Ⅲ　特定原子力施設の保安

Ⅲ　特定原子力施設の保安

東北地方太平洋沖地震に伴う事故前の福島第一原子力発電所においては，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３７条第１項及び実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則第１６条に基づき，原子炉施設の運転管理，保守管理，放射性廃棄物管理，放射線管理，緊急時の措置（関係機関への通報連絡や医療に関することを含む。）及び保安教育（協力企業従業員への保安教育含む。）等の保安のために必要な措置を「福島第一原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。)」の第１章～第１１章に定め，保安規定に基づき保安活動を実施していた。また，事故後においては，「福島第一原子力発電所第１～４号機に対する「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係る報告書（その１～その３)」に基づき，事故後に設置した原子炉圧力容器・格納容器注水設備等の運転管理，保守管理，放射性廃棄物管理及び放射線管理等の保安のために必要な措置を保安規定における第１２章として新たに定め，保安規定に基づき保安活動を実施している。

以上を踏まえ，「Ⅲ　特定原子力施設の保安」においては，「Ⅱ　特定原子力施設の設計，設備」について措置を講ずべき事項の適切かつ確実な実施を確保し，かつ，作業員及び敷地内外の安全を確保するため，現行保安規定第１章～第１２章に定める保安のために必要な措置に，「Ⅱ　特定原子力施設の設計，設備」及び現在の福島第一原子力発電所における運用の実態を適切に反映し，特定原子力施設の保安のために措置を講ずべき事項として定めることとする。

第１編

（１号炉，２号炉，３号炉及び４号炉に係る保安措置）

第１章　総　　則

（目的）

第１条

この規定第１編は，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６４条の３第１項の規定に基づき，福島第一原子力発電所１号炉，２号炉，３号炉及び４号炉に係る原子炉施設（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（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。）又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２条

発電所における保安活動は，安全文化を基礎とし，放射線及び放射性物質の放出による従業員及び公衆の被ばくを，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。

（関係法令及び保安規定の遵守）

第２条の２

社長は，第２条に係る保安活動を実施するにあたり，関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるよう，基本方針を定めるとともに，必要に応じて基本方針の見直しを行う。

２．原子力・立地本部長及び原子力品質監査部長は，関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるようにするため，「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め，これに基づき次の事項を実施する。

（１）第１項の基本方針に基づき，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画を年度毎に策定する。

（２）第３項の関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動状況を評価し，その結果を社長に報告し，必要に応じて指示を受ける。

（３）（２）の活動状況の評価結果及び指示を，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画に反映する。

３．第４条の組織は，第２項（１）の活動計画に基づき，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動を実施する。

（安全文化の醸成）

第２条の３

社長は，第２条に係る保安活動を実施するにあたり，安全を最優先にするため，安全文化醸成の基本方針を定めるとともに，必要に応じて基本方針の見直しを行う。

２．原子力・立地本部長及び原子力品質監査部長は，安全文化を醸成するため，「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め，これに基づき次の事項を実施する。

（１）第１項の基本方針に基づき，安全文化の醸成のための活動計画を年度毎に策定する。

（２）第３項の安全文化の醸成のための活動状況を評価し，その結果を社長に報告し，必要に応じて指示を受ける。

（３）（２）の活動状況の評価結果及び指示を，安全文化の醸成のための活動計画に反映する。

３．第４条の組織は，第２項（１）の活動計画に基づき，安全文化の醸成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。

【品質保証計画】

1. 目的

本品質保証計画は，福島第一原子力発電所（以下「発電所」という。）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。）に従って，発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステム（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. 用語の定義

以下を除き JEAC4111 の定義に従う。

原子力発電施設：原子力発電所を構成する構築物，系統及び機器等の総称

原子力施設情報公開ライブラリー:原子力施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより，事故及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。)

BWR 事業者協議会：国内 BWR プラントの安全性及び信頼性を向上させるために，電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し，必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。(以下，本条において同じ。)

4. 品質マネジメントシステム

4.1 一般要求事項

(1) 第４条（保安に関する組織）に定める組織（以下「組織」という。）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，かつ，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) 組織は，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及びそれらの組織への適用を「Z-21 原子力品質保証規程」に定める。

b) これらのプロセスの順序及び相互関係を図１のとおりとする。

c) これらのプロセスの運用及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及び方法を明確にする。

d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。

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。

(3) 組織は，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。）に基づく重要性を基本として，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グレード分けを行う。また，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必要に応じて以下の事項を考慮する。

a) プロセス及び原子力発電施設の複雑性，独自性，又は斬新性の程度

b) プロセス及び原子力発電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) 検査又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) 作業又は製造プロセス，要員，要領，及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度

e) 運転開始後の原子力発電施設に対する保守，供用期間中検査及び取替えの難易度

(4) 組織は，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) 組織は，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決めた場合には，「7.4 調達」に従ってアウトソースしたプロセスの管理を確実にする。

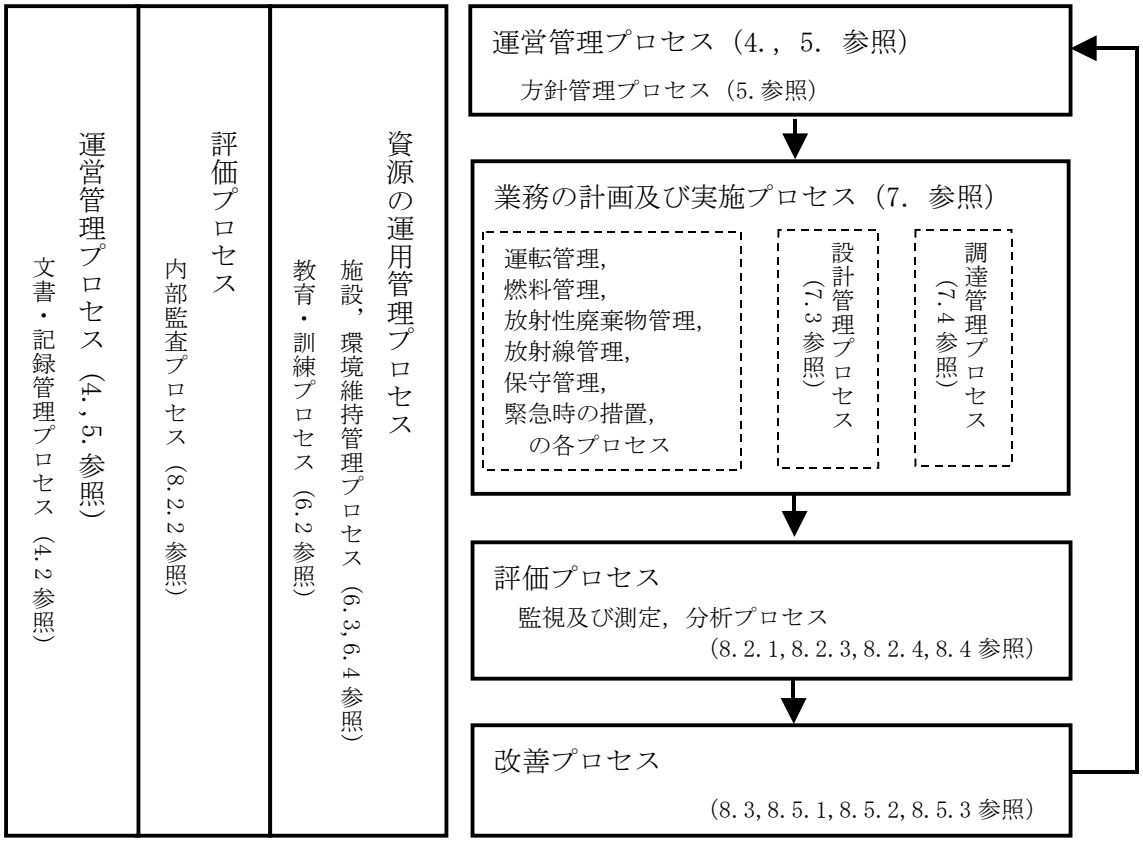


図１．品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

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として以下の事項を含める。また，これらの文書体系を図２に，各マニュアルと各条文の関連を c)及び d)の表に示す。なお，記録は適正に作成する。

a) 文書化した，品質方針及び品質目標の表明

b) 以下の品質マニュアル

①本品質保証計画，②原子力品質保証規程（Z-21）

c) JEAC4111 が要求する“文書化された手順”である以下の文書及び記録

第3条の関連条項	原子力品質保証規程の関連条項	名　　称	文書番号	管理箇所
4.2，7.2.2，8.3，8.5.1，8.5.2，8.5.3	4.2，7.2.2，8.3，8.5.1，8.5.2，8.5.3	福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル	FS-57	福島第一対策プロジェクトチーム
8.2.2，8.5.1	8.2.2，8.5.1	原子力品質監査基本マニュアル	NA-19	原子力品質監査部

d)組織内のプロセスの効果的な計画，運用及び管理を確実に実施するために，必要と決定した記録を含む文書

①以下の文書

第3条の関連条項	原子力品質保証規程の関連条項	名　　称	文書番号	管理箇所	第3条以降の関連条文
5.5.3	5.5.3	原子炉主任技術者職務運用マニュアル	NM-24-1	原子力運営管理部	第9条
6.2，8.3	6.2，8.3	運転員の確保マニュアル	NM-51-1	原子力運営管理部	第11条，第16条
6.2.2，6.3，6.4，7.1，7.2.1，7.5，8.3	6.2.2，6.3，6.4，7.1，7.2.1，7.5，8.3	原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル	FS-57・CP-001	冷却設備部	第11条，第12条，第15条～第20条，第22条，第23条，第25条，第68条，第81条
		高レベル放射性滞留水処理関連設備の運転・保守管理マニュアル	FS-57・WT-001	水処理設備部	第11条，第12条，第15条，第16条，第26条，第27条，第40条，第68条，第81条
7.1，7.2.1，7.5，8.3	7.1，7.2.1，7.5，8.3	状態管理マニュアル	NM-51-6	原子力運営管理部	第11条，第12条，第18条～第25条，第28条，第29条，第81条
		運転員の引継マニュアル	NM-51-4	原子力運営管理部	第14条，第33条，第81条
7.1，7.2.1，7.5	7.1，7.2.1，7.5	地震後の対応マニュアル	NM-51-12	原子力運営管理部	第15条
6.2.2，6.3，6.4，7.1，7.2.1，7.5，8.3	6.2.2，6.3，6.4，7.1，7.2.1，7.5，8.3	電気設備の保守管理マニュアル	FS-57・PI-001	電気・通信基盤部	第15条，第16条，第68条，第81条
6.3，6.4，7.1，7.2.1，7.5，8.3	6.3，6.4，7.1，7.2.1，7.5，8.3	使用済燃料共用プール設備の運用・保守管理マニュアル	FS-57・ME-001	機械設備部	第15条，第16条，第21条，第68条，第81条
		免震重要棟電気設備保守管理要領	NE-55-7・1F-B1-001	建築部	第15条，第29条，第68条，第81条
6.2.2，7.1，7.2.1，7.5	6.2.2，7.1，7.2.1，7.5	福島第一原子力発電所　防火管理要領	NM-51-17・1F-S1-001	防災安全部	第15条，第16条
7.1，7.2.1，7.5，8.3	7.1，7.2.1，7.5，8.3	定例試験マニュアル	NM-51-14	原子力運営管理部	第16条，第18条，第23条，第25条
6.3，6.4，7.1，7.2.1，7.5，8.3	6.3，6.4，7.1，7.2.1，7.5，8.3	計装・通信設備の保守管理マニュアル	FS-57・PI-002	電気・通信基盤部	第18条，第20条，第22条，第24条，第25条，第27条，第68条，第81条
7.1，7.2.1，7.5，8.3	7.1，7.2.1，7.5，8.3	運転操作マニュアル	NM-51-5	原子力運営管理部	第18条，第20条～第23条，第25条，第28条，第29条

