燃料を収納した新燃料輸送容器を移動する場合は、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。
6. 原子燃料課長は、新燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。

(新燃料の貯蔵)

第162条 原子燃料課長は、新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 新燃料は、新燃料貯蔵庫または使用済燃料ピット（以下、「貯蔵施設」という。）に貯蔵すること。
- (2) 貯蔵施設の目につきやすい箇所に燃料貯蔵施設である旨および貯蔵上の注意事項を掲示すること。
- (3) 補助建屋クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーンのうちから必要な燃料取扱設備を使用すること。
- (4) 貯蔵施設において新燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。
- (5) 1号炉および2号炉の使用済燃料ピット内で燃料の配置変更を行う場合は、燃料が臨界に達しないことをあらかじめ評価および確認すること。

(使用済燃料の貯蔵)

第163条 原子燃料課長は、使用済燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 各号炉の使用済燃料を表163に定める使用済燃料ピットに貯蔵すること。
- (2) 使用済燃料ピットの目につきやすい箇所に燃料貯蔵施設である旨および貯蔵上の注意事項を掲示すること。
- (3) 使用済燃料ピットクレーンを使用すること。
- (4) 使用済燃料ピットにおいて燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。
- (5) 1号炉および2号炉の使用済燃料ピット内で燃料の配置変更を行う場合は、燃料が臨界に達しないことをあらかじめ評価および確認すること。

表163

各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料ピット
1号炉	1号炉、3号炉
2号炉	2号炉、3号炉



(使用済燃料の運搬)

- 第164条 原子燃料課長は、使用済燃料輸送容器から使用済燃料を取り出す場合は、使用済燃料ピットにおいて、使用済燃料ピットクレーンを使用する。
2. 原子燃料課長は、発電所内において、使用済燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、使用済燃料ピットにおいて、使用済燃料輸送容器に収納する。
- (1) 法令に適合する容器を使用すること。
  - (2) 使用済燃料ピットクレーンを使用すること。
  - (3) 使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。
  - (4) 収納する使用済燃料のタイプおよび冷却期間が、容器の収納条件に適合していること。
3. 原子燃料課長は、発電所内において、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を管理区域外に運搬する場合は、次の事項を遵守する。
- (1) 容器の車両への積付けに際し、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。
  - (2) 法令に定める危険物と混載しないこと。
  - (3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者および他の車両の立入りを制限するとともに、必要な箇所に見張人を配置すること。
  - (4) 車両を徐行させること。
  - (5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識および経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。
  - (6) 容器および車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。
4. 放射線管理課長は、第3項の運搬において、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、第173条第1項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。
5. 放射線管理課長は、原子燃料課長が管理区域内で第173条第1項(1)に定める区域に使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を移動する場合は、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。
6. 原子燃料課長は、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。

## 第6章 放射性廃棄物管理

(放射性固体廃棄物の管理)

第165条 各課(室)長は、次に定める放射性固体廃棄物等の種類に応じて、それぞれ定められた処理を施した上で、当該の廃棄施設等に貯蔵<sup>\*1</sup>または保管する。

- (1) 濃縮廃液は、発電室長が固化装置でドラム缶に固型化し、放射線管理課長が固体廃棄物貯蔵庫(以下、「廃棄物庫」という。)に保管する。
- (2) イオン交換器廃樹脂は、発電室長が廃樹脂タンクまたは廃樹脂貯蔵タンクに貯蔵する。廃樹脂処理装置で処理する場合は、発電室長が処理し、処理済樹脂は(5)イに基づき処理した後、放射線管理課長が廃棄物庫に保管する。廃樹脂処理装置での処理に伴い発生した廃液は発電室長が液体廃棄物処理設備で処理、または廃樹脂処理装置の濃縮廃液タンクに保管する。
- (3) 蒸気発生器取替えに伴い取り外した蒸気発生器等および原子炉容器上部ふた取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた等は、原子炉係長が汚染の広がりを防止する措置を講じた上で、放射線管理課長が蒸気発生器保管庫に保管する。
- (4) 原子炉内で照射された使用済制御棒等は、各課(室)長が使用済燃料ピットに貯蔵する。
- (5) その他の雑固体廃棄物は、ドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置が講じられていることを放射線管理課長が確認した上で、廃棄物庫に保管する。

なお、ドラム缶等の容器に封入するに当たっては、以下の処理を行うことができる。

イ. 焼却する場合は、発電室長が雑固体焼却設備で焼却する。

ロ. 圧縮減容する場合は、放射線管理課長がベイラで圧縮減容する。

ハ. 溶融する場合は、発電室長が雑固体処理設備で溶融する。

2. 放射線管理課長は、第1項において封入または固型化したドラム缶等の容器には、放射性廃棄物を示す標識を付け、かつ、表203-1の放射性固体廃棄物に係る記録と照合できる整理番号をつける。
3. 各課(室)長は、次の事項を確認するとともに、その結果、異常が認められた場合には必要な措置を講じる。
  - (1) 放射線管理課長は、廃棄物庫における放射性固体廃棄物ならびに蒸気発生器保管庫における蒸気発生器等および原子炉容器上部ふた等の保管状況を確認するために、1週間に1回、廃棄物庫および蒸気発生器保管庫を巡視するとともに、3ヶ月に1回、保管量を確認する。
  - (2) 当直課長は、廃樹脂タンク等における使用済の樹脂の貯蔵状況を確認するために、1日に1回、廃樹脂タンクおよび廃樹脂貯蔵タンクの水位を確認する。  
また、放射線管理課長は、廃樹脂タンク等における使用済の樹脂の貯蔵量を3ヶ月に1回、確認する。

- (3) 当直課長（3号炉担当）は、廃樹脂処理装置の濃縮廃液タンクにおける廃液の保管状況を確認するために、1日に1回、濃縮廃液タンクの水位を確認する。  
また、放射線管理課長は、当該濃縮廃液タンクにおける廃液の保管量を3ヶ月に1回、確認する。
- (4) 各課（室）長は、使用済燃料ピットにおける原子炉内で照射された使用済制御棒等の貯蔵量を3ヶ月に1回、確認する。
4. 放射線管理課長は、廃棄物庫および蒸気発生器保管庫の目に付きやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。
5. 各課（室）長は、管理区域外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、次の事項を遵守する。
- (1) 法令に適合する容器に封入して運搬すること。ただし、放射性固体廃棄物の放射能濃度が法令に定める限度を超えない場合であって、法令に定める障害防止の措置を講じた場合は、この限りでない。
- (2) 容器等の車両への積付けに際し、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。
- (3) 法令に定める危険物と混載しないこと。
- (4) 容器等の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。
6. 放射線管理課長は、第5項の運搬において、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、第173条第1項（1）に定める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。
7. 放射線管理課長は、各課（室）長が管理区域内で第173条第1項（1）に定める区域に放射性固体廃棄物を移動する場合は、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。
8. 放射線管理課長は、放射性固体廃棄物を発電所外に廃棄する場合は、所長の承認を得る。

※1：貯蔵とは、保管の前段階のもので、廃棄とは異なるものをいう（以下、本条において同じ）。

(放射性廃棄物でない廃棄物の管理)

第166条 放射線管理課長は、管理区域内において設置された資材等または使用した物品を、「放射性廃棄物でない廃棄物」として廃棄または資源として有効利用する場合に必要な以下の事項を定める。

(1) 「放射性廃棄物でない廃棄物」の判断をしようとする対象物の範囲

(2) 「放射性廃棄物でない廃棄物」の判断方法等

イ. 使用履歴、設置状況の記録等による判断方法

ロ. 汚染された資材等について、汚染部位の特定・分離を行う場合の判断方法

ハ. 使用履歴の記録等が適切に管理されていない物品についての判断方法

ニ. 念のための放射線測定に係る事項

(3) 「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断したものと、核燃料物質によって汚染されたものとの混在防止措置

2. 各課(室)長は、管理区域内において設置された資材等または使用した物品を、「放射性廃棄物でない廃棄物」として廃棄または資源として有効利用する場合は、第1項で定めた事項に基づき実施する。

(事故由来放射性物質の降下物の影響確認)

第167条 放射線管理課長は、原子炉等規制法および電気事業法に基づく工事計画(変更)認可申請書に記載されている設備・機器等(以下、本条において「設備・機器等」という。)について、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故由来の放射性物質の降下物(以下、本条において「降下物」という。)の影響の有無を確認する場合は、適切な測定方法により、降下物の分布調査を行う。

2. 各課(室)長は、第1項の確認の結果、理論検出限界曲線の検出限界値未満でなかった場合、設備・機器等を廃棄または資源として有効利用しようとする際には、降下物により汚染されたものとして発電所内で適切に管理する。

(放射性液体廃棄物の管理)

第168条 発電室長は、放射性液体廃棄物を放出する場合は、放射線管理課長の管理のもと、復水器冷却水放水路より放出する。

2. 放射線管理課長は、次の事項を管理する。

(1) 放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水路排水中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないこと。

(2) 復水器冷却水放水路排水中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出量が、表168-1に定める放出管理目標値を超えないように努めること。

3. 放射線管理課長は、復水器冷却水放水路排水中のトリチウムの放出量が、表168-2に定める放出管理の基準値を超えないように努める。

4. 放射線管理課長は、表168-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定する。

表168-1

項 目	放出管理目標値 (1、2、3号炉合算)
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	$7.1 \times 10^{10}$ Bq/年

表168-2

項 目	放出管理の基準値 (1、2、3号炉合算)
トリチウム	$1.1 \times 10^{14}$ Bq/年

表168-3

分 類	測 定 項 目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所
放射性液体 廃棄物	放射性物質濃度 (主要ガンマ線 放出核種)	試料放射能 測定装置	放出の都度	廃液蒸留水タンク 洗浄排水モニタタンク
	トリチウム濃度	試料放射能 測定装置	1ヶ月に 1回	

(放射性気体廃棄物の管理)

第169条 発電室長は、放射性気体廃棄物を放出する場合は、放射線管理課長の管理のもと、表169-2に示す排気筒等より放出する。

2. 放射線管理課長は、次の事項を管理する。

(1) 排気筒からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。

(2) 排気筒からの放射性物質の放出量が表169-1に定める放出管理目標値を超えないように努めること。

3. 放射線管理課長は、表169-2に定める項目について、同表に定める頻度で測定する。

4. 表169-2に示す排気筒等以外の場所において換気を行う場合は、次の事項を行う。ただし、第173条第1項(1)に定める区域等における換気は、この限りでない。

(1) 作業の所管課(室)長は、フィルタ付局所排気装置等により法令に定める管理区域に係る値を超えないよう拡散防止措置を行う。

(2) 放射線管理課長は、表169-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、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。ただし、換気によって放出される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がない場合は、この限りでない。

表169-1

項目	放出管理目標値 (1、2、3号炉合算)
放射性気体廃棄物	
希ガス	$1.0 \times 10^{15}$ Bq/年
よう素131	$2.5 \times 10^{10}$ Bq/年

表 169-2

分類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度	放出操作担当 課(室)長
放射性 気体廃 棄物	排気筒	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時	発電室長
		よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放 出核種)	試料放射能測 定装置	1週間に 1回	
	固体廃棄物 処理建屋排 気筒 (雑固体焼 却炉排気筒 を含む。)	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放 出核種)	試料放射能測 定装置	1週間に 1回	発電室長
	第2固体廃 棄物処理建 屋排気筒	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放 出核種)	試料放射能測 定装置	1週間に 1回	発電室長

表 169-3

分類	測定項目	計測器種類	測定頻度	放出操作担当 課(室)長
その他作業等に伴う 換気	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放 出核種)	試料放射能測 定装置	作業の都 度 <sup>※1</sup>	作業の所管課 (室)長

※1：作業が1週間を超える場合は1週間に1回測定する。



(放出管理用計測器の管理)

第170条 放射線管理課長および計装保修課長は、表170に定める放出管理用計測器について、同表に定める数量を確保する。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170

分類	計測器種類	担当課長	数量
放射性液体廃棄物 放出管理用計測器	廃棄物処理設備排水 モニタ	計装保修課長	2台
	試料放射能測定装置	放射線管理課長	2台 <sup>※1</sup>
放射性気体廃棄物 放出管理用計測器	排気筒モニタ	計装保修課長	4台
	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1※2</sup>

※1：1号、2号および3号炉共用

※2：放射性液体廃棄物放出管理用計測器と共用

(頻度の定義)

第171条 本章でいう測定頻度等に関する考え方は、表171のとおりとする。

表171

頻度	考え方
1日に1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施
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7章 放射線管理

### 第1節 区域管理

(管理区域の設定・解除)

第172条 管理区域は、添付7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7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172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、廃止措置主任者の確認を得て、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、廃止措置主任者の確認を得て、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、廃止措置主任者の確認を得て、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、廃止措置主任者の確認を得て、所長の承認を得る。

表 172

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173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。

(1) 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。）

(2) 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7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174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175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。

(1) 放射線業務従事者：業務上管理区域に立ち入る者

(2) 一時立入者：放射線業務従事者以外の者であつて、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176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。

- (1) 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。
- (2) 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。
- (3) 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。
- (4) 第174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。
- (5) 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175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。
- (6) 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177条 保全区域は、添付8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)

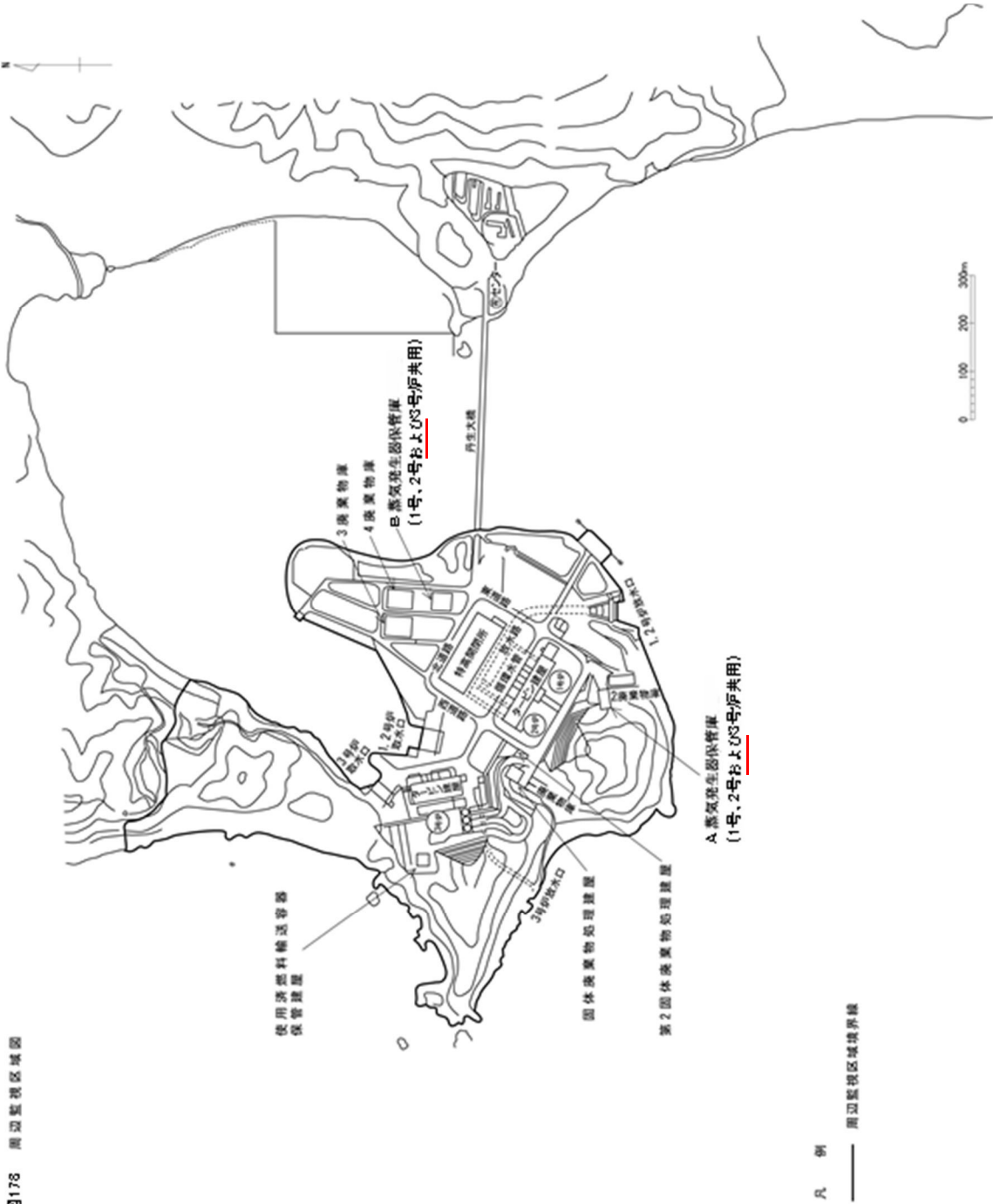
第178条 周辺監視区域は、図178に示す区域とする。

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。

图178 周边监视区域图



## 第2節 被ばく管理

(線量の評価)

第179条 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179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179

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

※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。）にあつては、1ヶ月に1回とする。

(床・壁等の除染)

- 第180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181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181に定める。）において、表181-1および表181-3（第173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181に定める。）において、表181-2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181-1

場 所	測 定 項 目	測 定 頻 度
管理区域内 <sup>※1</sup>	外部放射線に係る線量当量率 <sup>※2</sup>	毎日1回
	外部放射線に係る線量当量率 <sup>※3</sup>	1週間に1回
	外部放射線に係る線量当量	1週間に1回
	空気中の放射性物質濃度 <sup>※4</sup>	1週間に1回
	表面汚染密度 <sup>※4</sup>	1週間に1回
周辺監視区域境界付近	空気吸収線量率 <sup>※5</sup>	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（使用済燃料の貯蔵施設）

※3：エリアモニタにおいて測定する項目（使用済燃料の貯蔵施設以外の施設）

※4：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。

※5：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

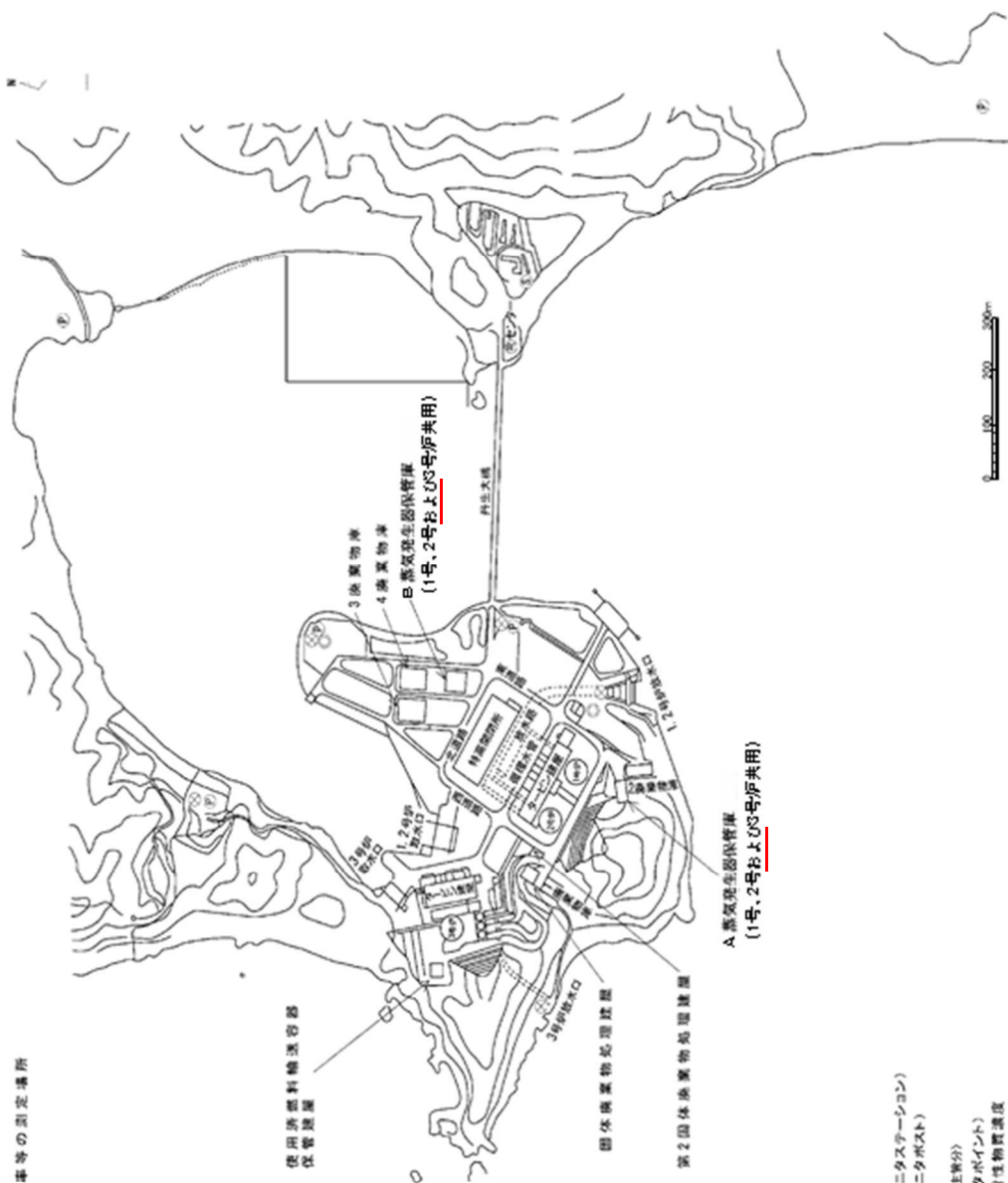
表 181-2

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	3ヶ月に1回
	空気中の粒子状放射性物質濃度	3ヶ月に1回

表 181-3

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 18-1 空気吸収装置等の測定場所



凡 例

(放射線管理課長主管分)

⑤ 空気吸収装置 (モニタリング)

⑦ 空気吸収装置 (モニタリング)

(環境モニタリングセンター所長主管分)

⑥ 空気吸収装置 (モニタリング)

⑧ 空気中の粒子状放射性物質濃度



(放射線計測器類の管理)

第182条 放射線管理課長および計装保修課長は、表182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。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182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。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182

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 <sup>※1</sup>
放射線管理用計測器	線量当量率測定用 サーベイメータ	放射線管理課長	4台 <sup>※1</sup>
	汚染密度測定用 サーベイメータ		3台 <sup>※1</sup>
	退出モニタ		3台 <sup>※2</sup>
	試料放射能測定装置		2台 <sup>※1※3</sup>
	積算線量計		1式 <sup>※1</sup>
放射線監視用計測器	モニタポスト	放射線管理課長	5台 <sup>※1</sup>
	モニタステーション		1台 <sup>※1</sup>
	エリアモニタ	計装保修課長	12台 <sup>※4※5</sup>
環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	環境モニタリングセンター所長	1台 <sup>※6</sup>
	積算線量計測定装置		1台 <sup>※6</sup>

※1：1号、2号および3号炉共用

※2：第2固体廃棄物処理建屋に設置されている退出モニタ1台を含む。

※3：1台は表170の試料放射能測定装置と共用

※4：管理区域外測定用の2台を含む。

※5：固体廃棄物処理建屋、第2固体廃棄物処理建屋および使用済燃料輸送容器保管建屋に設置されているエリアモニタ7台を含む。

※6：環境放射能用計測器は、高浜発電所、大飯発電所と共用

#### 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183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161条、第164条および第165条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165条第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、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184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161条、第164条および第165条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。

## 第5節 請負会社の放射線防護

(請負会社の放射線防護)

第185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. 出入方法に関する事。
- ロ. 個人線量計の着用に関する事。
- ハ. 保護衣の着用に関する事。
- ニ. 汚染拡大防止措置に関する事。
- ホ. 管理区域内での飲食および喫煙に関する事。

(2) 線量評価の項目および頻度に関する事。

(3) 床、壁等の汚染発見時の措置に関する事。

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186条 本章でいう測定頻度等に関する考え方は、表186のとおりとする。

表186

頻度	考え方
毎日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 保守管理

(保守管理計画)

第187条 保守管理を実施するにあたり、以下の保守管理計画を定める。

### 1. 定義

本保守管理計画における用語の定義は、「原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209-2007）」に従うものとする。

### 2. 保守管理の実施方針および保守管理目標

(1) 社長は、原子炉施設の安全確保を最優先として、保守管理の継続的な改善を図るため、保守管理の現状等を踏まえ、保守管理の実施方針を定める。また、12.の保守管理の有効性評価の結果、および保守管理を行う観点から特別な状態（7.3参照）を踏まえ保守管理の実施方針の見直しを行う。

(2) 原子力部門は、保守管理の実施方針に基づき、保守管理の改善を図るための保守管理目標を設定する。また、12.の保守管理の有効性評価の結果、および保守管理を行う観点から特別な状態（7.3参照）を踏まえ保守管理目標の見直しを行う。

### 3. 保全プログラムの策定

原子力部門は、2.の保守管理目標を達成するため4.より11.からなる保全プログラムを策定する。

また、12.の保守管理の有効性評価の結果、および保守管理を行う観点から特別な状態（7.3参照）を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。

### 4. 保全対象範囲の策定

原子力部門は、原子力発電施設の中から、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) 廃止措置計画に定める維持管理対象設備

(2) その他自ら定める設備

### 5. 保全重要度の設定

原子力部門は、4.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、系統および機器の保全重要度を設定する。

(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要度分類指針の重要度を参考に、廃止措置期間中における安全機能要求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。

### 6. 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5.の保全重要度を踏まえ、系統レベルの保全活動管理指標を設定する。

a. 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、5.(1)の保全重要度の高い系統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) 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、11.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. 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を考慮して設定する。
- (3) 原子力部門は、システムの供用開始までに、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。
7. 保全計画の策定
- (1) 原子力部門は、4. 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。
- 点検計画（7. 1 参照）
  - 補修、取替えおよび改造計画（7. 2 参照）
  - 特別な保全計画（7. 3 参照）
- (2) 原子力部門は、保全計画の策定にあたって、5. の保全重要度を勘案し、必要に応じて次の事項を考慮する。また、11. 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。
- 運転実績、事故および故障事例などの運転経緯
  - 使用環境および設置環境
  - 劣化、故障モード
  - 機器の構造等の設計的知見
  - 科学的知見
- (3) 原子力部門は、保全の実施段階において、維持すべき原子炉施設<sup>※1</sup>の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。
- ※1：廃止措置計画に定める維持管理対象設備をいう。
7. 1 点検計画の策定
- (1) 原子力部門は、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、以下に示す保全方式から適切な方式を選定する。
- 予防保全
    - 時間基準保全
    - 状態基準保全
  - 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。
- 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。

    - 点検の具体的方法
    - 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
    - 実施頻度
    - 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。
  - 状態基準保全
    - 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。
7. 2 補修、取替えおよび改造計画の策定
- (1) 原子力部門は、補修、取替えおよび改造を実施する場合は、あらかじめその方法および実施時期を定めた計画を策定する。また、安全上重要な機器等<sup>※2</sup>の補修、取替えおよび改造を実施する場合は、その計画段階において、法令に基づく必要な手続き<sup>※3</sup>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、補修、取替えおよび改造を実施する構築物、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検査および試験により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。
- a. 検査および試験の具体的方法
  - 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検査および試験の項目、評価方法および管理基準
  - c. 検査および試験の実施時期
- ※2：安全上重要な機器等とは、「安全上重要な機器等を定める告示」に定める機器および構築物のうち、新燃料貯蔵設備、使用済燃料貯蔵設備および燃料取扱設備をいう(以下、本条および第203条において同じ)。
- ※3：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(工事の計画の認可)、第43条の3の10(工事の計画の届出)、第43条の3の11(使用前検査)および第43条の3の13(溶接安全管理検査)、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(以下、本条および第203条において同じ)。
7. 3 特別な保全計画の策定
- (1) 原子力部門は、地震、事故等により特別な保全を実施する場合などは、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

#### 8. 保全の実施

- (1) 原子力部門は、7. で定めた保全計画にしたがって点検・補修等の保全を実施する。  
(2) 原子力部門は、保全の実施にあたって、以下の必要なプロセスを実施する。

- a. 工事計画
- b. 設計管理
- c. 調達管理
- d. 工事管理

- (3) 原子力部門は、点検・補修等の結果について記録する。

#### 9. 点検・補修等の結果の確認・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、系統および機器の点検・補修等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<sup>※4</sup>までに確認・評価し、記録する。  
(2) 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、点検・補修等が実施されていることを、所定の時期<sup>※4</sup>までに確認・評価し、記録する。

※4：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。

#### 10. 点検・補修等の不適合管理、是正処置および予防処置

- (1) 原子力部門は、以下の a. および b. の場合には、不適合管理を行ったうえで、9. の確認・評価の結果を踏まえて実施すべき原子炉施設の点検等の方法、実施頻度および時期の是正処置ならびに予防処置を講じる。
- a. 点検・補修等を実施した構築物、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つて、定めたプロセスに基づき、点検・補修等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、(1) a. および b. の場合の不適合管理、是正処置および予防処置について記録する。

#### 11. 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. 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
  - e. 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、7. 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。

#### 1 2. 保守管理の有効性評価

(1) 原子力部門は、1 1. の保全の有効性評価の結果および2. の保守管理目標の達成度から、定期的に保守管理の有効性を評価し、保守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、保守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。

#### 1 3. 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。

(溶接事業者検査の実施)

第188条 所長は、溶接事業者検査(以下、本条において「検査」という。)に係る責任を有し、検査に必要な実施手順および実施体制を定める。

2. 各課(室)長は前項に基づき次の各号の実施体制を確立し、適切に検査を実施する。

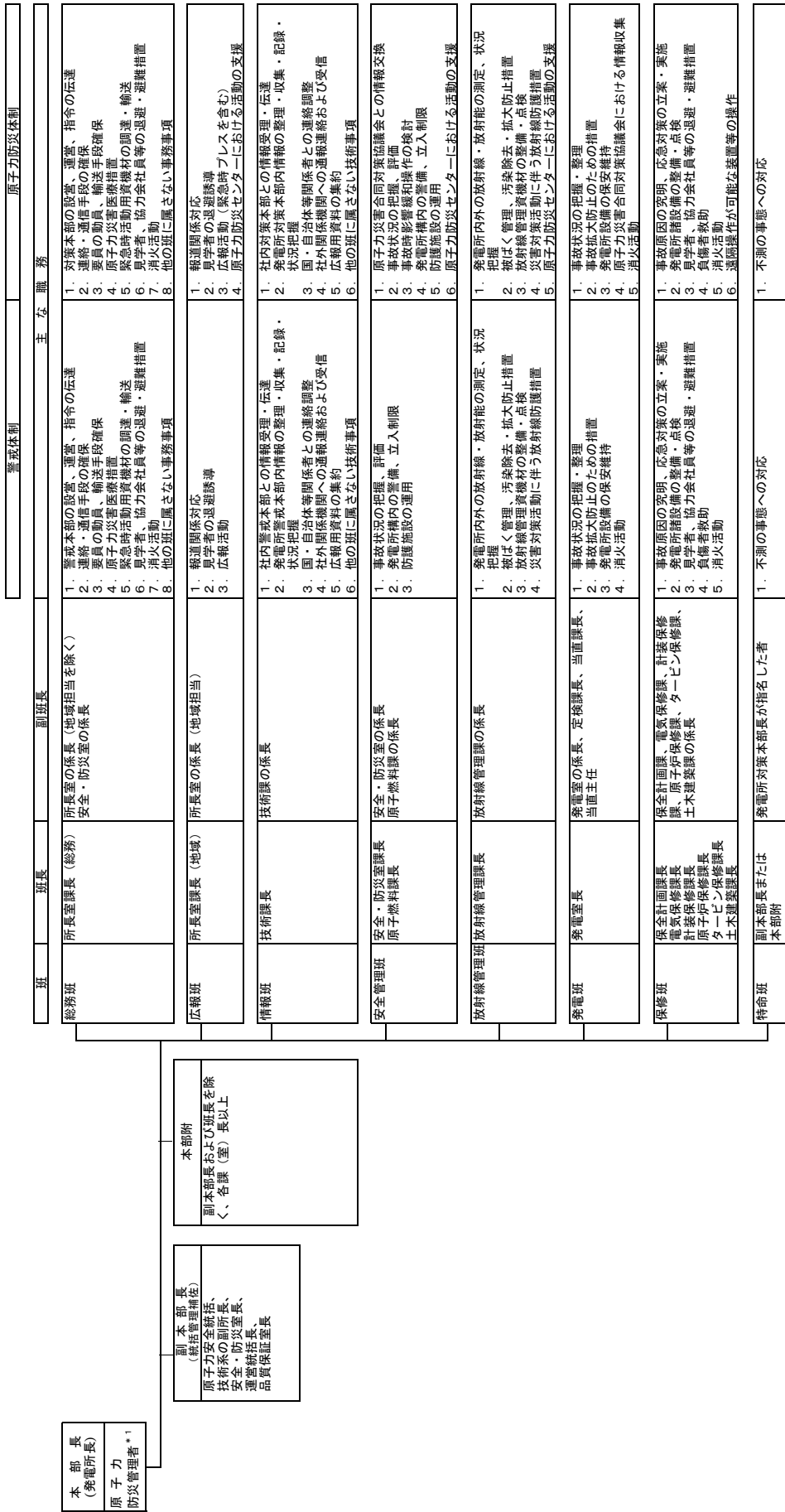
- (1) 検査の実施に係る組織を構築する。
- (2) 検査の手順を適用法規に従い定める。
- (3) 検査の手順に係る工程が管理された状態にあることを確認する。
- (4) 検査に協力する事業者に対して管理を行う。
- (5) 検査に係る記録を管理する。
- (6) 検査に係る要員の教育訓練を行う。

## 第9章 非常時の措置

(原子力防災組織)

- 第189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189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. 発電所対策本部の本部長は、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 1 8 9 原子力防災組織図



\* 1 : 原子力防災管理者は、複数号炉で同時発生した場合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長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。

(原子力防災要員)

第190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191条 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191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191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つては、第190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191

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 <sup>※1</sup>	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 <sup>※2</sup>	3時間以上

※1：兼用できる訓練

- ・ 第201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153条第1項、第194条および第201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192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。



(通報経路)

第193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194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訓練を発電所で1年に1回以上実施し、所長に報告する。

(通 報)

第195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193条に定める通報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193条に定める通報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196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197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198条 原子力緊急事態宣言発出後、本部長は、第197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199条 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。

(1) 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199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。

(2) 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199

項 目	頻 度
外部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回
内部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> 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200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201条 所長室長は、毎年度、原子炉施設の運転、管理および廃止措置を行う所員への保安教育実施計画を表201-1、表201-2および表201-3の実施方針に基づいて作成し、廃止措置主任者の確認を得て、所長の承認を得る。
2. 所長室長は、第1項の保安教育実施計画の策定にあたり、第143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られた者については、該当する教育について省略することができる。
  4. 所長室長は、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所長室長が定める見直し頻度に従い、必要な見直しを行う。





保安教育実施方針（運転員等）

保安教育の内容		対象者 ※1		実施時期および教育時間				
中分類	小分類 (項目)	細目	具体的な教育内容	当直課長 (3号炉担当を含む)	その他運転員 (3号炉の当直主任当直班長、副子炉制御員、主機運転員および補機運転員を含む)	燃料の運輸または貯蔵の業務に関わる者	燃料の運輸または貯蔵の業務に関わる者	
関係法令および保安規定の遵守に関する事項	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事項の概要および法令	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事項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な役割と確認すべき記録	保安に関する各組織および各職務の具体的な役割と確認すべき記録	◎				
	原子炉施設の停止措置の運用に関する事項	停止措置管理	停止措置管理の運用の概要、適用と特異 施設運用上の基準の概要、具体的な値と基準を超えた場合の措置	停止措置管理の運用の概要、適用と特異 施設運用上の基準の概要、具体的な値と基準を超えた場合の措置	◎	◎※4	◎	◎
		燃料管理	燃料管理の運用の概要、適用と特異 施設運用上の基準の概要、具体的な値と基準を超えた場合の措置	燃料管理の運用の概要、適用と特異 施設運用上の基準の概要、具体的な値と基準を超えた場合の措置	◎	◎	◎	◎
	燃料管理	放射線管理	放射線管理の運用の概要、適用と特異 施設運用上の基準の概要、具体的な値と基準を超えた場合の措置	放射線管理の運用の概要、適用と特異 施設運用上の基準の概要、具体的な値と基準を超えた場合の措置	◎	◎※5	◎	◎
燃料管理		燃料管理の運用の概要、適用と特異 施設運用上の基準の概要、具体的な値と基準を超えた場合の措置	燃料管理の運用の概要、適用と特異 施設運用上の基準の概要、具体的な値と基準を超えた場合の措置	◎	◎※6	◎	◎	
燃料管理	放射線管理	放射線管理の運用の概要、適用と特異 施設運用上の基準の概要、具体的な値と基準を超えた場合の措置	放射線管理の運用の概要、適用と特異 施設運用上の基準の概要、具体的な値と基準を超えた場合の措置	◎	◎	◎	◎	
	燃料管理	燃料管理の運用の概要、適用と特異 施設運用上の基準の概要、具体的な値と基準を超えた場合の措置	燃料管理の運用の概要、適用と特異 施設運用上の基準の概要、具体的な値と基準を超えた場合の措置	◎	◎	◎	◎	

◎：全員が教育の対象者（副理する業務内容に応じて教育内容に差添あり）  
 ×：教育の対象外

※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ものをいう。  
 ※3：記載するに当たっては、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）。  
 ・この〇年間で〇〇時間以上とは、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（上述の各の細目の細目の時間ではない）。  
 ・各細目の内容が密接に関わっていることから細目間の区別は行わない。  
 ※4：具体的な教育内容のうち、以下内容については3号炉補機運転員を除く。  
 施設運用上の基準の具体的な値と基準を超えた場合の措置  
 施設運用上の基準の具体的な値と基準を超えた場合の措置  
 施設の運用の概要  
 定期的な実施するサーベランスの基準値  
 ※5：具体的な教育内容のうち、以下内容については3号炉補機運転員を除く。  
 定期的な実施するサーベランスの基準値  
 ※6：具体的な教育内容のうち、以下内容については3号炉補機運転員を除く。  
 各設備の運転操作と監視項目、警報発生時の対応操作

(請負会社従業員への保安教育)

第202条 所長室長は、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に必要な教育が表202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られた者については、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、安全に必要な教育が表202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られた者については、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、原子炉施設の運転に関する業務の補助、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助または燃料の運搬または貯蔵<sup>※1</sup>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、表201-1、表201-2および表201-3の実施方針のうち「その他運転員」、「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」、「燃料の運搬または貯蔵の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、廃止措置主任者の確認を得て、所長の承認を得る。

4. 各課(室)長(当直課長を除く。)は、第3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られた者については、該当する教育について省略することができる。

※1：燃料の運搬または貯蔵とは、使用済燃料ピットにおける使用済燃料ピットクレーンを用いた燃料の運搬または貯蔵をいう。

表 202

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 (実用規程第9条の内容)	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外
入所前に実施する教育 ※1	原子炉施設の種類・性能および廃止措置に関すること	◎	○
	非常時の場合に講ずべき処置に関すること	◎	◎
	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		実施時期	電離放射線障害防止規則の分類
総括章中分類との対応	内 容	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 ③核燃料物質および核燃料物質による汚染された物の種類および性状 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 ⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の取扱いおよび汚染の除去の方法 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	◎ (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 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 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守および点検の作業の方法および順序 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	◎ (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
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取扱いおよび汚染の除去の方法 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	◎ (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
非常時の場合に講ずべき処置に関すること ※1 ・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	原子炉、放射線業務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
放射線管理に関すること ※1	③電離放射線の種類および性質 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	◎ (1時間以上)	×		関係法令
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事項	◎ (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
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 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守および点検の作業 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	◎ (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
放射線管理に関すること ※1 ・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	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の取扱いおよび汚染の除去の方法 ⑥原子炉、放射線業務物の廃棄設備およびその他の設備の取扱い	◎ (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
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				