第3条 の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名　　称	文書番号	管理箇所	第3条以降の 関連条文
7.1，7.2.1， 7.5	7.1，7.2.1， 7.5	水質管理マニュアル	NM-51-30	原子力運営管理部	第23条
7.1，7.2.1， 7.5	7.1，7.2.1， 7.5	燃料管理基本マニュアル	NM-52	原子力運営管理部	第12条，第34条～ 第37条，第81条
7.1，7.2.1， 7.5	7.1，7.2.1， 7.5	放射性廃棄物管理基本マニュアル	NM-54	原子力運営管理部	第38条，第41条
6.4，7.1， 7.2.1，7.5， 8.3	6.4，7.1， 7.2.1，7.5， 8.3	福島第一原子力発電所瓦礫等管理マニュアル	FS-57・ RE-002	放射線・環境部	第39条
7.1，7.2.1， 7.5	7.1，7.2.1， 7.5	気体の廃棄物の管理マニュアル	FS-57・ RE-001	放射線・環境部	第42条，第43条， 第81条
6.2.2，6.4， 7.1，7.2.1， 7.5，8.3	6.2.2，6.4， 7.1，7.2.1， 7.5，8.3	福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル	NM-58	原子力運営管理部	第45条～第57条， 第59条～第67条
7.1，7.2.1， 7.5	7.1，7.2.1， 7.5	福島第一原子力発電所立入者登録管理マニュアル	NK-58-1	原子力・立地業務部	第52条，第53条
		福島第一原子力発電所線量管理マニュアル	NK-58-2	原子力・立地業務部	第58条，第81条
7.1，7.2.1， 7.5，8.3	7.1，7.2.1， 7.5，8.3	作業管理マニュアル	NQ-51-8	原子力品質・安全部	第68条
~~7.1，7.2.1， 7.5~~	~~7.1，7.2.1， 7.5~~	~~保守管理基本マニュアル~~	~~NM-55~~	~~原子力運営管理部~~	~~第68条~~
6.2	6.2	福島第一安定化センター保安教育マニュアル	FS-57・ SM-001	福島原子力人材開発センター	第79条～第81条
5.5.3，8.3	5.5.3，8.3	トラブル等の報告マニュアル	NM-51-11	原子力運営管理部	第81条，第82条
7.4	7.4	原子燃料調達基本マニュアル	NC-15	原子燃料サイクル部	－

②要領，要項，手引等の手順書

③部門作成文書

④外部文書

⑤上記①②③④で規定する記録

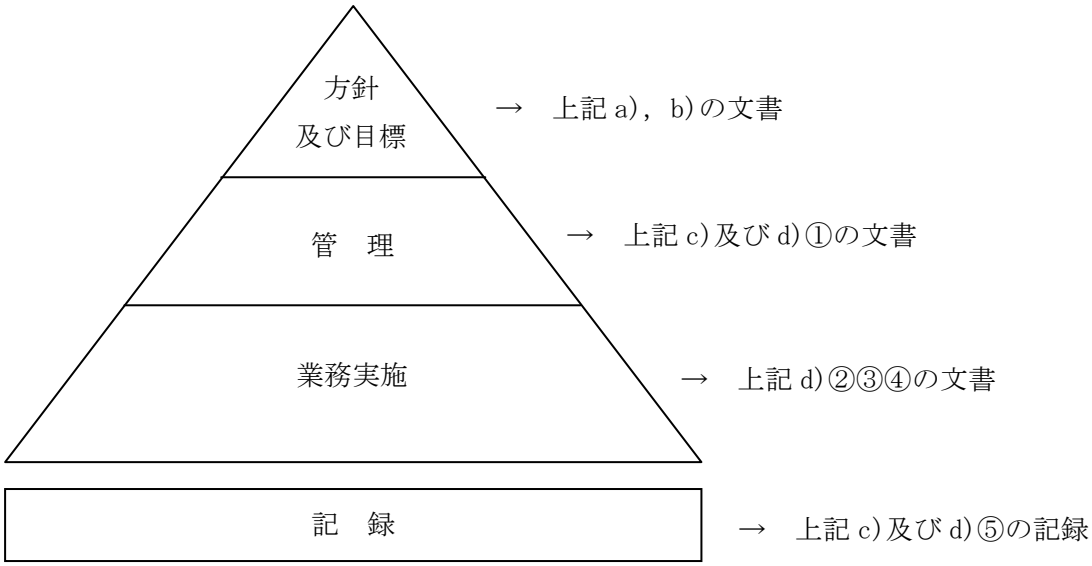


図２．品質マネジメントシステム文書体系図

4.2.2 品質マニュアル

組織は，品質マニュアルとして本品質保証計画を含む「Z-21 原子力品質保証規程」を作成し，維持する。制定・改訂権限者は社長とする。

4.2.3 文書管理

(1) 組織は，品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために，「 FS-57 福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に基づき，保安規定上の位置付けを明確にするとともに，保安活動の重要度に応じて管理する。また，記録は，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「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に規定する。

a) 発行前に，適切かどうかの観点から文書を承認する。

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) 文書の変更の識別及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及び運用のために組織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) 組織は，要求事項への適合及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された記録を管理する。

(2) 記録の識別，保管，保護，検索，保管期間及び廃棄に関して必要な管理を「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に規定する。

(3) 記録は，読みやすく，容易に識別可能かつ検索可能であるようにする。

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及び実施，並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組織内に周知する。

b) 品質方針を設定する。

c) 品質目標が設定されることを確実にする。

d) マネジメントレビューを実施する。

e) 資源が使用できることを確実にする。

5.2 原子力安全の重視

社長は，原子力安全を最優先に位置付け，業務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 及び 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) 東京電力の経営理念に対して適切である。

b) 要求事項への適合及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) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。

d) 組織全体に伝達され，理解される。

e) 適切性の持続のためにレビューされる。

5.4 計画

5.4.1 品質目標

(1) 社長は，組織内のしかるべき部門及び階層で，業務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)を設定することを確実にするために，「FS-57 福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」を定めさせる。

(2) 品質目標は，その達成度が判定可能で，品質方針との整合がとれていること。

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，整合性が取れるよう管理する。

5.5 責任，権限及びコミュニケーション

5.5.1 責任及び権限

社長は，全社規程である「Z-10 職制および職務権限規程」を踏まえ，保安活動を実施するための責任及び権限が第５条（保安に関する職務）及び第９条（主任技術者の職務等）に定められ，組織全体に周知されていることを確実にする。また，社長は第４条（保安に関する組織）に定める組織以外の全社組織による，「Z-10 職制および職務権限規程」に基づく保安活動への支援を確実にする。

5.5.2 管理責任者

(1) 社長は，原子力品質監査部長及び原子力・立地本部長を管理責任者に任命し，与えられている他の責任とかかわりなく，次に示す責任及び権限を与える。

(2) 原子力品質監査部長の管理責任者としての責任及び権限

a) 内部監査プロセスを通じて，品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立，実施及び維持を確実にする。

b) 内部監査プロセスを通じて，品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について，社長に報告する。

c) 内部監査プロセスを通じて，組織全体にわたって，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) 原子力・立地本部長の管理責任者としての責任及び権限

a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス（内部監査プロセスを除く）の確立，実施及び維持を確実にする。

b) 品質マネジメントシステム（内部監査プロセスを除く）の成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について，社長に報告する。

c) 組織全体（原子力品質監査部除く）にわたって，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 内部コミュニケーション

社長は，組織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，マネジメントレビューや原子力発電保安委員会等を通じて，品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを確実にする。

5.6 マネジメントレビュー

5.6.1 一般

(1) 社長は，組織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，「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に基づき，品質マネジメントシステムをレビューする。なお，必要に応じて随時実施する。

(2) このレビューでは，品質マネジメントシステムの改善の機会の評価，並びに品質方針及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。

(3) マネジメントレビューの結果の記録を維持する（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，次の情報を含む。

a) 監査の結果

b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方

c) プロセスの成果を含む実施状況並びに検査及び試験の結果

d) 予防処置及び是正処置の状況

e) 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

f) 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

g) 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

(1) 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及び処置すべてを含める。

a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善

b) 業務の計画及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

組織は，人的資源，原子力発電施設，作業環境を含め，原子力安全に必要な資源を提供する。

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，技能及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・訓練及び認識

組織は，次の事項を「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に従って実施する。

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) 該当する場合には（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，又は他の処置をとる。

c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。

d) 組織の要員が，自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し，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，技能及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 原子力発電施設

組織は，原子力安全の達成のために必要な原子力発電施設を「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に基づき明確にし，維持管理する。

6.4 作業環境

組織は，放射線に関する作業環境を基本とし，異物管理や火気管理等の作業安全に関する作業環境を含め，原子力安全の達成のために必要な作業環境を関連するマニュアル等にて明確にし，運営管理する。

7. 業務の計画及び実施

7.1 業務の計画

(1) 組織は，保安活動に必要な業務のプロセスを計画し，4.2.1d)で定めるマニュアル及び「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に定める。また，4.2.1d)で定めるマニュアル及び「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に基づき，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) 組織は，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。

a) 業務に対する品質目標及び要求事項

b) 業務に特有な，プロセス及び文書の確立の必要性，並びに資源の提供の必要性

c) その業務のための検証，妥当性確認，監視，測定，検査及び試験活動，並びにこれらの合否判定基準

d) 業務のプロセス及びその結果が，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) この業務の計画のアウトプットは，組織の運営方法に適した形式にする。

7.2 業務に対する要求事項に関するプロセス

7.2.1 業務に対する要求事項の明確化

組織は，次の事項を「業務の計画」（7.1参照）において明確にする。

a) 業務に適用される法令・規制要求事項

b) 明示されてはいないが，業務に不可欠な要求事項

c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて

7.2.2 業務に対する要求事項のレビュー

(1) 組織は，「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に基づき業務に対する要求事項をレビューする。このレビューは，業務を行う前に実施する。

(2) レビューでは，次の事項を確実にする。

a) 業務に対する要求事項が定められている。

b) 業務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) 組織が，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，及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) 業務に対する要求事項が書面で示されない場合には，組織はその要求事項を適用する前に確認する。

(5) 業務に対する要求事項が変更された場合には，組織は，関連する文書を修正する。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

組織は，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「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」にて明確にし，実施する。

7.3 設計・開発

組織は，原子力発電施設を対象として，「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に基づき設計・開発の管理を実施する。

7.3.1 設計・開発の計画

(1) 組織は，原子力発電施設の設計・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，組織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，検証及び妥当性確認
c) 設計・開発に関する責任及び権限

(3) 組織は，効果的なコミュニケーション及び責任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) 原子力発電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) 機能及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) 原子力発電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する。要求事項は，漏れがなく，あいまい（曖昧）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，業務の実施に対して適切な情報を提供する。
c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか，又はそれを参照している。
d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子力発電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を含める。このレビューの結果の記録，及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，及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，原設計者以外の者又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力発電施設が，指定された用途又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，原子力発電施設の使用前に，妥当性確認を完了する。

(3) 妥当性確認の結果の記録，及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，検証及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，当該の原子力発電施設を構成する要素及び関連する原子力発電施設に及ぼす影響の評価を含める。

(4) 変更のレビューの結果の記録，及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

組織は，「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」及び「NC-15原子燃料調達基本マニュアル」に基づき調達を実施する。

7.4.1 調達プロセス

(1) 組織は，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) 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は，調達製品が原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。

(3) 組織は，供給者が組織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，評価及び再評価の基準を定める。

(4) 評価の結果の記録，及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) 組織は，調達製品の調達後における，維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法を定める。

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，必要な場合には，次の事項のうち該当する事項を含める。

a) 製品，手順，プロセス及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

(2) 組織は，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。

7.4.3 調達製品の検証

(1) 組織は，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，必要な検査又はその他の活動を定めて，実施する。

(2) 組織が，供給者先で検証を実施することにした場合には，組織は，その検証の要領及び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中に明確にする。

7.5 業務の実施

7.5.1 業務の管理

組織は，「業務の計画」（7.1参照）に基づき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む。

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) 監視機器及び測定機器が利用でき，使用している。

e) 監視及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 業務に関するプロセスの妥当性確認

(1) 業務の過程で結果として生じるアウトプットが，それ以降の監視又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，組織は，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) 組織は，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及び承認のための明確な基準

b) 設備の承認及び要員の適格性確認

c) 所定の方法及び手順の適用

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 識別及びトレーサビリティ
(1) 必要な場合には，組織は，業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務を識別する。
(2) 組織は，業務の計画及び実施の全過程において，監視及び測定の要求事項に関連して，業務の状態を識別する。
(3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には，組織は，業務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 組織外の所有物
組織は，組織外の所有物について，それが組織の管理下にある間，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
組織は，関連するマニュアル等に基づき，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，保管及び保護を含める。保存は，取替品，予備品にも適用する。

7.6 監視機器及び測定機器の管理
(1) 業務に対する要求事項への適合性を実証するために，組織は，実施すべき監視及び測定並びに，そのために必要な監視機器及び測定機器を関連するマニュアル等に定める。
(2) 組織は，監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立し，関連するマニュアル等に定める。
(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，「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に基づき，次の事項を満たす。
a）定められた間隔又は使用前に，国際又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若しくは検証，又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には，校正又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，又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，保守及び保管において，損傷及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，組織は，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）。組織は，その機器，及び影響を受けた業務すべてに対して，適切な処置をとる。校正及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及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及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. 評価及び改善

8.1 一般

(1) 組織は，次の事項のために必要となる監視，測定，分析及び改善のプロセスを計画し，実施する。

a) 業務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，及びその使用の程度を決定することを含める。

8.2 監視及び測定

8.2.1 原子力安全の達成

組織は，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。この情報の入手及び使用の方法を「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に定める。

8.2.2 内部監査

(1) 組織は，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「NA-19 原子力品質監査基本マニュアル」に基づき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，及び組織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) 組織は，監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性，並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，頻度及び方法を規定する。監査員の選定及び監査の実施においては，監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。監査員は自らの業務を監査しない。

(3) 監査の計画及び実施，記録の作成及び結果の報告に関する責任，並びに要求事項を「NA-19 原子力品質監査基本マニュアル」に定める。
(4) 監査及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，検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく，必要な修正及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及び検証結果の報告を含める（8.5.2 参照）。

8.2.3 プロセスの監視及び測定

(1) 組織は，品質マネジメントシステムのプロセスの監視，及び適用可能な場合に行う測定には，「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に基づき，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，修正及び是正処置をとる。

8.2.4 検査及び試験

(1) 組織は，原子力発電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，「FS-57 福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に基づき，原子力発電施設を検査及び試験する。検査及び試験は，業務の計画（7.1 参照）に従って，適切な段階で実施する。検査及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) 検査及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）で決めた検査及び試験が完了するまでは，当該原子力発電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

(1) 組織は，業務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及びそれに関連する責任及び権限を「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に規定する。
(3) 該当する場合には，組織は，次の一つ又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，又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又は適用ができないような処置をとる。

d) 外部への引渡し後又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又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，及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) 組織は，原子炉施設の保安の向上を図る観点から，「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に定める公開基準に従い，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) 組織は，品質マネジメントシステムの適切性及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，「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に基づき，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，監視及び測定の結果から得られたデータ並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) 業務に対する要求事項への適合（8.2.3 及び 8.2.4 参照）

c) 予防処置の機会を得ることを含む，プロセス及び原子力発電施設の特性及び傾向（8.2.3 及び 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

組織は，品質方針，品質目標，監査結果，データの分析，是正処置，予防処置及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

(1) 組織は，再発防止のため，「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に基づき，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「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に規定する。

a) 不適合の内容確認

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) 必要な処置の決定及び実施
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

(1) 組織は，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及び他の施設から得られた知見（BWR 事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。）の活用を含め，「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に基づき，その原因を除去する処置を決める。

(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「FS-57　福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル」に規定する。

a) 起こり得る不適合及びその原因の特定
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) 必要な処置の決定及び実施
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