◎：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

※1：各課(室)長が、所属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られた者については、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。

## 第 1 1 章 記録および報告

(記 録)

第 2 0 3 条 各課(室)長は、表 2 0 3 - 1 および表 2 0 3 - 2 に定める保安に関する記録を適正<sup>※1</sup>に作成(表 2 0 3 - 1 第 1 項および第 2 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 2 0 3 - 3 に定める保安に関する記録を適正<sup>※1</sup>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。

3. 各課(室)長は、表 2 0 3 - 4 に定める保安に関する記録を保存する。

※ 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 2 0 3 - 1

記録(実用炉規則第 6 7 条に基づく記録)	記録すべき場合 <sup>※2</sup>	保存期間
1. 使用前検査の結果	検査の都度	同一事項に関する次の検査の時までの期間
2. 定期検査の結果		
3. 原子炉施設の巡視の状況ならびにその担当者の氏名	毎日 1 回	巡視を実施した施設または設備を廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
4. 保守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) 点検・補修等の結果(安全上重要な機器等の補修、取替えおよび改造については、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) 点検・補修等の結果の確認・評価およびその担当者の氏名 (4) 点検・補修等の不適合管理、是正処置、予防処置およびその担当者の氏名	保守管理の実施の都度	保守管理を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
5. 保守管理に関する方針、保守管理の目標および保守管理の実施に関する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) 保守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保守管理に関する方針、保守管理の目標または保守管理の実施に関する計画の改定までの期間

※ 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203-1 (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 <sup>※2</sup>	保存期間
6. 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
7. 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
8. 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	使用済燃料の貯蔵施設の記録にあつては毎日1回、使用済燃料の貯蔵施設以外の施設の記録にあつては毎週1回	10年間
9. 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つては毎日1回、3月間の平均濃度にあつては3月毎に1回	10年間
10. 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
11. 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 <sup>※3</sup> 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つ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年間の線量にあつては毎年度1回、3月間の線量にあつては3月毎に1回、1月間の線量にあつては1月毎に1回	※4
12. 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)	※4
13. 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	※4

※3：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。

※4：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203-1 (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 <sup>※2</sup>	保存期間
14. 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	※4
15. 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
16. 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	※5
17. 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	※5
18. 放射性物質による汚染の広がり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	広がり防止および除去の都度	1年間
19. 事故の発生および復旧の日時	その都度	※5
20. 事故の状況および事故に際して採った処置	同上	※5
21. 事故の原因	同上	※5
22. 事故後の処置	同上	※5
23. 風向および風速	連続して	10年間
24. 降雨量	同上	10年間
25. 大気温度	同上	10年間
26. 保安教育の実施計画	策定の都度	3年間
27. 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
28. 廃止措置に係る工事の方法、時期および対象となる原子炉施設の設備の名称	廃止措置計画に記載された工事の各工程の終了の都度	※5

※5：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 203-2

記録（実用炉規則第37条に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間
1. 溶接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) 検査において協力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	当該溶接事業者検査に係る原子炉容器等の存続する期間  当該溶接事業者検査を行った後最初の原子炉等規制法第43条の3の13第6項の通知を受けるまでの期間

表203-3

記録（実用炉規則第67条に基づく記録）※6	記録すべき 場合	保存期間
1. 文書化した、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139条に定める品質保証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. JEAC4111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) 予防処置通達	変更の都度	変更後5年 が経過する までの期間
4. 組織内のプロセスの効果的な計画、運用および管理を確実に実施するために、組織が必要と判断した次の文書 (1) グレード分け通達 (2) <u>安全文化通達</u> (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) 廃止措置管理通達 (8) 運転管理通達 (9) 原子燃料管理通達 (10) 放射性廃棄物管理通達 (11) 放射線管理通達 (12) 保守管理通達 (13) 非常時の措置通達 (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	変更の都度	変更後5年 が経過する までの期間

※6：表203-1および表203-2に掲げるものを除く。

表203-3 (続き)

記録 (実用炉規則第67条に基づく記録) ※6	記録すべき 場合	保存期間
<p>5. JEAC4111 の要求事項に基づき作成する次の記録</p> <p>(1) マネジメントレビューの結果の記録</p> <p>(2) 教育・訓練、技能および経験について該当する記録</p> <p>(3) 業務の計画で必要と定めた記録 (本項の他で定めるものを除く。)</p> <p>(4) 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューの結果の記録およびそのレビューを受けてとられた処置の記録</p> <p>(5) 原子炉施設の要求事項に関連する設計・開発へのインプットの記録</p> <p>(6) 設計・開発のレビューの結果の記録および必要な処置があればその記録</p> <p>(7) 設計・開発の検証の結果の記録および必要な処置があればその記録</p> <p>(8) 設計・開発の妥当性確認の結果の記録および必要な処置があればその記録</p> <p>(9) 設計・開発の変更の記録</p> <p>(10) 設計・開発の変更のレビューの結果の記録および必要な処置があればその記録</p> <p>(11) 供給者の評価の結果の記録および評価によって必要とされた処置があればその記録</p> <p>(12) プロセスの妥当性確認で組織が記録を必要とした活動の記録</p> <p>(13) 業務・原子炉施設に関するトレーサビリティの記録</p> <p>(14) 組織外の所有物に関して、組織が必要と判断した場合の記録</p> <p>(15) 校正または検証に用いた基準の記録</p> <p>(16) 測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の、過去の測定結果の妥当性評価の記録</p> <p>(17) 校正および検証の結果の記録</p> <p>(18) 内部監査の結果の記録</p> <p>(19) 検査および試験の合否判定基準への適合の記録</p> <p>(20) リリース (次工程への引渡し) を正式に許可した人の記録</p> <p>(21) 不適合の性質、不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録</p> <p>(22) 是正処置の結果の記録</p> <p>(23) 予防処置の結果の記録</p>	<p>作成の都度</p>	<p>5年</p>

表203-4

記録項目	保存期間
1. 熱出力	10年間
2. 炉心の中性子束密度	10年間
3. 炉心の温度	10年間
4. 冷却材入口温度	10年間
5. 冷却材出口温度	10年間
6. 冷却材圧力	10年間
7. 冷却材流量	10年間
8. 原子炉内における燃料体の配置	取出後10年間
9. 警報装置から発せられた警報の内容	1年間
10. 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	1年間
11. 燃料体の形状または性状に関する検査の結果	取出後10年間
12. 原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価の結果	※7
13. 原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価の結果	※7
14. 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) 検査において協力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	※8

※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。

※8：その特定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。

(報 告)

第204条 各課(室)長は、次に定める事項について、直ちに所長および廃止措置主任者に報告する。

- (1) 施設運用上の基準を満足していないと判断した場合(第159条関連)
- (2) 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168条または第169条関連)
- (3) 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181条関連)
- (4) 実用炉規則第134条第3号<sup>※1</sup>、第4号<sup>※1</sup>、第6号から第12号および第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。

※1：新燃料貯蔵設備、使用済燃料貯蔵設備および燃料取扱設備に限る。

附 則（平成30年1月10日 平成26原安管通達第2号-9）

（施行期日）

第 1 条 この通達は、平成30年1月19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。

なお、他の号炉のディーゼル発電機を非常用発電機とみなす期間は、当該ディーゼル発電機について、当直課長（1、2号炉担当）は、第75条第2項および第76条第2項に準じて、1ヶ月に1回、次の各号の事項により、動作可能であることを確認する。

- (1) ディーゼル発電機を待機状態から起動したときの無負荷運転時の電圧が  $6,900 \pm 345$  V および周波数が  $60 \pm 3$  Hz であること。
- (2) 燃料油サービスタンク貯油量が  $0.55$  m<sup>3</sup> 以上あること。
- (3) 所要の電力供給が可能な燃料油貯蔵タンクの油量、潤滑油タンクの油量および始動用空気だめ圧力があること。

附 則（平成30年11月16日 平成26原安管通達第2号-11）

（施行期日）

第 1 条 この通達は、平成30年11月22日から施行する。

2. 本規定施行の際、使用前検査の対象となる規定については、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。

3. 第98条第1項（6）については、原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時の工事の工程における補助建屋クレーンに係る使用前検査終了日以降に適用する。

附 則（ 年 月 日 平成26原安管通達第2号一 ）

（施行期日）

第 1 条 この通達は、 年 月 日から施行する。

2. 本規定施行の際、使用前検査の対象となる規定（第3項を除く。）については、原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時の工事の工程における各原子炉施設に係る使用前検査終了日以降に適用することとし、それまでの間、なお、従前の例による。ただし、上記検査がない設備については構造、強度または漏えいに係る検査終了日以降に適用する。

なお、第13条（運転員等の確保）については、3号炉の原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時の工事の工程における各原子炉施設に係る使用前検査終了日以降に適用する。

3. 第85条（重大事故等対処設備）のうち、原子炉下部キャビティ水位計に係る規定については、原子炉の運転モード5の期間における使用前検査終了日以降に適用する。



添付 1 異常時の運転操作基準  
(第 9 2 条関連)

## 異常時の運転操作基準

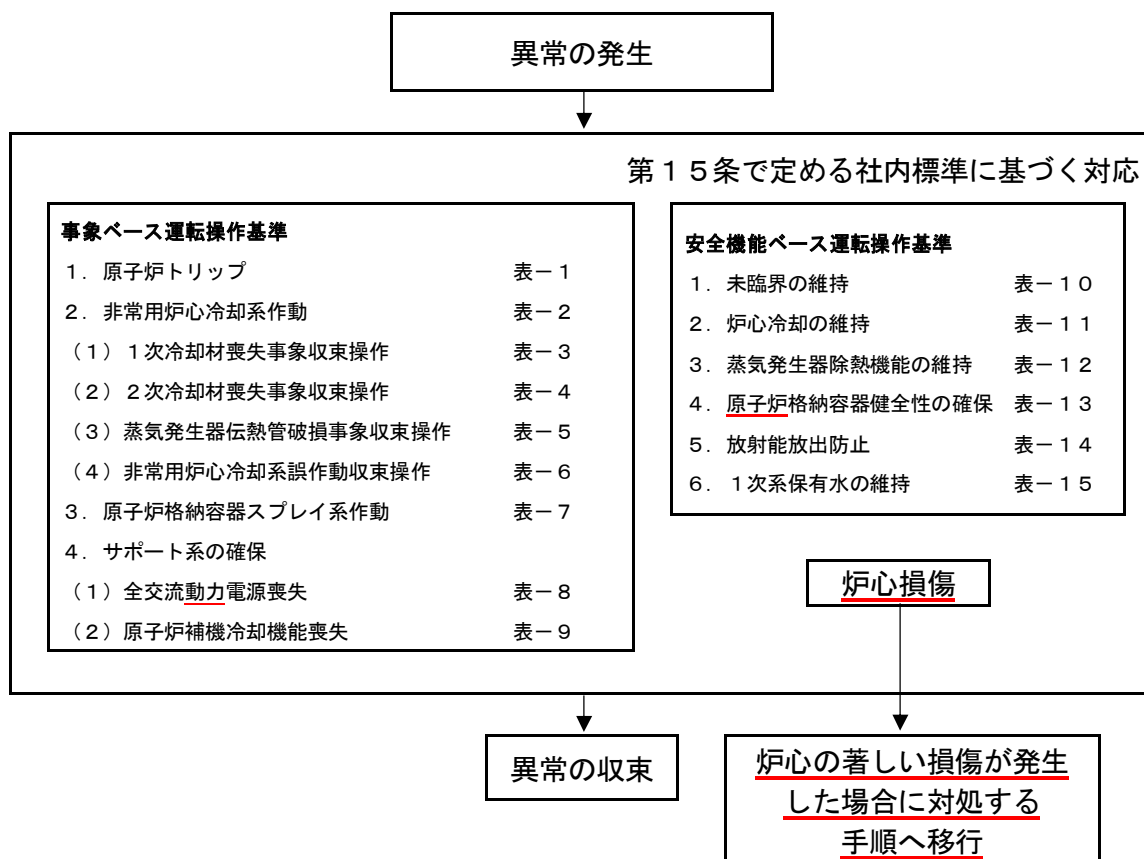
炉心は発電所において最大の放射能インベントリを有する部分であるので、著しい放射能の放出となる炉心の損傷を防止するために、原子炉内の核分裂反応を停止し炉心の冷却を維持すること、および発電所外への放射能の放出を防止するために、原子炉格納容器の健全性を確保することを目的として、原子炉の未臨界の維持、原子炉冷却の維持、原子炉格納容器健全性の確保に関する以下の事象ベース運転操作基準および安全機能ベース運転操作基準を定め、異常発生時の運転操作を実施する場合の指針として使用する。

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

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>1. 原子炉トリップ</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉を停止し、未臨界を維持する。</li> <li>・ 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。</li> </ul>
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉トリップ設定値に達した場合</li> <li>・ <u>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</u></li> </ul>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p><b>原子炉トリップの確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉トリップの警報発信を確認する。</li> <li>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。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉トリップしゃ断器の開放表示</li> <li>・ 制御棒炉底位置表示の点灯</li> <li>・ 中性子束出力指示値の低下</li> </ul> </li> <li>3. <u>自動または手動</u>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。</li> </ol> <p><b>タービン・発電機トリップの確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ol> <p><b>蒸気発生器による除熱確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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<u>注水</u>されることを確認する。</li> <li>3. 補助給水系により蒸気発生器水位の調整を行う。</li> </ol> <p><b>加圧器圧力・水位の整定</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>2. 加圧器水位が正常であることを確認する。</li> </ol>

表－２

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>２．非常用炉心冷却系作動</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> </ul>
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用炉心冷却系作動設定値に達した場合</li> </ul>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p><b>非常用炉心冷却系警報の確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>１．非常用炉心冷却系作動の警報発信を確認する。</li> </ol> <p><b>非常用炉心冷却系作動信号の確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ol> <p><b>原子炉トリップの確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ol> <p><b>非常用炉心冷却系作動機器の確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ol> <p><b>主給水系隔離状態の確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ol> <p><b>中央制御室換気系隔離状態の確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ol>

#### 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ル水位
  - ・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ル水位の上昇
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

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>2. 非常用炉心冷却系作動</p> <p>(1) 1次冷却材喪失事象収束操作</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> </ul>
<p>② 主な監視操作内容</p> <p><u>【原子炉格納容器内での1次冷却材喪失事象】</u></p> <p><u>非常用炉心冷却系の停止条件の確認</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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</li> <li>・ 加圧器水位が下端以上</li> <li>・ 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</li> </ul> </li> <li>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、<u>【非常用炉心冷却系再循環切替】</u>へ移行する。</li> </ol> <p><u>モード5（低温停止）への移行</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ol> <p><u>【非常用炉心冷却系再循環切替】</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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、<u>【非常用炉心冷却系再循環切替不能】</u>へ移行する。</li> </ul> </li> <li>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。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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、<u>【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】</u>へ移行する。</li> </ul> </li> </ol>

[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. 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

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>2. 非常用炉心冷却系作動</p> <p>(2) 2次冷却材喪失事象収束操作</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> </ul>
<p>② 主な監視操作内容</p> <p><b>蒸気発生器の隔離</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 破損蒸気発生器を隔離する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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、<u>〔全蒸気発生器の異常な減圧〕</u>へ移行する。</li> </ul> </li> </ol> <p><b>非常用炉心冷却系の停止条件の確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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</li> <li>・ 加圧器水位が下端以上</li> <li>・ 1次冷却材圧力が安定または上昇</li> <li>・ 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</li> </ul> </li> </ol> <p><b>モード5（低温停止）への移行</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ol> <p><b>〔全蒸気発生器の異常な減圧〕</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 破損蒸気発生器の隔離を試みる。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 隔離に成功すれば、<u>〔非常用炉心冷却系の停止条件の確認〕</u>に戻る。</li> </ul> </li> <li>2. 1次冷却系の希釈の停止を確認する。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ol>

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

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>2. 非常用炉心冷却系作動</p> <p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>
<p>② 主な監視操作内容</p> <p><b>破損蒸気発生器の隔離</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 破損蒸気発生器を隔離する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・当該蒸気発生器2次側圧力の低下が継続する場合は、<u>「蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続」</u>へ移行する。</li> </ul> </li> </ol> <p><b>2次冷却系からの汚染拡大防止措置</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 復水器の排気が隔離されていることを確認する。</li> <li>2. 2次冷却材の系外への排水を停止する。</li> </ol> <p><b>1次冷却系の減圧</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・1次冷却系の減圧ができなければ、<u>「蒸気発生器伝熱管破損時減圧操作不能」</u>へ移行する。</li> </ul> </li> </ol> <p><b>非常用炉心冷却系の停止条件の確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・加圧器水位が下端以上</li> <li>・1次冷却材圧力が減圧操作停止後に安定または上昇</li> </ul> </li> </ol> <p><b>モード5（低温停止）への移行</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ol>

〔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

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>2. 非常用炉心冷却系作動</p> <p>(4) 非常用炉心冷却系誤作動収束操作</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・誤作動時に原子炉を安全に停止する。</li> </ul>
<p>② 主な監視操作内容</p> <p><b>非常用炉心冷却系の停止条件の確認</b></p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・加圧器水位が下端以上</li> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul> <p><b>モード3（高温停止）の確立</b></p> <p>1. ほう酸濃縮を実施し、モード3（高温停止）を確立する。</p>

表-7

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>3. 原子炉格納容器スプレイ系作動</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器の健全性を確保する。</li> </ul>
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器スプレイ系作動設定値に達した場合</li> </ul>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p><u>原子炉格納容器スプレイ系警報の確認</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ol> <p><u>原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ol> <p><u>原子炉格納容器スプレイ系作動機器の確認</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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い場合は回復を試みる。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・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「<u>原子炉格納容器健全性の確保</u>」』へ移行する。</li> </ul> </li> <li>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。</li> <li>3. <u>燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば</u>、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<u>格納容器再循環サンプ</u>に切替える。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器スプレイ系の<u>格納容器再循環サンプ切替が不能となった場合は</u>、<u>〔原子炉格納容器スプレイ系再循環切替不能〕</u>へ移行する。</li> </ul> </li> </ol>

〔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

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>4. サポート系の確保</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失</p>
<p>① 目的</p> <p>・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。</p>
<p>② 導入条件</p> <p>・全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト</p>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p><u>原子炉トリップの確認</u></p> <p>1. <u>原子炉トリップの確認を行う。</u></p> <p><u>タービン・発電機トリップの確認</u></p> <p>1. <u>タービントリップ、発電機トリップの確認を行う。</u></p> <p><u>補助給水流量の確認</u></p> <p>1. <u>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。</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失判断</u></p> <p>1. <u>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。</u></p> <p>2. <u>交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流動力電源喪失時の措置を開始する。</u></p> <p><u>代替電源からの受電</u></p> <p>1. <u>代替電源（非常用発電機等）から受電したことを確認する。</u></p> <p><u>代替炉心注水他準備</u></p> <p>1. <u>代替炉心注水の準備、アニュラス循環系、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。</u></p> <p><u>1次冷却系からの漏えいの有無の確認</u></p> <p>1. <u>1次冷却材漏えいの有無を確認する。</u></p> <p><u>蒸気発生器2次側による1次冷却系の強制冷却</u></p> <p>1. <u>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。</u></p> <p>2. <u>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。</u></p>

#### 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

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>4. サポート系の確保</p> <p>(2) 原子炉補機冷却機能喪失</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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、<u>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。</u></li> </ul>
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>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</u></li> </ul>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p><u>原子炉補機冷却水系の機能回復操作</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li><u>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。</u></li> </ol> <p><u>原子炉手動停止</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>手動による原子炉トリップを行う。</li> </ol> <p><u>1次冷却材ポンプ手動停止</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材ポンプを全台停止する。</li> </ol> <p><u>原子炉補機冷却水系の状態確認</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li><u>原子炉補機冷却水系の状態を確認する。</u> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>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。</u></li> <li><u>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。</u></li> </ul> </li> </ol> <p><u>【原子炉補機冷却水系の漏えいの場合】</u></p> <p><u>原子炉補機冷却水ヘッダ隔離（破断ヘッダの確認）</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li><u>運転中の1次系冷却水ポンプを停止する。</u></li> <li><u>健全ヘッダからの流出を防止するため系統分離を行う。</u></li> </ol> <p><u>原子炉補機冷却水系隔離後の措置</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li><u>充てん系ポンプを全台停止する。</u></li> <li><u>制御用空気系の空気供給を雑用空気系より行う。</u></li> <li><u>1次系冷却水タンクに補給されていることを確認する。</u></li> </ol>

### 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および空調用冷水系の通水により確保し、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次冷却系からの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。
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および空調用冷水の通水を停止する。
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

安全機能ベース運転操作基準	
1. 未臨界の維持	
① 目的	
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉を停止し、未臨界を維持する。</li> <li>・原子炉停止後の未臨界性を確保する。</li> </ul>	
② 導入条件	④ 脱出条件
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>原子炉出力が 5 % 以上、または中間領域起動率が正</u></li> <li>・ <u>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</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>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</u></li> <li>・ <u>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</u></li> </ul>
③ 主な監視操作内容	
<p><u>【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】</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. <u>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。</u> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 手動原子炉トリップ</li> <li>・ MGセットの電源を断</li> <li>・ 制御棒手動挿入</li> <li>・ <u>MGセット出力しゃ断器の開放</u></li> <li>・ 現地原子炉トリップしゃ断器の開放</li> </ul> </li> <li>2. <u>ATWS緩和設備作動警報が発信した場合、ATWS緩和設備による以下の作動状態を確認する。</u> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>タービントリップ</u></li> <li>・ <u>主蒸気止弁の閉止</u></li> <li>・ <u>補助給水ポンプの起動</u></li> </ul> </li> <li>3. <u>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。</u> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 手動タービントリップ</li> <li>・ <u>主蒸気止弁</u>および<u>主蒸気隔離弁</u>バイパス弁の閉止</li> <li>・ 蒸気加減弁の閉止</li> <li>・ 現地タービントリップ</li> </ul> </li> <li>4. <u>蒸気発生器2次側の注水量を確認し、注水量を調整する。</u></li> <li>5. <u>ほう酸水注入を実施する。</u></li> <li>6. <u>ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。</u></li> <li>7. <u>1次冷却材温度を確認し、低下していれば、主蒸気止弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。</u></li> </ol>	



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、主蒸気止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

<p>安全機能ベース運転操作基準</p> <p>２．炉心冷却の維持</p>	
<p>① 目的</p> <p>・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。</p>	
<p>② 導入条件</p> <p>・ <u>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</u></p> <p>・ <u>１次冷却系が飽和状態または過熱状態</u></p>	<p>④ 脱出条件</p> <p>・ <u>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</u></p> <p>・ <u>炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度未満</u></p>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>【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】</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。 <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> </li> <li>蒸気発生器へ注水されていることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul> </li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ol> <p>【非常用炉心冷却系の確立ができない場合】</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>充てん系による注水を試みる。</li> <li>蒸気発生器へ注水されていることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>注水されていない場合は、注水の回復を図る。</li> <li>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。</li> </ul> </li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ol>	

**【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、閉止されていない場合は、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

<p>安全機能ベース運転操作基準</p> <p>3. 蒸気発生器除熱機能の維持</p>	
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>	
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul>	<p>④ 脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・1次冷却材圧力が健全蒸気発生器圧力より低い場合</li> <li>または</li> <li>・余熱除去系による除熱ができる場合</li> <li>または</li> <li>・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</li> </ul>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p><u>蒸気発生器蒸気放出経路の確保</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ol> <p><u>蒸気発生器注水の確保</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 補助給水系による蒸気発生器の注水回復を図る。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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、<u>1次冷却系のフィードアンドブリード運転</u>へ移行する。</li> </ul> </li> </ol> <p><u>1次冷却系のフィードアンドブリード運転</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 非常用炉心冷却系作動信号を手動にて発信させる。</li> <li>2. 加圧器逃がし弁を強制開とし<u>1次冷却系のフィードアンドブリード運転</u>を開始する。</li> </ol> <p><u>1次冷却系のフィードアンドブリード停止</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. <u>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。</u> <ul style="list-style-type: none"> <li>・回復できなければ、<u>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。</u></li> </ul> </li> <li>2. <u>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。</u></li> </ol>	

表-13

<p>安全機能ベース運転操作基準</p> <p>4. <u>原子炉格納容器健全性の確保</u></p>	
<p>① 目的</p> <p>・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。</p>	
<p>② 導入条件</p> <p>・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</p>	<p>④ 脱出条件</p> <p>・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</p>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>6. 原子炉格納容器スプレイ系が1系統以上作動し、<u>原子炉格納容器圧力</u>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。</li> </ol>	

表－１４

安全機能ベース運転操作基準	
５．放射能放出防止	
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。	
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 $1 \times 10^3$ mSv/h 以上および原子炉格納容器スプレイ系不作動	④ 脱出条件 ・原子炉格納容器スプレイ系作動
③ 主な監視操作内容 <ol style="list-style-type: none"> <li>１．格納容器隔離信号を手動で発信する。</li> <li>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。</li> <li>３．原子炉格納容器内放射線レベルが、<math>1 \times 10^4</math> 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。</li> </ol>	

表－１５

<p>安全機能ベース運転操作基準</p> <p>6. 1次系保有水の維持</p>	
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> </ul>	
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。）</li> </ul>	<p>④ 脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位が、水位低抽出水隔離弁閉設定値以上</li> </ul>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>2. 充てん流量を確保し、加圧器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。</li> </ol>	

参考

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 32.2 %
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 6.6 %
補助給水系代替水源切替水位	復水タンク水位計 1 m
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 %



添付2 火災、内部溢水、火山影響等および自然災害発生時

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および

第18条の3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

所長室長は、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

(1) 所長室長は、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) 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。

(3) 所長室長は、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、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

所長室長、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実施する。

#### (1) 火災防護教育

a. 所長室長、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) 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. 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

(c) 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

所長室長は、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) 運転員に対する訓練

発電室長は、運転員に対して、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）

所長室長は、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) 所長室長は、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、火災防護設備の保守管理、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、中央制御室および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、格納容器スプレ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) 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行う。
    - (b) 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、屋外消火栓を微開し通水する。
- j. 消火用水の供給優先の対応  
当直課長およびタービン係長は、消火用水供給系において、火災発生時に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、消火栓、水噴霧消火設備およびスプリンクラー（原子炉補助建屋を除く）の水源である淡水タンクには、最大放水量（130m<sup>3</sup>）に対して十分な容量（2,600m<sup>3</sup>以上）を確保し、必要に応じて所内用水系を隔離等の運用により、消火を優先する。  
また、原子炉補助建屋の消火栓（地震等により淡水タンクが使用できない場合）およびスプリンクラーの水源である消火水タンクは、所内用水系と共用しない設計とする。
- k. 防火帯の維持・管理  
所長室長は、防火帯の維持・管理を実施する。
- l. 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中央制御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中央制御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. 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。
- o. 燃料保有量制限  
当直課長は、補助ボイラー燃料タンクの燃料保有量を110kLに制限する。
- p. 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。
- q. 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。
- r. 火災予防活動（可燃物管理）

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）および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。

s. 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。

t. 延焼防止

所長室長は、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。

u. 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。

v. 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。

w. 保守管理、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、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

x. 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

所長室長は、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

技術課長は、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12.1条に定める必要な要員を配置する。

### 2. 2 教育訓練の実施

- (1) 技術課長は、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。
- (2) 技術課長は、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。
- (3) 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

- (1) 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

技術課長は、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

技術課長は、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

技術課長は、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. 運用停止設備の管理

技術課長は、防護すべき設備が設置される建屋内での溢水量の低減を図るため、原子炉停止、高温停止および低温停止（停止状態の維持を含む）に必要な設備のうち、プラント運転に影響のない設備について運用の停止を行う。

g. 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。

h. 保守管理、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、保守管理計画に基づき適切に保守管理、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、保守管理計画に基づき適切に保守管理、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、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

(d) 電気保守課長、計装保守課長およびタービン保守課長は、海水ポンプエリア内およびエリア外の溢水を受けて、海水ポンプエリア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、海水ポンプエリア止水壁および泥水対策壁について、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

(e) タービン保守課長は、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、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

i. 溢水評価条件の変更の要否を確認する手順

(a) 技術課長は、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) 技術課長は、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、技術課長に報告する。
- (2) 技術課長は、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、降雪発生時

技術課長は、火山影響等および降雪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、火山影響等および降雪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。

#### 3. 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。  
また、所長は、降灰予報等により美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

- (1) 所長室長は、全所員に対して、火山影響等および降雪発生時に対する運用管理に関する教育訓練を定期的実施する。
- (2) 発電室長は、運転員に対して、火山影響等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実施する。
- (3) 各課（室）長は、各課員に対して、火山事象および積雪より防護すべき施設の保守管理、点検に関する教育訓練を定期的実施する。
- (4) 技術課長は、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実施する。

#### 3. 3 資機材の配備

- (1) 各課（室）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。
- (2) 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

- (1) 各課（室）長（当直課長を除く。）は、火山影響等および降雪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、外気取入ダンプの閉止、換気空調設備の停止、中央制御室の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. 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、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」）により美浜町への「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) 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

d. 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

e. 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、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）<sup>\*1</sup>を降下火砕物の影響を受けることのない燃料取扱建屋内へ移動し、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」）により美浜町への「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

発電所対策本部は、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、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）<sup>\*1</sup>を起動し、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

f. 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」）により美浜町への「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

g. 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、燃料取扱建屋内に配置した電源車<sup>※2</sup>から給電する。

(a) 電源車<sup>※2</sup>の準備作業

各課（室）長は、電源車<sup>※2</sup>を降下火砕物の影響を受けない燃料取扱建屋内へ移動し、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」）により美浜町への「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<sup>※2</sup>からの給電開始

発電所対策本部および当直課長は、電源車<sup>※2</sup>からの給電準備を行ったのち給電を開始する。

ア. 手順着手の判断基準

電源車<sup>※2</sup>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、ディーゼル発電機 2 台がともに機能喪失した場合

h. 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）<sup>※1</sup>および電源車<sup>※2</sup>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（可搬式代替低圧注水ポンプ用）<sup>※1</sup>および電源車<sup>※2</sup>の燃料を燃料油貯蔵タンクおよび燃料油移送ポンプにより確保する。

(a) 燃料油貯蔵タンクから電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）<sup>※1</sup>および電源車<sup>※2</sup>への補給準備

各課（室）長は、燃料油貯蔵タンクから電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）<sup>※1</sup>および電源車<sup>※2</sup>への燃料補給の準備を行う。

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」）により美浜町への「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) 燃料油貯蔵タンクおよび燃料油移送ポンプによる燃料補給

発電所対策本部は、燃料油貯蔵タンクおよび燃料油移送ポンプを用い電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）<sup>※1</sup>および電源車<sup>※2</sup>へそれぞれ燃料補給を行う。

ア. 手順着手の判断基準

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）<sup>※1</sup>および電源車<sup>※2</sup>の運転継続のために燃料補給が必要と判断した場合

i. 消火水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、消火水タンクから復水タンクへの補給を行う。

(a) 消火水タンクから復水タンクへの補給

発電所対策本部および当直課長は、消火水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

<u>作業手順 No</u>	<u>対応手段</u>	<u>要員</u>	<u>要員数</u>	<u>想定時間</u>
<u>c (a)</u>	<u>ディーゼル発電機への改良型フィルタ取付</u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>8</u>	<u>50分</u>
	<u>海水ポンプ除塵フィルタの取り外し</u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>2</u>	<u>50分</u>
<u>c (b)</u>	<u>ディーゼル発電機改良型フィルタのフィルタ取替</u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>5</u>	<u>20分</u>
	<u>ディーゼル発電機改良型フィルタのフィルタ清掃<sup>※3</sup></u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>2</u>	<u>60分</u>
<u>e (a)</u> <u>g (a)</u>	<u>電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）<sup>※1</sup>、電源車<sup>※2</sup>の移動</u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>4</u>	<u>30分</u>
<u>e (a)</u>	<u>蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）の準備作業<sup>※4</sup>（給電用ケーブル敷設・接続）</u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>4<sup>※5</sup></u>	<u>20分</u>
	<u>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）</u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>8</u>	<u>90分</u>
<u>e (b)</u>	<u>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（電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）<sup>※1</sup>起動）</u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>2</u>	<u>20分</u>
<u>f (a)</u>	<u>緊急時対策所の居住性確保（仮設フィルタ取付）</u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>2</u>	<u>50分</u>
<u>g (a)</u>	<u>電源車<sup>※2</sup>の準備作業<sup>※4</sup>（給電用ケーブル敷設・接続）</u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>4<sup>※5</sup></u>	<u>20分</u>
<u>g (b)</u>	<u>電源車<sup>※2</sup>からの給電開始（電源車<sup>※2</sup>起動）</u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>2</u>	<u>64分</u>
	<u>電源車<sup>※2</sup>からの給電開始（不要負荷切り離し・受電操作）</u>	<u>運転員等（中央制御室、現場）</u> <u>緊急安全対策要員</u>	<u>2</u> <u>1</u>	
<u>h (a)</u>	<u>燃料油貯蔵タンクから電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）<sup>※1</sup>および電源車<sup>※2</sup>への補給準備</u>	<u>運転員等（現場）</u>	<u>1</u>	<u>※6</u>
		<u>緊急安全対策要員</u>	<u>6</u>	
<u>i (a)</u>	<u>消火水タンクから復水タンクへの補給</u>	<u>運転員等（中央制御室、現場）</u>	<u>2</u>	<u>55分</u>
		<u>緊急安全対策要員</u>	<u>4</u>	

※1：蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）への給電用

※2：通信連絡設備への給電用

※3：1班2名で2班が交代して実施する。

※4：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。

※5：4名で2作業を20分以内で順に実施する。

※6：燃料枯渇までに実施する。



j. 降灰時の原子炉施設への影響確認

各課（室）長は、降灰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。

k. 保守管理、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、保守管理計画に基づき適切に保守管理、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

(1) 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、技術課長に報告する。

(2) 技術課長は、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、火山影響等および降雪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。

(1) 火山影響等発生時における原子炉停止の判断基準

a. 美浜町に降灰予報「多量」が発表された場合

b. 美浜町に降灰予報「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、4回線以上が動作不能になり、動作可能な外部電源が1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

(1) 原子力技術部門統括（原子力技術）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

原子力技術部門統括（原子力技術）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

技術課長は、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

- (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。

##### 4. 2 教育訓練の実施

- (1) 所長室長は、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。
- (2) 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

- (1) 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。以下、「耐震重要施設等」という。）に対する下位クラス施設<sup>※1</sup>の波及的影響（4つの観点<sup>※2</sup>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、ならびに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等への影響

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。

#### 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、技術課長に報告する。

(2) 技術課長は、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

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。

#### 4. 7 その他関連する活動

(1) 原子力技術部門統括（原子力技術）および原子力技術部門統括（土木建築）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

原子力技術部門統括（原子力技術）および原子力技術部門統括（土木建築）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

原子力技術部門統括（原子力技術）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) 原子力技術部門統括（土木建築）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) 原子力技術部門統括（原子力技術）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

技術課長は、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) 所長室長および保全計画課長は、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に関する教育訓練を定期的実施する。
- (3) 各課（室）長は、各課員に対して、津波防護施設、浸水防止設備および津波監視設備の保守管理、点検に関する教育訓練を定期的実施する。

### 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

当直課長は、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. 発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合の対応
    - (a) 当直課長は、原則として循環水ポンプを停止する。また、原子炉を停止させ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) 原子燃料課長および放射線管理課長は、燃料等輸送船に関し、津波警報等が発令された場合、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) 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。
- (d) 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ならびに漂流物影響を考慮した運用を実施する。
- c. 発電所を含む地域に津波警報等が発令された場合の対応
  - (a) 原子燃料課長および放射線管理課長は、燃料等輸送船に関し、津波警報等が発令された場合、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。
  - (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ならびに漂流物影響を考慮した運用を実施する。
- d. 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令された場合は、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。
- e. 保守管理、点検

各課（室）長は、津波防護施設、浸水防止設備および津波監視設備の要求機能を維持するため、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。
- f. 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、技術課長に報告する。
- (2) 技術課長は、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) 原子力技術部門統括（原子力技術）および原子力技術部門統括（土木建築）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

原子力技術部門統括（原子力技術）および原子力技術部門統括（土木建築）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

技術課長は、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) 所長室長および保全計画課長は、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実施する。また、所長室長は、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実施する。
- (3) 各課（室）長は、各課員に対して、竜巻対策設備の保守管理、点検に関する教育訓練を定期的実施する。

### 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<sup>※1</sup>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) 所長室長は、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。

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

- b. 竜巻の襲来が予想される場合の対応
- (a) 所長室長は、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、ディーゼル発電機室の水密扉の閉止状態を確認するとともに、換気空調システム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。
- 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を考慮して、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  
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. 保守管理、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、保守管理計画に基づき適切に保守管理、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、技術課長に報告する。
- (2) 技術課長は、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) 原子力技術部門統括（原子力技術）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

原子力技術部門統括（原子力技術）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。

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、重大事故に至るおそれがある事故もしくは重大事故が発生した場合または大規模な自然災害もしくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合に対処す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については、表－1から表－19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

- (1) 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。
- (2) 原子力安全部門統括は、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1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。
- (3) 安全・防災室長は、(1)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。
- (4) 各課（室）長は、(1)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. 1(1)アの要員にこの手順を遵守させる。
- (5) 原子力安全部門統括は、(1)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。

(7) 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。

(4) 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。

(5) 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。

(1) 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。

(2) 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、被災時はユニット指揮者を指名する。

(3) 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。

(4) 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。

(5) 実施組織である緊急安全対策要員および緊急時対策本部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。

(6) 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。

- (c) 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、被災の場合において、本部長の指示により指名した指揮者の指示のもと、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、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、指示を的確に実施する。
  - c 原子炉主任技術者は、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。
- (d) 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。
- (e) 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。
- (f) 重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために必要な要員として、第13条に規定する運転員、緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員について、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、ユニット指揮者、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4名、運転操作指揮を行う当直課長および運転操作対応を行う運転員8名、（3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は6名）、1号炉および2号炉の運転員4名、運転支援活動、電源復旧活動、注水活動、設備対応、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33名(3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は27名)の計49名(3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は41名)ならびに被災後6時間以内を目途として参集し、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5名(以下「召集要員」という。)の合計54名(3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は46名)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、当社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。)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の体制に係る管理を行う。  
また、重大事故等対策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で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。
- (t) 休日、時間外(夜間)を含めて必要な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。
- (v) 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
- (g) 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等を配備し、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。

(7) 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。

(4) 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（原子力施設事態対応センター含む。）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。

(5) 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。

(1) 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、原子力安全部門統括は、原子力設備班を統括する。

ウ 原子力安全部門統括は、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および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を設置もしくは改造する場合、重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始される日（使用前検査終了日等）までに、または運転員（当直員）、緊急時対策本部要員もしくは緊急安全対策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。

(7) 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および緊急安全対策要員の役割に応じた教育訓練を実施する。

(4) 安全・防災室長および発電室長は、重大事故等対処設備を設置または改造する場合、重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始される日（使用前検査終了日等）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