第３章　体制及び評価

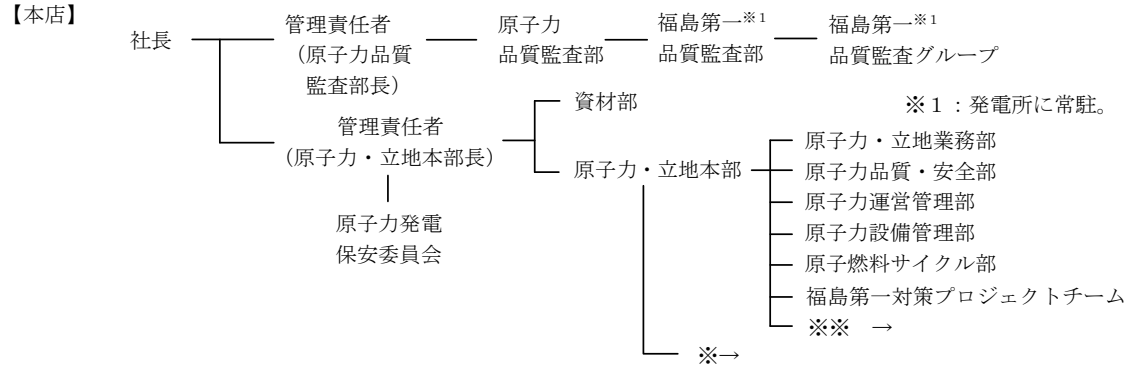
第１節　保安管理体制

（保安に関する組織）

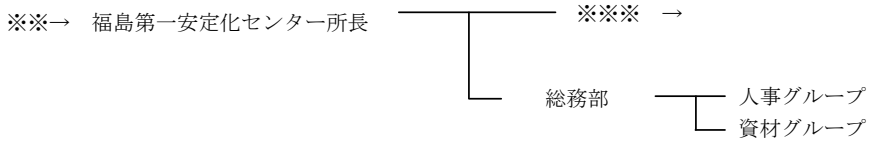
第４条

発電所の保安に関する組織は，図４のとおりとする。

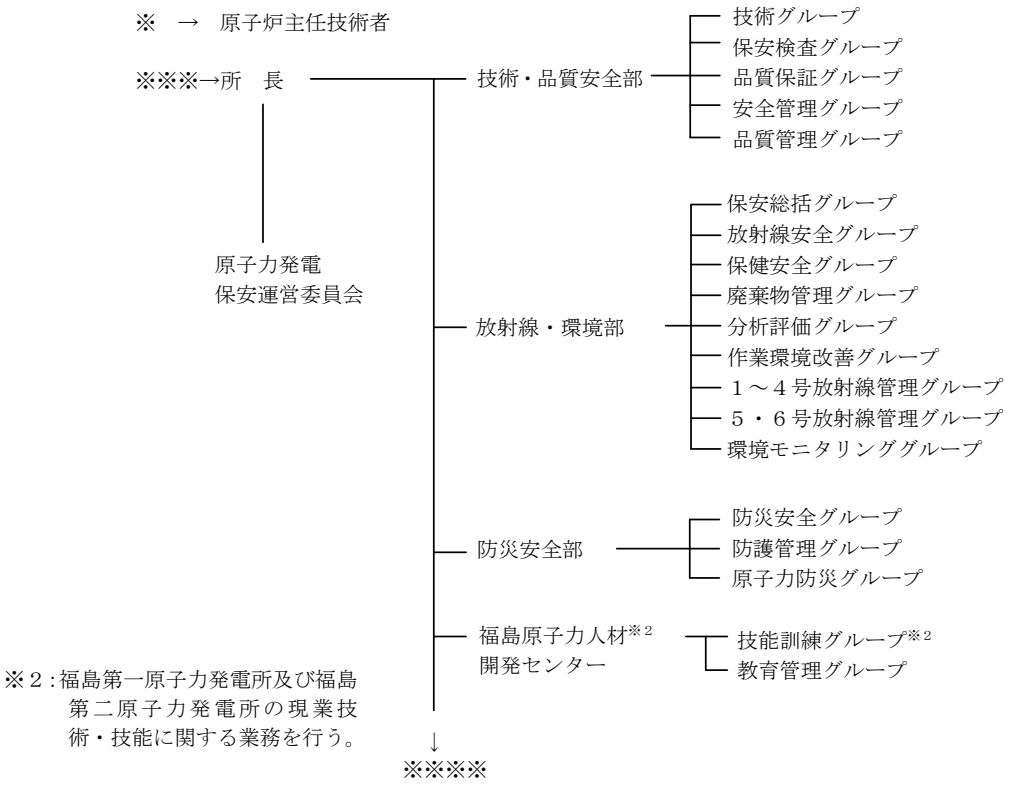
図４



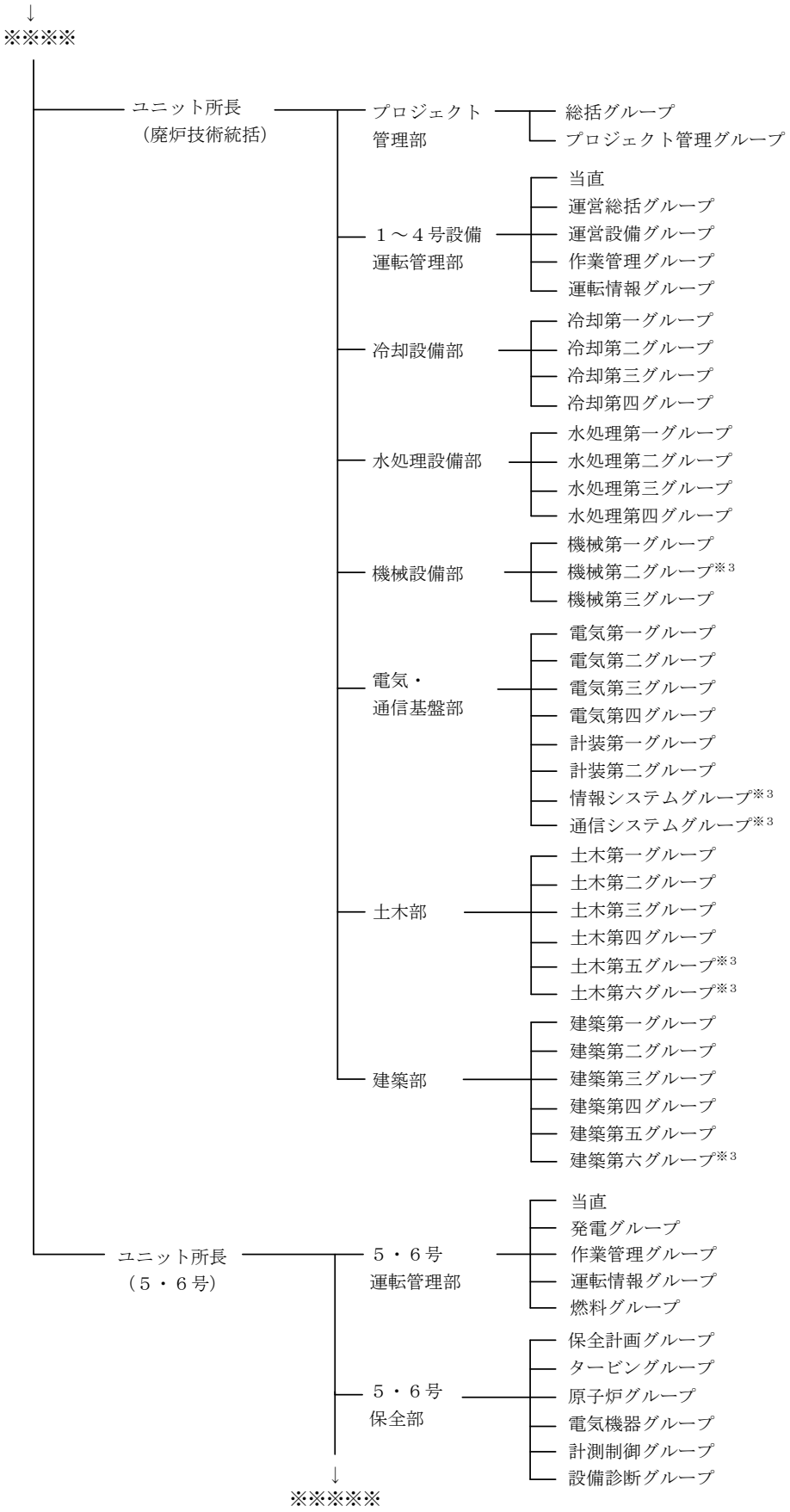
【福島第一安定化センター】

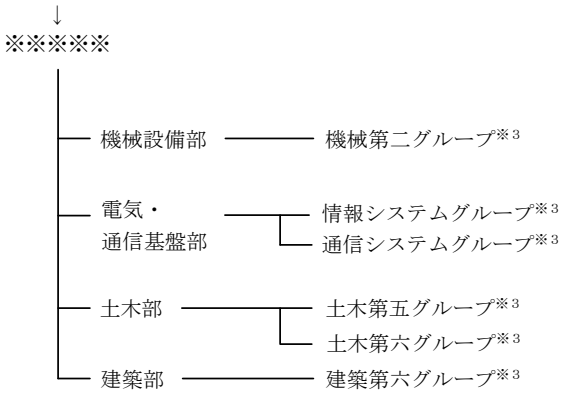


【福島第一原子力発電所】



※２:福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の現業技術・技能に関する業務を行う。


↓
※※※※
ユニット所長
（廃炉技術統括）
プロジェクト
管理部
総括グループ
プロジェクト管理グループ
１～４号設備
運転管理部
当直
運営総括グループ
運営設備グループ
作業管理グループ
運転情報グループ
冷却設備部
冷却第一グループ
冷却第二グループ
冷却第三グループ
冷却第四グループ
水処理設備部
水処理第一グループ
水処理第二グループ
水処理第三グループ
水処理第四グループ
機械設備部
機械第一グループ
機械第二グループ※3
機械第三グループ
電気・
通信基盤部
電気第一グループ
電気第二グループ
電気第三グループ
電気第四グループ
計装第一グループ
計装第二グループ
情報システムグループ※3
通信システムグループ※3
土木部
土木第一グループ
土木第二グループ
土木第三グループ
土木第四グループ
土木第五グループ※3
土木第六グループ※3
建築部
建築第一グループ
建築第二グループ
建築第三グループ
建築第四グループ
建築第五グループ
建築第六グループ※3
ユニット所長
（５・６号）
５・６号
運転管理部
当直
発電グループ
作業管理グループ
運転情報グループ
燃料グループ
５・６号
保全部
保全計画グループ
タービングループ
原子炉グループ
電気機器グループ
計測制御グループ
設備診断グループ
↓
※※※※※



※３：機械第二グループ，情報システムグループ，通信システムグループ，土木第五グループ，土木第六グループ及び建築第六グループは，それぞれ１グループで１～６号炉を所管する。

（保安に関する職務）

第５条

保安に関する職務のうち，本店組織の職務は次のとおり。

（１）社長は，トップマネジメントとして，管理責任者を指揮し，品質マネジメントシステムの構築，実施，維持，改善に関して，保安活動を統轄するとともに，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統轄する。また，保安に関する組織（原子炉主任技術者（以下「主任技術者」という。）を含む。）から適宜報告を求め，「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき，原子力安全を最優先し必要な指示を行う。

（２）原子力品質監査部長は，管理責任者として，品質保証活動に関わる監査を統括管理する。また，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（原子力品質監査部に限る。）。

（３）福島第一品質監査グループは，品質保証活動の監査を行う。

（４）原子力・立地本部長は，管理責任者として，資材部，原子力・立地業務部，原子力品質・安全部，原子力運営管理部，原子力設備管理部，原子燃料サイクル部，福島第一対策プロジェクトチーム，福島第一安定化センター（以下「安定化センター」という。）及び発電所の行う保安活動を統括管理する。また，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（原子力品質監査部を除く。）。

（５）資材部は，調達先の評価・選定に関する業務を行う。

（６）原子力・立地業務部は，管理責任者を補佐し，品質マネジメント推進及び要員の計画，管理，研修に関する業務を行う。

（７）原子力品質・安全部は，業務プロセスの改善・標準化及び安全管理に関する業務を行う。

（８）原子力運営管理部は，原子力発電所の運転及び保守に関する業務（原子力設備管理部所管業務を除く。）を行う。

（９）原子力設備管理部は，原子力発電設備の改良及び設計管理に関する業務を行う。

(10) 原子燃料サイクル部は，原子燃料の調達に関する業務を行う。

(11) 福島第一対策プロジェクトチームは，福島第一原子力発電所の中長期対策の計画策定，総括管理及び技術検討に関する業務並びに実施計画の策定及び見直しに関する業務を行う。

２．保安に関する職務のうち，安定化センター組織の職務（発電所所管業務を除く。）は次のとおり。

（１）福島第一安定化センター所長（以下，「安定化センター所長」という。）は，原子力・立地本部長を補佐し，福島第一原子力発電所の業務（福島第一対策プロジェクトチーム所管業務を除く。）を統括管理する。

（２）人事グループは，要員の計画に関する業務を行う。
（３）資材グループは，調達に関する業務を行う。
３．保安に関する職務のうち，発電所組織の職務（安定化センター所管業務を除く。）は次のとおり。
（１）所長は，原子力・立地本部長及び安定化センター所長を補佐し，発電所における保安に関する業務（福島第一対策プロジェクトチームが所管する業務を除く。）を統括管理し，その際には主任技術者の意見を尊重する。
（２）技術グループは，原子力技術の総括及び原子炉安全の総括（安全評価を含む。）に関する業務を行う。
（３）保安検査グループは，原子力保安検査に関する業務を行う。
（４）品質保証グループは，品質保証体系の総括に関する業務を行う。
（５）品質管理グループは，品質の管理に関する業務を行う。
（６）安全管理グループは，保安管理及び不適合管理に関する業務を行う。
（７）保安総括グループは，安全確保設備等（「安全確保設備等」の定義は第 10 条による。以下，本条において同じ）のうち，放射線管理の総括，放射線防護に係る装備品の管理及び計測器の管理に関する業務を行う。
（８）放射線安全グループは，安全確保設備等のうち，出入管理及び放射線防護教育に関する業務を行う。
（９）保健安全グループは，安全確保設備等のうち，個人線量管理，管理区域入域許可等の管理及び放射線従事者登録に関する業務を行う。
(10) 廃棄物管理グループは，安全確保設備等のうち，作業で発生した放射性固体廃棄物の管理及び固体廃棄物貯蔵庫管理に関する業務を行う。
(11) 分析評価グループは，安全確保設備等のうち，液体廃棄物の放出管理，１～４号水質管理及び分析・データ評価に関する業務を行う。
(12) 作業環境改善グループは，安全確保設備等のうち，構内施設（免震重要棟など）の放射線測定（１～４号放射線管理グループ及び５・６号放射線管理グループ所管業務を除く。）及び構内除染推進に関する業務を行う。
(13) １～４号放射線管理グループは，安全確保設備等の放射線管理に関する業務（分析評価グループ及び作業環境改善グループ所管業務を除く。）を行う。
(14) ５・６号放射線管理グループは，５号炉及び６号炉に係る放射線管理に関する業務(作業環境改善グループ所管業務を除く。)を行う。
(15) 環境モニタリンググループは，安全確保設備等のうち，発電所内外の陸域・海域のモニタリング及び１～４号炉気体廃棄物の放出測定に関する業務を行う。
(16) 防災安全グループは，防災安全の総括及び初期消火活動のための体制の整備に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
(17) 防護管理グループは，周辺監視区域及び保全区域の管理に関する業務並びに，安全

確保設備等の運用に関する業務を行う。

(18) 原子力防災グループは，原子力防災の総括及び緊急時対応の訓練計画・実施に関する業務を行う。

(19) 技能訓練グループは，現業技術・技能に関する業務を行う。

(20) 教育管理グループは，保安教育及びその他研修に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

(21) 総括グループは，安全確保設備等のうち，廃炉業務総括，要員管理及び予算・調達管理に関する業務を行う。

(22) プロジェクト管理グループは，安全確保設備等のうち，工程・レイアウト管理及びプロジェクト取り纏めに関する業務を行う。

(23) 当直（１～４号設備運転管理部）は，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運転，監視及び巡視点検に関する業務（運営設備グループ及び作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）所管業務を除く。）を行う。

(24) 運営総括グループは，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運営の総括及び手順書マニュアルに関する業務を行う。

(25) 運営設備グループは，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の管理用消耗品の管理，委託・工事管理及び設備管理並びに共用プールの運転，監視及び巡視点検に関する業務を行う。

(26) 作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）は，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運転に関する業務のうち，保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く）を行う。

(27) 運転情報グループ（１～４号設備運転管理部）は，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運転に関する業務の支援及び情報連絡に関する業務を行う。

(28) 冷却第一グループは，安全確保設備等のうち，原子炉注水設備及びほう酸水注入設備の保守管理並びに消防車の運用に関する業務を行う。

(29) 冷却第二グループは，安全確保設備等のうち，窒素ガス封入設備及び原子炉格納容器ガス管理設備の巡視点検，保守管理に関する業務を行う。

(30) 冷却第三グループは，安全確保設備等のうち，使用済燃料プール冷却設備の保守管理，消防車の運用，コンクリートポンプ車の運用，保守管理及び水貯蔵タンクの水質管理に関する業務を行う。

(31) 冷却第四グループは，安全確保設備等のうち，原子炉格納容器の内部調査，原子炉格納容器の補修及び所内共通ディーゼル発電設備（機械設備）の保守管理に関する業務を行う。

(32) 水処理第一グループは，安全確保設備等のうち，滞留水及びサブドレン水の水位管理，高レベル汚染水の移送に関する業務を行う。

(33) 水処理第二グループは，安全確保設備等のうち，汚染水処理装置の運用，保守管理に関する業務を行う。
(34) 水処理第三グループは，安全確保設備等のうち，放射性廃棄物の貯蔵に関する業務を行う。
(35) 水処理第四グループは，安全確保設備等のうち，多核種除去装置，地下水バイパス装置，~~及び~~サブドレン浄化装置及び吸引設備の運用並びに保守管理に関する業務を行う。
(36) 機械第一グループは，安全確保設備等のうち，他グループに属さない遠隔無人化装置の管理運営，建屋内除染・空気浄化等被ばく低減策の実施及び構内除染計画の取り纏めに関する業務を行う。
(37) 機械第二グループは，５号炉及び６号炉の廃棄物処理設備，廃棄物集中処理建屋内設備及びサイトバンカの保守管理に関する業務並びに安全確保設備等のうち，共用プール設備の保守管理に関する業務を行う。
(38) 機械第三グループは，原子炉建屋カバー・コンテナの工事及び燃料管理に関する業務（燃料グループ及び当直所管業務を除く。）並びに共用プール設備の復旧及び消防車の運用に関する業務を行う。
(39) 電気第一グループは，安全確保設備等のうち，電気・通信基盤部に関わる総括，電気各グループの調達及び所内電源（低圧）の強化並びに電源車の運用及び保守管理に関する業務を行う。
(40) 電気第二グループは，安全確保設備等のうち，大型プロジェクトに係る設備等で必要な電源設備に関する業務を行う。
(41) 電気第三グループは，安全確保設備等のうち，外部電源及び所内電源（高圧）の強化及び保守管理に関する業務を行う。
(42) 電気第四グループは，安全確保設備等のうち，所内電源（低圧），仮設電源及び大型プロジェクトに係る設備の保守管理に関する業務を行う。
(43) 計装第一グループは，安全確保設備等のうち，１号炉及び２号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。
(44) 計装第二グループは，安全確保設備等のうち，３号炉及び４号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。
(45) 情報システムグループは，情報システム設備の保守管理に関する業務を行う。
(46) 通信システムグループは，通信設備の保守管理に関する業務を行う。
(47) 土木第一グループは，安全確保設備等のうち，土木工事のプロジェクト管理及び生活基盤整備に関する業務を行う。
(48) 土木第二グループは，安全確保設備等のうち，地下水遮へい壁，港湾整備及び地下水バイパスに関する業務を行う。
(49) 土木第三グループは，安全確保設備等のうち，冷却水及び水処理廃棄物等の保管設

備に関する業務を行う。

(50) 土木第四グループは，安全確保設備等のうち，瓦礫・伐採木の保管，乾式キャスク仮保管施設及び敷地内除染に関する業務を行う。

(51) 土木第五グループは，津波対策（建築第三グループ所管業務を除く。）及び安全確保設備等のうち，１～４号炉土木設備内の滞留水に関する業務を行う。

(52) 土木第六グループは，５号炉及び６号炉に係る土木設備及び構内土木設備等の点検・保守に関する業務を行う。

(53) 建築第一グループは，安全確保設備等のうち，建築工事のプロジェクト管理及び３号炉原子炉建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。

(54) 建築第二グループは，安全確保設備等のうち，１号炉及び４号炉原子炉建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。

(55) 建築第三グループは，安全確保設備等のうち，建屋地下水対策，津波対策（土木第五グループ所管業務を除く。）及び建屋間止水対策に関する業務を行う。

(56) 建築第四グループは，安全確保設備等のうち，建屋内瓦礫運搬及び建屋内除染（機械第一グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。

(57) 建築第五グループは，安全確保設備等のうち，運用補助共用施設及び敷地内における建物の保守管理に関する業務を行う。

(58) 建築第六グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち，各建屋及び免震重要棟の電気設備に関する業務を行う。

(59) 当直（５・６号運転管理部）は，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務（発電グループ及び作業管理グループ（５・６号運転管理部）所管業務を除く。）及び燃料取扱いに関する業務を行う。

(60) 発電グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運用管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。

(61) 作業管理グループ（５・６号運転管理部）は，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務のうち保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。

(62) 運転情報グループ（５・６号運転管理部）は，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務の支援，情報連絡に関する業務を行う。

(63) 燃料グループは，燃料の管理に関する業務（機械第三グループ及び当直所管業務を除く。）並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

(64) 保全計画グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の保守の総括に関する業務を行う。

(65) タービングループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうちタービン設備に係る保守管理に関する業務を行う。

（66）原子炉グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち原子炉設備に係る保守管理に関する業務を行う。
（67）電気機器グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち電気設備に係る保守管理に関する業務を行う。
（68）計測制御グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち計測制御設備に係る保守管理に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
（69）設備診断グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設及び安全確保設備等の設備診断（振動・赤外線等）及び点検結果の評価に関する業務を行う。

４．各職位は次のとおり，当該業務にあたる。

（１）本店各部長は，原子力・立地本部長を補佐し，第４条の定めのとおり，当該部が所管するグループの業務を統括管理する。
（２）安定化センター部長は，安定化センター所長を補佐し，第４条の定めのとおり，当該部が所管するグループの業務を統括管理する。
（３）安定化センター各グループマネージャー（以下「安定化センター各ＧＭ」という。）は，グループ員を指示・指導し，所管する業務を遂行するとともに，所管業務に基づき保安教育並びに記録及び報告を行う。
（４）ユニット所長（廃炉技術統括）は，所長を補佐し，第４条の定めのとおり，所管する各部の業務を統括管理する。
（５）ユニット所長（５・６号）は，所長を補佐し，第４条の定めのとおり，所管する各部の業務を統括管理する。
（６）発電所各部長（福島原子力人材開発センター所長を含む。）は，第４条の定めのとおり，当該部（福島原子力人材開発センターを含む。）が所管するグループの業務を統括管理する。
（７）発電所各グループマネージャー（以下「各ＧＭ」といい，当直長を含む。）は，グループ員（当直員を含む。）を指示・指導し，所管する業務を遂行するとともに，所管業務に基づき緊急時の措置，保安教育ならびに記録及び報告を行う。
（８）グループ員（当直員を含む。）は，ＧＭの指示・指導に従い，業務を遂行する。

（原子力発電保安委員会）

第６条

本店に原子力発電保安委員会（以下「保安委員会」という。）を設置する。

２．保安委員会は，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，あらかじめ保安委員会にて定めた事項は，原子力発電保安運営委員会にて審議し，確認する。

（１）実施計画の変更

（２）その他保安委員会で定めた審議事項

３．原子力・立地本部長を委員長とする。

４．保安委員会は，委員長，原子力・立地業務部長，原子力品質・安全部長，原子力運営管理部長，原子力設備管理部長，安定化センター所長，主任技術者に加え，ＧＭ以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。

５．委員長は，保安上重要な審議結果について，定期的に社長に報告する。

（原子力発電保安運営委員会）

第７条

発電所に原子力発電保安運営委員会（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，あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は，審議事項に該当しない。

（１）保安管理体制に関する事項

（２）運転管理に関する事項

（３）燃料管理に関する事項

（４）放射性廃棄物管理に関する事項

（５）放射線管理に関する事項

（６）保守管理に関する事項

（７）原子炉施設の改造に関する事項

（８）緊急時における運転操作に関する事項

（９）保安教育に関する事項

３．所長を委員長とする。

４．運営委員会は，委員長，技術・品質安全部長，主任技術者に加え，ＧＭ以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。

（原子炉主任技術者の選任）

第８条

原子力・立地本部長は，主任技術者及び代行者を，主任技術者免状を有する者から選任する。

２．主任技術者は原子炉毎に選任し，同一型式（沸騰水型）の原子炉では兼任させることができる。

３．主任技術者は，第９条に定める職務を専任する。

４．代行者の職位は，ＧＭ以上，所長付，安全品質担当，安全担当，運転技術担当，環境担当，技術総括担当，運転管理担当又は保全担当のいずれかとする。

５．主任技術者が職務を遂行できない場合は，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，改めて主任技術者を選任する。

（主任技術者の職務等）

第９条

主任技術者は，安全確保設備等の運用に関し保安の監督を誠実に行うことを任務とし，「NM-24-1 原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に基づき，次の職務を遂行する。

（１）安全確保設備等の運用に関し保安上必要な場合は，運用に従事する者へ指示する。

（２）表９－１に定める事項について，所長の承認※1に先立ち確認する。

（３）表９－２に定める各職位からの報告内容等を確認する。

（４）表９－３に定める記録の内容を確認する。

（５）第８２条第１項の報告を受けた場合は，自らの責任で確認した正確な情報に基づき，社長に直接報告する。

（６）保安の監督状況について，定期的に及び必要に応じて社長に直接報告する。

（７）その他，安全確保設備等の運用に関する保安の監督に必要な職務を行う。

２．安全確保設備等の運用に従事する者は，主任技術者がその保安のためにする指示に従う。

表９－１

条　　文	内　　容
第４５条（管理対象区域の設定及び解除）	第５項に定める建物等の内部における一時的な管理対象区域の設定及び解除
	第７項に定める管理対象区域の設定及び解除
第４６条（管理区域の設定及び解除）	第５項に定める一時的な管理区域の設定及び解除
	第７項に定める管理区域の設定及び解除
第７９条（所員及び安定化センター員への保安教育）	所員及び安定化センター員への保安教育実施計画
第８０条（協力企業従業員への保安教育）	協力企業従業員への保安教育実施計画

表９－２

条　　文	内　　容
第１５条（地震・火災等発生時の対応）	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果
第３１条（運転上の制限を満足しない場合）	運転上の制限を満足していないと判断した場合
	運転上の制限を満足していると判断した場合
第３２条（保全作業を実施する場合）	必要な安全措置
	運転上の制限外から復帰していると判断した場合
第８２条（報告）	運転上の制限を満足していないと判断した場合
	気体廃棄物について放出管理の目標値を超えて放出した場合
	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等量率等に異常が認められた場合
	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 19 条の 17 第 2 号から第 14 号に定める報告事象が生じた場合

表９－３

記　録　項　目
１．運転日誌
２．燃料管理に係る記録
３~~２~~．引継日誌
~~３．安全確保設備等で定める各設備等の巡視又は点検の結果~~ ４．放射線管理に係る記録
５~~４~~．放射性廃棄物管理に係る記録
６．安全確保設備等の巡視又は点検の結果
７~~５~~．保安教育の実施報告書

第４章　　運転管理

第１節　通則

（構成及び定義）

第１０条

第３節（第３０条から第３３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※1に要求される措置

※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ＧＭ※2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ＧＭ※2が判断した場合

※２：各ＧＭが不在で運転上の制限を満足していないと判断できない場合は，当直長※3が運転上の制限を満足していないと判断し，要求される措置を開始させる。

※３：本編における「当直長」とは，１／２／３／４号炉の当直長をいう。

２．用語の定義は，各条に特に定めがない場合は，次のとおりとする。

安全確保設備等	「東京電力株式会社福島第一原子力発電所に設置される特定原子力施設に対する『措置を講ずべき事項』に基づく『実施計画』の提出について」を受け，本実施計画「Ⅱ．１ 設計，設備について考慮すべき事項」に係る以下の設備等をいう。 （１）原子炉等の監視 （２）残留熱の除去 （３）原子炉格納施設雰囲気の監視等 （４）不活性雰囲気の維持 （５）燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理 （６）電源の確保 （７）電源喪失に対する設計上の考慮 （８）放射性固体廃棄物の処理・保管・管理 （９）放射性液体廃棄物の処理・保管・管理 （10）放射性気体廃棄物の処理・管理 （11）放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等 （12）作業者の被ばく線量の管理等 （13）緊急時対策
速やかに	第３節運転管理において「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※4準備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。

※４：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１１条

１～４号設備運転管理部長は，「NM-51-1 運転員の確保マニュアル」に基づき，安全確保設備等の運用※1にあたり原子炉の運転に必要な知識を有する者を確保する。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．各ＧＭは，安全確保設備等の運用にあたり，「FS-57・CP-001 原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル」及び「FS-57・WT-001 高レベル放射性滞留水処理関連設備の運転・保守管理マニュアル」に基づき，安全確保設備等の運用に必要な知識を有する者を確保する。なお，安全確保設備等の運用に必要な知識を有する者とは，「FS-57・CP-001 原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル」及び「FS-57・WT-001 高レベル放射性滞留水処理関連設備の運転・保守管理マニュアル」に基づき，各ＧＭが安全確保設備等の運用に関する力量の確認を行った者をいう。