所長室長は、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および緊急安全対策要員に対して、事象の種類および事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処するために必要な力量の維持向上を図るため、以下の教育訓練について、社内標準に基づき実施する。

(7) 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および緊急安全対策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および緊急安全対策要員に対し、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および緊急安全対策要員に対し、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。

(4) 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および緊急安全対策要員に対し、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および緊急安全対策要員に対し、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および緊急安全対策要員に対し、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 (7) 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および緊急安全対策要員に対し、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）を対象に年1回以上実施する。

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、運転員等が適切に対応し、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Ⅴの重要事故シーケンスについて、緊急安全対策要員を対象に年１回以上実施する。

Ⅰ 全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生しない場合）

Ⅱ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

Ⅲ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

Ⅳ 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）

Ⅴ 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、Ⅲ、Ⅳ、およびⅤ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および緊急安全対策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 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、原子力安全部門統括、原子力発電部門統括、原子力技術部  
門統括（原子力技術）および原子力技術部門統括（土木建築）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。

(7) 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の経路、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、運搬または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。

(4) 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、地滑り、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、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災（石油コンビナート等の施設の火災、発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災およびばい煙等の二次的影響）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害および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、飛来物（航空機落下）については、防護設計の要否判断の基準を超えないとの理由により、ダムの崩壊、爆発および石油コンビナート等の施設の火災については、立地的要因により、船舶の衝突については敷地配置より設計上考慮しない。

b 電磁的障害に対しては道路・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。

(7) 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。

(8) 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要員を確保する。

(9) 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kses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。

- (7) 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、あわせて燃料油貯蔵タンク、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2台（予備1台）および油圧ショベル1台（予備1台）を保管および使用する。
- (ロ) 地震による屋外タンクからの溢水および降水に対して、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。
- (ハ) 津波の影響については、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。
- (ニ) 考慮すべき自然現象のうち落雷、凍結および森林火災、外部人為事象のうち、近隣工場等の火災（発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災およびばい煙等の二次的影響）および有毒ガスに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。
- (ホ) 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。
- (ヘ) 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、ブルドーザによる崩壊箇所の復旧を行う。
- (ヘ) 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、複数のアクセスルートによる迂回または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、積雪、降灰については、ブルドーザによる撤去を行う。想定を上回る積雪、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、積雪を考慮し、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kses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。

- (7) 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。

- (4) 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。
- (5) 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。
- (6) 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。
- (7) 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。

- (7) 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。
- (4) 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。
- (5) 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壊、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

(1) 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、重大事故等に的確かつ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。

- (7) 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に、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
- 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。
- (7) 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発電所対策本部活動において、発電所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。
- 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。
- (7) 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発電所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。

(7) 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。

(4) 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。

(5) 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。

(I) 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および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。

(7) 安全・防災室長および発電室長は、大津波警報が発令された場合、原則として原子炉の停止および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、美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) 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。

(ウ) 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。

## (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

- 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な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

<p><u>操作手順</u></p> <p>1. <u>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</u></p> <p>① <u>方針目的</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>② <u>対応手段等</u></p> <p><u>フロントライン系機能喪失時</u></p> <p>1. <u>手動による原子炉緊急停止</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>(1) <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><u>原子炉トリップ設定値に到達し、原子炉トリップしゃ断器の状態や制御棒炉底位置表示等による原子炉自動トリップ失敗を確認した場合に、原子炉出力が5%以上または中間領域起動率が正となった場合</u></p> <p>2. <u>原子炉出力抑制（自動）</u></p> <p><u>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止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。）、主蒸気逃がし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。</u></p> <p>(1) <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><u>原子炉トリップ設定値に到達したにもかかわらず、原子炉トリップしゃ断器等の機能喪失による原子炉自動トリップに失敗したことを検知した場合に作動する「安全保護アナログ盤作動」警報が発信した場合</u></p> <p>3. <u>原子炉出力抑制（手動）</u></p> <p><u>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</u></p>
---

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、主蒸気止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、主蒸気逃がし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。

(1) 手順着手の判断基準

A TWS 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

4. ほう酸水注入

当直課長は、A TWS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。

(1) 手順着手の判断基準

手動による原子炉緊急停止の失敗を原子炉トリップしゃ断器の状態、制御棒炉底位置表示灯等により確認し、原子炉出力が5%以上または中間領域起動率が正であり、ほう酸タンク等の水位が確保されている場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

A TWS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（A TWS 緩和設備の作動状況確認を含む。）は、中央制御室から速やかな操作が可能である原子炉トリップスイッチにより手動にて原子炉の緊急停止操作を行う。蒸気発生器水位異常低信号によるA TWS 緩和設備が作動した場合においても、中央制御室から原子炉トリップスイッチにより手動にて原子炉の緊急停止を行い、その後、A TWS 緩和設備の作動状況の確認を行う。

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）により原子炉緊急停止ができない場合で、かつATWS緩和設備が作動しない場合は、手動による原子炉出力抑制を行う。

原子炉トリップに失敗し、原子炉の出力抑制を図った後は、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備または非常用炉心冷却設備によりほう酸水注入を行う。



表-2

<p>操作手順</p> <p>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</p> <p>① 方針目的</p> <p>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。</p> <p>② 対応手段等</p> <p><u>フロントライン系機能喪失時</u></p> <p>1. 1次冷却系のフィードアンドブリード</p> <p>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、再循環切替可能水位となれば中央制御室で再循環運転に切り替える。</p> <p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、アキュムレータ出口電動弁を閉止後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系が健全である場合、余熱除去系による原子炉の冷却操作により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプにより海水を注水し、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより低温停止状態とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復しない場合は、余熱除去系による原子炉の冷却を開始し、アキュムレータ出口電動弁を閉止後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系または蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が使用可能となるまで再循環運転による1次冷却系のフィードアンドブリードを継続する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>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に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合</p> <p>2. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）</p> <p>(1) 送水車を用いたタービン動補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水</p>
---

当直課長は、復水タンクおよび多様性拡張設備である2次系純水タンクが使用できない場合でかつ、海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水ができない場合に蒸気発生器2次側による炉心冷却を行うため、送水車を用いてタービン動補助給水ポンプへ海水を直接供給し、蒸気発生器に注水する。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）が必要な場合において、復水タンクが使用できない場合

(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による原子炉の冷却を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、1次冷却系のフィードアンドブリードを行う。

○ 1次冷却系のフィードアンドブリードの判断基準について

蒸気発生器水位計（広域）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。

なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切替えまたは復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系または使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプを用いた蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

a. 手順着手の判断基準

常設直流電源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、蒸気発生器への注水が補助給水流量等にて確認できない場合に、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で復水タンクの水位が確保されている場合

(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を確認することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替えまたは復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系または使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプを用いた蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時において、蒸気発生器への注水が補助給水流量等にて確認できない場合に、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で復水タンクの水位が確保されている場合

(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。

なお、電動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替えまたは復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系または使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプを用いた蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

a. 手順着手の判断基準

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において、蒸気発生器への注水が補助給水流量等にて確認できない場合に、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要で復水タンクの水位が確保されている場合

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。

a. 手順着手の判断基準

主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失し、中央制御室からの開操作ができないことを蒸気発生器圧力等にて確認した場合に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合

(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、タービン動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兆候が見られた場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。

#### ○ 主蒸気逃がし弁操作時の環境条件

蒸気発生器伝熱管破損または主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、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ポンベ（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補助給水流量制御弁出口弁の開度を調整し、1次冷却材圧力が冷却材ポンプ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。

#### ○ 作業性

タービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁は、現場において専用工具を用いて弁を押し上げる単純な操作で、タービン動補助給水ポンプ起動弁についても手動ハンドルにより容易に操作できる。専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所

近傍に配備する。

主蒸気逃がし弁は、現場において専用工具を用いて容易に操作できる。専用工具については速やかに操作できるよう操作場所近傍に配備する。

### 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。

##### (1) 手順着手の判断基準

蒸気発生器水位が低下した場合において、補助給水ポンプが自動起動または手動により起動した場合

#### 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。

##### (1) 手順着手の判断基準

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し、加圧器水位の調整が必要な場合

#### 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。

##### (1) 手順着手の判断基準

蒸気発生器２次側による炉心冷却において、蒸気発生器水位の調整が必要な場合

合

表-3

<p>操作手順</p> <p>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</p> <p>① 方針目的</p> <p>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。</p> <p>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、高圧熔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。</p> <p>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。</p> <p>② 対応手段等</p> <p><u>フロントライン系機能喪失時</u></p> <p>1. 1次冷却系のフィードアンドブリード</p> <p>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、再循環切替可能水位となれば中央制御室で再循環運転に切り替える。</p> <p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復した場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、アキュムレータ出口電動弁を閉止後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系が健全である場合、余熱除去系による原子炉の冷却操作により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプにより海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行い、低温停止状態とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復しない場合は、余熱除去系による原子炉の冷却を開始し、アキュムレータ出口電動弁を閉止後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系または蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が使用可能となるまで再循環運転による1次冷却系のフィードアンドブリードを継続する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>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に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合</p>
--

## 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。この時、補助給水ポンプが運転していなければ、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却による 1 次冷却系の減圧のため、中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。

#### a. 手順着手の判断基準

加圧器逃がし弁による 1 次冷却系の減圧機能の喪失を 1 次冷却材圧力等により確認した場合に、全ての補助給水ポンプが運転できず補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されていない場合。また、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合

### (2) 送水車を用いたタービン動補助給水ポンプ への直接供給による蒸気発生器への注水

当直課長は、復水タンクおよび多様性拡張設備である 2 次系純水タンクが使用できない場合でかつ、海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水ができない場合に蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行うため、送水車を用いてタービン動補助給水ポンプへ海水を直接供給し、蒸気発生器に注水する。

#### a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）が必要な場合において、復水タンクが使用できない場合

## 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。主蒸気逃がし弁が開いていなければ中央制御室にて開操作する。

#### a. 手順着手の判断基準

加圧器逃がし弁による 1 次冷却系の減圧機能の喪失を 1 次冷却材圧力等により確認した場合に、補助給水流量等により、蒸気発生器への注水が確保されている場合

### (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逃がし弁の操作は行わない。

○ 1次冷却系のフィードアンドブリードの判断基準について

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、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。

なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切替えまたは復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系または使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプを用いた蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

a. 手順着手の判断基準

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、蒸気発生器への注水が補助給水流量等にて確認できない場合に、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で復水タンクの水位が確保されている場合

(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は、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。

なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替えまたは復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系または使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプを用いた蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時において、蒸気発生器への注水が補助給水流量等にて確認できない場合に、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で復水タンクの水位が確保されている場合

(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。

なお、電動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切替えまたは復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系または蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

a. 手順着手の判断基準

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において、蒸気発生器への注水が補助給水流量等にて確認できない場合に、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要で復水タンクの水位が確保されている場合

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。

a. 手順着手の判断基準

主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失し、中央制御室からの開操作ができないことを蒸気発生器圧力等にて確認した場合に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合

3. 加圧器逃がし弁の機能回復

(1) 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復

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、窒素ポンベ（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。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時において、1次冷却材圧力等により加圧器逃がし弁を中央制御室から遠隔で操作する必要がある場合

(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、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復が不能時は、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。

a. 手順着手の判断基準

窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復ができない場合に、加圧器逃がし弁を中央制御室から遠隔で操作する必要がある場合

(3) 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復

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、可搬型バッテリー（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。

a. 手順着手の判断基準

常設直流電源喪失時において、1次冷却材圧力等により加圧器逃がし弁を中央制御室から開操作する必要がある場合

(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。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、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で、かつ加圧器逃がし弁を中央制御室から開操作する必要がある場合

(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、タービン動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、高圧熔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逃がし弁の操作は行わない。

○ 環境条件

蒸気発生器伝熱管破損または主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、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ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）または可搬式空気圧縮機（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。

加圧器逃がし弁を確実に動作させるために、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）の設定圧力は、有効性評価における原子炉容器破損前の格納容器圧力を考慮した上で余裕を持たせた値に設定する。

○ 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補助給水流量制御弁出口弁の開度を調整し、1次冷却材圧力が冷却材ポンプ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。

○ 作業性

タービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁は、現場において専用工具を用いて弁を押し上げる単純な操作で、タービン動補助給水ポンプ起動弁についても手動ハンドルにより容易に操作できる。専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。

③ 復旧に係る手順等

当直課長は、常設直流電源喪失時、可搬型バッテリー（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。

(1) 手順の判断基準

炉心損傷時、1次冷却材圧力が2.0MPa〔gage〕以上の場合

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。

(1) 手順着手の判断基準

1次冷却材圧力の低下、破損側蒸気発生器水位、圧力の上昇等により蒸気発生器伝熱管破損発生と判断した場合

また、破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損側蒸気発生器の主蒸気圧力の低下が継続していることにより破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合

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。低温停止状態に移行するにあたり、余熱除去系による原子炉の冷却が困難な場合、使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプにより海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。

(1) 手順着手の判断基準

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余熱除去系への漏えいによるインターフェイスシステムLOCAの発生を判断した場合

(配慮すべき事項)

○ インターフェイスシステムLOCA時の漏えい箇所について

インターフェイスシステムLOCAの漏えい箇所の特定は、原子炉補助建屋内の各部屋が分離されているため、漏水検知器、監視カメラおよび火災報知器等により行う。

表-4

<p><u>操作手順</u></p> <p><u>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</u></p> <p><u>① 方針目的</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>② 対応手段等</u></p> <p><u>1次冷却材喪失事象が発生している場合</u> <u>フロントライン系機能喪失時</u></p> <p><u>1. 代替炉心注水</u></p> <p><u>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、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。</u></p> <p><u>(1) A、B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</u></p> <p><u>当直課長は、A、B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。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>1次冷却材喪失事象が発生後、1系列以上の非常用炉心冷却設備による原子炉への注水を安全注入流量および余熱除去クーラ出口流量等により確認できない場合または、炉心出口温度が350℃以上となった場合、かつ原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合</u></p> <p><u>(2) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</u></p> <p><u>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を原子炉に注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>A、B内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水をA余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合</u></p> <p><u>(3) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p>
--

恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水がA余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合

## 2. 代替再循環運転

### (1) A、B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、B内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）およびA内部スプレクーラにより格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。

#### a. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により、再循環運転による原子炉への注水が余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

### (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。

#### a. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプ、充てん/高圧注入ポンプおよび内部スプレポンプによる再循環運転で原子炉へ注水を行っている場合に、格納容器再循環サンプ水位の低下、ポンプの流量低下、ポンプ出口圧力の変動または低下等により格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候を確認した場合

### (配慮すべき事項)

#### ○ 優先順位

代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、準備時間の短いA、B内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）を優先し、次に恒設代替低圧注水ポンプを使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備である電動消火ポンプ等による代替注水手段を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなけ

ればこれを使用する。

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、代替炉心注水により原子炉へ注水し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。

○恒設代替低圧注水ポンプの注水先について

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。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。

○ 作業性

可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への燃料補給については、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

○ 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、余熱除去ポンプ入口弁（格納容器再循環サンプ連絡第1弁）または余熱除去ポンプ入口弁（格納容器再循環サンプ連絡第2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。

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を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

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おいて、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(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。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水がA余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

原子炉補機冷却機能喪失時の対応であるA余熱除去ポンプ（空調用冷水）の故障等により、原子炉への注水がA余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(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。

a. 手順着手の判断基準

A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水がA余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合

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。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、低圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

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内を冷却する。

(a) 手順着手の判断基準

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る原子炉への注水が、B余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプによる代替補機冷却により冷却水が確保され、高圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

(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。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却機能喪失時に、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）の機能喪失により、原子炉への注水をA余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、低圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

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。

(a) 手順着手の判断基準

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る原子炉への注水がB余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、高圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

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の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、封水戻り第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。

(1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失した場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

(1) 代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、注水流量が大きく、準備時間の短い恒設代替低圧注水ポンプを優先する。次にC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備であるA、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）等を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。

(2) 原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、多様性拡張設備であるが準備時間が短いA余熱除去ポンプ（空調用冷水）を優先し、次にB余熱除去ポンプ（海水冷却）または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）を使用する。

(3) 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、代替炉心注水により原子炉へ注水し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。

○ 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。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。

○ 作業性

C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への燃料補給については、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

○ 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。

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、以下の手順により燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。

内部スプレポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。

恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

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を格納容器内へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

なお、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。

(1) 手順着手の判断基準

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に、格納容器圧力と温度の上昇または可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（SA）用）等の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であると判断した場合

ただし、原子炉下部キャビティ注水ポンプにより代替格納容器スプレイを行う場合は、原子炉下部キャビティ注水ポンプを原子炉下部キャビティ直接注水に使用していない場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

格納容器へスプレイするために使用する補機の優先順位は、内部スプレポンプを優先し、次に恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプの順とする。

○ 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、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。

○ 原子炉下部キャビティ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、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。なお、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、格納容器スプレ流量積算計、内部スプレ系連絡消火水流量積算計、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。

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。

a. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水が余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合

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。

a. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が確保されたことを補助給水流量等により確認できた場合

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。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水が余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合

## 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。

#### a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が確保されたことを確認できた場合

## 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。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

#### a. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

##### (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。

#### a. 手順着手の判断基準

燃料取替用水タンクの重力注水により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要なアキュムレータ水位が確保されている場合

##### (3) A、B 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、A、B 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。

#### a. 手順着手の判断基準

アキュムレータによる原子炉への注水をアキュムレータ圧力等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保さ

れている場合

(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を原子炉に注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

A、B内部スプレポンプ（RHR S-CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水をA余熱除去クーラ出口流量等で確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(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。

a. 手順着手の判断基準

恒設代替低圧注水ポンプの故障等により原子炉への注水をA余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合

2. 代替再循環運転

(1) A、B内部スプレポンプ（RHR S-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、B内部スプレポンプ（RHR S-CSS連絡ライン使用）およびA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再循環サンプ水を原子炉へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注水を余熱除去流クーラ出口量等にて確認できない場合に、代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

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。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場



合に、1次冷却系に開口部がなく、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合

#### 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。

##### a. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が確保されたことを補助給水流量等により確認できた場合

#### (配慮すべき事項)

##### ○ 優先順位

運転停止中に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、蒸気発生器2次側による炉心冷却を優先する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、炉心注水または代替炉心注水による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。

炉心注水、代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、中央制御室で操作可能である充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水を行う。充てん／高圧注入ポンプが使用できない場合は、アキュムレータを使用する。上記による原子炉への注水不能の場合は、準備時間の短いA、B内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）を使用し、次に恒設代替低圧注水ポンプを使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備である電動消火ポンプ等による代替注水手段を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。

##### ○ 格納容器内からの退避

当直課長は、運転停止中において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失した場合または1次冷却材が流出した場合に、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。この場合は、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。

##### (1) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去系設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合または格納容器サンプの水位等にて1次冷却材の流出を確認した場合

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の上昇により炉停止時中性子源領域中性子束高警報が発信した場合または炉停止時中性子源領域中性子束高警報が発信するおそれがある場合

○ 作業性

可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への燃料補給については、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

○ 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。

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。

a. 手順着手の判断基準

燃料取替用水タンクの重力注水により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要なアキュムレータ水位が確保されている場合

(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を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(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。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源が喪失し、恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水をA余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

運転停止中に原子炉補機冷却機能が喪失し、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）の故障等により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合

(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。

a. 手順着手の判断基準

A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水をA余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合

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。

(a) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失事象が発生した場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、低圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

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。

(a) 手順着手の判断基準

B余熱除去ポンプ（海水冷却）低圧代替再循環運転による原子炉への注水をB余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、高圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

(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。

(a) 手順着手の判断基準

運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失時の対応であるA余熱除去ポンプ（空調用冷水）低圧代替再循環運転による原子炉への注水をA余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、低圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

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。

(a) 手順着手の判断基準

B余熱除去ポンプ（海水冷却）低圧代替再循環運転による原子炉への注水をB余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、高圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

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。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除

去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、1次冷却系に開口部がなく、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合

#### 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。

##### a. 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が補助給水流量等により確保されたことを確認できた場合

#### (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、蒸気発生器2次側による炉心冷却を実施する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、代替炉心注水による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。

代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、使用可能であれば多様性拡張設備であるが、電源回復しない場合でも注水が可能な燃料取替用水タンクからの重力注水を優先する。空冷式非常用発電装置から受電後は、準備時間が短いアキュムレータを使用する。並行して継続的に原子炉に注水するために恒設代替低圧注水ポンプを準備し、準備が整えば使用する。次にC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは、使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備であるA、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）等による代替炉心注水手段を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し、多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。

原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、使用可能であれば多様性拡張設備であるが準備時間が短いA余熱除去ポンプ（空調用冷水）を優先し、次にB余熱除去ポンプ（海水冷却）または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）を使用する。

##### ○ 作業性

C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。

可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への燃料補給については、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

#### ○ 格納容器内からの退避

当直課長は、運転停止中において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失した場合または1次冷却材が流出した場合に、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。この場合は、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。

##### (1) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去系設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合または格納容器サンプの水位等にて1次冷却材の流出を確認した場合

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の上昇により炉停止時中性子源領域中性子束高警報が発信した場合または炉停止時中性子源領域中性子束高警報が発信するおそれがある場合

#### ○ 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。

### 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）、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<sup>\*1</sup>となれば燃料油貯蔵タンクおよびタンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）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<sup>\*1</sup>に実施する。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」に示す燃料油貯蔵タンクの備蓄量（180kl以上（1基当たり）、2基）を管理する。

送水車への軽油の補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間<sup>※2</sup>となれば軽油用ドラム缶を用いて実施する。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<sup>※2</sup>に実施する。重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として6,200リットル以上を管理する。

※1：各設備の燃料補給作業着手時間および給油間隔の目安は以下のとおり。

- ・電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）：運転開始後約2.5時間後（その後約4時間ごとに補給）
- ・大容量ポンプ：運転開始後約3.5時間後（その後約3.5時間ごとに補給）

※2：送水車の燃料補給作業着手時間および給油間隔の目安時間は以下のとおり。

- ・送水車本体：運転開始後約5.5時間後（その後約5.5時間ごとに補給）
- ・水中ポンプ用発電機：運転開始後約20時間後（その後約20時間ごとに補給）

表-5

<p><u>操作手順</u></p> <p><u>5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</u></p> <p><u>① 方針目的</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>② 対応手段等</u></p> <p><u>フロントライン系機能喪失時</u></p> <p><u>1. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）</u></p> <p><u>(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</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>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、原子炉補機冷却水の通水を、1次系冷却水クーラ出口ヘッダ流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合</u></p> <p><u>2. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）</u></p> <p><u>(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</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>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、原子炉補機冷却水の通水を、1次系冷却水クーラ出口ヘッダ流量等にて確認できない場合に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合</u></p> <p><u>3. 格納容器内自然対流冷却</u></p> <p><u>(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</u></p> <p><u>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</u></p>
---



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。

a. 手順着手の判断基準

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、原子炉補機冷却水、原子炉補機冷却海水の通水を、1次系冷却水クーラ出口ヘッダ流量等にて確認できない場合

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／高圧注入ポンプおよび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。

a. 手順着手の判断基準

海水ポンプまたは1次系冷却水ポンプの故障等により、原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水または原子炉補機冷却海水の通水を1次系冷却水クーラ出口ヘッダ流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプの系統構成が完了している場合

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、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。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時において、蒸気発生器へ注水されていることを補助給水流量等により確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンクの水位が確保されている場合

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。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失し、主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合において、中央制御室から主蒸気逃がし弁を操作できないことを主蒸気圧力等にて確認した場合に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合

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。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失が発生した場合

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/高圧注入ポンプおよび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。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失が発生した場合

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)

○ 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。

○ 作業性

大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるように大容量ポンプの保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系と海水系を接続するディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。

主蒸気逃がし弁は、現場において専用工具を用いて容易に操作できる。専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。

○ 主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件

蒸気発生器伝熱管破損または主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、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ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）または可搬式空気圧縮機（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蔵タンクおよびタンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）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

<p>操作手順</p> <p>6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p> <p>① 方針目的</p> <p>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。</p> <p>② 対応手段等</p> <p>炉心損傷前</p> <p>フロントライン系機能喪失時</p> <p>1. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>(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</p> <p>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ポンベ（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。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（131kPa〔gage〕）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を内部スプレクーラ出口流量等で確認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の故障等により格納容器へのスプレイを内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合</p> <p>2. 代替格納容器スプレイ</p> <p>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を格納容器へスプレイする。</p> <p>(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</p> <p>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、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</p>
---

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を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（131kPa [gage]）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を内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合に、燃料取替用水タンクの水位が再循環切替水位以上確保され、恒設代替低圧注水ポンプを代替炉心注水に使用していない場合  
また、格納容器圧力が最高使用圧力（261kPa [gage]）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を内部スプレクーラ出口流量等で確認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に、燃料取替用水タンク等の水位が確保され、恒設代替低圧注水ポンプを代替炉心注水に使用していない場合

(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を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用出来ない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（131kPa [gage]）以上かつ、恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイをA内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合に、燃料取替用水タンクの水位が再循環切替水位以上確保されている場合  
また、格納容器圧力が最高使用圧力（261kPa [gage]）以上かつ、恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイをA内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合に、燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

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および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を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンク

を使用する。

a. 手順着手の判断基準

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、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(131kPa [gage])以上かつ、内部スプレポンプの機能喪失により、格納容器へのスプレイを内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合に、燃料取替用水タンクの水位が再循環切替水位以上確保され、恒設代替低圧注水ポンプを代替炉心注水に使用していない場合

また、格納容器圧力が最高使用圧力(261kPa [gage])以上かつ、内部スプレポンプの機能喪失により、格納容器へのスプレイを内部スプレクーラ出口流量等で確認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に、燃料取替用水タンク等の水位が確保され、恒設代替低圧注水ポンプを代替炉心注水に使用していない場合

(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を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(131kPa [gage])以上かつ、恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイをA内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合に、燃料取替用水タンクの水位が再循環切替水位以上確保されている場合

また、格納容器圧力が最高使用圧力(261kPa [gage])以上かつ、恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイをA内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合に、燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

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。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源または原子炉補機冷却機能が喪失している場合

## 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。

##### a. 手順着手の判断基準

格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（131kPa〔gage〕）以上の場合に、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内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合

#### 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、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、以下の手順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。

##### (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、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

##### a. 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（261kPa〔gage〕）以上の場合に、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内部スプレクーラ出口流量等で確認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に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

##### (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を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

##### a. 手順着手の判断基準

恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイをA内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合に、格納容器へスプレイするために

必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保され、原子炉下部キャビティ注水ポンプを原子炉下部キャビティ直接注水に使用していない場合。

#### 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による格納容器内の冷却機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水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、格納容器圧力が最高使用圧力以上となった場合、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を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

##### a. 手順着手の判断基準

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、原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を1次系冷却水クーラ出口ヘッダ流量等にて確認できない場合に、格納容器圧力が最高使用圧力(261kPa [gage])以上で、格納容器にスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合

##### (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。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

##### a. 手順着手の判断基準

恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイをA内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保され、原子炉下部キャビティ注水ポンプを原子炉下部キャビティ直接注水に使用していない場合

##### 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。



a. 手順着手の判断基準

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た場合に、原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を、1次系冷却水クーラ出口ヘッダ流量等にて確認できない場合

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)

○ 優先順位

炉心損傷前および炉心損傷後のフロントライン系機能喪失時は、継続的な冷却実施の観点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、代替格納容器スプレイよりも格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、サポート系機能喪失時の格納容器内自然対流冷却では大容量ポンプを使用するため準備に時間を要することから、使用を開始するまで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使用する。

代替格納容器スプレイに使用する補機の優先順位は、恒設代替低圧注水ポンプを優先し、次に原子炉下部キャビティ注水ポンプを使用する。

○ 恒設代替低圧注水ポンプの注水先について

(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を格納容器ヘスプレイする。

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を格納容器ヘスプレイする。

炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。

○ 原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先について

(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を格納容器ヘスプレイする。

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 低下したことを確認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。

(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上限の高さまで達すれば代替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。

○ 作業性

大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるように大容量ポンプの保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系と海水系を接続するディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。

○ 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蔵タンクおよびタンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）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」にて整備する。

送水車への軽油の補給は、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軽油用ドラム缶を用いて実施する。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」にて整備する。

○ 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。

表-7

<p>操作手順</p> <p><u>7. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</u></p> <p><u>① 方針目的</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>② 対応手段等</u></p> <p><u>交流動力電源および原子炉補機冷却機能 健全</u></p> <p><u>1. 格納容器スプレイ</u></p> <p><u>(1) 内部スプレポンプによる格納容器スプレイ</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(131kPa [gage])以上、かつ、内部スプレポンプが起動していない場合に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合</u></p> <p><u>2. 格納容器内自然対流冷却</u></p> <p><u>(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</u></p> <p><u>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ポンベ（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。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(131kPa [gage])以上の場合に、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内部スプレクーラ出口流量等にて確認できない場合</u></p> <p><u>3. 代替格納容器スプレイ</u></p> <p><u>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、以下の手順により燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。</u></p> <p><u>(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</u></p> <p><u>当直課長は、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</u></p>
--

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、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力(261kPa [gage])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内部スプレクーラ出口流量等にて確認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に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(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を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイをA内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保され、原子炉下部キャビティ注水ポンプを原子炉下部キャビティ直接注水に使用していない場合

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。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源または原子炉補機冷却機能が喪失している場合に、原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を、1次系冷却水クーラ出口ヘッド流量等にて確認できない場合

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、以下の手順により燃料取替用水タンク水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、格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、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を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を、1次系冷却水クーラ出口ヘッダ流量等にて確認できない場合に、格納容器最高使用圧力(261kPa [gage])以上かつ、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(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、格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、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。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイがA内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保され、原子炉下部キャビティ注水ポンプを原子炉下部キャビティ直接注水に使用していない場合

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。代替格納容器スプレイに使用する補機の優先順位は、恒設代替低圧注水ポンプを優先し、次に原子炉下部キャビティ注水ポンプを使用する。

(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。代替格納容器スプレイに使用する補機の優先順位は、恒設代替低圧注水ポンプを優先し、次に原子炉下部キ

キャビティ注水ポンプを使用する。

○ 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を格納容器へスプレイする。

炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。

○ 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、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を格納容器へスプレイする。なお、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 低下したことを確認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。

(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。

○ 作業性

大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるように大容量ポンプの保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系と海水系を接続するディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。

格納容器内自然対流冷却および代替格納容器スプレイにおける現場への移動経路および操作場所に高線量の区域はない。

○ 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蔵タンクおよびタンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）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。

送水車への軽油の補給は、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軽油用ドラム缶を用いて実施する。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。



表－8

<p><u>操作手順</u></p> <p><u>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</u></p> <p><u>① 方針目的</u></p> <p><u>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、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。</u></p> <p><u>② 対応手段等</u></p> <p><u>格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</u>  <u>交流動力電源および原子炉補機冷却機能 健全</u></p> <p><u>1. 格納容器スプレイ</u></p> <p><u>(1) 内部スプレポンプによる格納容器スプレイ</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>炉心が損傷し、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合に（格納容器再循環サンプル水位（広域）65%未満）に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合</u></p> <p><u>2. 原子炉下部キャビティ注水</u></p> <p><u>(1) 原子炉下部キャビティ直接注水</u></p> <p><u>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直接注水する。</u></p> <p><u>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</u></p> <p><u>当直課長は、内部スプレポンプ3台以上の故障等により、必要な格納容器への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。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</u></p> <p><u>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。</u></p>
--

(a) 手順着手の判断基準

格納容器再循環サンプル水位（広域）が65%未満もしくは原子炉下部キャビティ水位計により水位が確認できない、かつ、内部スプレポンプ3台以上の故障等により、必要な格納容器へのスプレイ流量が内部スプレクーラ出口流量等にて確認できない場合、または、原子炉下部キャビティ注水完了後に原子炉下部キャビティ水位計により水位が確認できない場合に、原子炉下部キャビティへ直接注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(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、熔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を格納容器へスプレイする。熔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。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器再循環サンプル水位（広域）が65%未満で、かつ、内部スプレポンプ全台の故障等により、格納容器へのスプレイが内部スプレクーラ出口流量等にて確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

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

(1) 原子炉下部キャビティ直接注水

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熔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直接注水する。

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

当直課長は、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を原子炉下部キャビティへ直接注水する。熔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。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

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。

(a) 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、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、熔融炉心を冠水するために十分な水位がない場合（格納容器再循環サンプル水位（広域）65%未満もしくは原子炉下部キャビティ水位計により水位が確認できない）または、原子炉下部キャビティ注水完了後に原子炉下部キャビティ水位計により水位が確認できない場合に、原子炉下部キャビティへ直接注水するために必

要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(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、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熔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を格納容器へスプレイする。熔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。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、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、熔融炉心を冠水するために十分な水位がない場合（格納容器再循環サンプ水位（広域）65%未満）に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却

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）

○ 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、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する手段の優先順位は、内部スプレポンプを使用する格納容器スプレイを優先し、次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および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使用する。

(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、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため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を行う。

○ 原子炉下部キャビティの水位監視

熔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。

#### ○ 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。

#### ○ 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。

#### 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。

a. 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、炉心注水に必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合

(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、A、B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。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

A、B内部スプレポンプの故障等により、原子炉への注水がA余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

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、熔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) A、B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、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、原子炉への注水ができない場合に、A、B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。

a. 手順着手の判断基準

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、原子炉への注水が安全注入流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合

(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、充てん／高圧注入ポンプの故障等により、充てんラインを使用した原子炉への注水ができない場合に、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を原子炉へ注水する。

燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

充てん／高圧注入ポンプの故障等により、充てんラインを使用した原子炉への注水が充てん流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保され、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使用していない場合

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を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、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、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保され、恒設代替低圧注水ポンプを代替格納容器スプレイに使用していない場合

(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、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。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

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おいて、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

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)

○ 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、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手段の優先順位は、中央制御室操作により早期に運転可能な充てん／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用いた原子炉への注水を優先する。次にA、B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、充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを用いた炉心注水、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水とする。

(2) 全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失

代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、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行っていないければ恒設代替低圧注水ポンプを優先する。次にC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。

○ 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を原子炉へ注水する。なお、炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替える。

○ 電源確保

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。

○ 作業性

C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。

表－9

<p><u>操作手順</u> 9. <u>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</u></p>
<p><u>① 方針目的</u> <u>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。</u></p>
<p><u>② 対応手段等</u></p> <p><u>水素濃度低減</u></p> <p>1. <u>静的触媒式水素再結合装置</u> <u>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動作状況を、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。</u> <u>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。</u> <u>(1) 手順着手の判断基準</u> <u>炉心出口温度 350℃以上および格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示が <math>1 \times 10^5</math> mSv/h 以上に到達した場合</u></p> <p>2. <u>原子炉格納容器水素燃焼装置</u> <u>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動作状況を、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。</u> <u>(1) 手順着手の判断基準</u> <u>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合</u> <u>原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動確認は、事故時における非常用炉心冷却設備作動信号発信後に実施する。</u></p>
<p><u>水素濃度監視</u></p> <p>1. <u>可搬型格納容器内水素濃度計測装置</u> <u>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 <math>1 \times 10^5</math> 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。</u> <u>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</u></p>



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。

(1) 手順着手の判断基準

炉心出口温度 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  $1 \times 10^5$  mSv/h 以上に到達した場合

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、発電所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

<p><u>操作手順</u></p> <p><u>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</u></p> <p><u>① 方針目的</u></p> <p><u>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。</u></p>
<p><u>② 対応手段等</u></p> <p><u>水素排出</u></p> <p><u>1. アニュラス空気再循環設備による水素排出</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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、Bアニュラス循環系のダンパに窒素ポンペ（アニュラス循環系ダンパ作動用）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、Bアニュラス循環ファンを運転する。</u></p> <p><u>(1) 交流動力電源および直流電源が健全である場合</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合</u></p> <p><u>(2) 全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合</u></p>
<p><u>水素濃度監視</u></p> <p><u>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</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>当直課長は、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。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>炉心出口温度が 350 °C以上および格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が <math>1 \times 10^5</math> mSv/h 以上の場合</u></p>

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

<p><u>操作手順</u></p> <p><u>1.1. 使用済燃料ピットの冷却等のための手順等</u></p> <p><u>① 方針目的</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>② 対応手段等</u></p> <p><u>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</u></p> <p><u>1. 海水からの使用済燃料ピットへの注水</u></p> <p><u>発電所対策本部は、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であって、かつ燃料取替用水タンクおよび2次系純水タンクの機能が喪失した場合または燃料取替用水タンクおよび2次系純水タンクからの注水を実施しても水位低下が継続する場合、送水車により海水を使用済燃料ピットへ注水する。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>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であって、かつ燃料取替用水タンクおよび2次系純水タンクの機能が喪失した場合または燃料取替用水タンクおよび2次系純水タンクからの注水を実施しても水位低下が継続する場合</u></p> <p><u>(配慮すべき事項)</u></p> <p><u>○ 優先順位</u></p> <p><u>使用済燃料ピットへの注水に使用する補機の優先順位は、注水までの所要時間が短い多様性拡張設備である燃料取替用水タンク等を優先する。送水車は、使用準備に時間を要することから、あらかじめ送水車等の運搬、設置および接続の準備を行い、燃料取替用水タンク等の注水手段がなければ使用する。</u></p>
--

○ 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。

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ーおよび放水

発電所対策本部は、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（EL 30.37m）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ー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ー

発電所対策本部は、送水車およびスプレーヘッダにより海水を使用済燃料ピットへスプレーする。

a. 手順着手の判断基準

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（EL 30.37m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合

(2) 大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水

発電所対策本部は、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区域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、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。

a. 手順着手の判断基準

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（EL 30.37m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合において、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区域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

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

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使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合は、送水車による使用済燃料ピットへのスプレーを優先する。原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に損壊がある場合または原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、スプレーヘッダよりも射程距離が長い大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水を優先する。

○ 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。

## 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、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）関係进行评估し、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。

使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置は、使用済燃料ピットの水位が低下した場合に、使用済燃料ピット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。

#### a. 手順着手の判断基準

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

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)

○ 作業性

海水から使用済燃料ピットへの注水に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように送水車の保管場所に可搬型ホース等を配備する。

送水車による使用済燃料ピットへのスプレイに係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように送水車の保管場所に可搬型ホース等を配備する。

○ 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

送水車への軽油の補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば軽油ドラム缶を用いて実施する。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。

大容量ポンプ（放水砲用）への重油補給は、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蔵タンクおよびタンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）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。

送水車および大容量ポンプ（放水砲用）への燃料補給に関する手順は表—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。

表-12

<p><u>操作手順</u></p> <p><u>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</u></p> <p><u>① 方針目的</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷、原子炉格納容器およびアニュラス部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。</u></p> <p><u>また、原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に、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。</u></p> <p><u>② 対応手段等</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷、原子炉格納容器およびアニュラス部の破損</u></p> <p><u>1. 大気への拡散抑制</u></p> <p><u>(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</u></p> <p><u>発電所対策本部は、炉心出口温度が 350 °C以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）が <math>1 \times 10^5</math> mSv/h 以上となり、原子炉格納容器へのスプレー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。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>重大事故等が発生し、炉心出口温度が 350 °C以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）が <math>1 \times 10^5</math> mSv/h 以上となり、原子炉格納容器へのスプレーが確認できない場合</u></p> <p><u>2. 海洋への拡散抑制</u></p> <p><u>(1) シルトフェンスによる海洋への拡散抑制</u></p> <p><u>発電所対策本部は、原子炉格納容器およびアニュラス部への放水等により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、発電所から海洋に流出する 2 箇所（取水口側 1 箇所、放水口側 1 箇所）にシルトフェンスを設置する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>重大事故等が発生し、炉心出口温度が 350 °C以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）が <math>1 \times 10^5</math> mSv/h 以上となり、原子炉格納容器へのスプレーが確認できない場合</u></p> <p><u>(配慮すべき事項)</u></p> <p><u>○ 優先順位</u></p> <p><u>大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による原子炉格納容器およびアニュラス部への放水等により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、放射性物質を含む汚染水は雨水等の排水流路を通して海へ流れるため、排水路に多様性拡張設備である放射性物質吸着剤を設置する。放射性物質吸着剤は、取水口側シルトフェンスの内側に優先的に設置する。次に放水口側シルトフェンス内側、側溝の</u></p>
--



順に設置する。側溝については、取水口付近から設置する。なお、放水の状況に応じてその設置量を決定する。

#### 貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷

##### 1. 大気への拡散抑制

発電所対策本部は、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(EL 30.37m)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ドによる大気への拡散抑制

発電所対策本部は、建屋内部の損壊等により原子炉補助建屋(貯蔵槽内燃料体等)内に立ち入ることができない場合において、使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示値の著しい上昇および原子炉補助建屋(貯蔵槽内燃料体等)の著しい損壊がなく、原子炉補助建屋(貯蔵槽内燃料体等)近傍に近づける場合、送水車およびスプレイヘッド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。

##### a. 手順着手の判断基準

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(EL 30.37 m)以下まで低下し、かつ水位低下が継続し、建屋内部の損壊等により原子炉補助建屋(貯蔵槽内燃料体等)内に立ち入ることができない場合において、使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示値の著しい上昇および原子炉補助建屋(貯蔵槽内燃料体等)の著しい損壊がなく、原子炉補助建屋(貯蔵槽内燃料体等)近傍に近づける場合

##### (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

発電所対策本部は、使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示値上昇、または原子炉補助建屋(貯蔵槽内燃料体等)の著しい損壊により原子炉補助建屋(貯蔵槽内燃料体等)近傍に近づけない場合、送水車およびスプレイヘッドよりも射程距離が長い大容量ポンプ(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。

##### a. 手順着手の判断基準

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(EL 30.37 m)以下まで低下し、かつ水位低下が継続し、使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示値上昇、または原子炉補助建屋(貯蔵槽内燃料体等)の著しい損壊により原子炉補助建屋(貯蔵槽内燃料体等)近傍に近づけない場合

##### 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

発電所対策本部は、原子炉補助建屋(貯蔵槽内燃料体等)への放水等により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、発電所から海洋に流出する2箇所(取水口側1箇所、放水口側1箇所)にシルトフェンスを設置する。

##### a. 手順着手の判断基準

送水車およびスプレイヘッドまたは大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による大気への拡散抑制の手順着手の判断基準に同じ。

（配慮すべき事項）

○ 優先順位

送水車およびスプレイヘッドまたは大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水等により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、放射性物質を含む汚染水は雨水等の排水流路を通して海へ流れるため、排水路に多様性拡張設備である放射性物質吸着剤を設置する。放射性物質吸着剤は、取水口側シルトフェンスの内側に優先的に設置する。次に放水口側シルトフェンス内側、側溝の順に設置する。側溝については、取水口付近から設置する。なお、放水の状況に応じてその設置量を決定する。

○ 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。

原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災

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

発電所対策本部は、原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、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。

a. 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合

（配慮すべき事項）

○ 優先順位

大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲の準備が完了するまで、多様性拡張設備である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送水車（消火用）および中型放水銃により、アクセスルートの確保、緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員の安全確保、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のために泡消火を実施する。

○ 泡消火剤の配備

泡消火剤を 4,000 リットル（1,000 リットル×4）配備する。

炉心の著しい損傷、原子炉格納容器およびアニュラス部の破損・貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷・原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災

(配慮すべき事項)

○ 操作性

放水砲による放水については噴射ノズルを調整することで、放水形状を直線状または噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状にするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の抑制効果があることから、なるべく噴霧状を使用する。

原子炉格納容器の損壊箇所が確認できる場合は、放水砲の噴射位置を原子炉格納容器の損壊箇所に調整するが、確認できない場合は原子炉格納容器頂部へ調整する。

放水砲は、最も効果的な方角から原子炉格納容器およびアニュラス部または原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に向けて放水する。

スプレイヘッドによる原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水については、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊箇所が確認できる場合は、スプレイヘッドの噴射位置を原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊部に調整する。

大容量ポンプ（放水砲用）および送水車への燃料補給に関する手順は、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。

○ 作業性

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または航空機燃料火災への泡消火に係る可搬型ホース取付け等については、速やかに作業ができるように大容量ポンプ（放水砲用）の保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。

送水車およびスプレイヘッドによる大気への拡散抑制に係る可搬型ホース取付け等については、速やかに作業ができるように送水車の保管場所に使用工具及び可搬型ホース等を配備する。

○ 燃料補給

大容量ポンプ（放水砲用）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蔵タンクおよびタンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）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。

送水車への軽油の補給は、燃料の補給が必要になれば軽油用ドラム缶を用いて適宜実施する。

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。

表-13

<p><u>操作手順</u></p> <p><u>13. 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等</u></p> <p><u>① 方針目的</u></p> <p><u>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な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。</u></p> <p><u>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な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、使用済燃料貯蔵槽（以下、「使用済燃料ピット」という。）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または原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレイおよび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。</u></p> <p><u>② 対応手段等</u></p> <p><u>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</u></p> <p><u>1. 復水タンクへの供給ができない場合の代替手段</u></p> <p><u>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）中に復水タンクが枯渇、破損等により機能喪失し、蒸気発生器への注水が出来ない場合、以下の手段により原子炉を冷却する。</u></p> <p><u>(1) 復水タンクから海水への水源切替（送水車を用いたタービン動補助給水ポンプ直接供給）</u></p> <p><u>当直課長は、送水車を用いたタービン動補助給水ポンプ直接供給による蒸気発生器への注水により原子炉を冷却する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクの枯渇または破損を水位低警報等により判断した場合</u></p> <p><u>(2) 1次冷却系のフィードアンドブリード</u></p> <p><u>当直課長は、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉に注水する操作と加圧器逃がし弁の開操作により格納容器内部への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。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>復水タンクが水源として使用できず、その他の水源への切替えによる蒸気発生器2次側への注水機能が喪失し、蒸気発生器水位低下によりすべての蒸気発生</u></p>
--

生器の除熱が期待できない水位に達した際に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合

## 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。

#### a. 手順着手の判断基準

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低警報が発信し、さらに 2 次系純水タンクの水位低警報等により復水タンクへの補給ができない場合、もしくは、2 次系純水タンクから復水タンクへの補給を開始した場合

また、全交流動力電源が喪失した場合

### (配慮すべき事項)

#### ○ 優先事項

復水タンクが使用できない場合は、送水車を用いたタービン動補助給水ポンプへの直接供給の準備を開始するとともに、多様性拡張設備であるが短時間で使用可能な 2 次系純水タンクを優先して使用する。他の多様性拡張設備による蒸気発生器への注水ができない場合は、送水車を用いたタービン動補助給水ポンプ直接供給により蒸気発生器への注水を行う。蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に、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には、1 次冷却系のフィードアンドブリードを行う。

復水タンクへの補給の優先順位は、あらかじめ送水車の使用準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるが短時間で使用可能な 2 次系純水タンク等を優先して使用する。他の多様性拡張設備による淡水の補給手段が使用できない場合は、送水車の準備が整えば海水を使用する。

#### ○ 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。

### 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炉心注水

により原子炉に注水する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水タンクの枯渇または破損を水位異常低警報等により判断した際に、復水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合

(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、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替ができない場合、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始し、他の多様性拡張設備による淡水の供給手段が使用できない場合は、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。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水タンクの枯渇または破損を水位異常低警報等により、さらに復水タンクの枯渇または破損を水位低警報等により判断した際に、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替および燃料取替用水タンクへの補給ができない場合

また、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替を実施した場合または復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施した場合

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。

a. 手順着手の判断基準

インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損発生時減圧継続および再循環運転による炉心注水不能時において、1次系純水タンクまたはほう酸タンク水位異常低警報等により燃料取替用水タンクへの補給機能喪失を判断した際に、復水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合、もしくは、1次系純水タンクおよびほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの補給を開始後、復水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合

また、全交流動力電源が喪失した場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

燃料取替用水タンクへの補給の優先順位は、あらかじめ復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるがほう酸水であり早期に使用可能な1次系純水タンクおよびほう酸タンク等を優先して使用し、準備が整えば復水タンクを使用する。

○ 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

(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。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの枯渇または破損を水位異常低警報等により判断した際に、復水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合

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。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中の再循環運転不能時において、1次系純水タンクまたはほう酸タンク水位異常低警報等により燃料取替用水タンクへの補給機能喪失を判断した際に、復水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合、もしくは、1次系純水タンクおよびほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの補給を開始後、復水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合

また、全交流動力電源が喪失した場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

燃料取替用水タンクへの補給の優先順位は、あらかじめ復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるがほう酸水であり早期に使用可能な1次系純水タンクおよびほう酸タンク等を優先して使用し、準備が整えば復水タンクを使用する。

○ 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。

格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転

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、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再循環サンプ水を原子炉へ注水する。

(1) A、B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、A、B内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）およびA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）およびB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）、大容量ポンプによる高圧代替再循環運転

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

当直課長は、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)

○ 優先順位



使用済燃料ピットへの注水の優先順位は、あらかじめ送水車の使用準備を開始し、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次系純水タンク等を優先して使用する。他の多様性拡張設備による淡水の補給手段が使用できない場合は、送水車の準備が整えば海水を使用する。

○ 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。

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または原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレイおよび放水

発電所対策本部は、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または原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へスプレイおよび放水する。

1. 送水車による使用済燃料ピットまたは原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレ

発電所対策本部は、送水車およびスプレイヘッドにより海水を使用済燃料ピットへスプレイまたは原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。

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。

原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に放水する手順は表—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。

2. 大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水

発電所対策本部は、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区域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3号炉取水口、海水ポンプ室および3号炉放水口付近から取水箇所を選定し使用する。

大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲により海水を原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水を行う手順は、表—11「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」参照。

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。

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

発電所対策本部は、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  $1 \times 10^5$  mSv/h 以上となり、格納容器へのスプレー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— 1 2 「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・格納容器スプレー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水の漏えい発生時の使用済燃料ピットまたは原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレーおよび放水・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)

○ 作業ルート確保

構内のアクセス状況を考慮して可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確保する。

○ 切替性

当初選択した水源からの送水準備が完了後、引き続き次の水源からの送水準備を開始することで、水源が枯渇しないように、最終的には海水から取水することで水の供給が中断することなく、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。

淡水または海水を復水タンクへ補給することにより、継続的な蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）を成立させるため、復水タンクの保有水量を 513m<sup>3</sup>以上に管理する。

淡水を燃料取替用水タンクへ補給すること、および可搬式代替低圧注水ポンプによる海水注水により、継続的な炉心注水および代替炉心注水を成立させるため、燃料取替用水タンクの保有水量を 1,325m<sup>3</sup>以上に管理する。

淡水を燃料取替用水タンクへ補給すること、燃料取替用水タンクから復水タンク

クへ水源切替と復水タンクへの海水補給により、継続的な格納容器スプレイおよび代替格納容器スプレイを成立させるため、燃料取替用水タンクの保有水量を1,325m<sup>3</sup>以上に管理する。

○ 成立性

海水取水時には、可搬型ホース先端にストレーナを付け、水面より低く着底しない位置に設置することで、漂流物を吸い込むことなく水を供給する。

○ 作業性

復水タンク出口ラインの通水用ディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

○ 燃料補給

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）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蔵タンクおよびタンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）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。

燃料補給に関する手順は、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。

送水車への軽油の補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば軽油ドラム缶を用いて実施する。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。

燃料補給に関する手順は、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。

表-14

<p><u>操作手順</u></p> <p><u>14. 電源の確保に関する手順等</u></p> <p><u>① 方針目的</u></p> <p><u>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。</u></p>
<p><u>② 対応手段等</u></p> <p><u>代替電源（交流）の給電</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作およびディーゼル発電機の起動操作を実施しても、非常用高圧母線の電圧等が確立しない場合</u></p> <p><u>2. 電源車による代替電源（交流）からの受電</u></p> <p><u>発電所対策本部は、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。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>号機間電力融通恒設ケーブル（1，2号～3号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が非常用高圧母線の電圧等にて確認できない場合</u></p> <p><u>(配慮すべき事項)</u></p> <p><u>○ 優先順位</u></p> <p><u>代替電源（交流）による給電手順の優先順位は、空冷式非常用発電装置、電源車の順で使用する。</u></p>
<p><u>代替電源（直流）による給電</u></p> <p><u>1. 蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電</u></p> <p><u>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給電する。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う。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p>

全交流動力電源喪失発生後、交流電源から非常用直流母線への給電が母線電圧等にて確認できない場合

また、非常用高圧母線の電圧が確認できた場合

## 2. 可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電

発電所対策本部は、蓄電池（安全防護系用）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。

### (1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、代替電源（交流）設備による、代替電源（交流）からの給電が母線電圧等にて確認でき、非常用直流母線への給電が確認できない場合

また、非常用高圧母線の電圧が確認できた場合

## 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）

発電所対策本部は、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。

### (1) 手順着手の判断基準

所内電気設備の2系統が同時に機能喪失したことを、非常用高圧母線の電圧および非常用直流母線の電圧等により確認した場合

## 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

発電所対策本部は、空冷式非常用発電装置または電源車への補給は、負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば空冷式非常用発電装置については燃料油貯蔵タンクおよび可搬式オイルポンプまたはタンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）を用い、電源車については燃料油貯蔵タンクおよびタンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）を用いて実施する。その後の補給は、負荷運転時の補給間隔を目安に実施する。

#### a. 手順着手の判断基準

空冷式非常用発電装置または電源車を運転した場合において、各発電機の燃料が規定油量以上あることを確認した上で運転開始後、燃料補給作業着手時間<sup>\*</sup>に達した場合

※：各発電機の燃料補給作業着手時間および補給間隔は以下のとおり。

(a) 空冷式非常用発電装置：運転開始約2.5時間後（その後約4時間ごとに補給）

(b) 電源車：運転開始後約2.5時間後（その後約2時間ごとに補給）

#### ○ 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、燃料油貯蔵タンクの備蓄量（180kリットル以上（1基当たり）、2基）を管理する

#### ○ 負荷容量

空冷式非常用発電装置の必要最大負荷は、想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失およびRCPシールLOCAが発生する事故」の場合である。空冷式非常用発電装置は必要最大負荷以上の電力を確保することで、原子炉を安定状態に収束するための電力を供給する。さらに、空冷式非常用発電装置の電源裕度およびプラント設備状況（被災状況、定期検査中等）に応じたその他使用可能な設備に供給する。

電源車は、プラント監視機能等を維持するために必要な最低限度の負荷に給電する。

#### ○ 悪影響防止

空冷式非常用発電装置や電源車により電力を供給する際、中央制御室および現場で受電後の補機の自動起動を防止するため、補機の操作器を「引断」または「切」にする。

受電後の蓄電池の充電による水素発生防止のため、バッテリー室換気ファン用ダンパおよびバッテリー室給気ファン用ダンパを「開」とし、バッテリー室換気ファンの起動により、バッテリー室の換気を行う。

#### ○ 成立性

所内直流電源設備から給電されている24時間以内に、常設代替電源（交流）である空冷式非常用発電装置により、十分な余裕を持って非常用直流母線に繋ぎ込み給電する。また、可搬型代替電源設備（交流）である電源車についても24時間以内に十分な余裕を持って給電する。

#### ○ 作業性

暗闇でも視認性がある操作対象遮断器の識別表示を行う。

表-15

<p><u>操作手順</u></p> <p><u>15. 事故時の計装に関する手順等</u></p> <p><u>① 方針目的</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>② 対応手段等</u></p> <p><u>監視機能の喪失</u></p> <p><u>1. 計器故障時のパラメータ推定</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>主要パラメータのうち重要な監視パラメータおよび有効な監視パラメータを計測する計器の故障が疑われた場合</u></p> <p><u>(2) パラメータ監視の手順</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>(a) 同一物理量で推定（温度、圧力、水位、流量、放射線量）</u></p> <p><u>(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</u></p> <p><u>(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</u></p> <p><u>(d) 除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定</u></p> <p><u>(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</u></p> <p><u>(f) 圧力と温度を水の飽和状態の関係から推定</u></p> <p><u>(g) ほう素濃度と炉心の未臨界性から推定</u></p> <p><u>(h) 装置の動作特性により推定</u></p> <p><u>(i) あらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定</u></p> <p><u>(3) 代替パラメータの推定方法</u></p> <p><u>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</u></p>
---

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。

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除く。）の値により推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合、より直接的なパラメータ、検出器の種類および使用環境条件を考慮するとともに、計測される値の確からしさを判断の上で使用するパラメータの優先順位を定める。

## 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原子炉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。多様性拡張設備である炉内温度が健全である場合は、炉内温度による計測を優先する。

#### a. 手順着手の判断基準

重大事故等時に 1 次冷却材高温側広域温度または 1 次冷却材低温側広域温度の値が、計器の測定範囲を超えて確認できない場合

### (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以下となった場合は、原子炉水位で計測する。

#### a. 手順着手の判断基準

重大事故等時に加圧器水位が低下し、計器の計測範囲を外れ確認できない場合

## (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原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内



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。

原子炉格納容器内の水素濃度を装置の動作特性を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。

アニュラス内の水素濃度を推定する場合は、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）、電源車および可搬式整流器等の運転により、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。

a. 手順着手の判断基準

直流電源が喪失した場合において、中央制御室でのパラメータが監視できない場合

(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）、電源車および可搬式整流器等の運転により、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

発電所対策本部は、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（原子炉格納容器内の温度、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。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合

(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。

表-16

<p><u>操作手順</u></p> <p><u>16. 中央制御室の居住性に関する手順等</u></p> <p><u>① 方針目的</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>② 対応手段等</u></p> <p><u>居住性の確保</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>1. 中央制御室換気設備の運転手順等</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>(1) 交流動力電源が正常な場合</u></p> <p><u>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、中央制御室換気設備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。</u></p> <p><u>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、外気の入入れを実施する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>非常用炉心冷却設備作動信号発信による中央制御室換気隔離信号または中央制御室エリアモニタ指示値上昇により中央制御室換気隔離信号の発信を確認した場合</u></p> <p><u>(2) 全交流動力電源が喪失した場合</u></p> <p><u>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、中央制御室換気設備を運転する。</u></p>
--

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、外気の取入れを実施する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、中央制御室換気設備を中央制御室換気系隔離モードにできない場合

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。

(1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、中央制御室非常用照明が使用できない場合

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。

(1) 手順着手の判断基準

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

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、炉内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。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、炉内温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合または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運転員等および緊急安全対策要員のマスク着用が必要と判断した場合

(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。

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である中央制御室非常用照明を優先して使用し、中央制御室非常用照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）を使用する。

汚染の持ち込み防止

1. チェンジングエリアの設置手順

発電所対策本部は、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。

発電所対策本部は、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。

(1) 手順着手の判断基準

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

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

照明確保の優先順位は、常設の多様性拡張設備であるチェンジングエリア非常用照明を優先して使用し、チェンジングエリア非常用照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）を使用する。

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、アニュラス循環ファンを運転し、原子炉格納容器から漏れ出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、Bアニュラス循環系のダンパに窒素ポンプ（アニュラス循環系ダンパ作動用）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、Bアニュラス循環ファンを運転する。

(1) 交流動力電源および直流電源が健全である場合

a. 手順着手の判断基準

非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合

(2) 全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合

a. 手順着手の判断基準

### 全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合

#### (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ポンプ（アニュラス循環系ダンパ作動用）を用いたBアニュラス循環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（S A）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

<p><u>操作手順</u></p> <p><u>17. 監視測定等に関する手順等</u></p> <p><u>① 方針目的</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>② 対応手段等</u></p> <p><u>放射性物質の濃度および放射線量の測定</u></p> <p><u>発電所対策本部は、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。</u></p> <p><u>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（空气中、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。</u></p> <p><u>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</u></p> <p><u>発電所対策本部は、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。</u></p> <p><u>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</u></p> <p><u>発電所対策本部は、重大事故等時にモニタステーションまたはモニタポストが機能喪失した場合、可搬式モニタリングポストにより放射線量を監視し、および測定し、ならびにその測定結果を記録する。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>重大事故等発生後、モニタステーションまたはモニタポストの故障等により、モニタステーションおよびモニタポストのいずれかの放射線量の測定機能が喪失した場合</u></p> <p><u>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</u></p> <p><u>発電所対策本部は、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、発電所海側敷地境界方向を含む原子炉格納施設を囲む8方位の放射線量は、</u></p>
---



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。

ただし、多様性拡張設備である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の当該4方位（モニタステーションおよびモニタポストの設置場所が2方位について重なるため4方位となる。）の測定については、モニタステーションおよびモニタポストを優先して使用する。

(1) 手順着手の判断基準

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

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等による空気中の放射性物質の濃度の測定

発電所対策本部は、重大事故等時の放射性物質の濃度（空气中）について、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、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（空气中）を測定する優先順位は、多様性拡張設備である移動式放射能測定装置（モニタ車）を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）を使用する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、移動式放射能測定装置（モニタ車）に搭載しているダスト・よう素サンプラ、汚染サーベイメータまたはよう素モニタの故障等により、移動式放射能測定装置（モニタ車）による放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合

5. 可搬型放射線計測装置等による放射性物質の濃度および放射線量の測定

発電所対策本部は、重大事故等時の発電所およびその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における、放射性物質の濃度（空气中、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、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。

発電所の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

発電所対策本部は、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。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等の発生により、格納容器排気筒ガスモニタ等の指示値を確認し、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

(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

発電所対策本部は、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。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、廃棄物処理設備排水モニタの指示値等を確認し、原子炉施設から周辺海域への放水に放射性物質が含まれるおそれがある場合

(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

発電所対策本部は、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。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、格納容器排気筒ガスモニタ等の指示値を確認し、原子炉施設から放射性物質が放出され、土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要となった場合（プルーム通過後）

(4) 海上モニタリング測定

発電所対策本部は、発電所の周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合に、小型船舶で電離箱サーベイメータ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。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、格納容器排気筒ガスモニタ等の指示値等を確認し、原子炉施設から発電所の周辺海域への放射性物質漏えいが確認される等により小型船舶による海上モニタリングが必要となった場合

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

発電所対策本部は、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。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等により放射性物質の放出のおそれがあることを確認した場合

(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

発電所対策本部は、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

発電所対策本部は、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、資機材および要員の動員、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

発電所対策本部は、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

発電所対策本部は、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を測定する優先順位は、多様性拡張設備である気象観測設備を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型気象観測装置を使用する。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、気象観測設備の故障等により、気象観測設備による風向、風速、日射量、放射収支量および雨量の測定機能が喪失した場合

気象観測設備の測定機能喪失の確認については、中央制御室の共通盤の指示値および警報表示にて確認する。

2. 気象観測設備による気象観測項目の測定

発電所対策本部は、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

発電所対策本部は、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。

給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタステーションおよびモニタポスト専用の無停電電源装置からの給電を優先し、代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わる。

その後、代替交流電源設備（空冷式非常用発電装置）によりモニタステーション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。

(1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失した場合

表-18

<p><u>操作手順</u></p> <p><u>18. 緊急時対策所の居住性等に関する手順等</u></p> <p><u>① 方針目的</u></p> <p><u>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発電所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。</u></p>
<p><u>② 対応手段</u></p> <p><u>居住性の確保</u></p> <p><u>発電所対策本部は、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、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等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う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。</u></p> <p><u>1. 緊急時対策所の立上げの手順</u></p> <p><u>緊急安全対策要員、運転員および緊急時対策本部要員は、緊急時対策所を使用し、発電所対策本部を設置するための準備として、緊急時対策所を立ち上げる。</u></p> <p><u>(1) 緊急時対策所可搬型空気浄化装置運転手順</u></p> <p><u>発電所対策本部は、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ユニットを通気することにより放射性物質の侵入を低減する。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>緊急時対策所の立上げ時</u></p> <p><u>(2) 空気供給装置による空気供給準備手順</u></p> <p><u>発電所対策本部は、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。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>緊急時対策所の立上げ時</u></p> <p><u>(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</u></p>

発電所対策本部は、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。

a. 手順着手の判断基準

緊急時対策所換気設備を運転している場合

2. 原子力災害対策特別措置法第 10 条事象発生時の手順

発電所対策本部は、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、原子炉格納容器と緊急時対策所の間に緊急時対策所外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。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および緊急時対策所内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

発電所対策本部は、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、原子炉格納容器と緊急時対策所の間に緊急時対策所外可搬型エリアモニタを設置する。

a. 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第 10 条事象が発生した場合

(2) その他の手順項目にて考慮する手順

緊急時対策所付近に設置する可搬式モニタリングポストを設置する手順は、表－17「監視測定等に関する手順等」参照。

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

発電所対策本部は、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、緊急時対策所へとどまる要員は、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大容量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、3号炉の運転員さらに、1号炉および2号炉の運転員とする。

(2) 空気供給装置への切替準備手順

発電所対策本部は、緊急時対策所外可搬型エリアモニタ等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。

a. 手順着手の判断基準

プルーム放出のおそれがある場合

具体的には以下のいずれかに該当した場合

(a) プルーム放出前の段階において、直接ガンマ線、スカイシャインガン

マ線により、緊急時対策所付近に設置する可搬式モニタリングポストまたは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の指示が上昇傾向となった場合

- (b) 中央制御室から炉心損傷が生じた旨の連絡、情報があった場合。または、緊急時対策所でのプラント状態監視の結果、発電所対策本部長が炉心損傷の可能性を踏まえ、プルーム放出に備える必要があると判断した場合
- (c) 炉心損傷前であって中央制御室から原子炉格納容器破損が生じた旨の連絡、情報があった場合。または、緊急時対策所でのプラント状態監視の結果、発電所対策本部長が原子炉格納容器破損の可能性を踏まえ、プルーム放出に備える必要があると判断した場合

### (3) 空気供給装置への切替手順

発電所対策本部は、原子炉格納容器からプルームが放出され、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、緊急時対策所付近に設置した可搬式モニタリングポストまたは緊急時対策所内可搬型エリアモニタの指示が上昇した場合、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。

#### a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかに該当した場合

- (a) 緊急時対策所付近に設置する可搬式モニタリングポストの指示が20mSv/h以上となった場合
- (b) 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の指示が20mSv/h以上となった場合
- (c) 緊急時対策所内可搬型エリアモニタの指示が0.5mSv/h以上となった場合

### (4) 緊急時対策所可搬型空気浄化装置への切替手順

発電所対策本部は、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。

#### a. 手順着手の判断基準

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および緊急時対策所内可搬型エリアモニタにて放射線量を継続的に監視し、その指示値がプルーム接近時の指示値に比べ急激に低下した場合

### 必要な指示および通信連絡

発電所対策本部は、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。

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

発電所対策本部は、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(S P D S)、安全パラメータ伝送システムおよびS P D S表示装置により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータ等を監視する手順を整備する。

##### (1) 手順着手の判断基準

緊急時対策所の立上げ時

#### 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

発電所対策本部は、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。

発電所対策本部は、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、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. 放射線管理資機材、飲料水、食料等の維持管理等について

重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の対策要員の装備(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。

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、食料等を備蓄し、



維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。

## 2. 放射線管理について

### (1) 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。

#### a. 手順着手の判断基準

緊急時対策所外可搬型エリアモニタ等にて放射線量等を監視し、プルームの通過および屋外作業可能なレベルまでの低下が確認された場合

### (2) 緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替手順

発電所対策本部は、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等、緊急時対策所可搬型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に、待機側へ切り替え、線量に応じ、交換、保管する。

#### a. 手順着手の判断基準

フィルタユニットの性能の低下等により運転中の緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替えが必要となった場合

## 代替電源設備からの給電

発電所対策本部は、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(SPD S)、安全パラメータ伝送システムおよびSPD S表示装置のうち、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

発電所対策本部は、緊急時対策所立上げ時にケーブル接続を行う。

#### a. 手順着手の判断基準

緊急時対策所の立上げ時

#### (2) 電源車（緊急時対策所用）起動手順

発電所対策本部は、非常用母線からの給電喪失時に電源車（緊急時対策所用）

の起動を行う。

a. 手順着手の判断基準

非常用母線からの給電喪失時

(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

発電所対策本部は、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。

(a) 手順着手の判断基準

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など、運転中の電源車（緊急時対策所用）の停止が必要となった場合

b. 電源車（緊急時対策所用）燃料タンクへの燃料給油手順

発電所対策本部は、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、燃料油貯蔵タンクからタンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）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。

(a) 手順着手の判断基準

電源車（緊急時対策所用）を運転した場合において、電源車（緊急時対策所用）の燃料の管理油量を確認後、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間に達した場合

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)

○ 放射線管理

(1) チェンジングエリア内では現場作業を行う要員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合には、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合、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。

(2) 現場作業を行う要員等が身体サーベイを待つ場合、周辺からの放射線影響を低減するため、遮蔽効果のある緊急時対策所内で待機する。

○ 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蔵タンクおよびタンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）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

<p><u>操作手順</u></p> <p><u>1. 通信連絡に関する手順等</u></p>
<p><u>① 方針目的</u></p> <p><u>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。</u></p>
<p><u>② 対応手段等</u></p> <p><u>発電所内の通信連絡</u></p> <p><u>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</u></p> <p><u>発電所対策本部は、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）、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。</u></p> <p><u>a. 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。</u></p> <p><u>b. 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。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所内）およびデータ伝送設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡または通話通信確認を行う場合</u></p> <p><u>(配慮すべき事項)</u></p> <p><u>○ 優先順位</u></p> <p><u>通信連絡を行う場合は、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯））および無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、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。</u></p> <p><u>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</u></p> <p><u>発電所対策本部は、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</u></p>

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。

(1) 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、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

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

通信連絡を行う場合は、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯））および無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）および携行型通話装置を使用する。

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

発電所対策本部は、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。

a. 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。

b. 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（ERS S）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。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）およびデータ伝送設備（発電所外）により、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または通話通信確認を行う場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

通信連絡を行う場合は、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）および緊急時衛星通報システムならびに多様性拡張設備である、加入電話、加入ファクシミリ、携帯電話、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯））および衛星保安電話）、社内TV会議システムおよび無線通話装置の使用を優先す

る。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）および衛星電話（可搬）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

発電所対策本部は、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。

### (1) 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、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

### (配慮すべき事項)

#### ○ 優先順位

通信連絡を行う場合は、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）ならびに多様性拡張設備である、加入電話、加入ファクシミリ、携帯電話、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯）および衛星保安電話）、社内TV会議システムおよび無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）および衛星電話（可搬）を使用する。

### 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（1/8）

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1	<u>（成立性が要求される対応手段なし）</u>	—	—	—
2	<u>送水車を用いたタービン動補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水</u>	<u>No. 1 3にて整備する。</u>		
	<u>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</u>	<u>運転員等 （中央制御室、現場）</u>	<u>3</u>	<u>28分</u>
	<u>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</u>	<u>No. 3にて整備する。</u>		
3	<u>送水車を用いたタービン動補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水</u>	<u>No. 1 3にて整備する。</u>		
	<u>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</u>	<u>No. 2にて整備する。</u>		
	<u>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※<sup>1</sup></u>	<u>運転員等 （中央制御室、現場）</u>	<u>4</u>	<u>26分</u>
	<u>窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復※<sup>1</sup></u>	<u>運転員等 （中央制御室、現場）</u>	<u>3</u>	<u>36分</u>
	<u>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</u>	<u>運転員等 （中央制御室、現場）</u>	<u>3</u>	<u>36分</u>
4	<u>A、B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</u>	<u>運転員等 （中央制御室、現場）</u>	<u>2</u>	<u>19分</u>
	<u>恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水※<sup>1</sup></u>	<u>運転員等 （中央制御室、現場）</u>	<u>2</u>	<u>30分</u>

※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 (2/8)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
4	<u>可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</u>	<u>運転員等</u> ( <u>中央制御室、現場</u> )	<u>2</u>	<u>8.5 時間</u>
		<u>緊急安全対策要員</u>	<u>18</u>	
	<u>C充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注水<sup>※1</sup></u>	<u>運転員等</u> ( <u>中央制御室、現場</u> )	<u>4</u>	<u>90 分</u>
		<u>緊急安全対策要員</u>	<u>3</u>	
	<u>主蒸気逃がし弁(現場手動操作)による蒸気放出</u>	<u>No. 3にて整備する。</u> ( <u>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</u> )		
	<u>アキュムレータによる炉心注水<sup>※1</sup></u>	<u>運転員等</u> ( <u>中央制御室、現場</u> )	<u>2</u>	<u>30 分</u>
	<u>電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)への燃料補給</u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>2</u>	<u>2.3 時間</u>
	<u>大容量ポンプへの燃料補給</u>	<u>タンクローリー</u> ( <u>EL 5.5m 燃料油 取出口を使用</u> ) <sup>※1</sup>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>2</u>
<u>タンクローリー</u> <u>および燃料油移送ポンプ使用時</u> ( <u>EL 32.0m 燃料油 取出口を使用</u> )		<u>緊急安全対策要員</u>	<u>4</u>	<u>3.1 時間</u>
<u>送水車への燃料補給<sup>※1</sup></u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>2</u>	<u>75 分</u>	
5	<u>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</u>	<u>No. 3にて整備する。</u>		
	<u>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</u>	<u>No. 7にて整備する。</u>		
	<u>大容量ポンプによる補機冷却水(海水)通水<sup>※1</sup></u>	<u>運転員等</u> ( <u>中央制御室、現場</u> )	<u>3</u>	<u>6 時間</u>
<u>緊急安全対策要員</u>		<u>10</u>		

※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 (3/8)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
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。		
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※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	2	90分
		緊急安全対策要員	2	
	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※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	3	6時間
		緊急安全対策要員	10	
8	A、B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※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	4	50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 (4/8)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
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※ <sup>1</sup>	運転員等 （中央制御室、現場）	2	30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※ <sup>1</sup>	運転員等 （中央制御室） 緊急安全対策要員	1 1	50分
11	海水から使用済燃料ピットへの注水※ <sup>1</sup>	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※ <sup>1</sup>	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	6	4時間
	送水車およびスプレイヘッドによる大気への拡散抑制	緊急安全対策要員	5	2時間
	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

※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 (5/8)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
13	復水タンクから海水への水源切替 (送水車を用いたタービン動補助 給水ポンプ直接供給)	運転員等 (中央制御室、現場)	2	2.1 時間
		緊急安全対策要員	5	
	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	2 時間
	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)	3	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)	3	2.2 時間
		緊急安全対策要員	3	
	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ま たは原子炉補助建屋 (貯蔵槽内燃 料体等) へのスプレイ	No. 11、12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、送水車およびスプレイヘッドによる大 気への拡散抑制と同様)			
大容量ポンプ (放水砲用) および 放水砲による原子炉補助建屋 (貯 蔵槽内燃料体等) への放水	No. 11、12にて整備する。 (大容量ポンプ (放水砲用) および放水砲に よる原子炉補助建屋 (貯蔵槽内燃料体等) へ の放水、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。			

※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（６／８）

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間	
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※ <sup>1</sup>	運転員等 （中央制御室、現場）	4	19分	
	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		
	蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電※ <sup>1</sup>	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
	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	2.2時間
		運転コンソール復旧	緊急安全対策要員	2	40分
	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		
可搬式オイルポンプによる空冷式非常用発電装置への燃料（重油）補給※ <sup>1</sup>		緊急安全対策要員	4	2時間	
タンクローリーによる電源車等への燃料（重油）補給	EL 5.5m 燃料油 取出口を使用時	緊急安全対策要員	2	2.3時間	
	EL 32.0m 燃料油 取出口を使用時	緊急安全対策要員	4	3.1時間	
15	可搬型計測器によるパラメータ計測または監視※ <sup>1</sup>	緊急安全対策要員	2	30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）※ <sup>1</sup>	運転員等 （中央制御室）	1	70分	
		緊急安全対策要員	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常設直流電源が喪失した場合）※ <sup>1</sup>	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）			

※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（7/8）

<u>操作 手順 No.</u>	<u>対応手段</u>	<u>要員</u>	<u>要員数</u>	<u>想定 時間</u>
17	<u>可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定</u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>4</u>	<u>3.3時間</u>
	<u>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</u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>4</u>	<u>60分<sup>※1</sup></u>
	<u>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</u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>2</u>	<u>70分</u>
	<u>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</u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>2</u>	<u>100分</u>
	<u>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</u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>2</u>	<u>60分</u>
	<u>海上モニタリング測定</u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>3</u>	<u>2時間<sup>※2</sup></u>
	<u>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</u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>3</u>	<u>3時間</u>
	<u>可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定</u>	<u>緊急安全対策要員</u>	<u>6</u>	<u>2.2時間</u>

※1：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4方位に設置した場合に想定される作業時間

※2：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（８／８）

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
18	緊急時対策所可搬型空気浄化装置 運転手順	緊急安全対策要員	1	19分
	空気供給装置による空気供給準備 手順	緊急安全対策要員	1	43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	緊急安全対策要員	2	47分
	空気供給装置への切替準備手順	緊急時対策本部要員	3	4分
	空気供給装置への切替手順	緊急時対策本部要員	3	2分
	緊急時対策所可搬型空気浄化装置 への切替手順	緊急時対策本部要員	2	2分
	緊急時対策所可搬型空気浄化装置 の切替手順	緊急時対策本部要員	1	4分
	電源車（緊急時対策所用）準備手 順	緊急安全対策要員	2	14分
	電源車（緊急時対策所用）起動手 順	緊急安全対策要員	2	5分
	電源車（緊急時対策所用）の切替 手順	緊急時対策本部要員	1	6分
	電源車（緊急時 対策所用）燃料 タンクへの燃料 補給手順	タンクローリー による電源車 （緊急時対策所 用）への補給（EL 5.5m 燃料油取 出口を使用）	緊急安全対策要員	2
タンクローリー による電源車 （緊急時対策所 用）への補給（EL 32.0m 燃料油取 出口を使用）		緊急安全対策要員	4	3.1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

- (1) 安全・防災室長は、大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊（以下、「大規模損壊」という。）が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動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。
- (2) 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. 1(1)の要員にこの手順を遵守させる。
- (3) 原子力安全部門統括は、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発電所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。

#### (1) 体制の整備

原子力防災管理者は、原子炉施設において重大事故等および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、発電所に発電所対策本部の体制を整える。

また、重大事故等および大規模損壊のような原子力災害が発生した場合にも、速やかに対応を行うため、3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されている場合における時間外、休日（夜間）においても発電所内に「添付3 1. 1(1)体制の整備」で確保する消火活動要員7名を含む重大事故等対策要員49名（3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は41名）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、発電所構内に常時確保する対応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。

(7) 時間外、休日（夜間）における発電所対策本部の副原子力防災管理者を含む常駐者は、地震、津波等の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が発生した場合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要員を発電所対策本部での役務に割り当てる等の措置を講じる。

(イ) プールーム放出時、最低限必要な要員は緊急時対策所にとどまり、プールーム通過後、活動を再開する。その他の要員は発電所外へ一時避難し、その後、交替要員として発電所へ再度非常召集する。

(ウ) 大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、発電所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する。

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

### (7) 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

原子力安全部門統括は、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、プラントメーカー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) 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各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の教育訓練を実施する。

さらに、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、期待する要員以外の要員でも対応できるような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

#### (7) 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。

#### (4) その他の大規模損壊対応

安全・防災室長は、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ならびに通報連絡を行う通報連絡者（以下(2)において「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