３．１～４号設備運転管理部長は，「NM-51-1 運転員の確保マニュアル」に基づき，安全確保設備等の運用※1にあたって前項で定める者の中から，１班あたり表１１に定める人数の者をそろえ，５班以上編成した上で２交替勤務を行わせる。なお，特別な事情がある場合を除き，運転員は連続して 24 時間を超える勤務を行ってはならない。また，表１１に定める人数のうち，１名は当直長とし，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。

表１１

	１／２／３／４号炉
１班あたりの人数	６名以上

４．１～４号設備運転管理部長は，「NM-51-1 運転員の確保マニュアル」に基づき，当直長又は当直副長を常時免震重要棟に確保する。

※１：当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。なお，当直長は，「NM-51-6 状態管理マニュアル」に基づき，当直長以外の各ＧＭが業務を行うために連絡する必要があると判断した場合には，当直長以外の各ＧＭに連絡を行う。

（巡視点検）

第１２条

各ＧＭは，安全確保設備等について，表１２に定めるマニュアルに基づき，定期的に巡視又は点検を行う。

表１２

マニュアル名称	関連条文
FS-57・CP-001 原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル	第２５条
FS-57・WT-001 高レベル放射性滞留水処理関連設備の運転・保守管理マニュアル	第２６条，第２７条，第４０条
NM-51-6 状態管理マニュアル	第１８条～第２３条，第２８条，第２９条
NM-52 燃料管理基本マニュアル	第３６条

（マニュアルの作成）

第１３条

各ＧＭは，安全確保設備等について，次の各号に掲げる運転管理に関する事項のマニュアルを作成し，制定・改定にあたっては，発電所各部長以上の承認を得る。

（１）巡視点検に関する事項

（２）異常時の操作に関する事項

（３）警報発生時の措置に関する事項

（４）各設備の運転操作に関する事項

（５）定例試験に関する事項

（引　継）

第１４条

当直長は，その業務を次の当直長に引き継ぐにあたり，「NM-51-4 運転員の引継マニュアル」に基づき，運転日誌及び引継日誌を引き渡し，運転状況を申し送る。

（地震・火災等発生時の対応）

第１５条

各ＧＭは，地震・火災が発生した場合は，「NM-51-12 地震後の対応マニュアル」，「FS-57・CP-001 原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル」，「FS-57・WT-001 高レベル放射性滞留水処理関連設備の運転・保守管理マニュアル」，「FS-57・PI-001 電気設備の保守管理マニュアル」，「FS-57・ME-001 使用済燃料共用プール設備の運用・保守管理マニュアル」及び「NE-55-7・1F-B1-001 免震重要棟電気設備保守管理要領」に基づき，次の措置を講じるとともに，その結果を安定化センター所長，所長及び主任技術者に報告する。

（１）震度５弱以上の地震が観測※1された場合は，地震終了後に安全確保設備等の損傷の有無及び火災発生の有無を確認する。

（２）安全確保設備等に火災が発生した場合は，早期消火及び延焼防止に努め，鎮火後安全確保設備等の損傷の有無を確認する。

２．初期消火活動のための体制の整備として，「NM-51-17・1F-S1-001 福島第一原子力発電所 防火管理要領」に基づき，次の措置を講じる。

（１）防災安全ＧＭは，発電所から消防機関へ通報するため，通報設備を免震重要棟に設置する※2。

（２）防災安全ＧＭは，初期消火活動を行う要員として，１０名以上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）防災安全ＧＭは，初期消火活動を行うため，表１５に示す化学消防自動車及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）各ＧＭは，第１２条に定める巡視により，火災発生の有無を確認する。

（５）各ＧＭは，震度５弱以上の地震が観測※1された場合は，地震終了後発電所内※3の火災発生の有無を確認するとともに，その結果を所長及び主任技術者に報告する。

（６）防災安全ＧＭは，前各号に定める初期消火活動のための体制について，総合的な訓練及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１５

設備	数量
化学消防自動車※4	１台※5
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

３．各ＧＭは，山火事，台風，津波等の影響により，安全確保設備等に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は，１～４号設備運転管理部長に報告する。１～４号設

備運転管理部長は，安定化センター所長，所長，主任技術者及び各ＧＭに連絡するとともに，必要に応じて設備の健全性を維持するための措置について協議する。

※１：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。
※２：専用回線，通報設備が点検又は故障により使用不能となった場合を除く。ただし，点検後又は修復後は遅滞なく復旧させる。
※３：重要度分類指針におけるクラス１，２，３の機能を有する構築物，系統及び機器とする。
※４：４００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。
※５：化学消防自動車が，点検又は故障の場合には，※４に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車等をもって代用することができる。

（異常時のための措置）

第１６条

原子炉注水設備について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として，「FS-57・CP-001 原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル」及び「NM-51-17・1F-S1-001 福島第一原子力発電所 防火管理要領」に基づき，次の措置を講じる。

（１）冷却第一ＧＭ及び当直長は，原子炉注水設備について異常時の措置の活動を行うための訓練を，１年に１回以上実施する。

（２）防災安全ＧＭは，表１６－１に定める異常時の措置の活動を行うために必要な消防車を配備し，１ヶ月に１回点検を行う。

（３）冷却第一ＧＭは，異常時の措置の活動に必要な（２）以外のその他資機材を定め，配備する。

（４）冷却第一ＧＭは，表１６－１に示す消防車を操作するために必要な要員を確保する。

（５）冷却第一ＧＭは，（１），（３）及び（４）に定める事項について，当直長は，（１）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。

表１６－１

設　備	関連条文	台　数
消防車	第１８条	３台

２．使用済燃料プール循環冷却設備について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として，「FS-57・CP-001 原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル」及び「NM-51-17・1F-S1-001 福島第一原子力発電所 防火管理要領」に基づき，次の措置を講じる。

（１）冷却第三ＧＭは，使用済燃料プール循環冷却設備について異常時の措置の活動を行うための訓練を，１年に１回以上実施する。

（２）防災安全ＧＭは，表１６－２に定める異常時の措置の活動を行うために必要な消防車を配備し，１ヶ月に１回点検を行う。

（３）冷却第三ＧＭは，表１６－２に定める異常時の措置の活動を行うために必要なコンクリートポンプ車を配備し，１ヶ月に１回点検を行う。

（４）冷却第三ＧＭは，異常時の措置の活動に必要な（２）及び（３）以外のその他資機材を定め，配備する。

（５）冷却第三ＧＭは，表１６－２に示す消防車を操作するために必要な要員を確保する。

（６）冷却第三ＧＭは，表１６－２に示すコンクリートポンプ車を操作するために必要な要員を確保する。

（７）冷却第三ＧＭは，（１），（４），（５）及び（６）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。

表１６－２

設　備	関連条文	台　数
消防車	第２０条，第２２条	１台※1
コンクリートポンプ車	第２０条，第２２条	１台

※１：使用済燃料共用プール設備と共用

３．電気設備について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として，「FS-57・PI-001 電気設備の保守管理マニュアル」，「NM-51-14 定例試験マニュアル」及び「NM-51-1 運転員の確保マニュアル」に基づき，次の措置を講じる。

（１）電気第一ＧＭは，電気設備について異常時の措置の活動（電源車の使用）を行うための訓練を，１年に１回以上実施する。

（２）電気第一ＧＭは，表１６－３に定める異常時の措置の活動を行うために必要な電源車を配備し，１ヶ月に１回点検を行う。

（３）当直長は，表１６－３に定める異常時の措置の活動を行うために必要な所内共通ディーゼル発電機※2の動作確認を１ヶ月に１回行う。

（４）電気第一ＧＭは，異常時の措置の活動に必要な（２）以外のその他資機材を定め，配備する。

（５）電気第一ＧＭは，表１６－３に示す電源車を操作するために必要な要員を確保する。

（６）当直長は，表１６－３に示す所内共通ディーゼル発電機※2を操作するために必要な要員を確保する。

（７）電気第一ＧＭは，（１），（４）及び（５）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。

表１６－３

設　備	関連条文	台　数
電源車	第２８条	２台
所内共通 ディーゼル発電機※2	第２８条	１台

※２：「所内共通ディーゼル発電機」とは，所内共通ディーゼル発電機Ａ系（４号炉Ｂ系ディーゼル発電機）又は所内共通ディーゼル発電機Ｂ系（２号炉Ｂ系ディーゼル発電機）をいう。以下，第２８条において同じ。

４．使用済燃料共用プール設備について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として，「FS-57・ME-001 使用済燃料共用プール設備の運用・保守管理マニュアル」及び「NM-51-17・1F-S1-001 福島第一原子力発電所 防火管理要領」に基づき，次の措置を講じる。

（１）機械第三ＧＭは，使用済燃料共用プール設備について異常時の措置の活動を行うための訓練を，１年に１回以上実施する。

（２）防災安全ＧＭは，表１６－４に定める異常時の措置の活動を行うために必要な消防車を配備し，１ヶ月に１回点検を行う。

（３）機械第三ＧＭは，異常時の措置の活動に必要な（２）以外のその他資機材を定め，配備する。

（４）機械第三ＧＭは，表１６－４に示す消防車を操作するために必要な要員を確保する。

（５）機械第三ＧＭは，（１），（３）及び（４）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。

表１６－４

設　備	関連条文	台　数
消防車	第２１条	１台※３

※３：使用済燃料プール循環冷却設備と共用

５．多核種除去設備で発生した二次廃棄物※４を収納した容器について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として，「FS-57･WT-001 高レベル放射性滞留水処理関連設備の運転・保守管理マニュアル」に基づき，次の措置を講じる。

（１）水処理第四ＧＭは，多核種除去設備で発生した二次廃棄物※４を収納した容器について異常時の措置の活動を行うための訓練を，１年に１回以上実施する。

（２）水処理第四ＧＭは，表１６－５に定める異常時の措置の活動を行うために必要な吸引設備を配備し，１ヶ月に１回点検を行う。

（３）水処理第四ＧＭは，異常時の措置の活動に必要な（２）以外のその他資機材を定め，配備する。

（４）水処理第四ＧＭは，表１６－５に示す吸引設備を操作するために必要な要員を確保する。

（５）水処理第四ＧＭは，（１），（３）及び（４）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：「二次廃棄物」とは，沈殿処理生成物及び使用済吸着材をいう。以下，第４０条において同じ。

表１６－５

設　備	関連条文	台　数
吸引設備	第４０条	１台

第２節　運転上の留意事項

（水質管理）

第１７条

分析評価ＧＭは，「FS-57・CP-001 原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル」に基づき，使用済燃料プール水の導電率（40mS/m を超える場合は塩化物イオン濃度）及び pH を３ヶ月に１回確認し，その結果を冷却第三ＧＭに通知する。

２．分析評価ＧＭは，「FS-57・CP-001 原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル」に基づき，処理水バッファタンク水の導電率（40mS/m を超える場合は塩化物イオン濃度）を３ヶ月に１回確認し，その結果を冷却第三ＧＭに通知する。

３．分析評価ＧＭは，「FS-57・CP-001 原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル」に基づき，３号炉復水貯蔵タンク水の導電率（40mS/m を超える場合は塩化物イオン濃度）を３ヶ月に１回確認し，その結果を冷却第三ＧＭに通知する。

４．冷却第三ＧＭは，使用済燃料プール水，処理水バッファタンク水及び３号炉復水貯蔵タンク水の水質が表１７に定める基準値の範囲にない場合は，「FS-57・CP-001 原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル」に基づき，基準値の範囲内に回復するよう努める。

表１７

１．１号炉，２号炉及び３号炉

項目		基準値
使用済燃料プール水	導電率	40mS/m 以下（25℃において）
	塩化物イオン濃度（導電率が 40mS/m を超える場合）	100ppm 以下
	pH	5.6～10.0（25℃において）
処理水バッファタンク水	導電率	40mS/m 以下（25℃において）
	塩化物イオン濃度（導電率が 40mS/m を超える場合）	100ppm 以下
３号炉復水貯蔵タンク水	導電率	40mS/m 以下（25℃において）
	塩化物イオン濃度（導電率が 40mS/m を超える場合）	100ppm 以下

２．４号炉

項目		基準値
使用済燃料プール水	導電率	40mS/m 以下（25℃において）
	塩化物イオン濃度（導電率が 40mS/m を超える場合）	100ppm 以下
	pH	5.6～11.0（25℃において）

第３節　運転上の制限

（原子炉注水系）

第１８条

原子炉の状態を維持するにあたって，原子炉注水系※1は表１８－１に定める事項を運転上の制限とする。なお，本条文は１号炉，２号炉及び３号炉のみ適用される。ただし，以下の場合は，運転上の制限を満足しないとはみなさない。

（１）原子炉注水系の保全作業又は電源停止作業のために，計画的に常用原子炉注水系を一時停止し，非常用原子炉注水系により注水する場合

（２）原子炉注水系のポンプ切替時の流量調整又は流量変更時のオーバーシュートにより，一時的に注水量増加量が 1.0m³/h を超えた場合

（３）ほう酸水注入前後のポンプ水源切替に伴い，一時的に原子炉注水系を停止する場合

２．「FS-57・CP-001 原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル」，「NM-51-5 運転操作マニュアル」，「NM-51-6 状態管理マニュアル」及び「NM-51-14 定例試験マニュアル」に基づき，原子炉注水系を管理するとともに，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）当直長は，原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度を毎日１回確認し，その結果を技術ＧＭに通知する。

（２）技術ＧＭは，注水量の変更が必要な場合は，原子炉の状態に応じ，原子炉の冷却に必要な注水量を評価し，当直長に通知する。

（３）当直長は，原子炉注水系を運転し，原子炉の冷却に必要な注水量を確保するとともに，原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていることを毎日１回確認し，その結果を技術ＧＭに通知する。

（４）当直長は，原子炉注水系の各設備について，表１８－２に定める事項を確認する。

３．当直長は，原子炉注水系が第１項で定める運転上の制限（原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度を除く）を満足していないと判断した場合，「NM-51-5 運転操作マニュアル」に基づき，表１８－３の措置を講じる。また，技術ＧＭは，原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度が第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，「FS-57・CP-001 原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル」に基づき，表１８－３の措置を講じる。

※１：原子炉注水系は，常用原子炉注水系と非常用原子炉注水系で構成される。常用原子炉注水系とは，常用高台炉注水ポンプ，タービン建屋内炉注水ポンプ及びＣＳＴ炉注水ポンプによる注水系の３系列をいい，非常用原子炉注水系とは，非常用高台炉注水

ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプ（非常用ディーゼル発電機含む）の２系列をいう。

表１８－１

項目	運転上の制限
原子炉圧力容器底部温度	80℃以下※2
格納容器内温度	全体的に著しい温度上昇傾向※2がないこと
常用原子炉注水系	原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていること
待機中の非常用原子炉注水系	１系列が動作可能であること※3
任意の２４時間あたりの注水量増加幅	1.0㎥/h 以下※4

※２：原子炉圧力容器底部温度を監視する温度計指示値が上限値を超えた場合又は格納容器内温度を監視する温度指示値に上昇傾向がある場合において，技術ＧＭが，「FS-57・CP-001 原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル」に基づき，一時的な計器指示不良等により実事象ではないと判断した場合には運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※３：１系列が動作可能であることとは原子炉の冷却に必要な注水量を確保するために必要となるポンプ台数が動作可能であることをいう。

※４：以下の場合を除く。

①注水量の増加後において，操作を伴わずに注水量が変動した場合。

②未臨界維持に必要なほう酸水注入後に注水量を増加させた場合。なお，至近のほう酸水注入後に実施した注水量増加を起点として，２４時間以内に注水量を増加する場合は，1.0㎥/h 以下であっても，その都度ほう酸水を注入する。

表１８－２

項目	頻度
１．非常用高台炉注水ポンプ（非常用ディーゼル発電機含む）が動作可能であることを確認する。	１ヶ月に１回
２．純水タンク脇炉注水ポンプ（非常用ディーゼル発電機含む）が動作可能であることを確認する。	１ヶ月に１回

表１８－３

条件	要求される措置※5	完了時間
A.原子炉圧力容器底部温度又は格納容器内温度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A１.当該温度について運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに
B.常用原子炉注水系が運転上の制限を満足しないと判断した場合	B１.常用原子炉注水系が運転上の制限を満足するように注水量を増加する又は待機中の原子炉注水ポンプを起動する。	速やかに現場対応を行う体制を整えた後１時間
C.待機中の非常用原子炉注水系が１系列もない場合	C１.非常用原子炉注水系１系列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.任意の２４時間あたりの注水量増加幅が運転上の制限を満足していないと判断した場合	D１.任意の２４時間あたりの注水量増加幅を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに
E.条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E１.原子炉への注水手段を確保し，注水する措置を開始する。	速やかに

※５：要求される措置として注水量を増加させる場合は，任意の２４時間あたりの注水量増加幅を制限とせず，注水量を元に戻すことを優先し，注水量の増加後に未臨界であることを確認する。

（非常用水源）

第１９条

非常用水源（ろ過水タンク及び純水タンク）は，表１９－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．「NM-51-6 状態管理マニュアル」に基づき，非常用水源を管理するとともに，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）運営設備ＧＭは，非常用水源の保有水量（タンク水位）を１ヶ月に１回確認する。

３．運営設備ＧＭは，非常用水源の水位が第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，冷却第一ＧＭに報告し，冷却第一ＧＭは「FS-57・CP-001 原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル」に基づき，表１９－３の措置を講じる。

表１９－１

項　目	運転上の制限
非常用水源	表１９－２に定める保有水量（タンク水位）が確保されていること

表１９－２

	ろ過水タンク１基※1	純水タンク１基※2
保有水量（タンク水位）	916m^3（1.9m）以上	663m^3（4.6m）以上

※１：ろ過水タンク１基とはNo.１ろ過水タンク，No.２ろ過水タンクのうち，いずれか１基をいう。

※２:純水タンク１基とはNo.１純水タンク,No.２純水タンクのうち,いずれか１基をいう。

表１９－３

条件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足しているろ過水タンクが１基もない場合	Ａ１．純水タンク１基の保有水量（タンク水位）が制限値を満足していることを確認する。 及び Ａ２．ろ過水タンク１基の保有水量（タンク水位）を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに 速やかに
B. 運転上の制限を満足している純水タンクが１基もない場合	Ｂ１．ろ過水タンク１基の保有水量（タンク水位）が制限値を満足していることを確認する。 及び Ｂ２．純水タンク１基の保有水量（タンク水位）を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに 速やかに

（使用済燃料プールの水位及び水温）

第２０条

使用済燃料プールの水位及び水温は，表２０－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．「NM-51-5 運転操作マニュアル」及び「NM-51-6 状態管理マニュアル」に基づき，使用済燃料プールの水位及び水温を管理するとともに，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）当直長は，使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることを毎日１回確認する。なお，使用済燃料プール循環冷却系が停止中の場合にはオーバーフロー水位付近にあることを評価する。

（２）当直長は，使用済燃料プールの水温が 65℃以下であることを毎日１回確認する。なお，使用済燃料プールの水温が確認できない場合には使用済燃料プールの水温が65℃以下であることを評価する。

３．当直長は，使用済燃料プールの水位又は水温が第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，冷却第三ＧＭに報告し，冷却第三ＧＭは「FS-57・CP-001 原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル」に基づき，表２０－２の措置を講じる。

表２０－１

項　目	運転上の制限
使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること
使用済燃料プールの水温	65℃以下

表２０－２

条件	要求される措置	完了時間
A．使用済燃料プールの水位が運転上の制限を満足しないと判断した場合	Ａ１．使用済燃料プールの水位を回復する措置を開始する。 及び Ａ２．使用済燃料プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし，移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに 速やかに
B．使用済燃料プールの温度が運転上の制限を満足しないと判断した場合	Ｂ１．使用済燃料プールの温度を回復する措置を開始する。	速やかに

（使用済燃料共用プールの水位及び水温）

第２１条

使用済燃料共用プールの水位及び水温は，表２１－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．「NM-51-5 運転操作マニュアル」及び「NM-51-6 状態管理マニュアル」に基づき，使用済燃料共用プールの水位及び水温を管理するとともに，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）運営設備ＧＭは，使用済燃料共用プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること並びに使用済燃料共用プールの水温が 65℃以下であることを毎日１回確認する。

３．運営設備ＧＭは，使用済燃料共用プールの水位又は水温が第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，「FS-57・ME-001 使用済燃料共用プール設備の運用・保守管理マニュアル」に基づき，表２１－２の措置を講じる。

表２１－１

項　目	運転上の制限
使用済燃料共用プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること
使用済燃料共用プールの水温	65℃以下

表２１－２

条件	要求される措置	完了時間
Ａ．使用済燃料共用プールの水位が運転上の制限を満足しないと判断した場合	Ａ１．使用済燃料共用プールの水位を回復する措置を開始する。 及び Ａ２．使用済燃料共用プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし，移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに 速やかに
Ｂ．使用済燃料共用プールの水温が運転上の制限を満足しないと判断した場合	Ｂ１．使用済燃料共用プールの水温を回復する措置を開始する。	速やかに

（使用済燃料プール一次系系統の漏えい監視）

第２２条

使用済燃料プール一次系系統は，表２２－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．「NM-51-5 運転操作マニュアル」及び「NM-51-6 状態管理マニュアル」に基づき，使用済燃料プール一次系系統を管理するとともに，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）当直長は，使用済燃料プール一次系系統に異常な漏えいがないことを毎日１回漏えい警報又はスキマサージタンクの水位低下傾向により確認する。

（２）当直長は，（１）において漏えいのおそれがあると判断した場合には，使用済燃料プール一次系系統の巡視を行う。

３．当直長は，使用済燃料プール一次系系統が第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，冷却第三ＧＭに報告し，冷却第三ＧＭは「FS-57・CP-001 原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル」に基づき，表２２－２の措置を講じる。

表２２－１

項　目	運転上の制限
使用済燃料プール 一次系系統	一次系系統の異常な漏えい※1がないこと

※１：「異常な漏えい」とは，使用済燃料プールからの自然蒸発や使用済燃料プール水の収縮（温度低下による体積の減少）によるスキマサージタンク水位低下を超えるような水位低下現象をいう。また，現場の巡視点検等において，隔離が不可能であり，かつ漏えい拡大防止の措置が困難と判断される漏えいが確認された場合も含む。

表２２－２

条件	要求される措置	完了時間
A．使用済燃料プール一次系系統が運転上の制限を満足しないと判断した場合	Ａ１．使用済燃料プールの水位を回復させる措置を開始する。 及び Ａ２．使用済燃料プール一次系系統を異常な漏えいがない状態に復旧させる措置を開始する。	速やかに 速やかに