(7) 安全・防災室長は、(4)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

所長室長は、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。

安全・防災室長および所長室長は、指揮者等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。

(7) 所長室長は、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  
(イ) 安全・防災室長は、発電所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システム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・防災室長および所長室長は、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・防災室長および所長室長は、指揮者等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。

- (7) 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および指揮者等と消火活動要員との連携を含めた実効性等を確認するため、イ項(7) a または b のいずれかの操作を踏まえた総合的な訓練について、任意の指揮者等および消火活動要員を対象<sup>\*</sup>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。

(3) 設備および資機材の配備

ア 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。

- (7) 可搬型重大事故等対処設備は、基準地震動を一定程度超える地震動に対して、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、基準津波を一定程度超える津波に対して、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、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより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、原子炉建屋から100m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、原子炉建屋から 100m 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) 大規模な自然災害により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等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故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。

(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) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、大規模損壊および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) 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考慮

各課（室）長は、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。

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。

(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、大規模損壊発生時の対応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。

また、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緩和または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。

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。

(7) 大規模損壊発生時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

原子力防災管理者は、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。緩和操作を選択するための判断フローは、中央制御室のプラント監視機能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、建屋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。

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

原子力防災管理者は、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、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」、「使用済燃料貯蔵槽の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。

#### (7) 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、大規模な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。

#### (1) 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活動を行うために必要な手順書

各課（室）長は、大規模損壊発生時の対応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、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、中央制御室でのプラント監視機能または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。

(7) 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、あるいは送水車（消火用）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、発電所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。

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の優先順位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優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は1次冷却系のフィードアンドブリードを行う。

(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、多様な炉心注水手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は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から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は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、(ク)項および(ケ)項に該当する手順等を含むものとして定める。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の優先順位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優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は1次冷却系のフィードアンドブリードを行う。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から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は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を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は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。
- (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および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を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により、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、多様な炉心注水手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は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

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 使用済燃料貯蔵槽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(ウ)項および(イ)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ーを実施する。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ーを実施し、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貯蔵槽内燃料体等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(ウ)項および(イ)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の優先順位は、原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器スプレーが実施可能であれば、早期に準備が可能な常設設備によるスプレーを優先して実施し、常設設備によるスプレーができない場合は可搬型設備によるスプレーを実施する。格納容器スプレー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。

貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合は、建屋外部からのスプレー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、すべ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C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C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操作

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、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）または可搬式空気圧縮機（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操作

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、可搬型バッテリー（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操作

(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が除熱を期待できない場合、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C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、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）または可搬式空気圧縮機（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操作

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、可搬型バッテリー（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操作

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操作

(イ) 「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 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、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操作
- (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操作
- (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操作
- (ク) 「8. 原子炉格納容器下部の熔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熔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操作および原子炉に注水する操作
- (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. 使用済燃料貯蔵槽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ドの運搬、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ドに接続し、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（貯蔵槽内燃料体等）等が破損している場合または破損が不明な場合において、建屋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操作

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な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な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（消火水タンク等）または海水の水源を確保する操作

(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。

(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、中央制御室でのプラント監視機能または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に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。

## 2. 3 定期的な評価

(1) 各課（室）長は、2. 1項および2. 2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。

## 添付 4 管理区域図

(第105条および第106条関連)

### 管理区域表示凡例

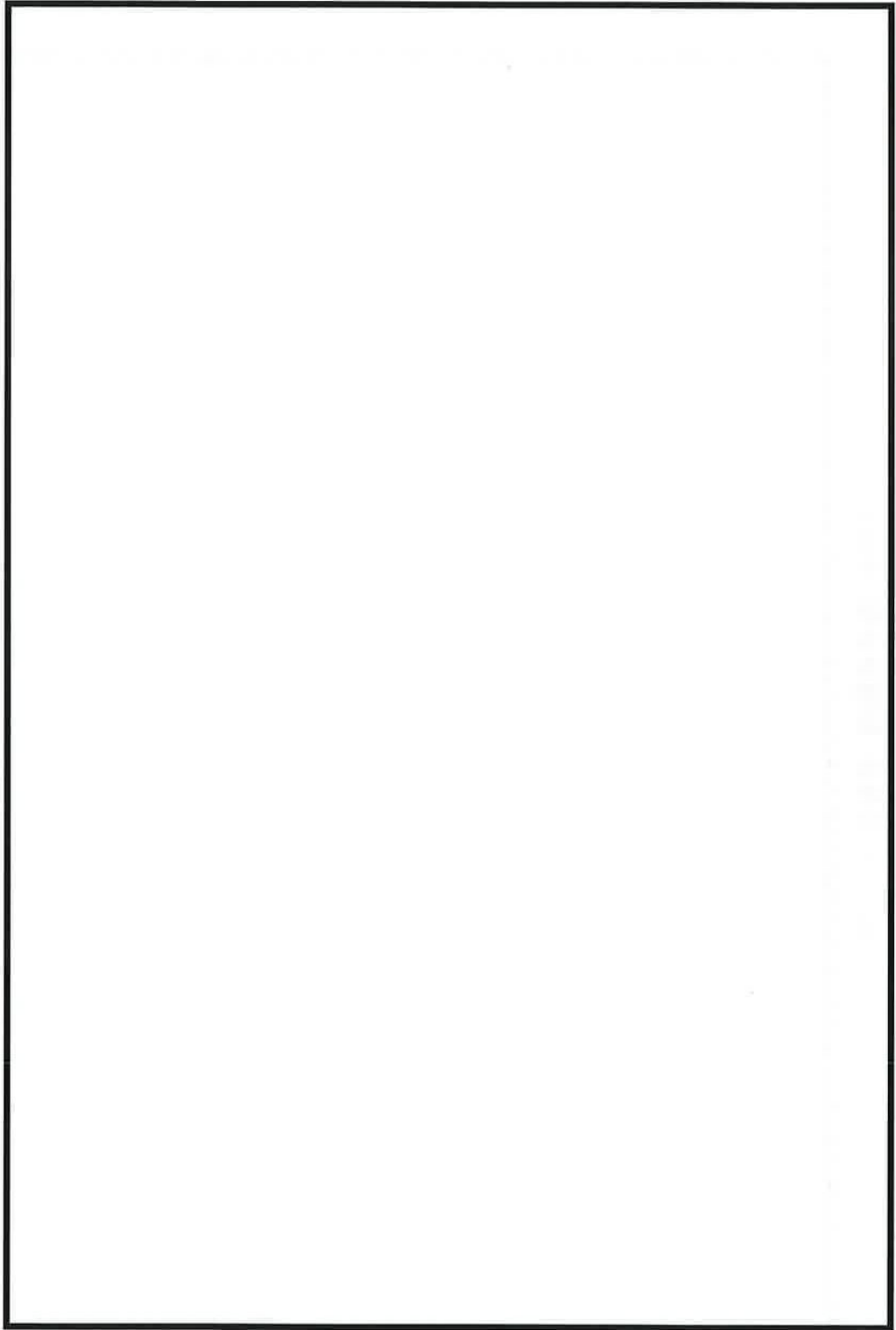
-  管理区域<sup>※1</sup>
-  汚染のおそれのない管理区域
-  管理区域設定・解除予定エリア

※1：第106条第1項（2）に該当する管理区域を示す。ただし、管理区域全体図については、汚染のおそれのない管理区域が含まれている場合がある。

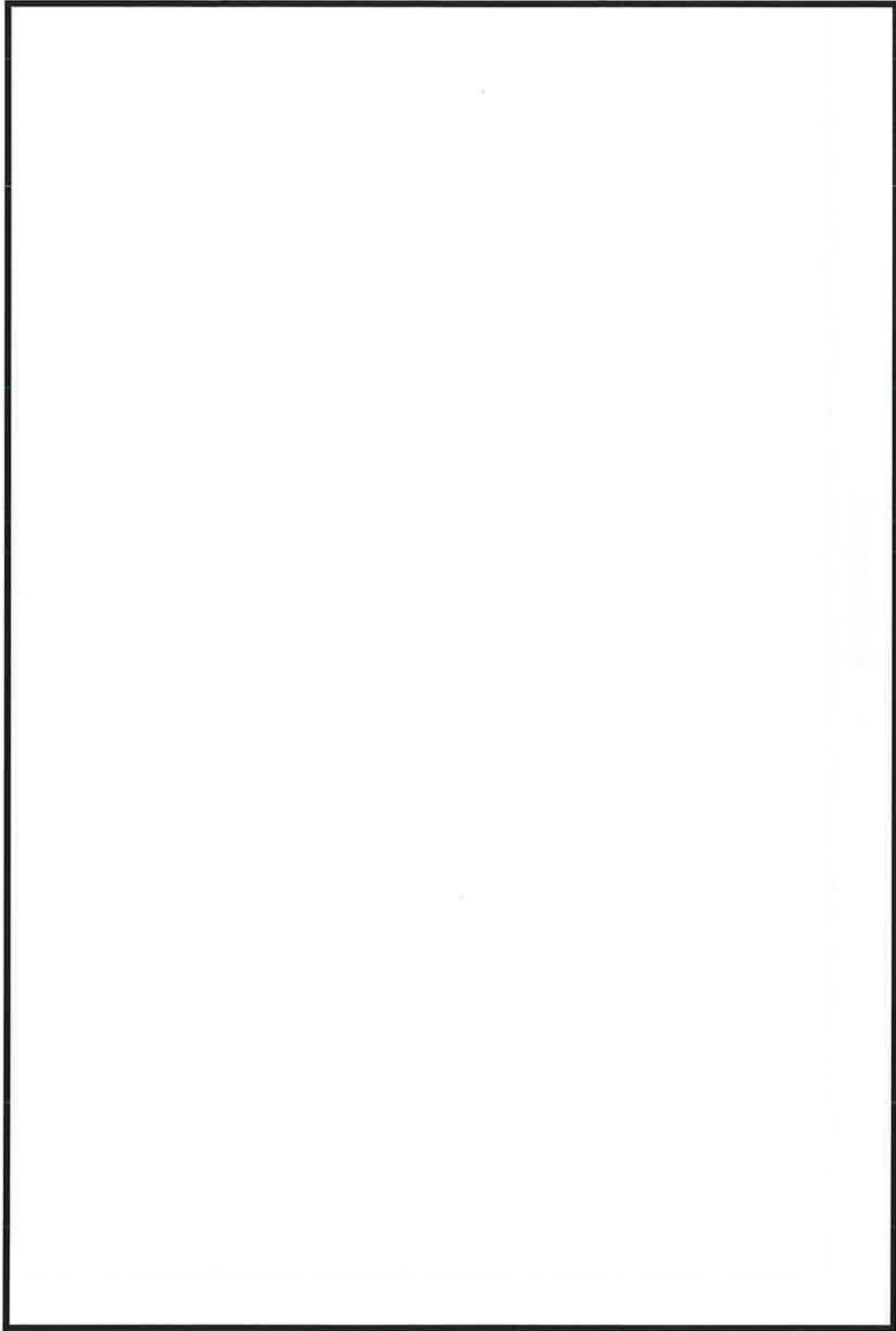
## 管理区域図

1.	管理区域全体図	2 1.	廃棄物庫 管理区域図 その4
2.	1. 2号炉 管理区域図 その1	2 2.	使用済燃料輸送容器保管建屋 管理区域図 その1
3.	1. 2号炉 管理区域図 その2	2 3.	使用済燃料輸送容器保管建屋 管理区域図 その2
4.	1. 2号炉 管理区域図 その3	2 4.	使用済燃料輸送容器保管建屋 管理区域図 その3
5.	1. 2号炉 管理区域図 その4	2 5.	使用済燃料輸送容器保管建屋 管理区域図 その4
6.	1. 2号炉 管理区域図 その5	2 6.	使用済燃料輸送容器保管建屋 管理区域図 その5
7.	1. 2号炉 管理区域図 その6	2 7.	使用済燃料輸送容器保管建屋 管理区域図 その6
8.	3号炉 管理区域図 その1	2 8.	蒸気発生器保管庫 管理区域図 その1
9.	3号炉 管理区域図 その2	2 9.	蒸気発生器保管庫 管理区域図 その2
1 0.	3号炉 管理区域図 その3	3 0.	第2 固体廃棄物処理建屋 管理区域図 その1
1 1.	3号炉 管理区域図 その4	3 1.	第2 固体廃棄物処理建屋 管理区域図 その2
1 2.	3号炉 管理区域図 その5	3 2.	第2 固体廃棄物処理建屋 管理区域図 その3
1 3.	3号炉 管理区域図 その6	3 3.	第2 固体廃棄物処理建屋 管理区域図 その4
1 4.	3号炉 管理区域図 その7	3 4.	第2 固体廃棄物処理建屋 管理区域図 その5
1 5.	固体廃棄物処理建屋 管理区域図 その1	3 5.	第2 固体廃棄物処理建屋 管理区域図 その6
1 6.	固体廃棄物処理建屋 管理区域図 その2	3 6.	第2 固体廃棄物処理建屋 管理区域図 その7
1 7.	固体廃棄物処理建屋連絡暗渠 管理区域図		
1 8.	廃棄物庫 管理区域図 その1		
1 9.	廃棄物庫 管理区域図 その2		
2 0.	廃棄物庫 管理区域図 その3		

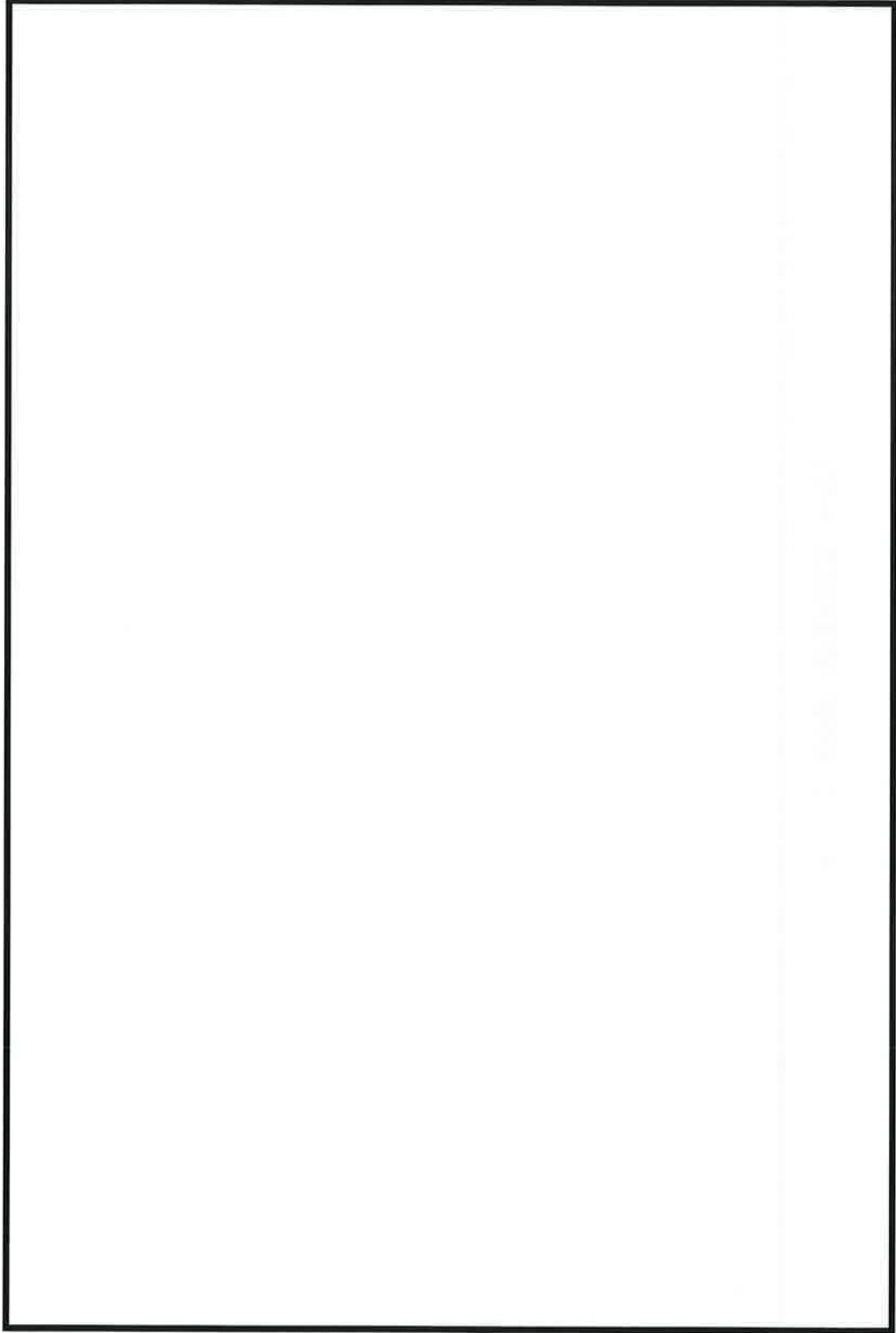
1. 管理区域全体图



2. 1. 2号炉 管理区域図 その1

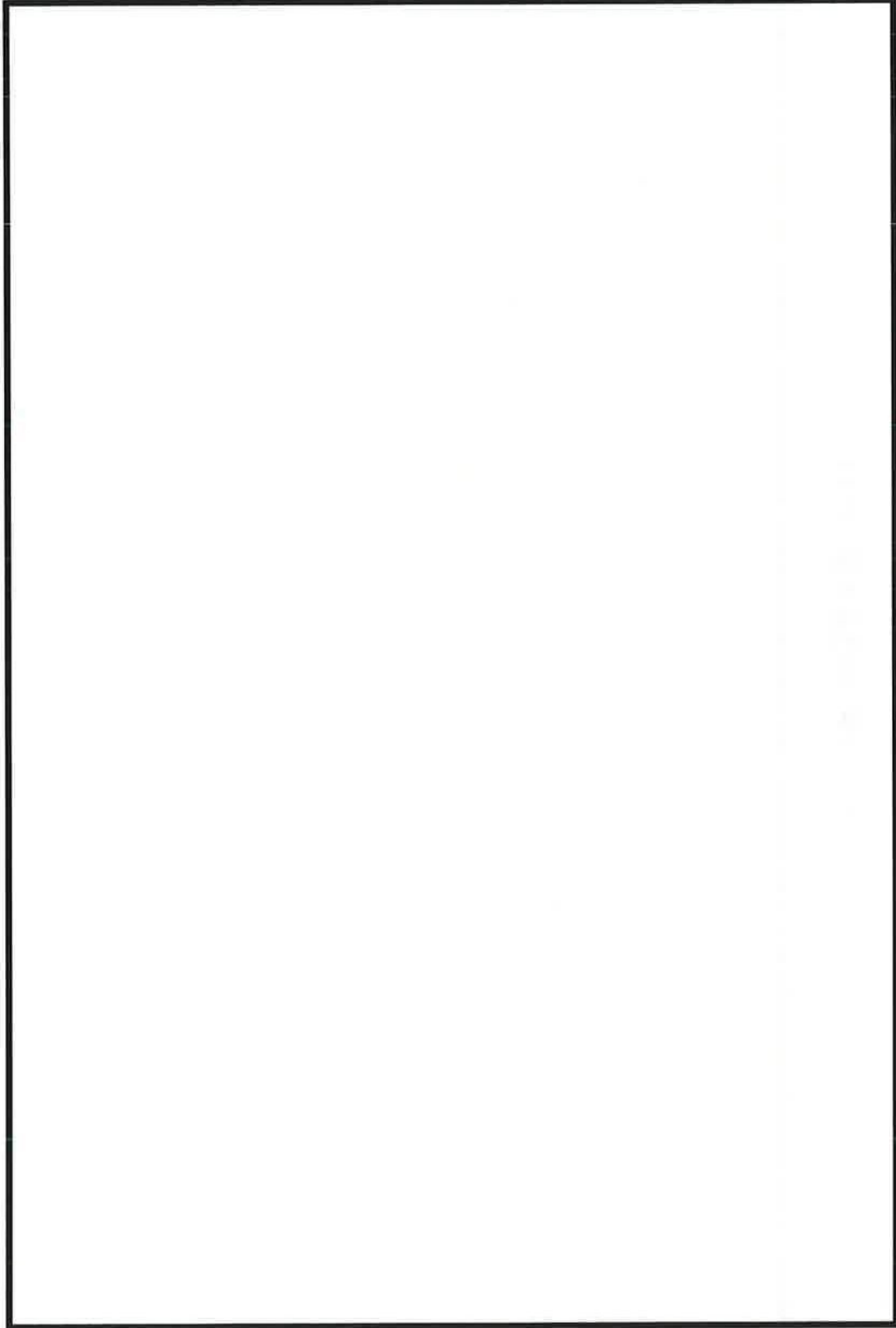


3. 1. 2号炉 管理区域図 その2

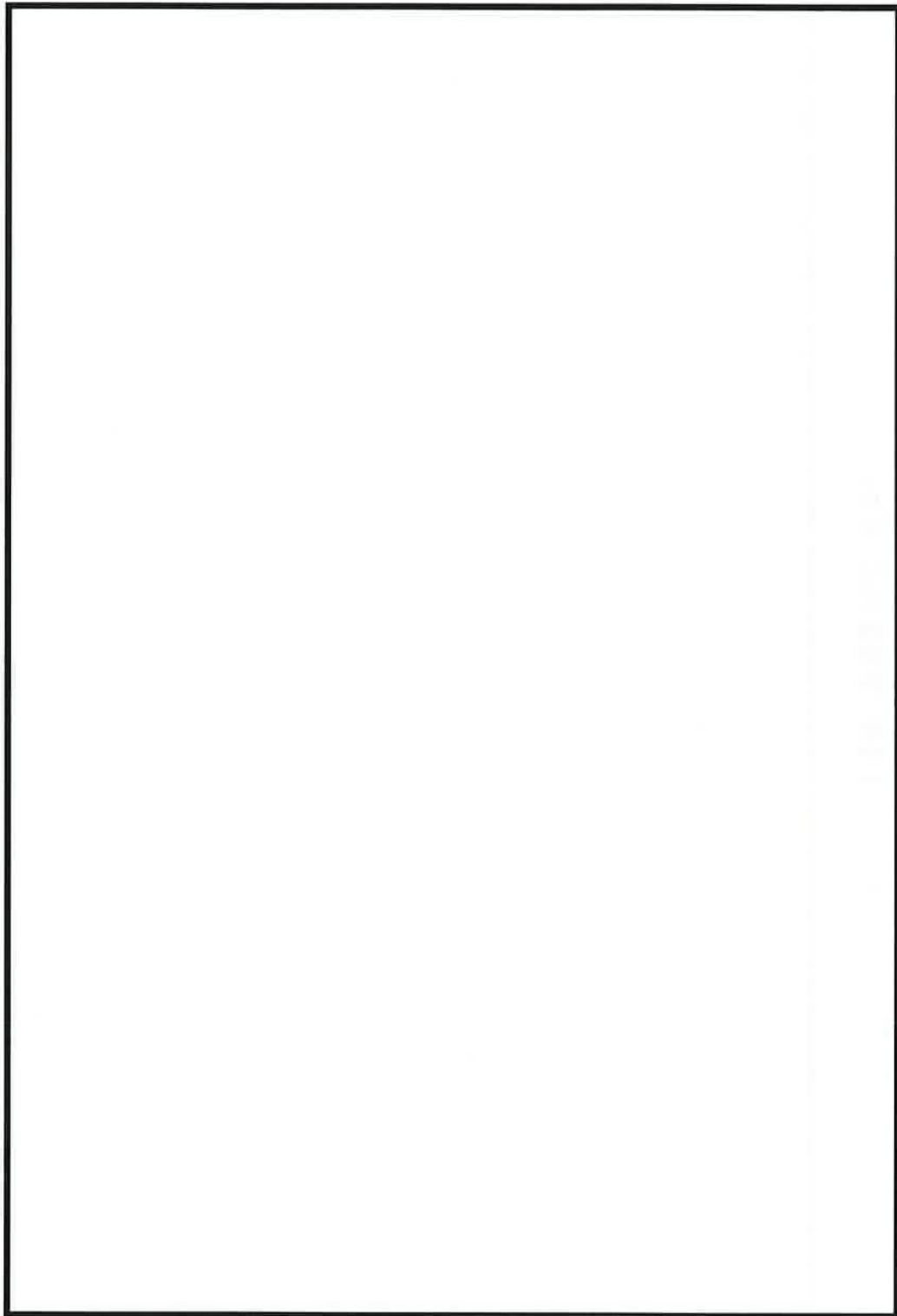




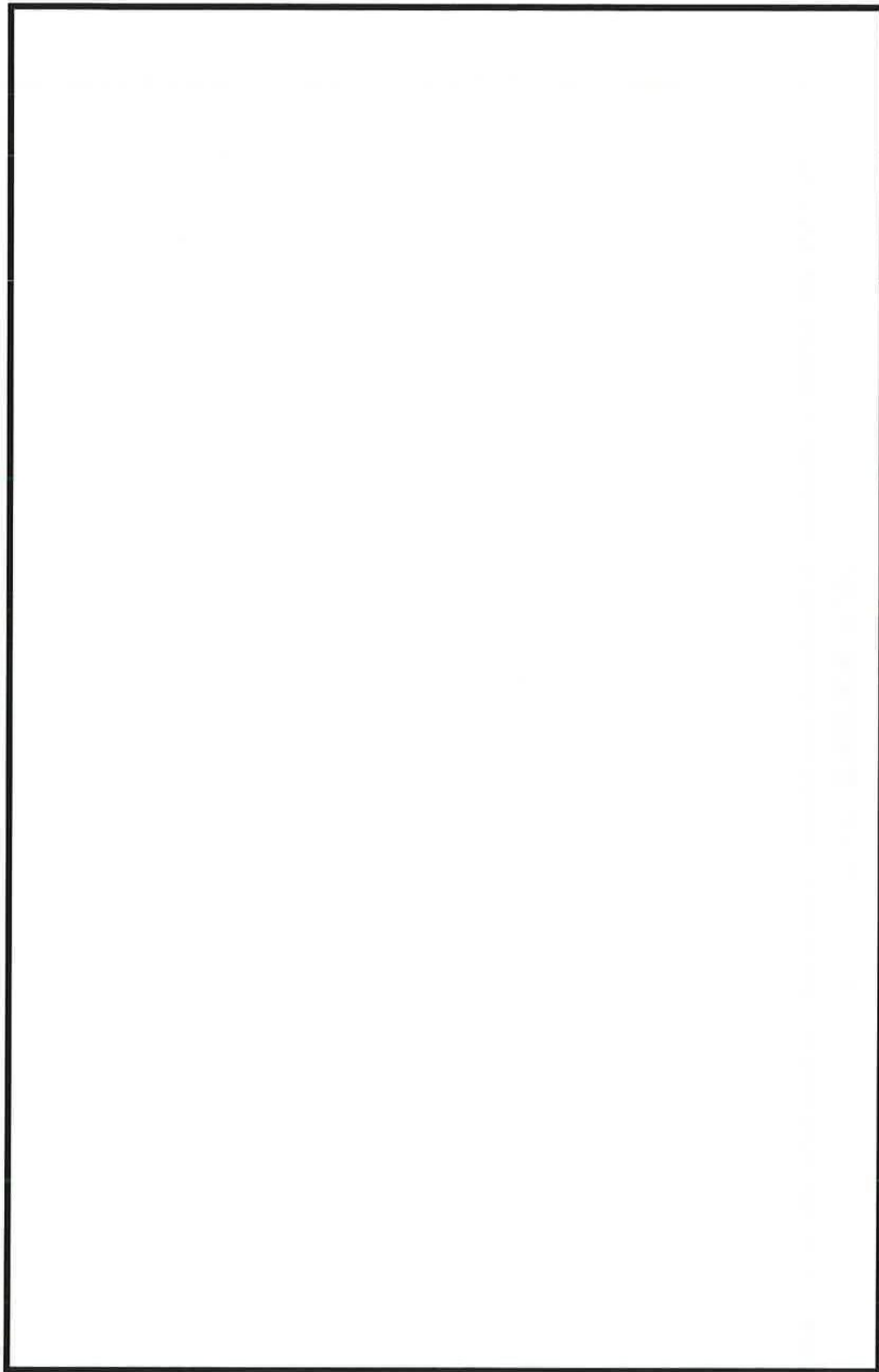
4. 1. 2号炉 管理区域図 その3



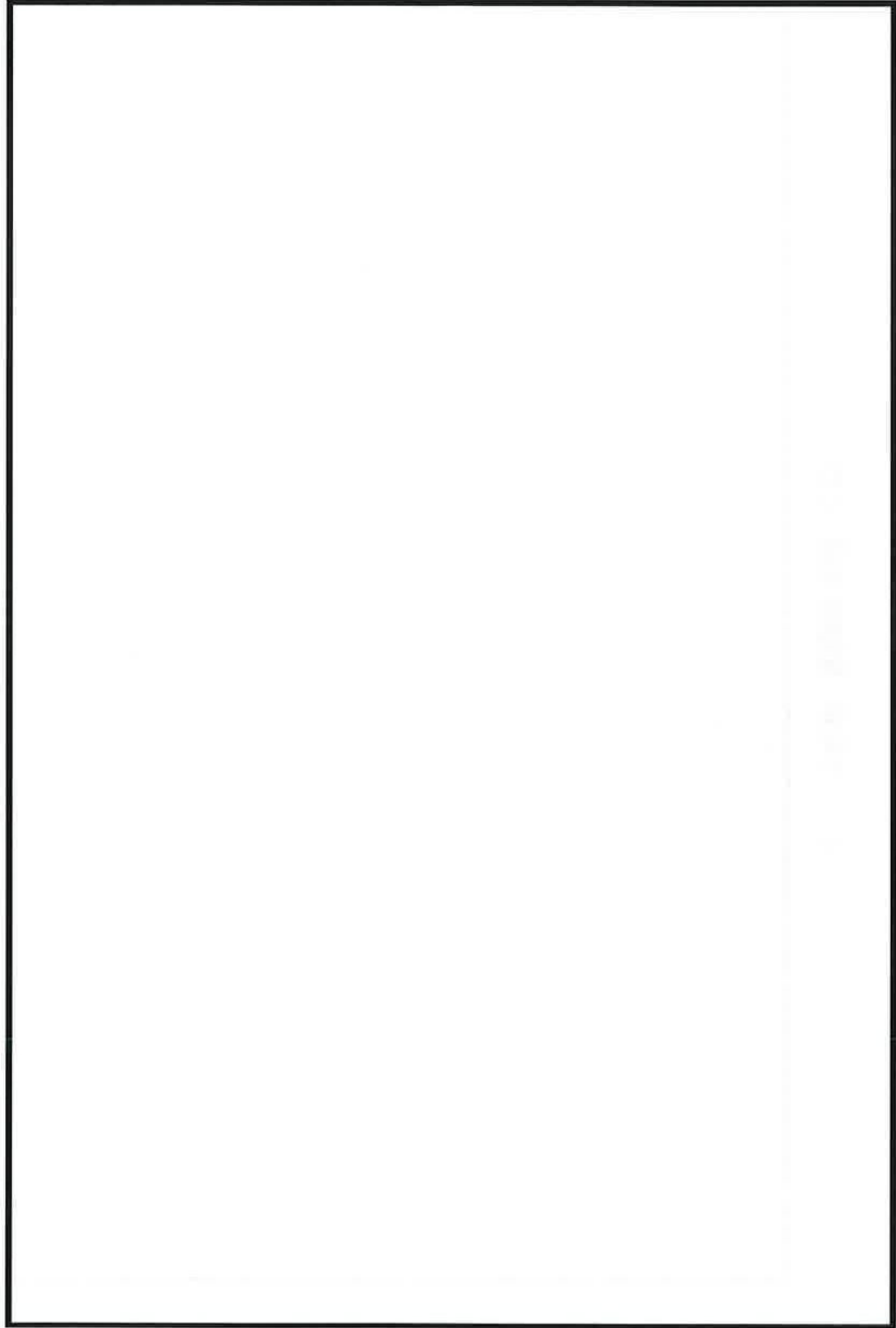
5. 1. 2号炉 管理区域図 その4



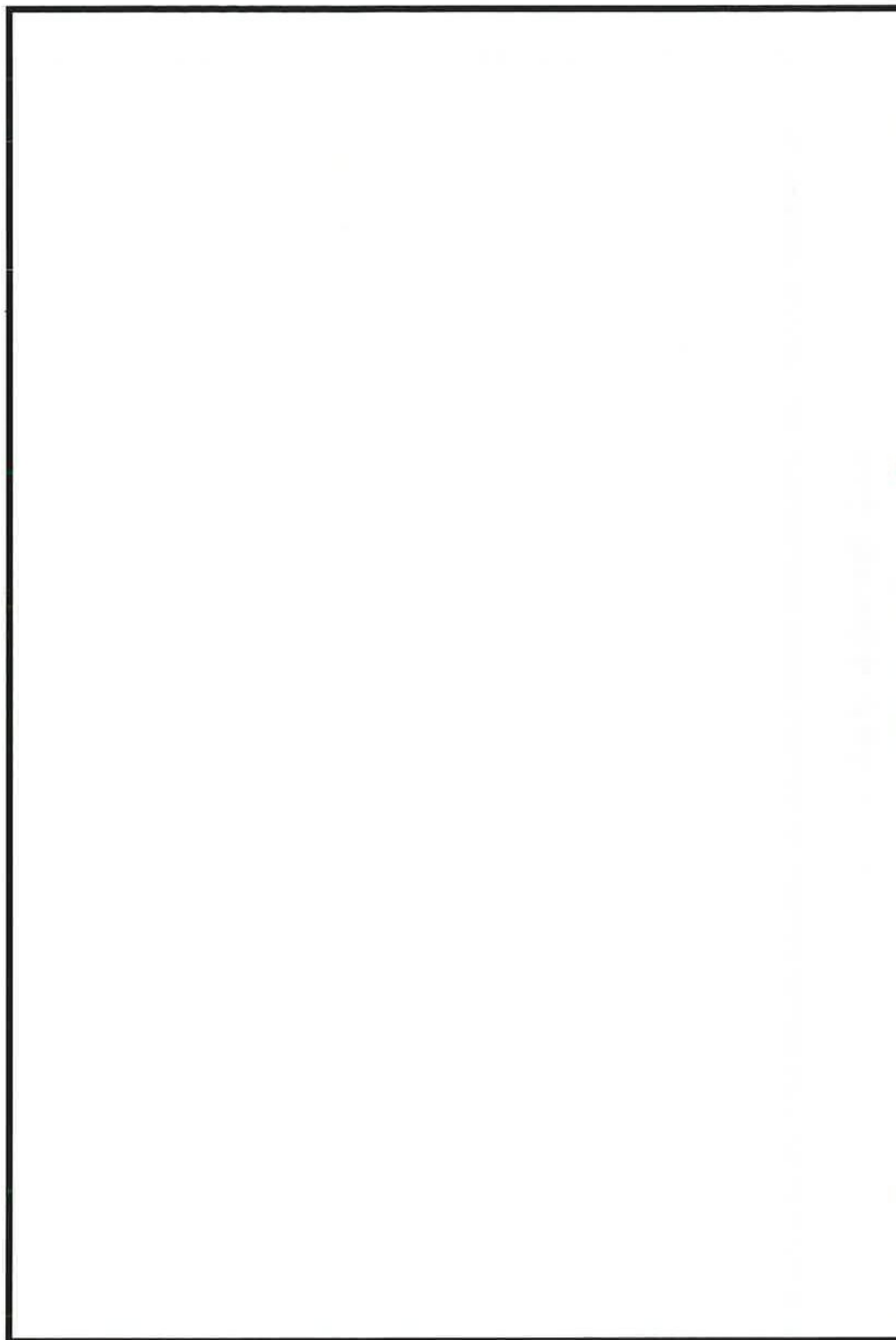
6. 1. 2号炉 管理区域図 その5



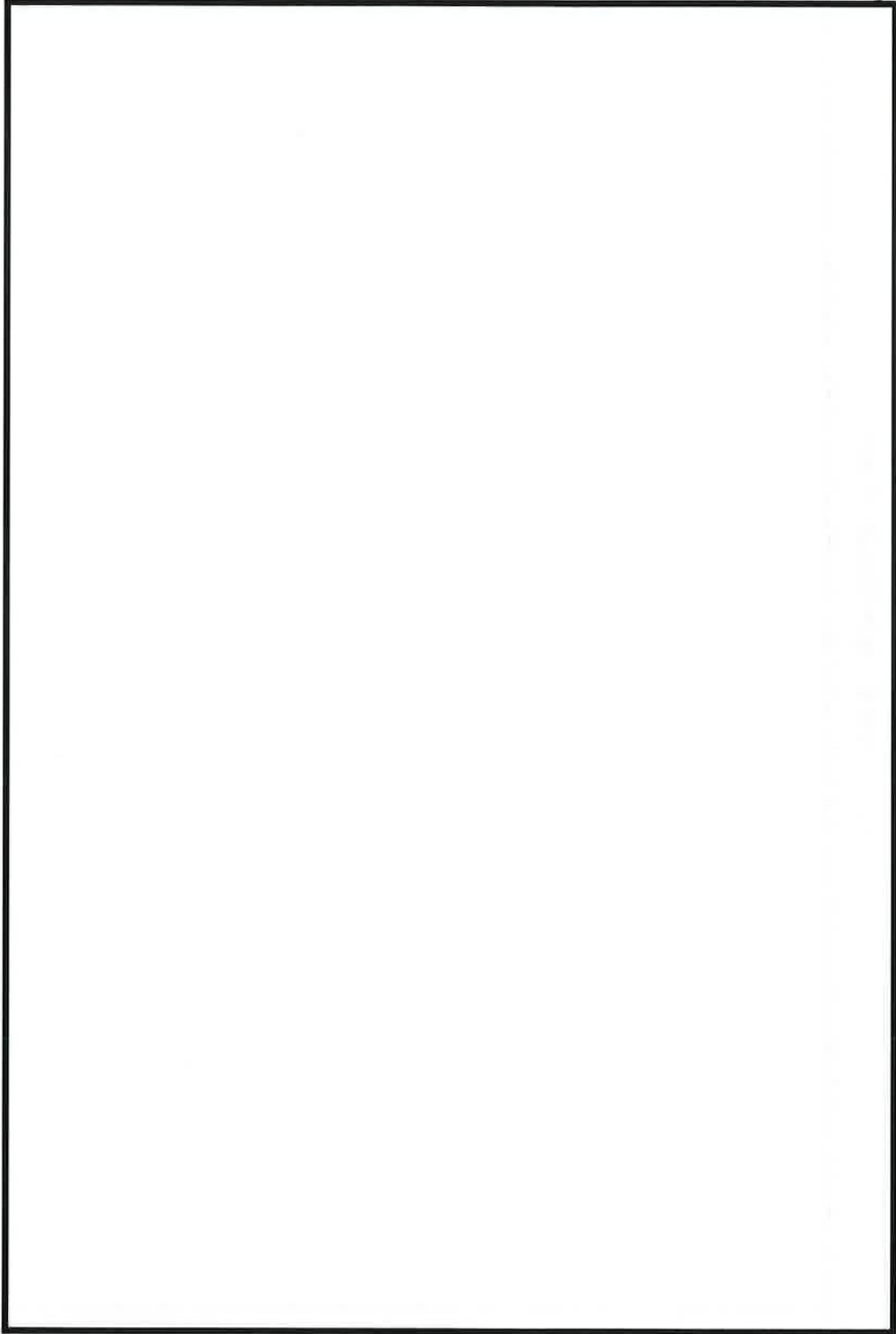
7. 1.2号炉 管理区域図 その6



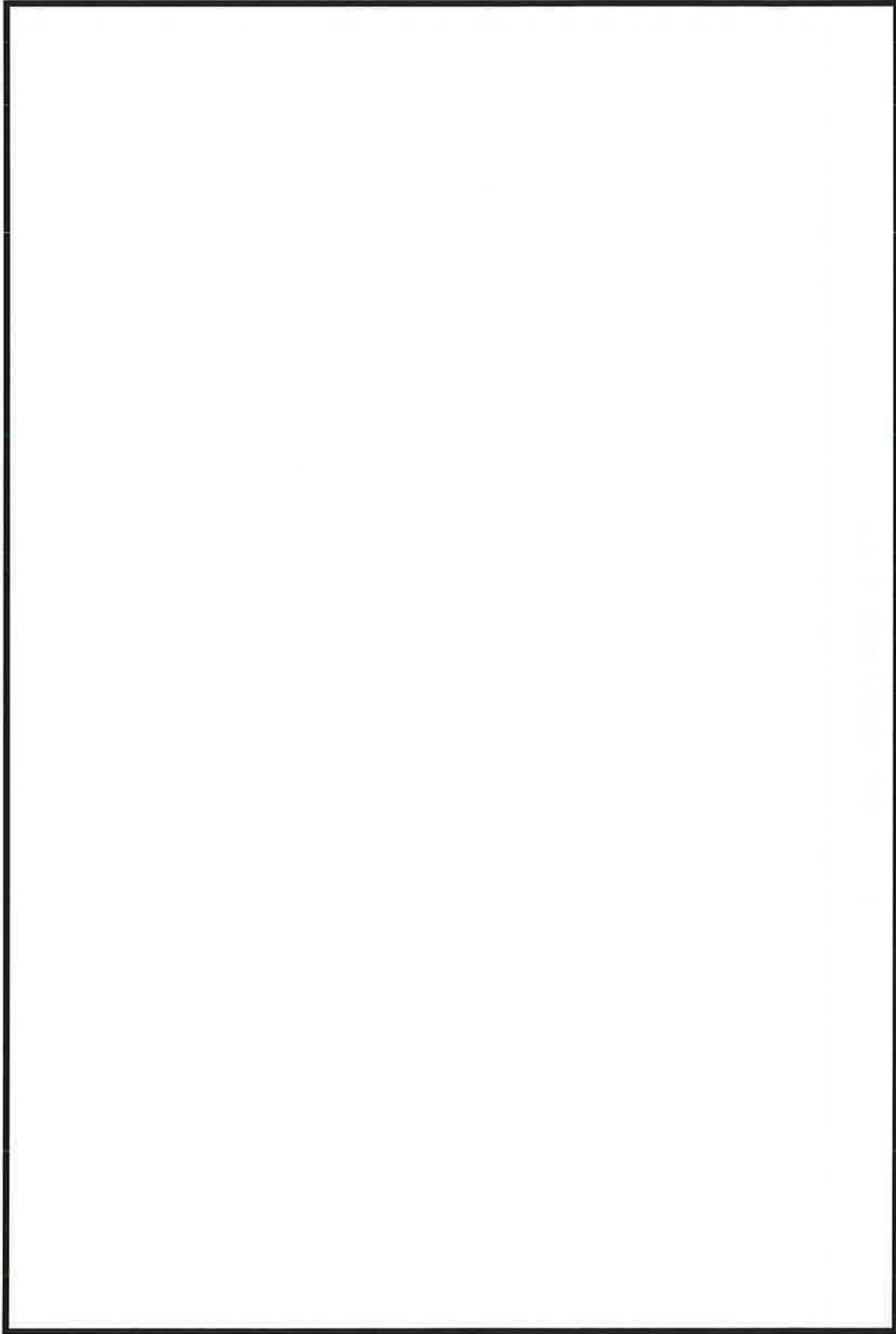
8. 3号炉 管理区域図 その1



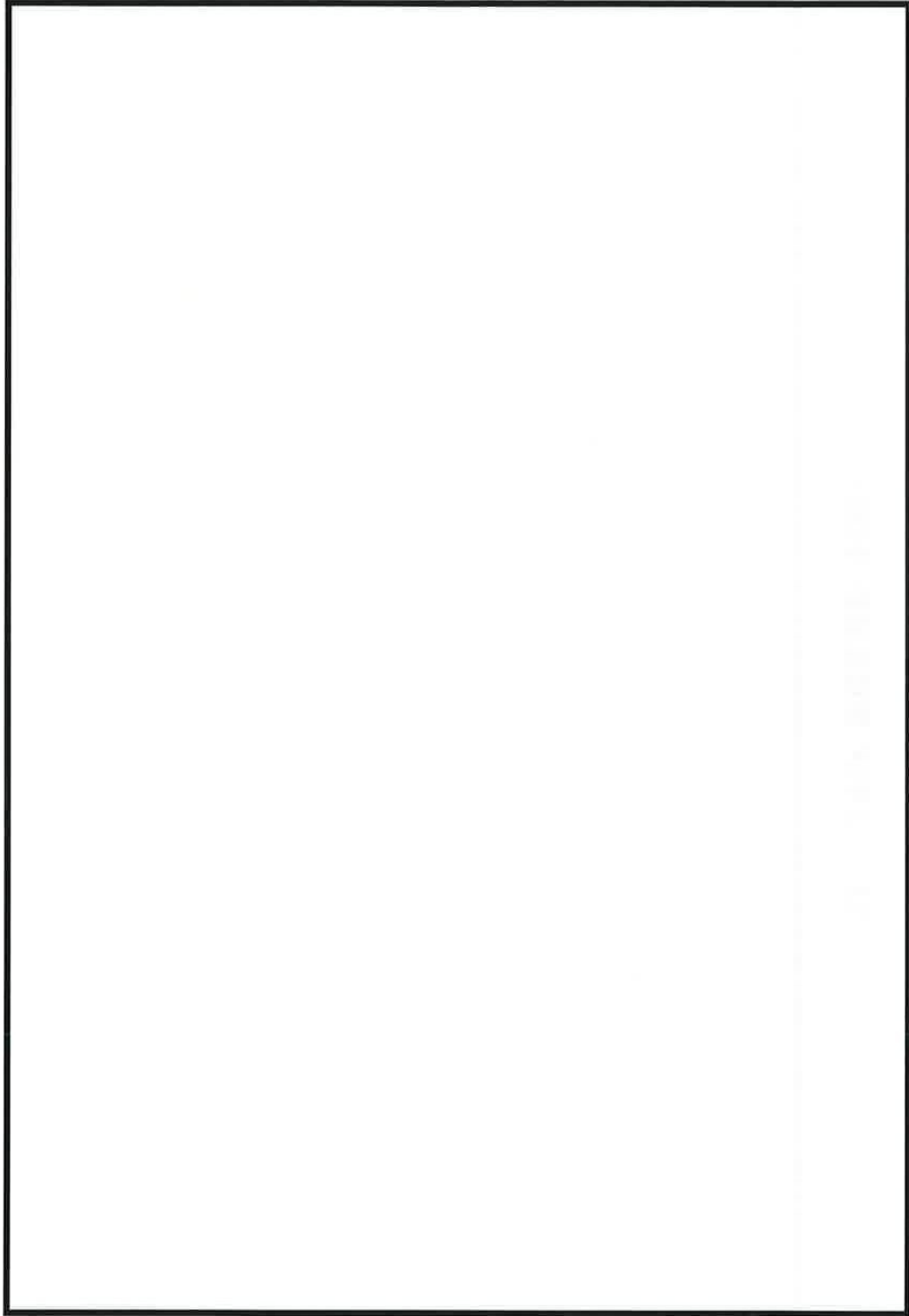
9. 3号炉 管理区域図 その2



10. 3号炉 管理区域図 その3

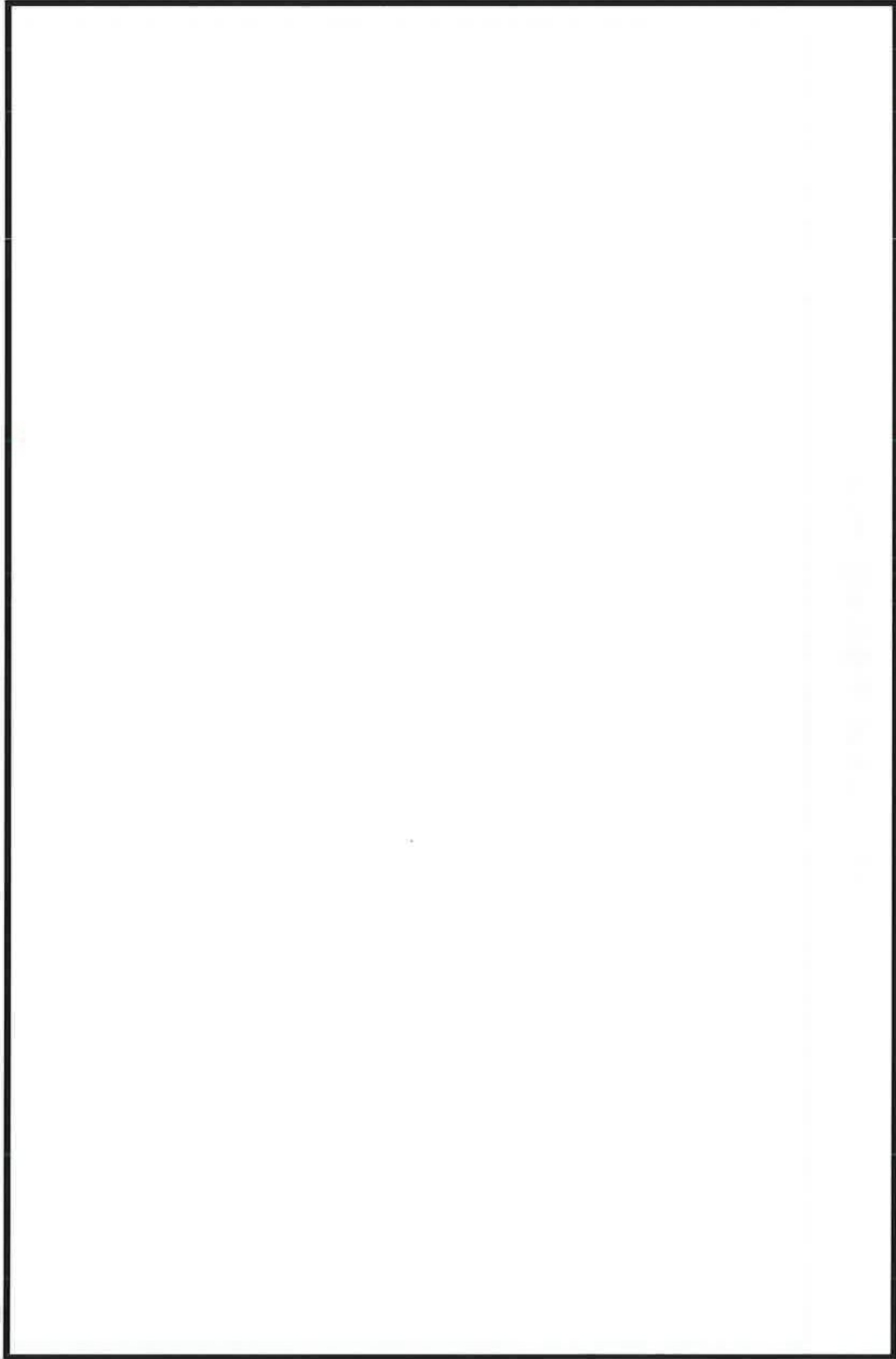


11. 3号炉 管理区域図 その4

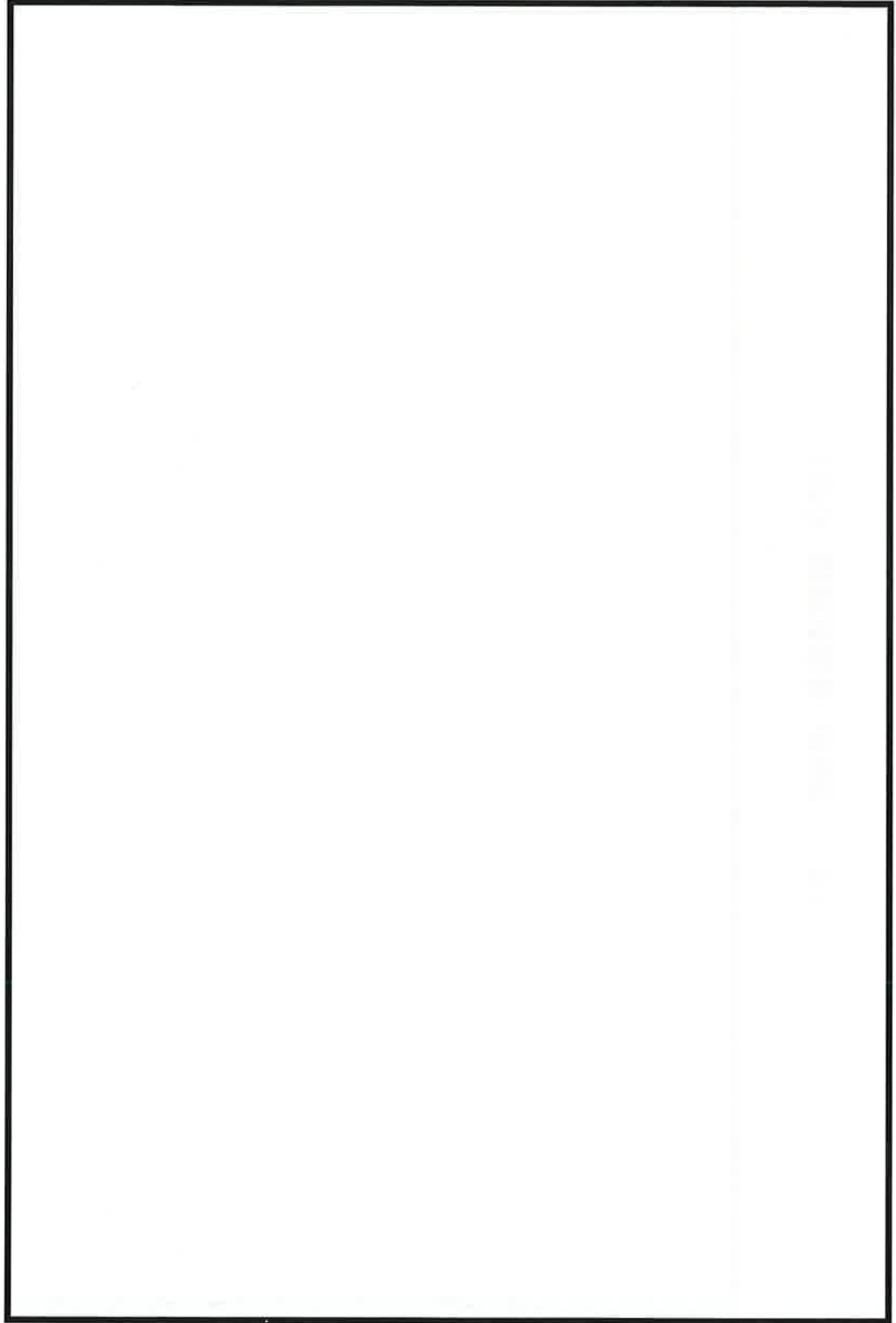




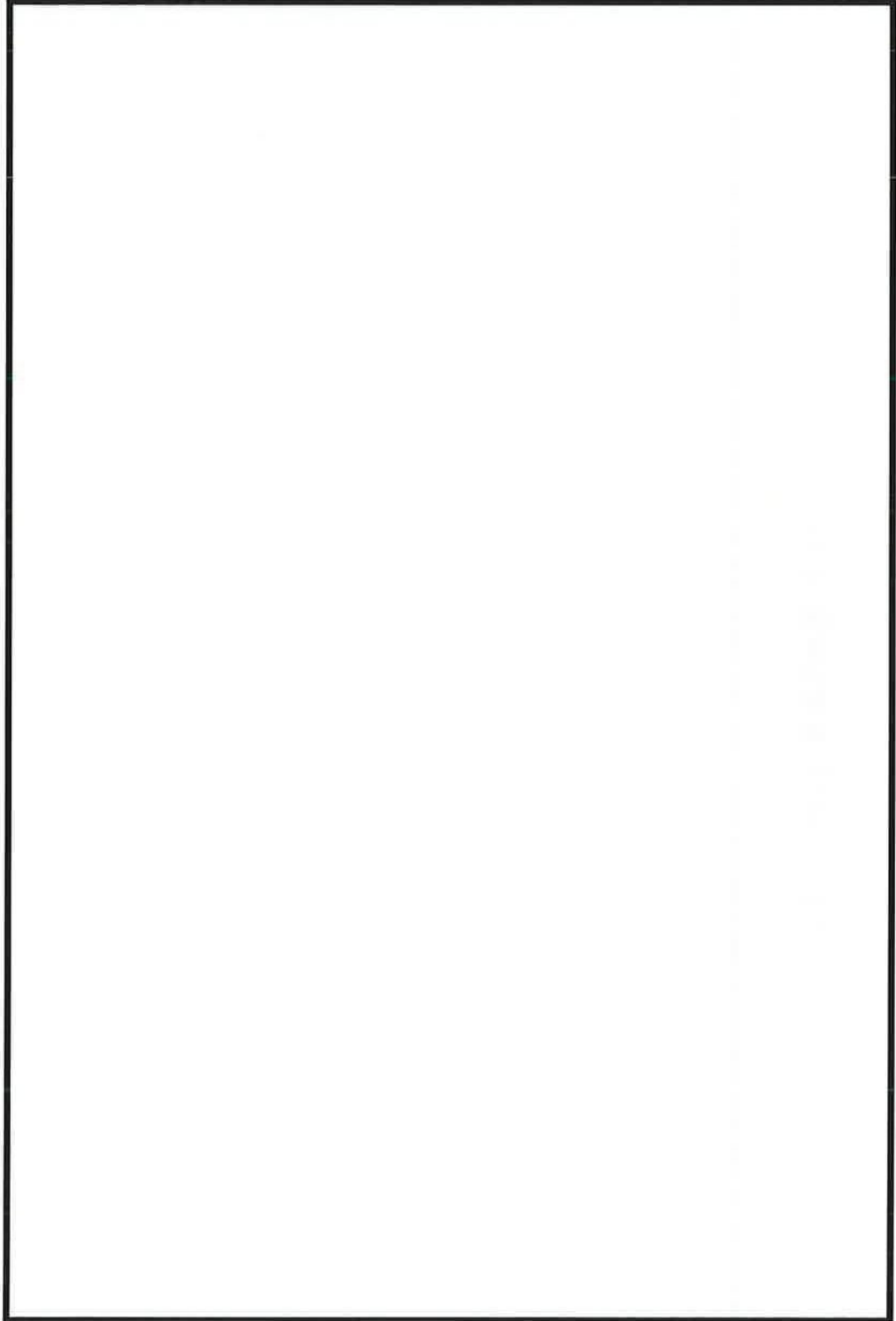
12. 3号炉 管理区域図 その5



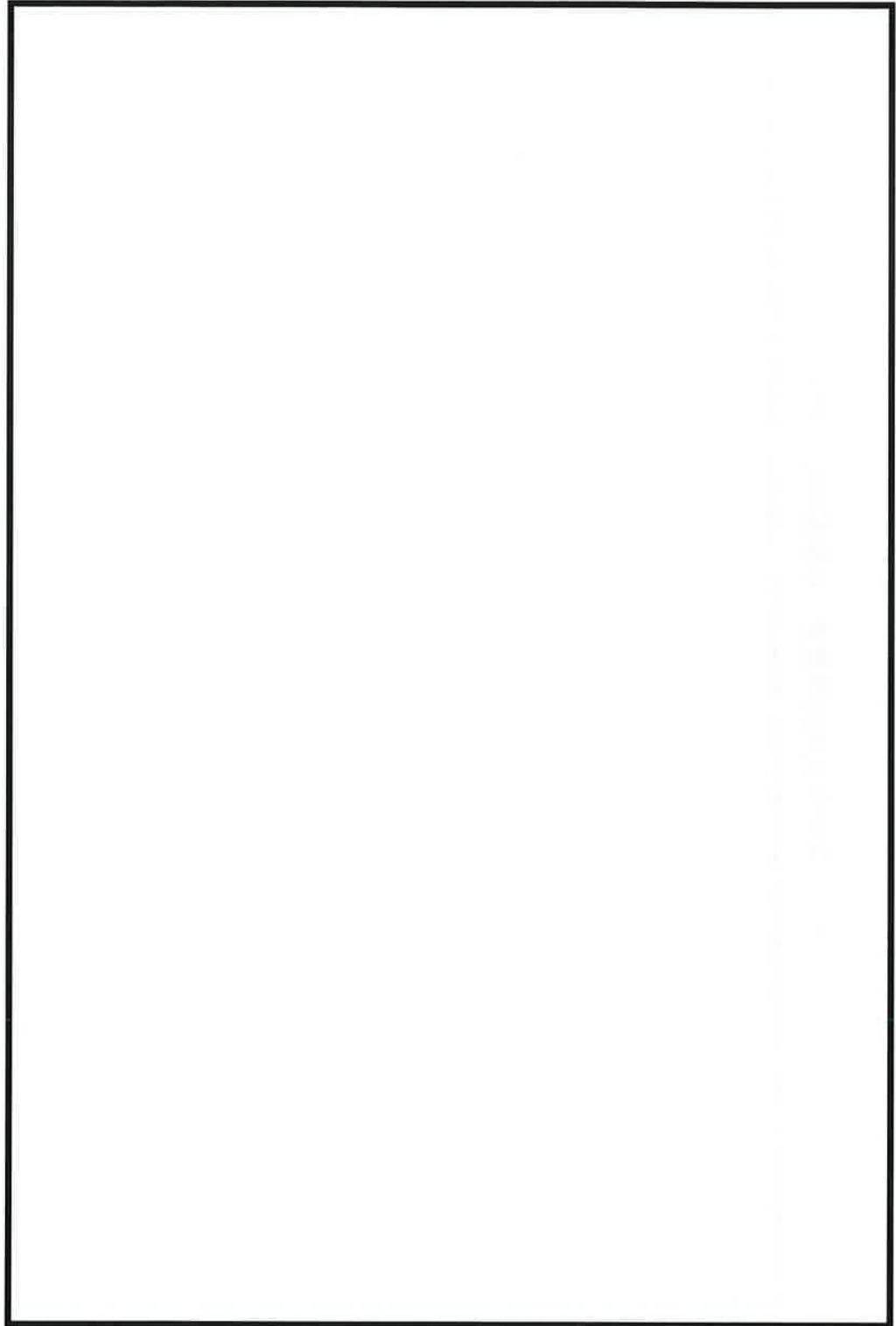
13. 3号炉 管理区域図 その6



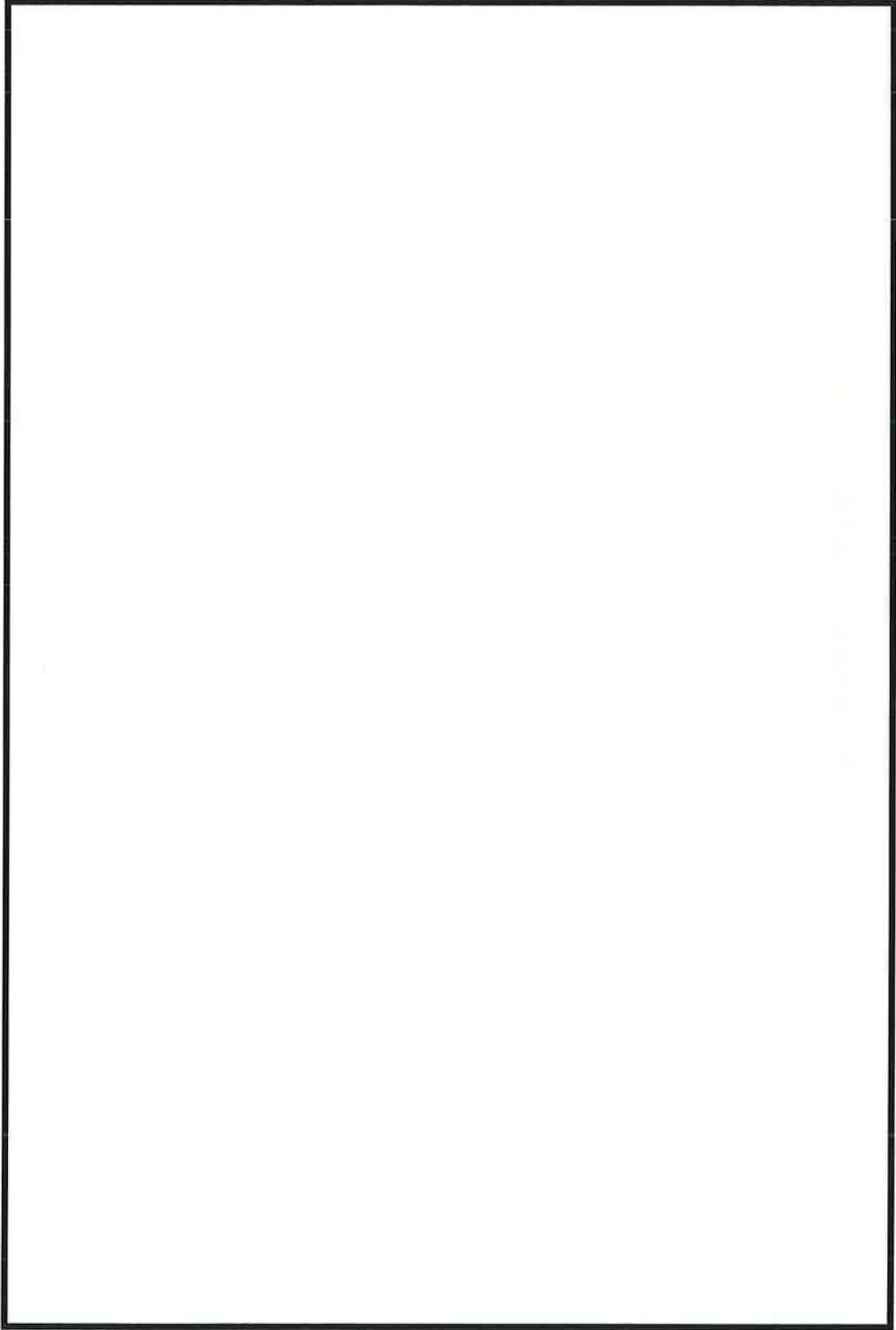
14. 3号炉 管理区域図 その7



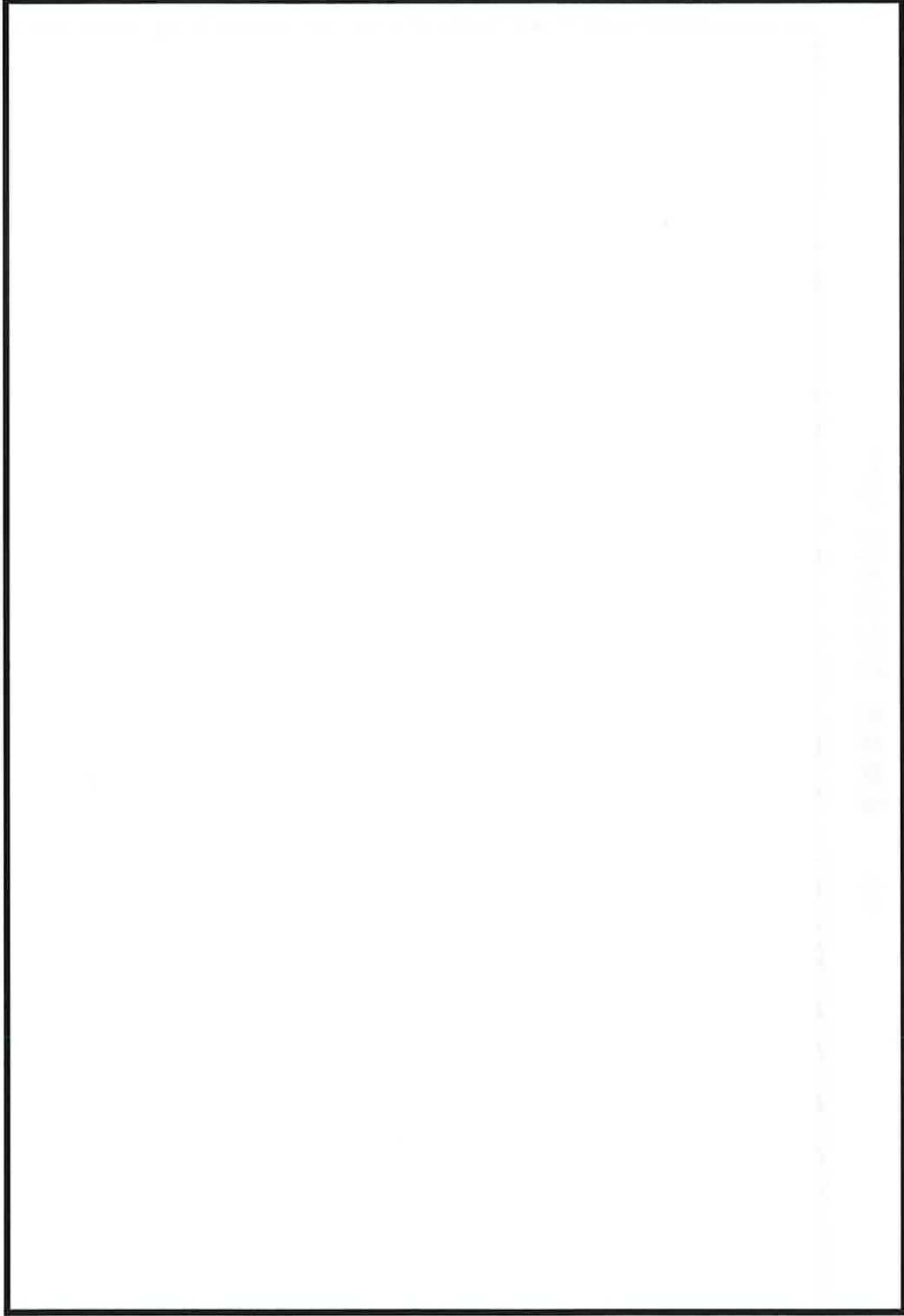
15. 固体廃棄物処理建屋 管理区域図 その1



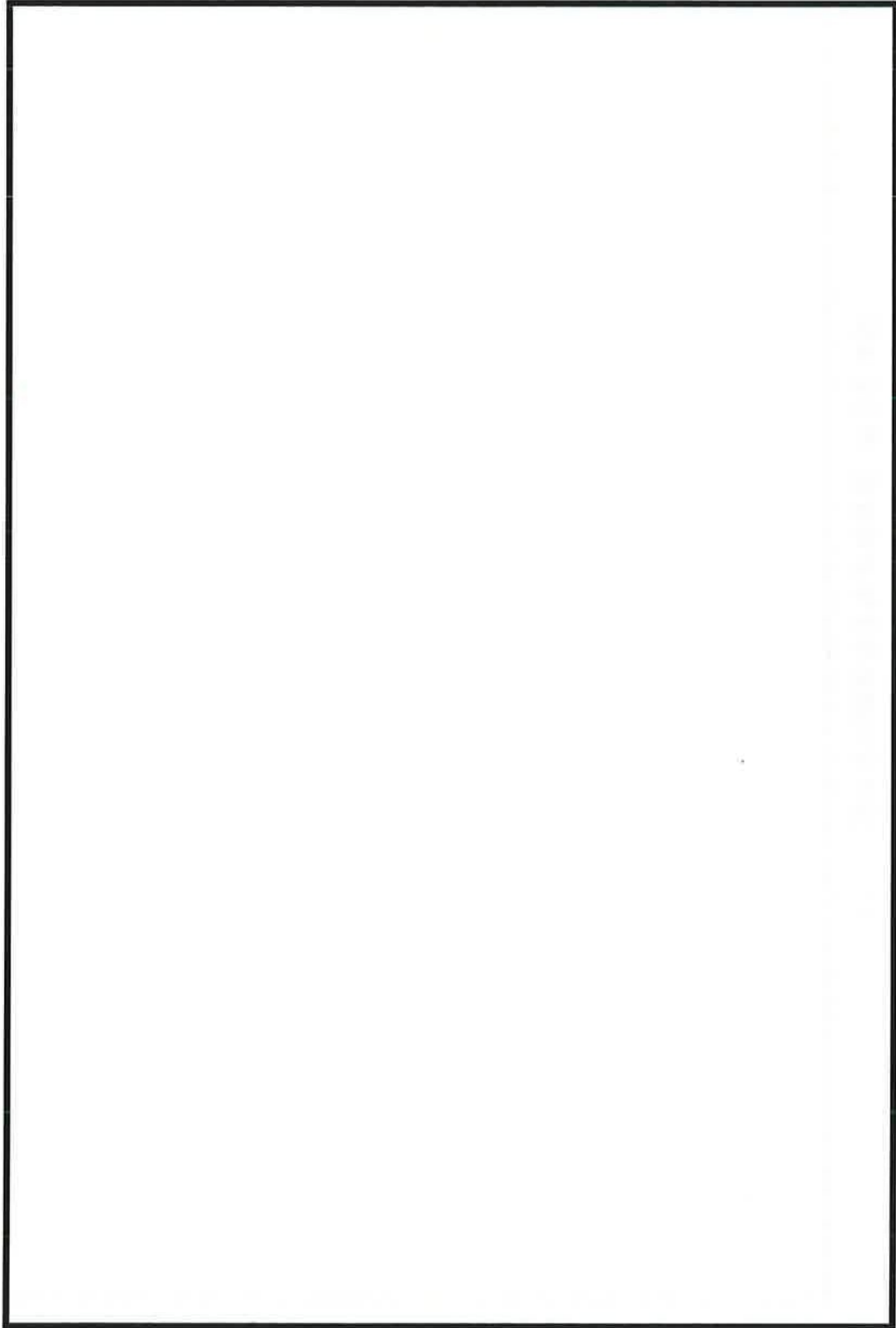
16. 固体廃棄物処理建屋 管理区域図 その2



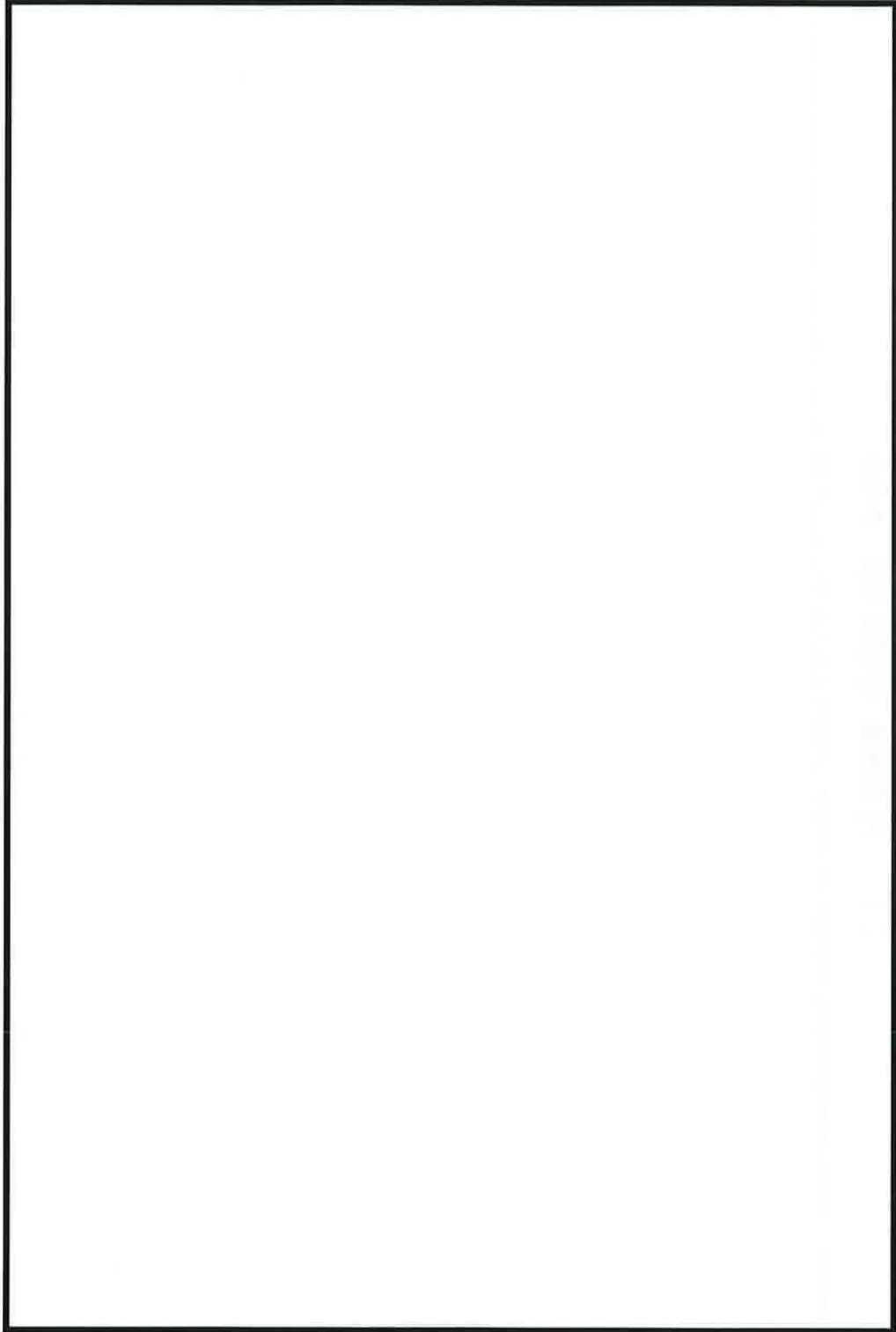
17. 固体废弃物处理建屋連絡暗渠 管理区域图



18. 廃棄物庫 管理区域図 その1

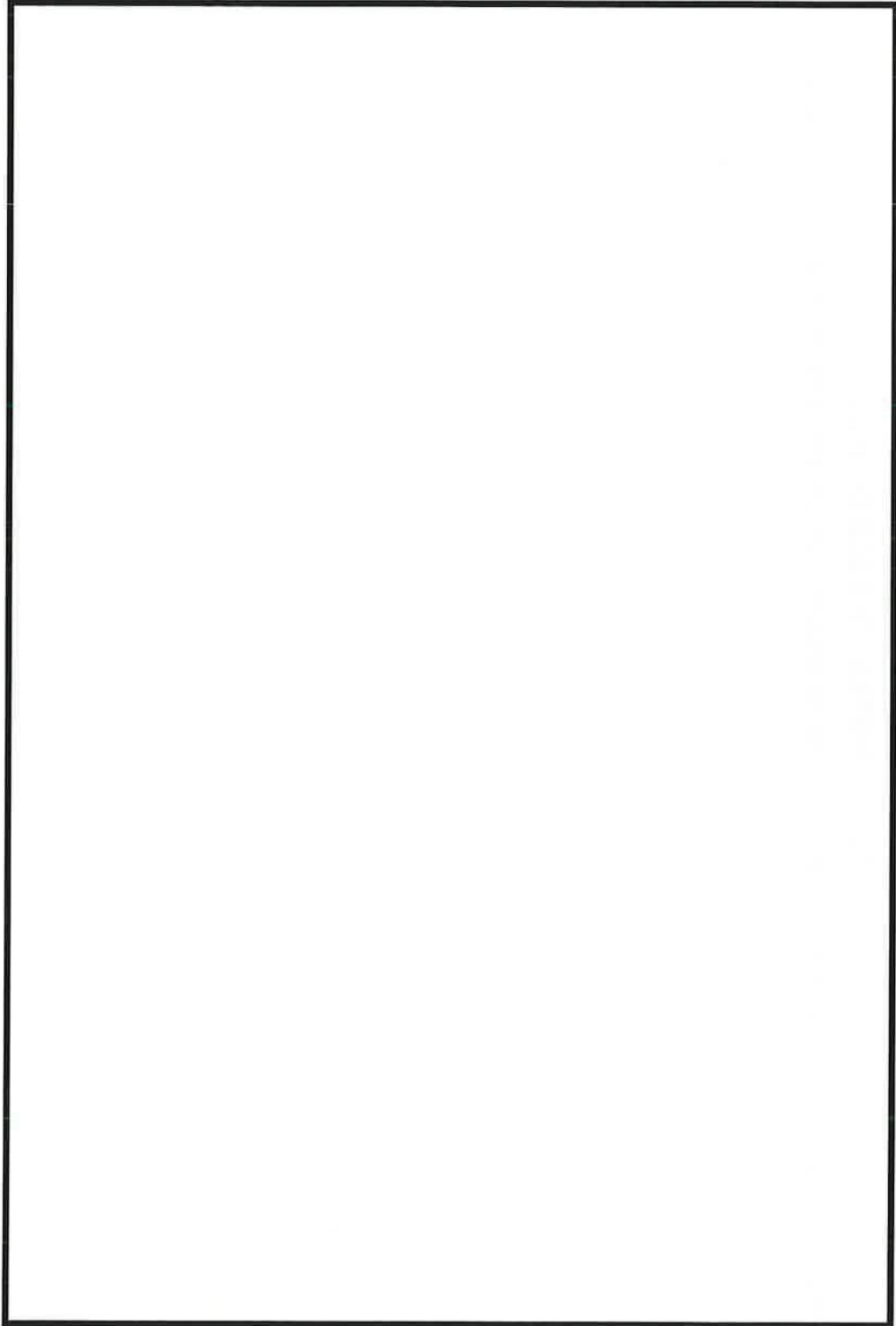


19. 廃棄物庫 管理区域図 その2

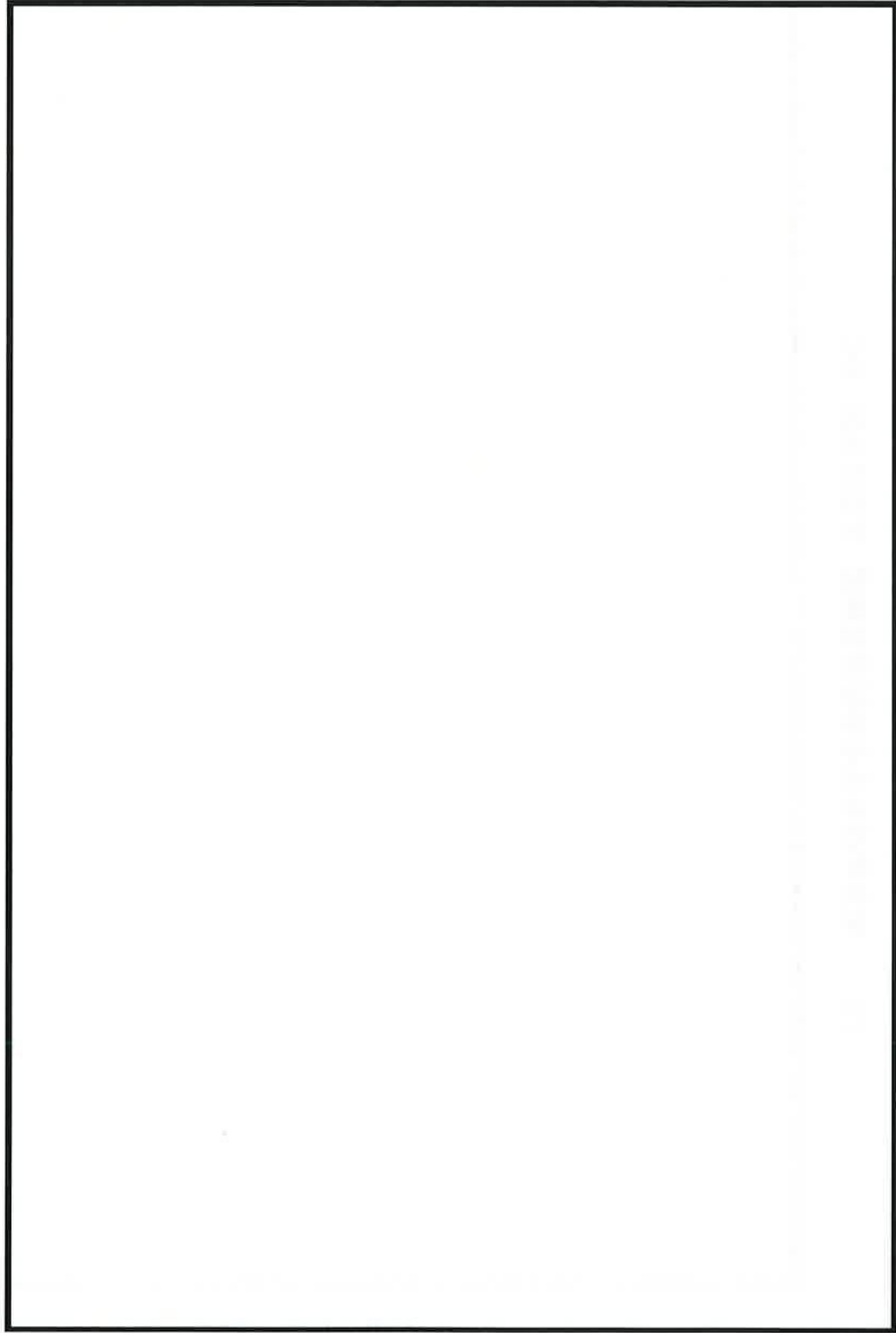




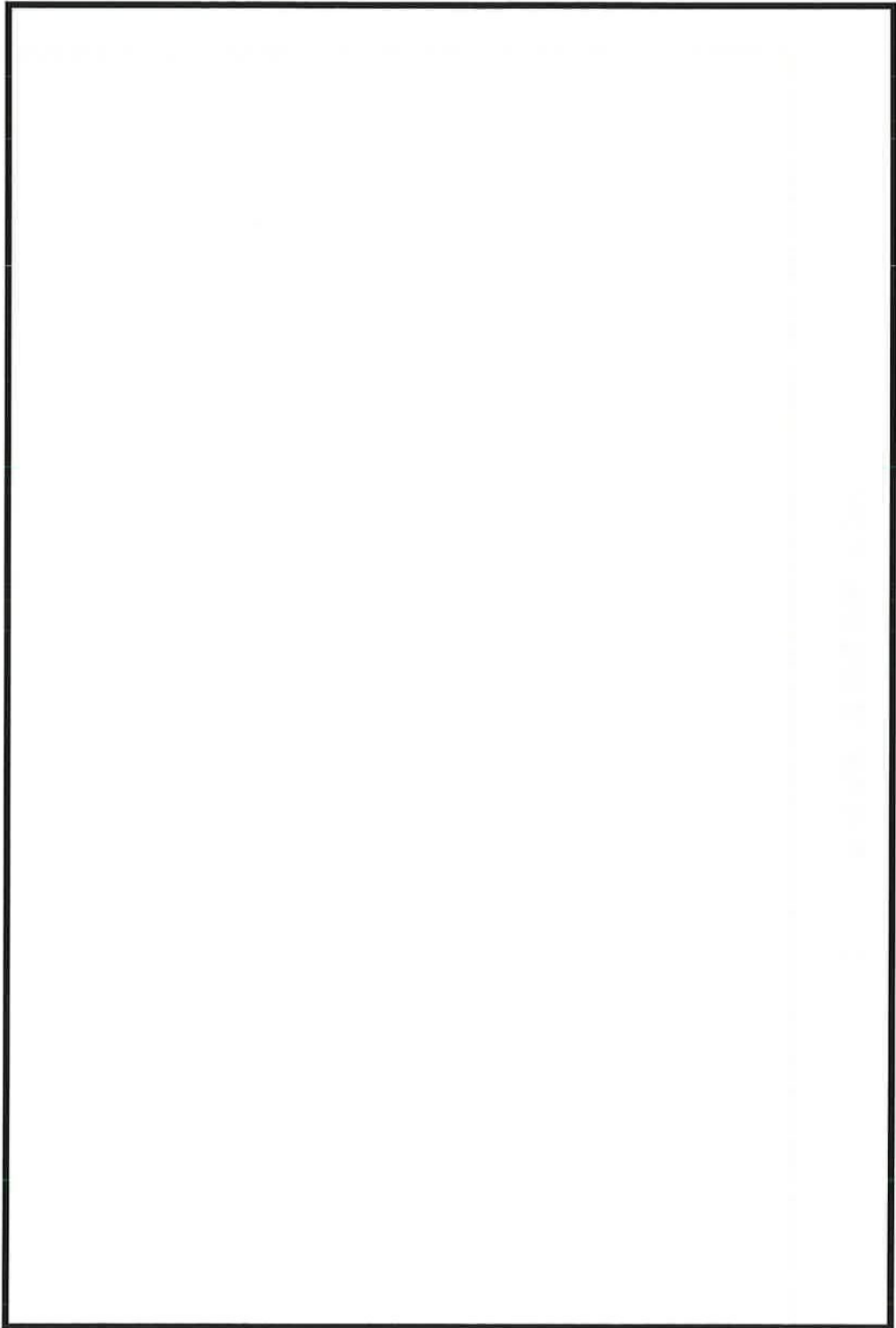
20. 廃棄物庫 管理区域図 その3



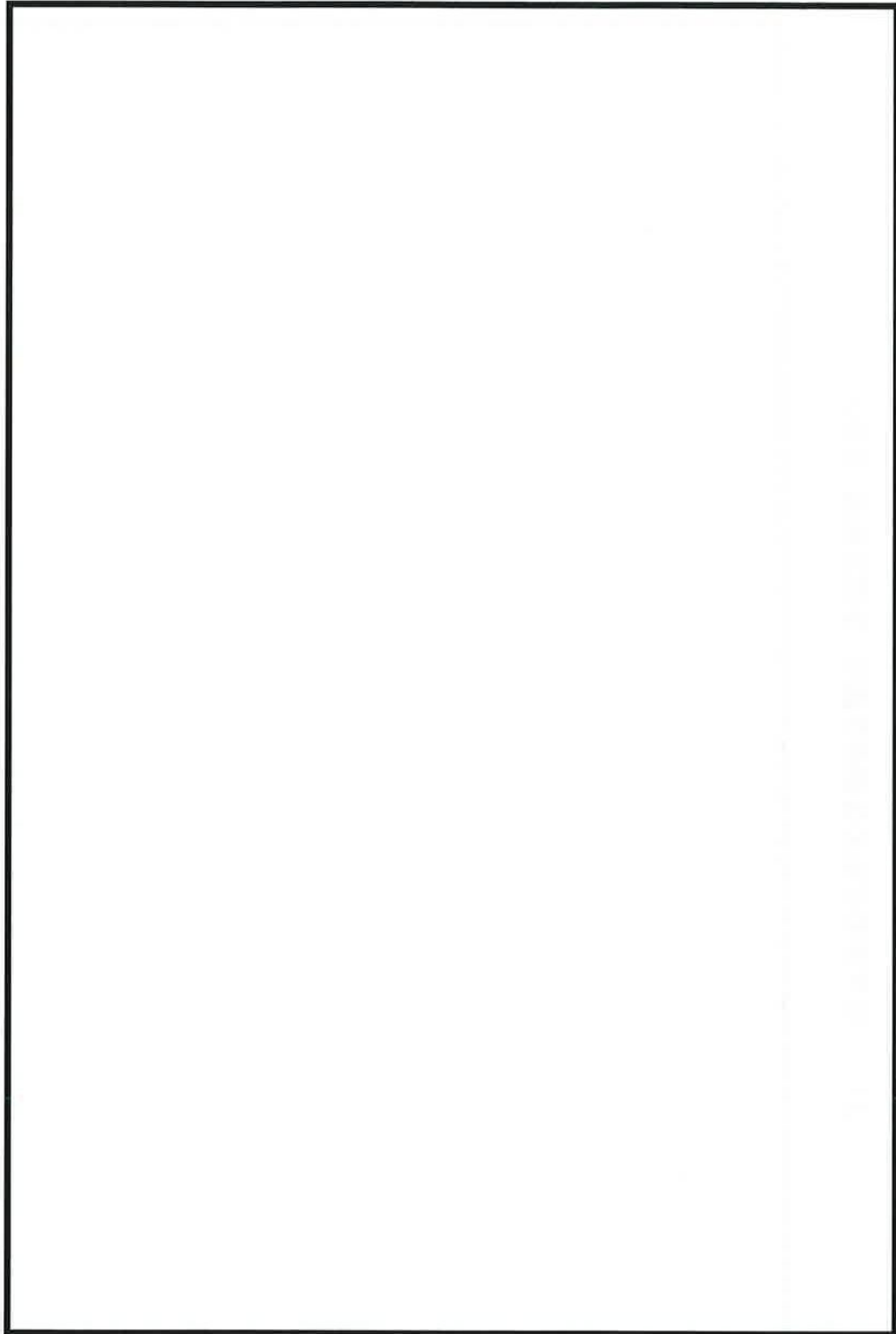
21. 廃棄物庫 管理区域図 その4



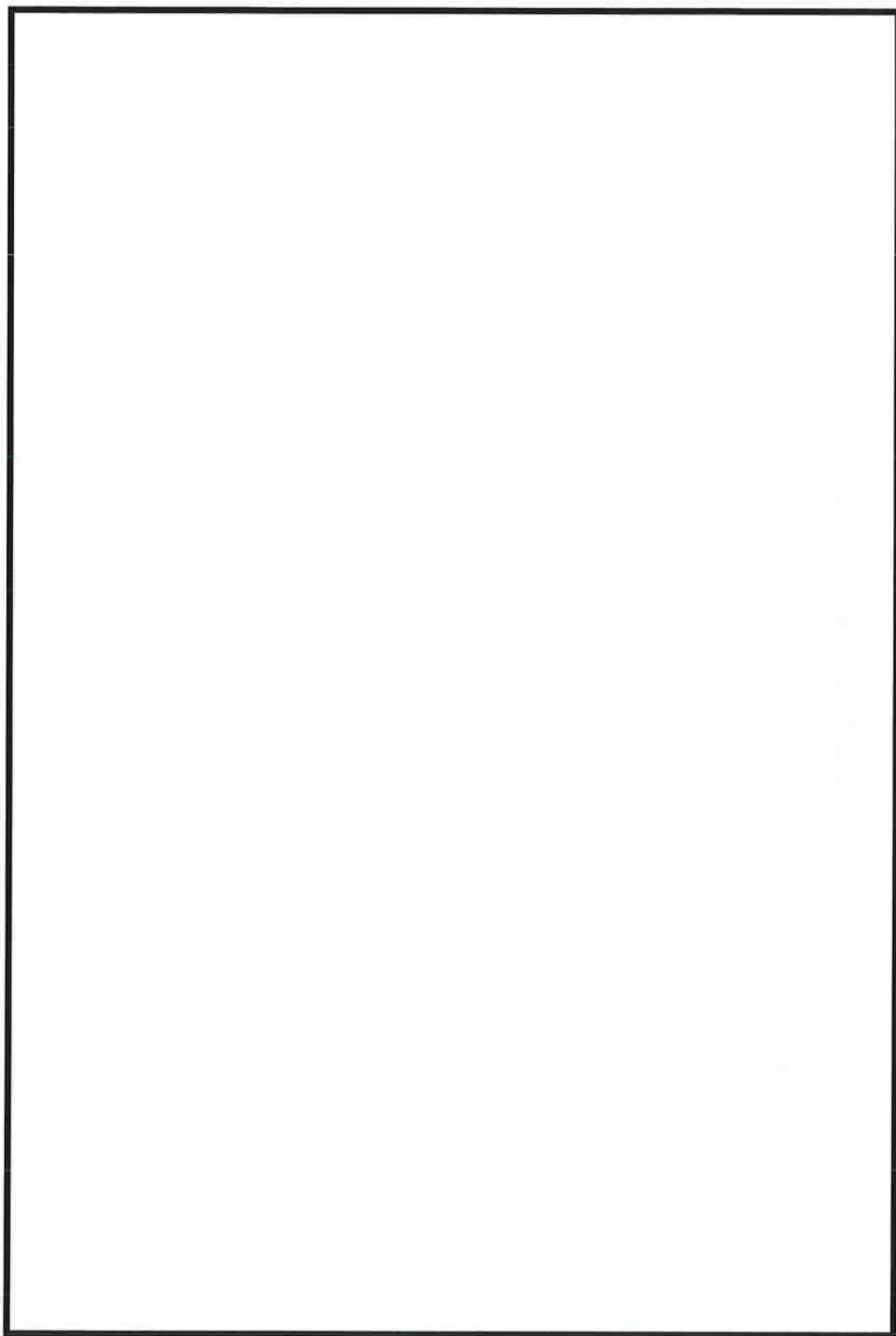
22. 使用済燃料輸送容器保管建屋 管理区域図 その1



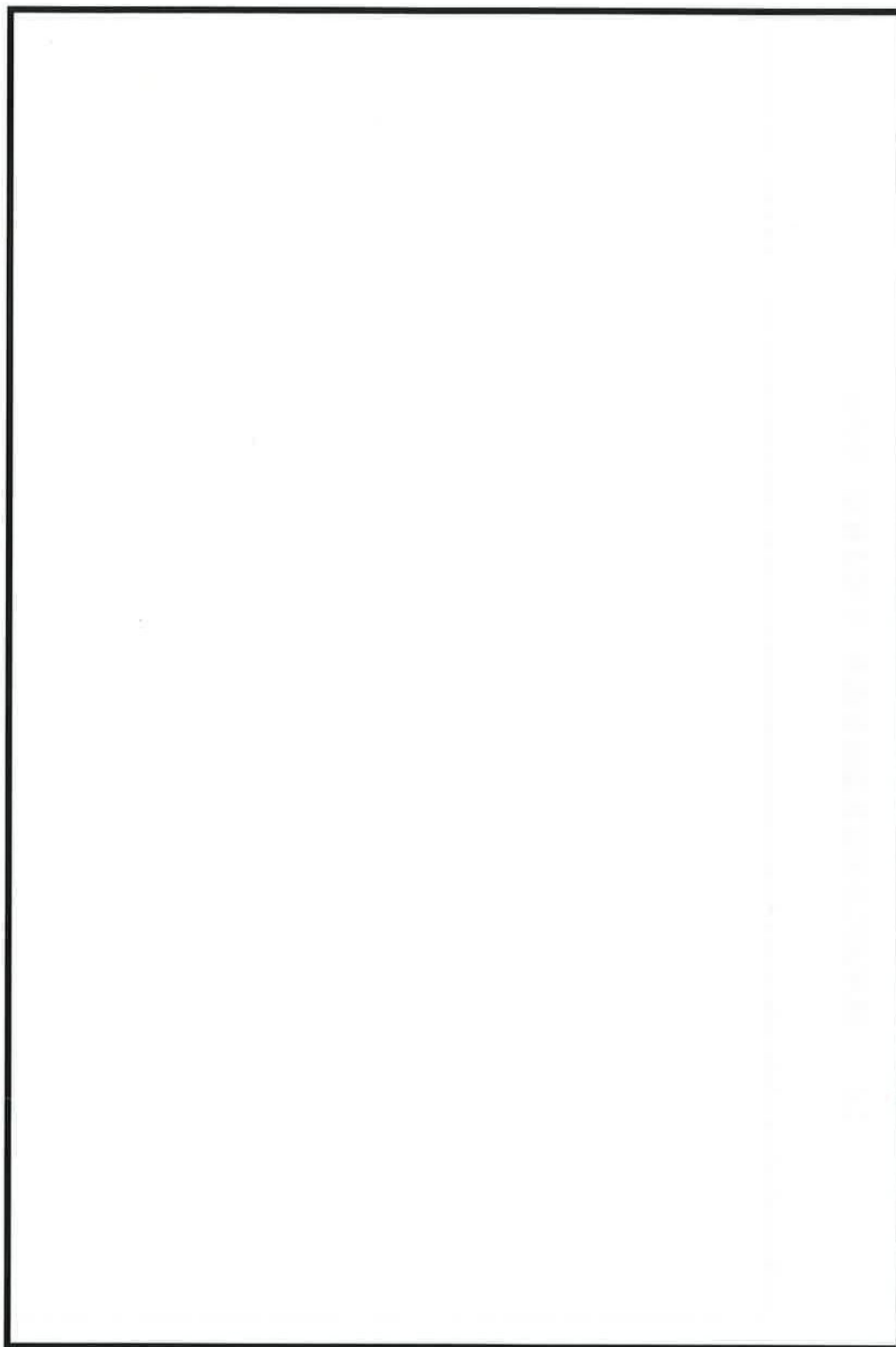
23. 使用済燃料輸送容器保管建屋 管理区域図 その2



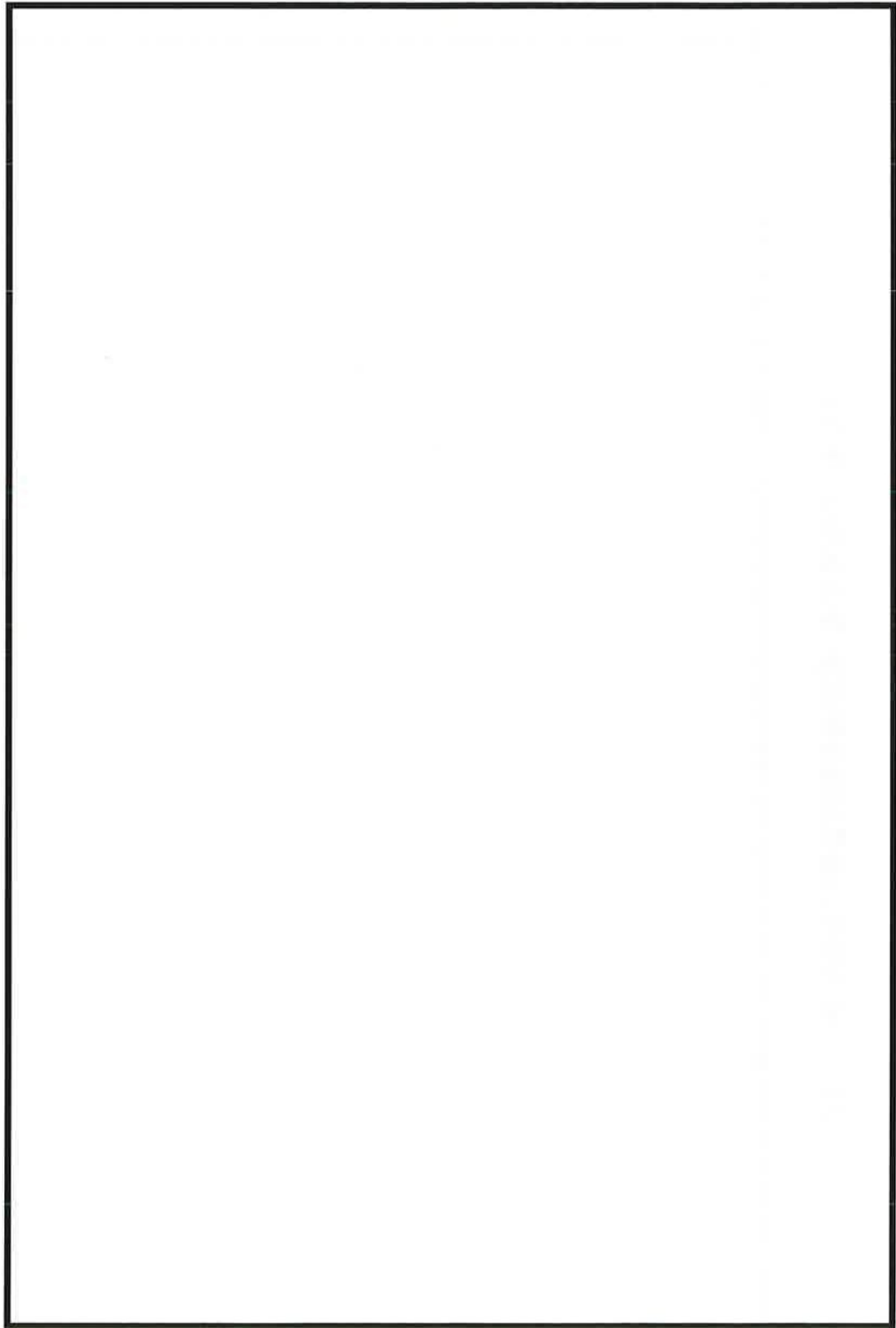
24. 使用済燃料輸送容器保管建屋 管理区域図 その3



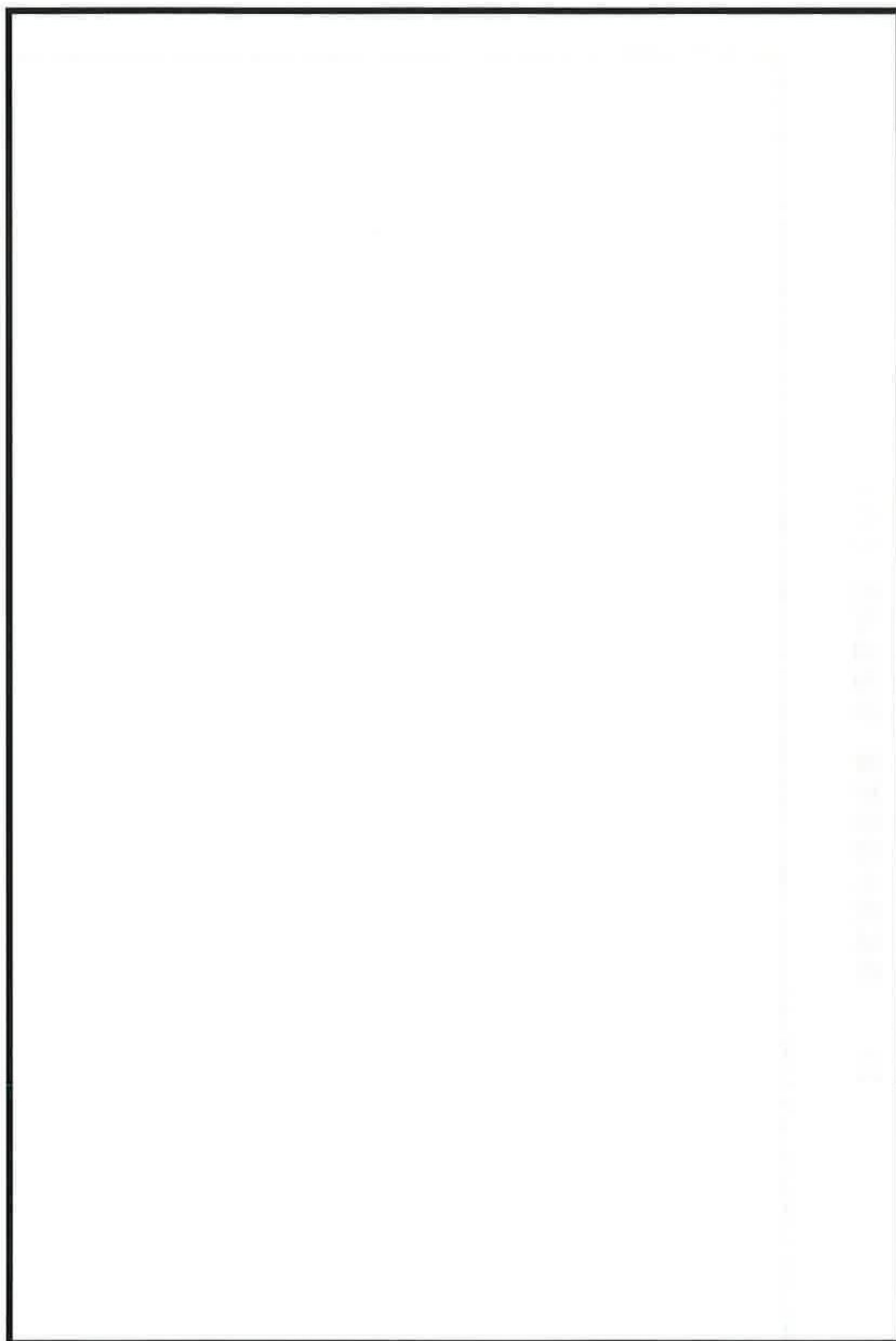
25. 使用済燃料輸送容器保管建屋 管理区域図 その4



26. 使用済燃料輸送容器保管建屋 管理区域図 その5

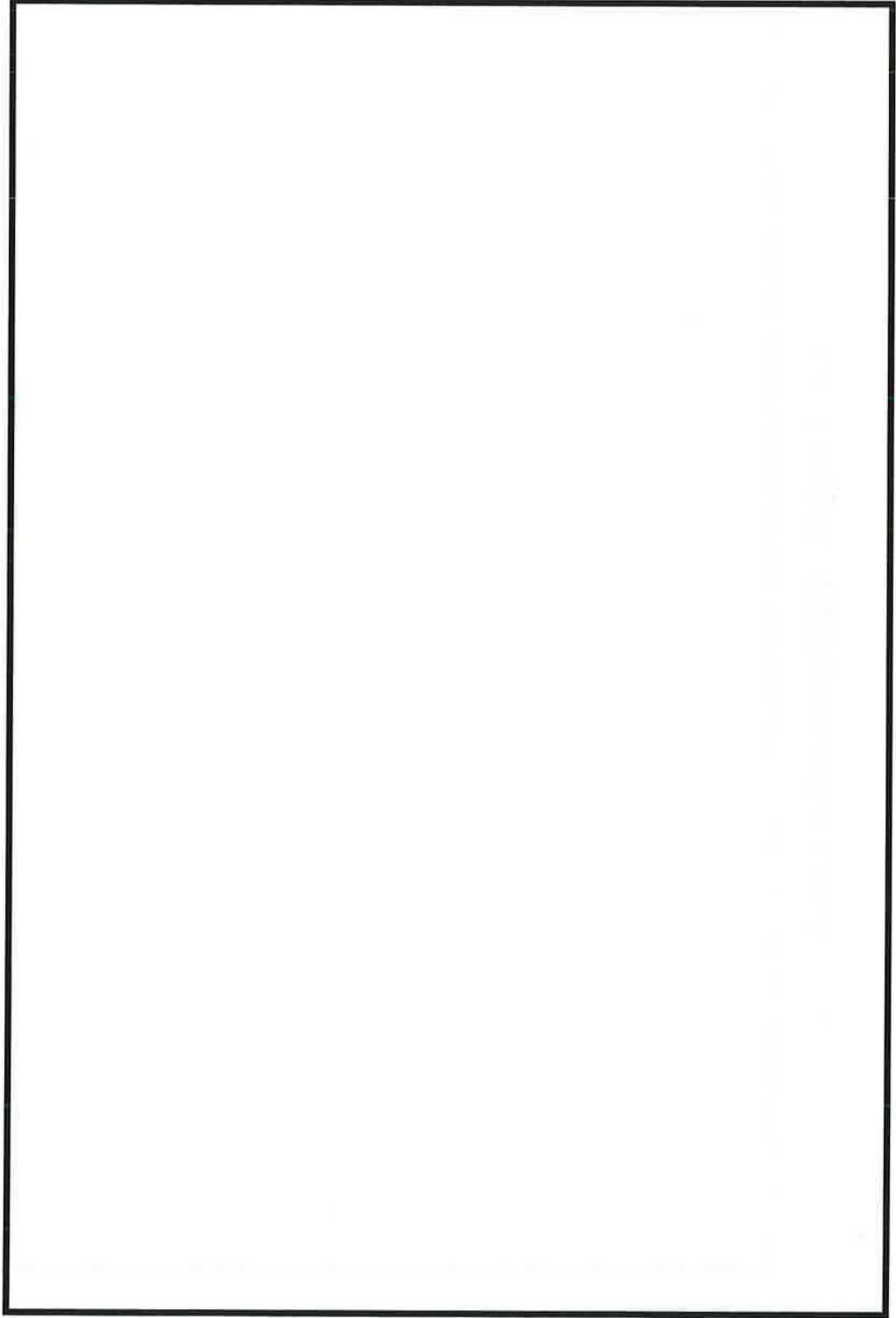


27. 使用済燃料輸送容器保管建屋 管理区域図 その6

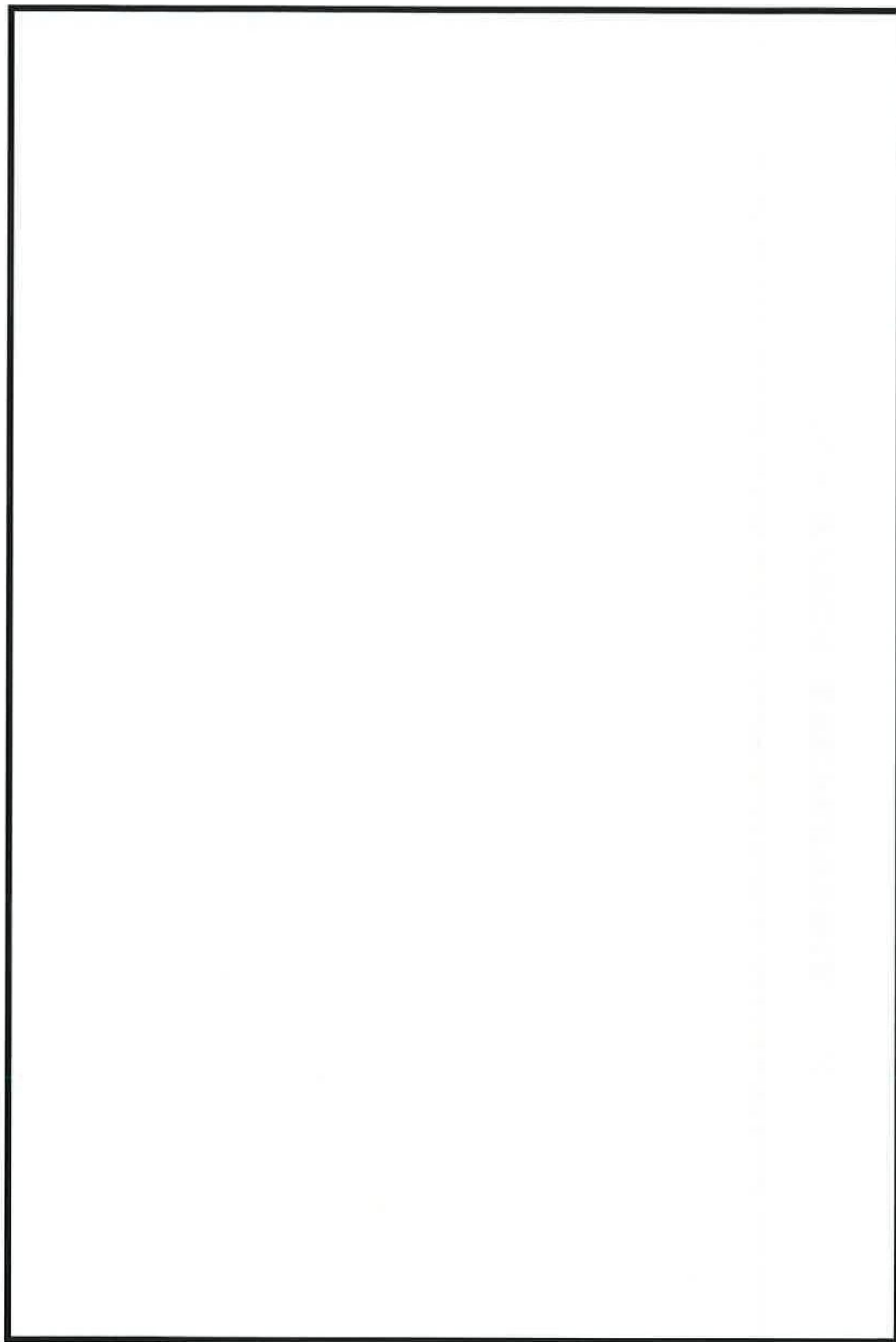




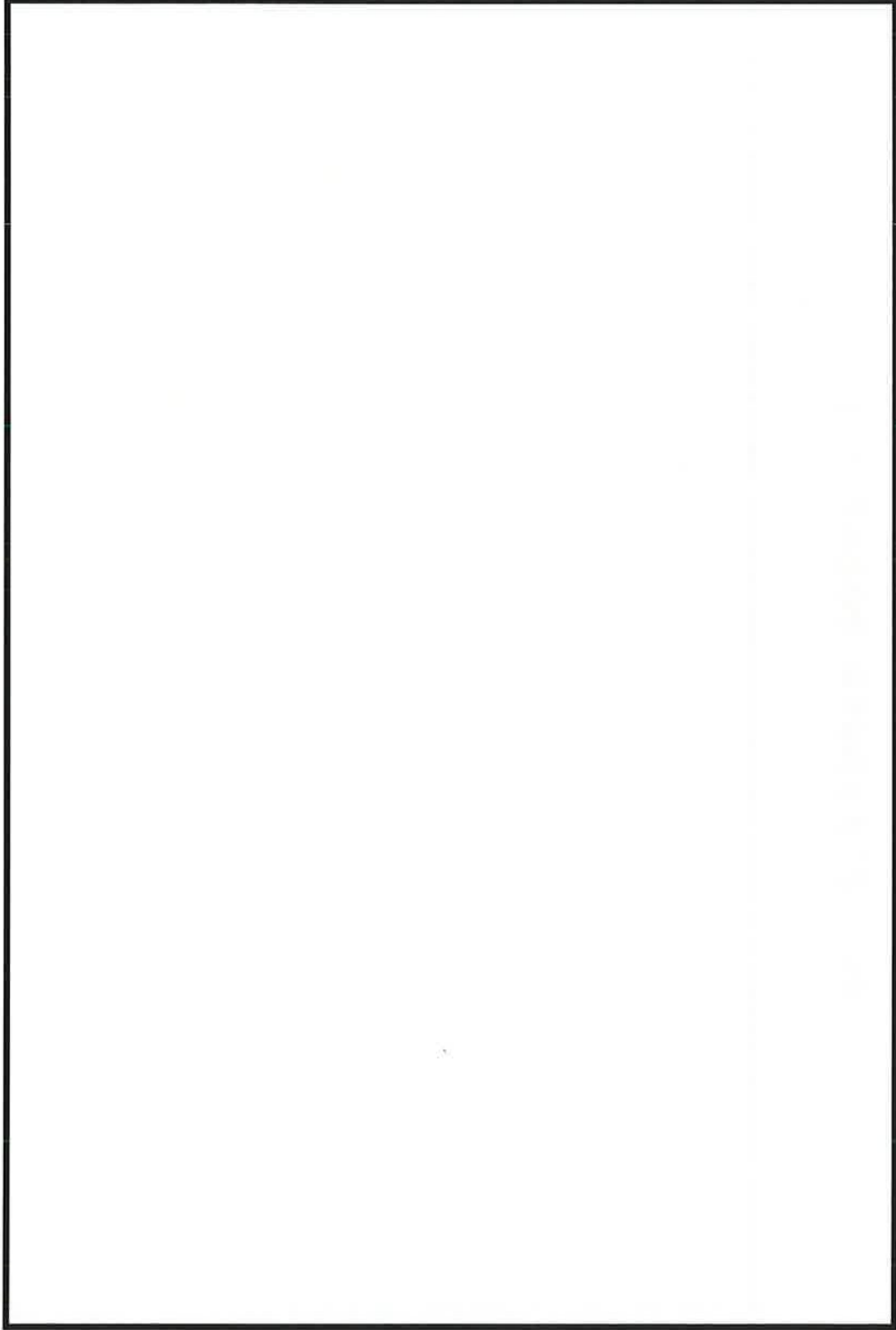
28. 蒸気発生器保管庫 管理区域図 その1



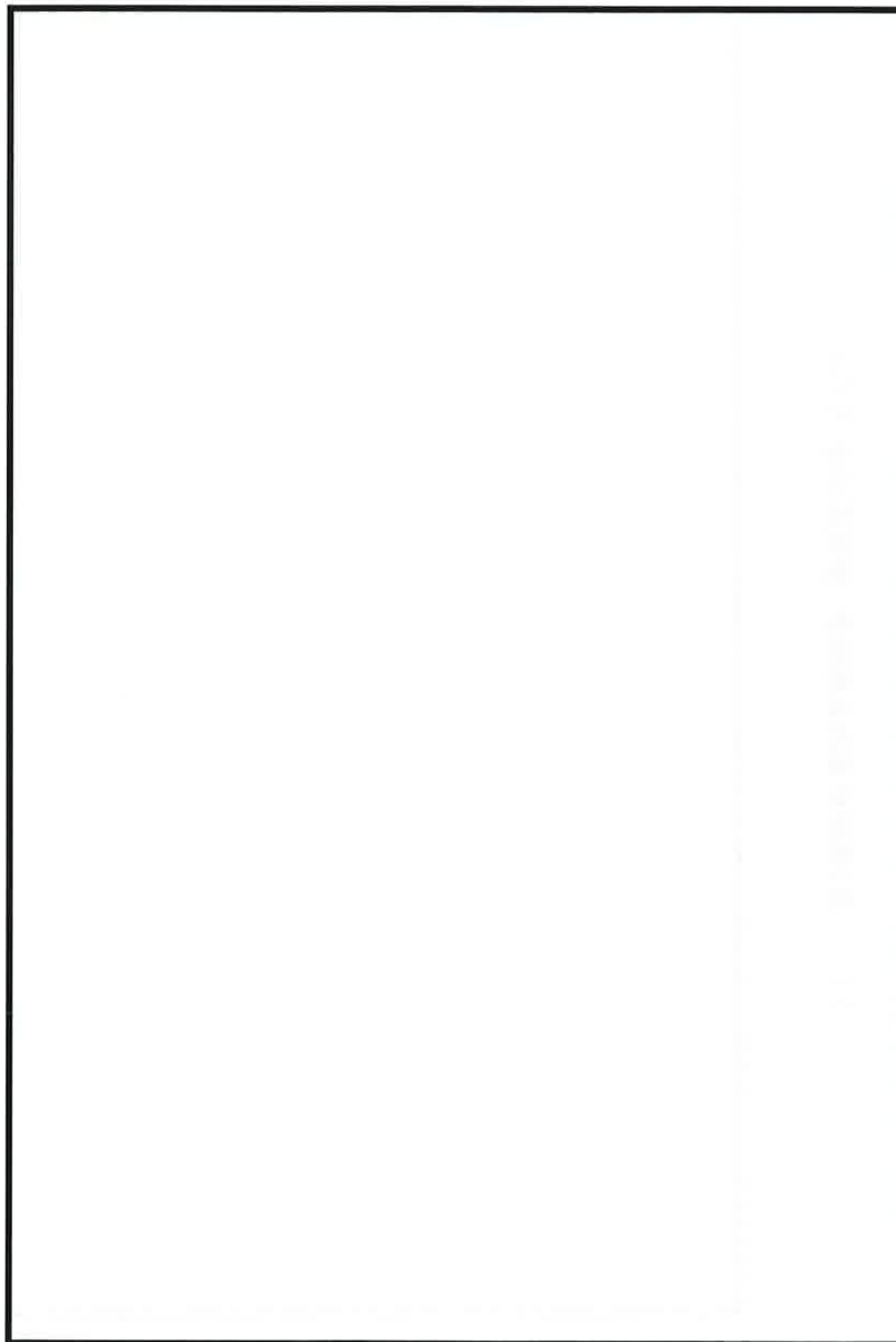
29. 蒸気発生器保管庫 管理区域図 その2



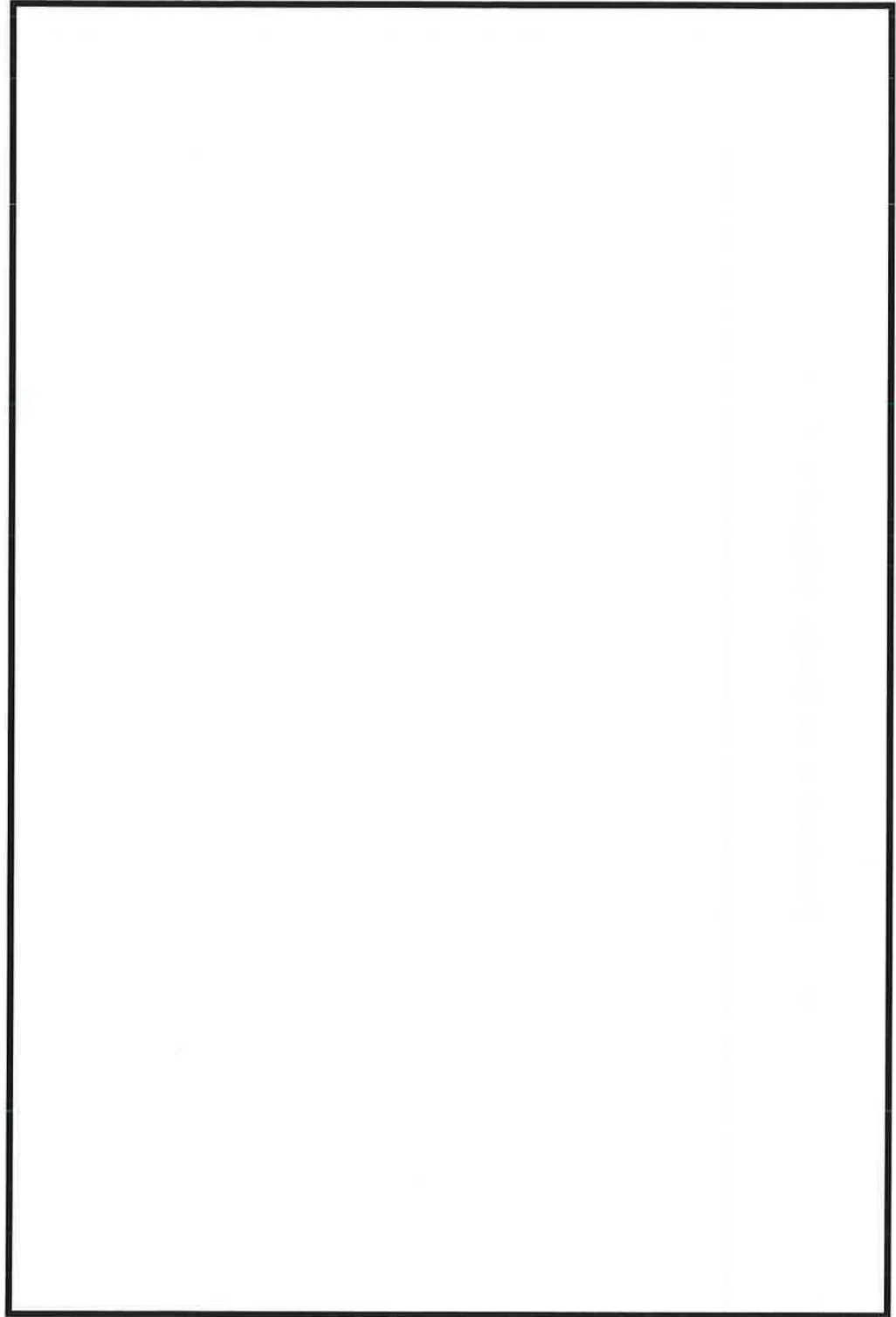
30. 第2固体廃棄物処理建屋 管理区域図 その1



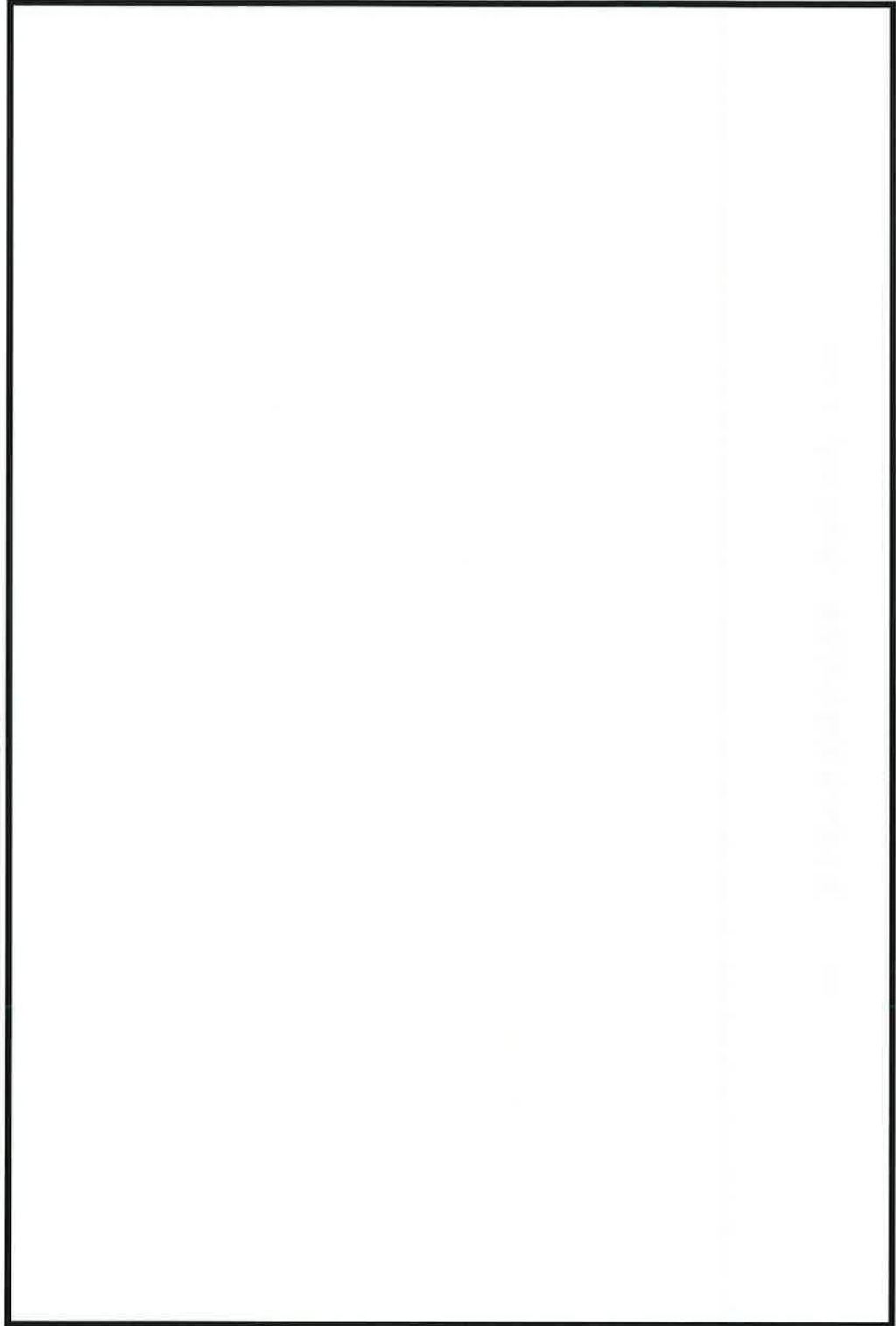
31. 第2固体廃棄物処理建屋 管理区域図 その2



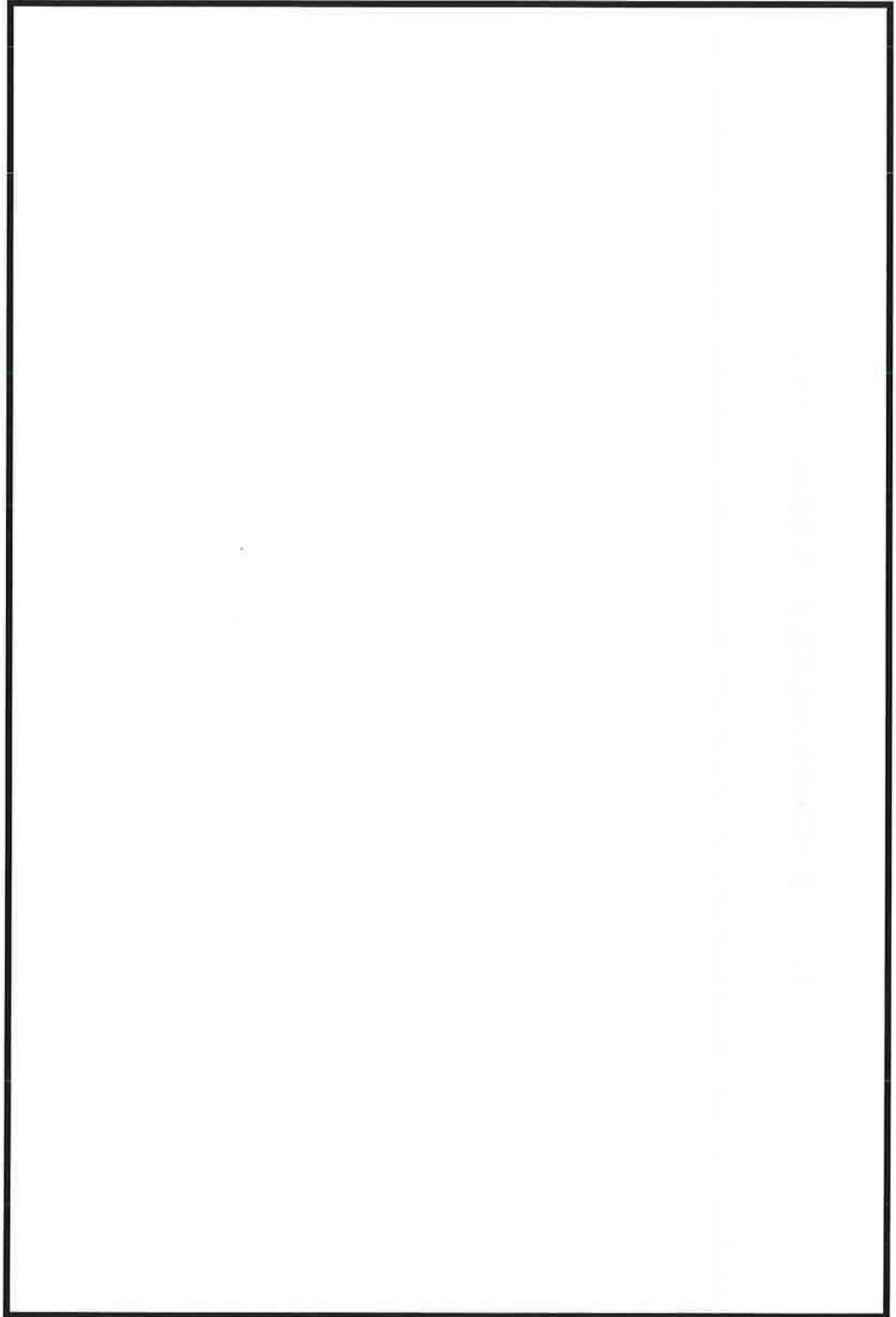
32. 第2固体廃棄物処理建屋 管理区域図 その3



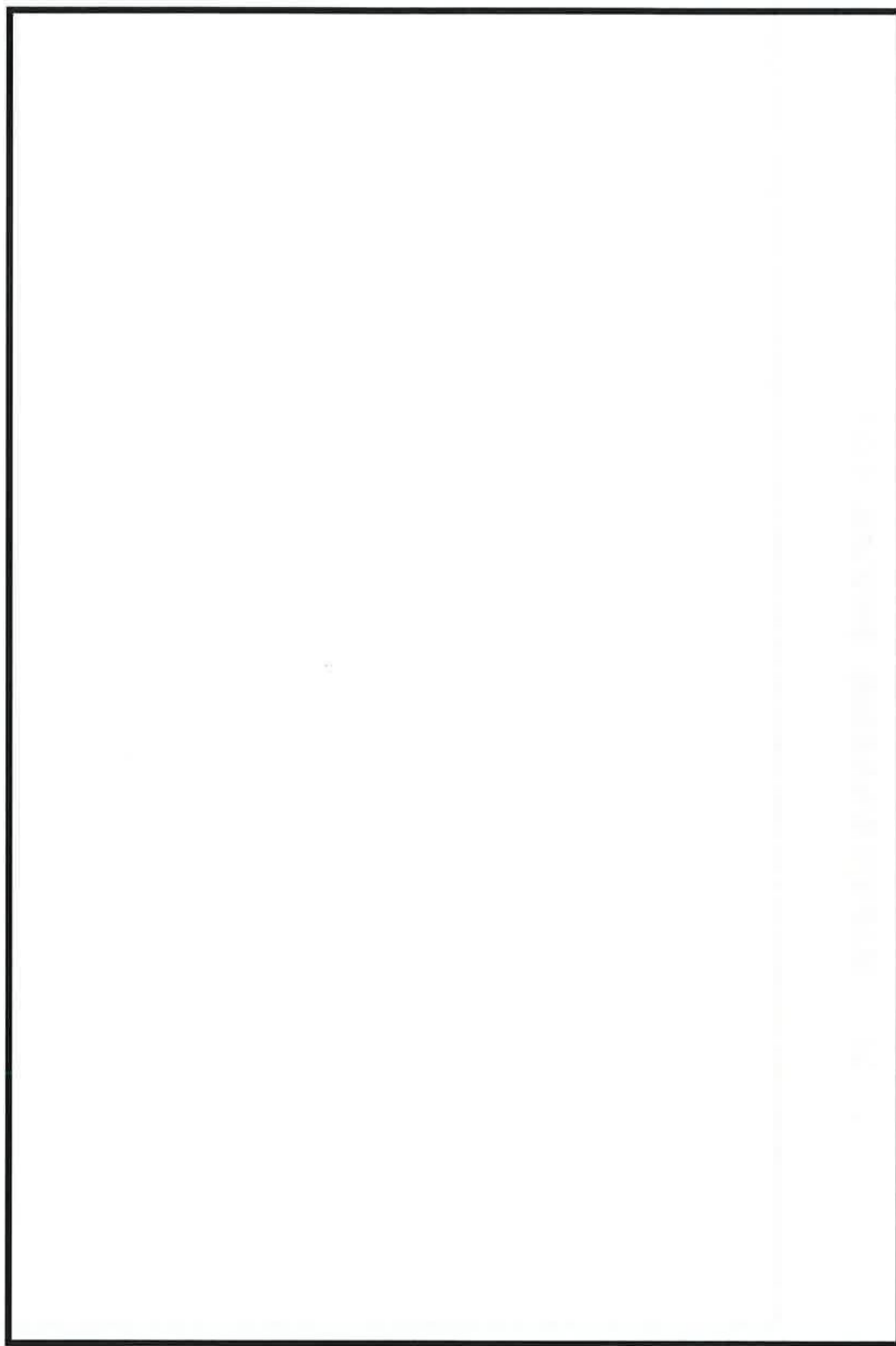
33. 第2固体廃棄物処理建屋 管理区域図 その4



34. 第2固体廃棄物処理建屋 管理区域図 その5

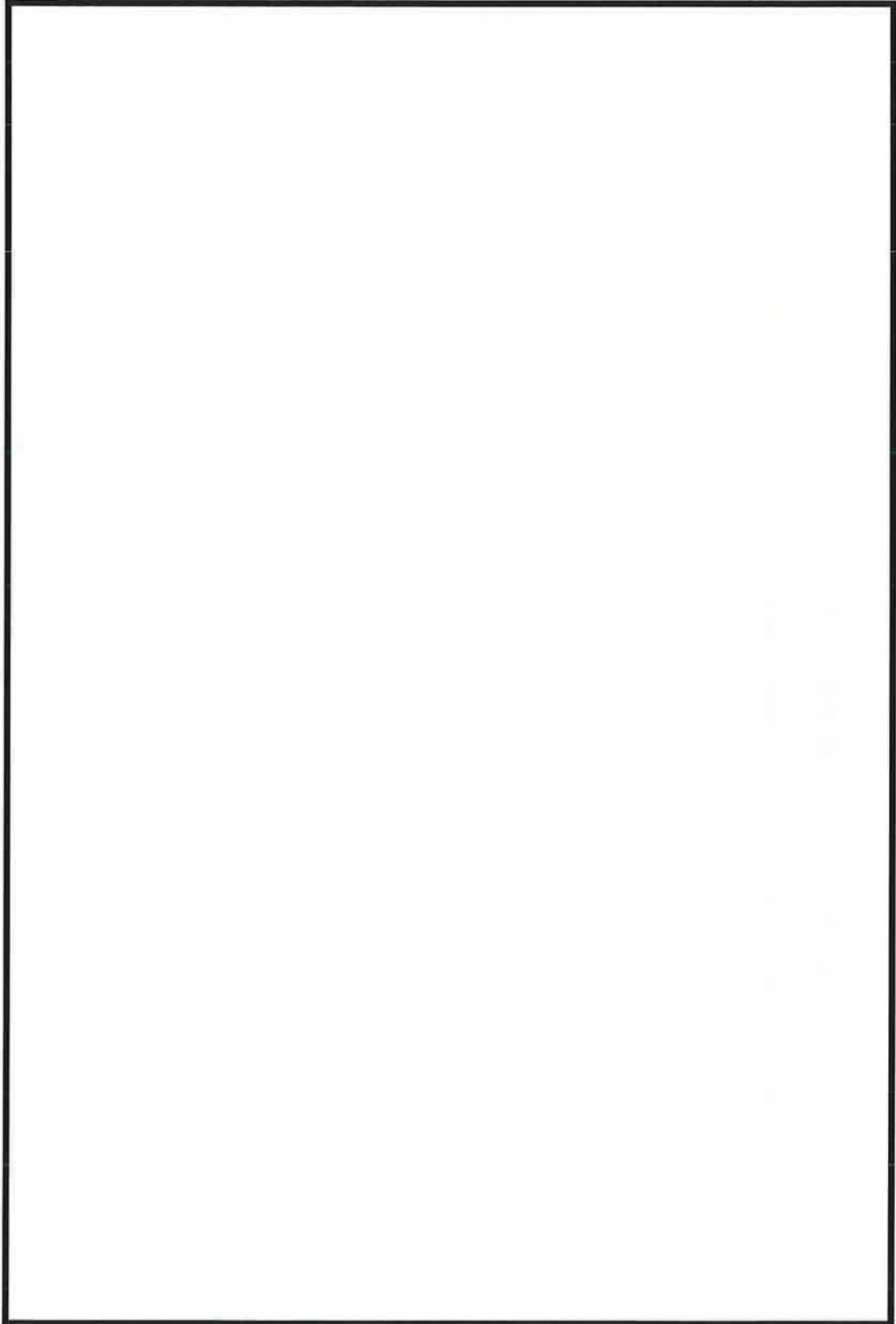


35. 第2固体廃棄物処理建屋 管理区域図 その6





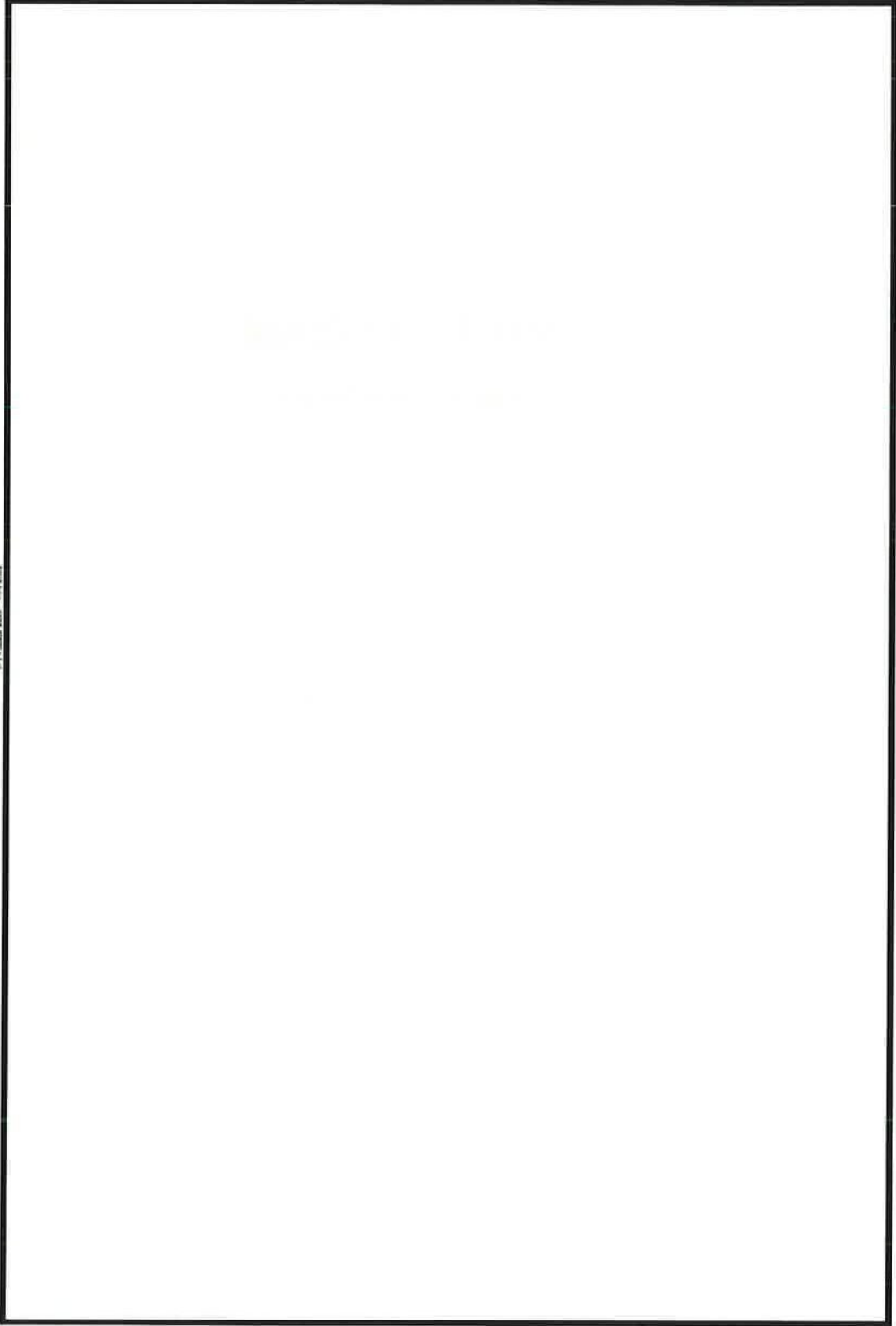
36. 第2固体廃棄物処理建屋 管理区域図 その7



添付 5 保全区域図

(第 1 1 0 条関連)

保全区域図



美浜発電所 添付 5-1/1

## 添付6 長期保守管理方針

(第120条の2関連)

3号炉 長期保守管理方針<sup>※1</sup>（始期：平成28年12月1日、適用期間：20年間）

No.	保守管理の項目	実施時期 <sup>※2</sup>
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	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. 2については、平成23年5月から平成29年9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28年12月1日からの5年間を「短期」、平成28年12月1日からの10年間を「中長期」、平成28年12月1日からの20年間を「長期」とする。

## 添付7 管理区域図

(第172条および第173条関連)

### 管理区域表示凡例

-  管理区域<sup>※1</sup>
-  汚染のおそれのない管理区域
-  管理区域設定・解除予定エリア

※1：第173条第1項（2）に該当する管理区域を示す。ただし、管理区域全体図については、汚染のおそれのない管理区域が含まれている場合がある。

添付4に同じ。

## 添付8 保全区域図

(第 1 7 7 条関連)



添付5に同じ。

## 添付資料

1. 原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更について
2. 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更
3. 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等の一部改正に伴う変更
4. 3号炉の安全保護系設定値の見直しに伴う変更について
5. 3号炉の安全保護回路デジタル化に伴う変更
6. 3号炉の炉内構造物取替に伴う変更
7. 3号炉の中央制御盤取替等に伴う変更
8. 実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準の一部改正に伴う変更

## 原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下、実用炉規則という。）の一部の改正について公布され（平成25年6月28日）、実用炉規則第92条（保安規定）の内容の一部追加及び実用発電用原子炉及びその付属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準（以下、審査基準という。）の改定等を踏まえ、原子炉施設保安規定（以下、保安規定という。）の変更を行う。

## ○ 実用炉規則第92条第1項第3号「発電用原子炉施設の品質保証」

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則の公布内容を踏まえ、見直しを行う。

具体的には、保安規定の第2条の2（安全文化の醸成）、第2条の3（関係法令および本規定の遵守）からそれぞれの活動を規定する社内標準を削除し、第3条（品質保証計画）において規定する社内標準で活動内容を規定する。その他、同技術基準に関する規則の内容を保安規定第3条（品質保証計画）に、新規に制定される社内標準を記録として追加するため第133条（記録）にそれぞれ反映した。

また、火災発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備等、新たに規定する事項について、作業手順書等の保安規定上の位置づけを明確にする。

具体的には、保安規定第3条（品質保証計画）において、新たに制定する火災防護通達の保安規定上の位置づけを規定する。

## ○ 実用炉規則第92条第1項第5号「発電用原子炉主任技術者の職務の範囲、保安監督の権限、組織上の位置づけ」

実用炉規則第95条第1項の改正により、原子炉ごとに発電用原子炉主任技術者を選任するとともに、同第2項に定める実務経験を新たに規定する。また、重大事故等対処設備の設置及び体制の整備等に伴い、発電用原子炉主任技術者の職務を追加する。

具体的には、保安規定第9条（原子炉主任技術者の選任）において、原子炉ごとに選任すること及び必要な業務経験について定める。また、保安規定第10条（原子炉主任技術者の職務等）において、重大事故等対処設備が動作不能時における要求される代替措置の確認等を規定する。

## ○ 実用炉規則第92条第1項第8号「保安教育」

重大事故等対処設備の設置及び体制の整備等に伴い、従業員及び協力の従業員に対する保安教育を追加する。

具体的には、保安規定第131条（所員への保安教育）及び第132条（請負会社従業員への保安教育）において、非常の場合に講ずべき処置に関する教育について、教育内容の追加、受講対象者の拡大及び実施頻度を増加する。

- 実用炉規則第 9 2 条第 1 項第 9 号「発電用原子炉施設の運転」

重大事故等対処設備の設置及び体制の整備等に伴い、原子炉の運転に必要な運転員の増員、運転管理に係る社内規程類の追加、地震・火災等発生時に講ずべき措置の追加及び重大事故等対処設備に対して運転上の制限等を追加する。

具体的には、保安規定第 1 3 条（運転員等の確保）において、3号炉の重大事故等の対応を踏まえた必要な運転員の増員及び重大事故等の対応を行う要員を確保すること、保安規定第 1 5 条（運転管理に関する社内標準の作成）において、重大事故等発生時の体制の整備に係る社内標準等の追加、保安規定第 1 8 条の 3（その他自然災害発生時の体制の整備）において、その他自然災害発生時の体制の整備を新たに規定、保安規定第 1 8 条の 4（資機材等の整備）において、3号炉の資機材等の整備を新たに規定並びに保安規定第 8 5 条（重大事故等対処設備）において、3号炉の重大事故等対処設備に関する運転上の制限を新たに規定する。
- 実用炉規則第 9 2 条第 1 項第 1 1 号「発電用原子炉施設の運転の安全審査」

重大事故等対処設備の設置及び体制の整備等に伴い、発電用原子炉施設の保安運営に関する審議事項を追加する。

具体的には、保安規定第 8 条（原子力発電安全運営委員会）において、重大事故等発生時の体制の整備等に係る社内標準の制定及び改正について、原子力発電安全運営委員会の審議事項として規定する。
- 実用炉規則第 9 2 条第 1 項第 1 6 号「発電用原子炉施設の巡視及び点検」

実用炉規則第 8 0 条の改正により、巡視範囲及び巡視を行う者が見直されたことから、保安規定における巡視を行う者の適正化を図る。

具体的には、保安規定第 1 4 条（巡視点検）において、系統より切離されている施設の巡視について新たに規定する。
- 実用炉規則第 9 2 条第 1 項第 1 9 号「非常の場合に講ずべき措置」

重大事故等対処設備の設置及び体制の整備等に伴い、緊急時の体制、通報経路及び通報に関して、運用の明確化を行う。

具体的には、保安規定第 1 2 1 条（原子力防災組織）において、原子力防災組織図の追加、並びに保安規定第 1 2 4 条（通報経路）、第 1 2 6 条（通報）及び第 1 2 7 条（原子力防災体制等の発令）において、警戒事象発生時の対応を記載する。
- 実用炉規則第 9 2 条第 1 項第 2 0 号及び実用炉規則第 8 3 条「火災発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備」

火災発生時における発電用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、発電用原子炉施設の保全のための活動の計画、要員の配置、要員の訓練、資機材の確保、可燃物管理及びこれらの活動の評価を新たに規定する。

具体的には、保安規定第 1 8 条（火災発生時の体制の整備）において火災発生時における内容を規定する。
- 実用炉規則第 9 2 条第 1 項第 2 1 号及び実用炉規則第 8 4 条「内部溢水発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備」

内部溢水発生時における発電用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、発電用原子炉施設の保全のための活動の計画、要員の配置、要員の訓練、資機材の確保及びこれらの活動の評価を新たに規定する。

具体的には、保安規定第18条の2（内部溢水発生時の体制の整備）において、3号炉に対して、内部溢水発生時における内容を規定する。

- 実用炉規則第92条第1項第21号の2及び実用炉規則第84条の2「火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備」

火山影響等発生時における発電用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、発電用原子炉施設の保全のための活動の計画、要員の配置、要員の訓練、資機材の確保及びこれらの活動の評価を新たに規定する。

具体的には、保安規定第18条の2の2（火山影響等発生時の体制の整備）において、3号炉に対して、火山影響等発生時における内容を規定する。

- 実用炉規則第92条第1項第22号及び実用炉規則第85条「重大事故等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備」

重大事故等発生時における発電用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、発電用原子炉施設の保全のための活動の計画、要員の配置、要員の教育・訓練、資機材の確保、重大事故等発生時に対応するための手順の整備及びこれらの活動の評価を新たに規定する。

具体的には、保安規定第18条の5（重大事故等発生時の体制の整備）において、3号炉に対して、重大事故等発生時における内容を規定する。

- 実用炉規則第92条第1項第23号及び実用炉規則第86条「大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備」

大規模損壊発生時における発電用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、発電用原子炉施設の保全のための活動の計画、要員の配置、要員の教育・訓練、資機材の確保、大規模な火災が発生した場合等に対応するための手順の整備、及びこれらの活動の評価を新たに規定する。

具体的には、保安規定第18条の6（大規模損壊発生時の体制の整備）において、3号炉に対して、大規模損壊発生時における内容を規定する。

- 実用炉規則第92条第1項第24号、実用炉規則第67条「記録」

重大事故等対処設備の設置及び体制の整備等に伴い、運転記録の項目を新たに追加する。

具体的には、保安規定第133条（記録）において、3号炉に対して、再結合装置内の温度を記録として作成し、保存することを規定する。

以上

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更

平成29年12月14日に施行された実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則により、第92条第3項第18号の2において、火山影響等発生時の体制の整備が新たに求められたことから、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に関連する以下の保安規定条文の変更を行う。

- ・第153条（電源機能喪失時等の体制の整備）

以 上

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等  
の一部改正に伴う変更

炉心の著しい損傷が発生した場合において改正後の規則等では、原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合の設備として、アニュラス空気再循環設備等を設置することが要求された。

これらに対応するため、原子炉制御室の居住性を確保するための対応に関連する以下の保安規定条文の変更を行う。

- ・第 85 条（重大事故等対処設備）
- ・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)

放射性物質を含む液体があふれ出る事象について、従前は容器又は配管の破損としていたものを、改正後の規則等<sup>\*</sup>では想定する事象を破損に限定しないこととし、溢水源について容器、配管に加え、その他の設備として次に掲げる設備を含むことが明示され、溢水源として考慮すべき事象や設備の範囲が拡張された。

- ・ポンプ、弁
- ・使用済燃料貯蔵ピット
- ・サイトバンカ貯蔵プール
- ・原子炉ウェル
- ・原子炉キャビティ(チャンネルを含む。)

これらに対応するため、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合の対応に関連する以下の保安規定条文の変更を行う。

- ・添付 2（火災、内部溢水、火山影響等および自然災害発生時の対応に係る実施基準）

以 上

## 3号炉の安全保護系設定値の見直しに伴う変更について

3号炉の安全保護系設定値の工認記載値については、最新プラントの考え方「安全上保護すべき値（安全解析使用値など）に安全余裕を考慮した値」としている。

一方、保安規定記載値については、前述の考え方ではなく、「安全上保護すべき値（安全解析使用値など）に安全上の余裕及び実設備の計器誤差を考慮した値」としているため、最新の考え方に合わせて見直しを行う。

これらに対応するため、安全保護系設定値の見直しに関連する以下の保安規定条文の変更を行う。

- ・ 第34条 （計測および制御設備）
- ・ 第35条 （DNB比）
- ・ 第43条 （加圧器）

以 上



### 3号炉の安全保護回路デジタル化に伴う変更について

安全保護回路のデジタル化に伴い、原子炉保護系計装のインターロック（P-13）及び工学的安全施設等作動計装のインターロック（P-11）について設定値に付されている誤差の記載を削除する。

これらに対応するため、安全保護回路デジタル化に関連する以下の保安規定条文の変更を行う。

- ・第34条（計測および制御設備）

以 上

### 3号炉の炉内構造物取替に伴う変更

3号炉の炉内構造物取替に伴い、出力運転中に、安全上必要なほう酸水量（最大反応度価値の制御棒クラスタ1本が挿入不能の場合でも、原子炉を高温停止から低温停止に移行可能とするほう酸水量）が変更となるため、ほう酸タンクのほう酸水量制限値を変更する。

これに対応するため、炉内構造物取替に関連する以下の保安規定条文の変更を行う。

- ・第28条（化学堆積制御系（ほう酸濃縮機能））

以 上

### 3号炉の中央制御盤取替等に伴う変更

3号炉の中央制御盤については、保守性向上等の理由により、中央制御盤全体を最新のデジタル式の中央制御盤に取り替えに伴い、規定する内容の変更を実施する。また、事故時監視計器及び中央制御室外原子炉停止装置の設備更新に伴う記載内容の変更を実施する。

これらに対応するため、中央制御盤取替等に関連する以下の保安規定条文の変更を行う。

- ・第25条 (制御棒位置指示)
- ・第29条 (原子炉熱出力)
- ・第34条 (計測および制御設備)
- ・第46条 (低温過加圧防護)

以 上

実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の  
審査基準の一部改正に伴う変更

実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準の一部改正（2019年10月2日改正）のうち、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員に対する教育及び訓練に関する改正内容を反映する。

これらに対応するため、教育及び訓練に関連する以下の保安規定条文の変更を行う。

- ・ 第13条（運転員等の確保）
- ・ 第18条の5（重大事故等発生時の体制の整備）
- ・ 第18条の6（大規模損壊発生時の体制の整備）
- ・ 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)

以 上