（ほう酸水注入設備）

第２３条

原子炉の状態を維持するにあたって，ほう酸水注入設備は，表２３－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，以下の期間は，運転上の制限を満足しないとはみなさない。

（１）ほう酸水の注入準備から，注入後の表２３－１で定める範囲内に復旧するまでの期間。なお，注入後は，速やかに表２３－１で定める範囲内に復旧する措置を開始すること。

２．「NM-51-5 運転操作マニュアル」，「NM-51-14 定例試験マニュアル」及び「NM-51-30 水質管理マニュアル」に基づき，ほう酸水注入設備を管理するとともに，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）分析評価ＧＭは，ほう酸水濃度を１ヶ月に１回測定し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，ほう酸水タンクの水位及び温度が図２３－１，２の範囲内にあることを１ヶ月に１回確認する。

３．当直長は，ほう酸水注入設備が第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，「NM-51-5 運転操作マニュアル」に基づき，表２３－２の措置を講じる。

表２３－１

項　　目	運転上の制限
ほう酸水注入設備	ほう酸水タンクの水位及び温度が図２３－１，２の範囲内にあること

表２３－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A.ほう酸水タンクの水位及び温度が図２３－１，２の範囲内にない場合	A１.ほう酸水タンクの水位及び温度を図２３－１，２の範囲内に復旧する。	速やかに現場対応を行う体制を整えた後８時間
B．条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B１.ほう酸水の注入手段を確保する措置を開始する。	速やかに

図２３－１

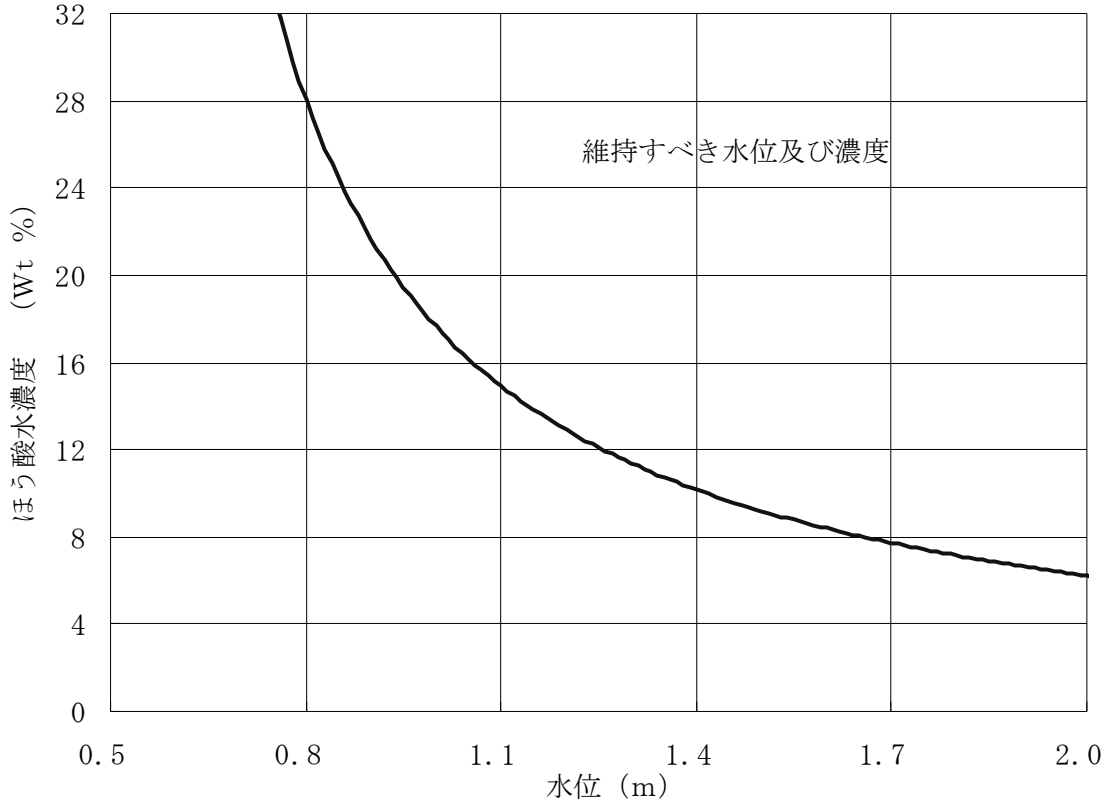
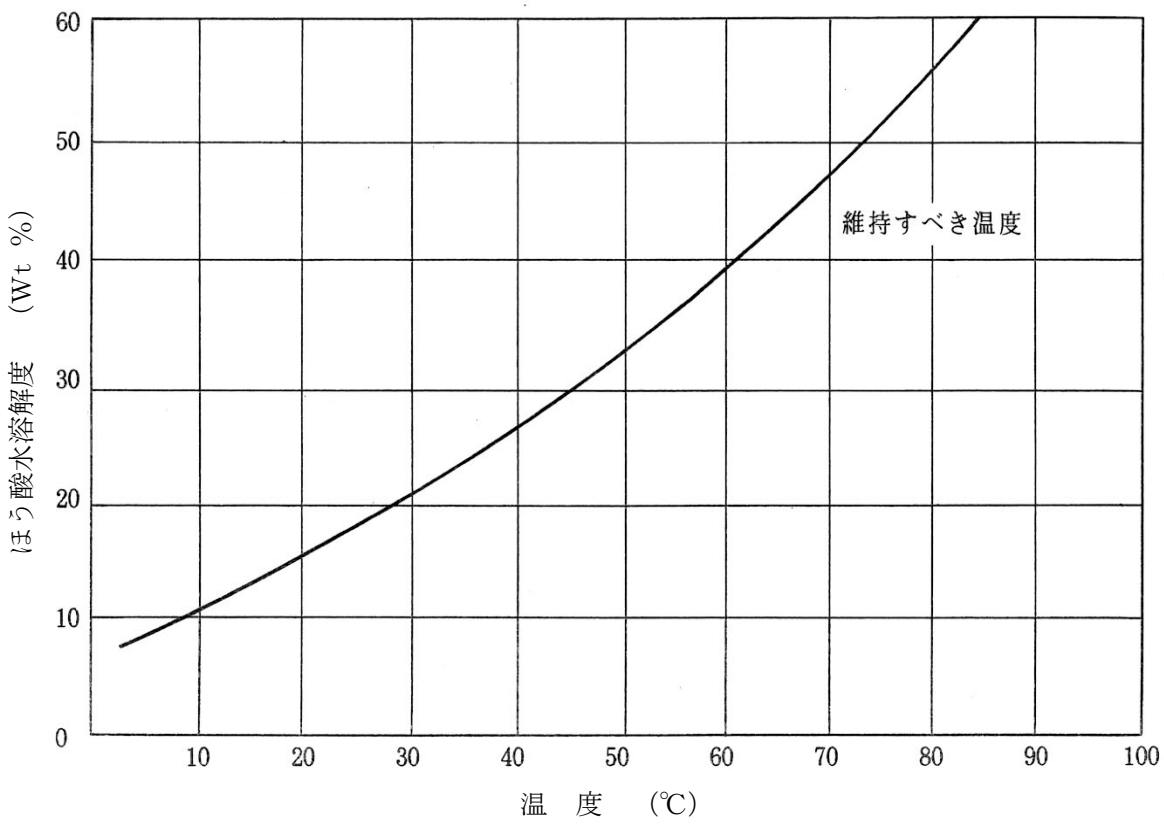

32
28
24
20
16
12
8
4
0
維持すべき水位及び濃度
ほう酸水濃度　（Wt %）
0.5
0.8
1.1
1.4
1.7
2.0
水位（m）

図２３－２


60
50
40
30
20
10
0
維持すべき温度
ほう酸水溶解度　（Wt %）
10
20
30
40
50
60
70
80
90
100
温　度　（℃）

（未臨界監視）

第２４条

原子炉の未臨界を維持するにあたって，原子炉格納容器内ガスの短半減期核種の放射能濃度及び原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器は表２４－１で定める事項を運転上の制限とする。なお，本条文は１号炉，２号炉及び３号炉のみ適用される。

２．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，「NM-51-6 状態管理マニュアル」に基づき，次の各号を実施する。

（１）当直長は，原子炉格納容器内ガスの短半減期核種の放射能濃度を，１時間に１回確認する。

（２）当直長は，原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器が動作可能であることを１時間に１回確認する。

３．当直長は，原子炉格納容器内ガスの短半減期核種の放射能濃度又は原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器が第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，「NM-51-6 状態管理マニュアル」に基づき，表２４－２の措置を講じる。

表２４－１

項　　目	運転上の制限
短半減期核種の放射能濃度	キセノン１３５の放射能濃度が 1Bq/cm^3 以下であること
原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器	１チャンネルが動作可能であること※1

※１：動作可能であることとは，原子炉格納容器内のガスが原子炉格納容器ガス管理設備内に通気され，短半減期核種の放射能濃度が監視可能であることをいう。

表２４－２

条　　件	要求される措置	完了時間
Ａ．短半減期核種の放射能濃度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	Ａ１．ほう酸水を注入する措置を開始する。	速やかに
Ｂ．動作可能である原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器が１チャンネルもない場合	Ｂ１．原子炉圧力容器底部の温度上昇率及びモニタリングポストの空間線量率を記録し，その結果を技術ＧＭに通知する。 及び Ｂ２．原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出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 その後 １時間に１回 速やかに
Ｃ．条件Ｂで要求される措置を実施中に，未臨界であることが確認できない場合	Ｃ１．ほう酸水を注入する措置を開始する。	速やかに

（格納容器内の不活性雰囲気の維持機能）

第２５条

格納容器内の不活性雰囲気を維持するにあたって，窒素ガス封入設備は，表２５－１で定める事項を運転上の制限とする。また，格納容器内の水素濃度の監視として，格納容器内水素濃度は表２５－１で定める事項を運転上の制限とする。なお，本条文は１号炉，２号炉及び３号炉のみ適用される。ただし，以下の場合は，窒素ガス封入設備に対する運転上の制限を満足しないとはみなさない。

（１）窒素ガス封入設備の点検，電源停止等のために，計画的に窒素ガス封入設備を一時停止し，原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを１時間に１回確認する場合。

（２）運転中の窒素ガス分離装置が停止した場合において，速やかに当該窒素ガス分離装置を再起動した場合又は他の窒素ガス分離装置に切り替えた場合。なお，窒素ガス分離装置を再起動する又は他の窒素ガス分離装置に切り替えるまでの間においては，当直長は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを１時間に１回確認する。

２．「FS-57・CP-001 原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル」，「NM-51-5 運転操作マニュアル」，「NM-51-6 状態管理マニュアル」及び「NM-51-14 定例試験マニュアル」に基づき，窒素ガス封入設備及び原子炉格納容器ガス管理設備を管理するとともに，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）技術ＧＭは，格納容器の状態に応じ，必要な窒素封入量を評価し，当直長に通知する。

（２）当直長は，運転中の窒素ガス分離装置の封入圧力が格納容器圧力以上であること及び必要な窒素封入量が確保されていることを毎日１回確認する。なお，必要な窒素封入量が確保できていない場合は速やかに所定の封入量に戻すこと。

（３）冷却第二ＧＭは，封入する窒素の濃度が 99%以上であることを毎日１回確認し，当直長に通知する。

（４）当直長は，表２５－２に定める事項を確認する。

（５）技術ＧＭは，原子炉格納容器ガス管理設備の流量が変更された場合，表２５－１に定める格納容器内水素濃度を満足するため，原子炉格納容器ガス管理設備内での大気のインリークを考慮した同設備の水素濃度管理値を評価し，当直長に通知する。

（６）当直長は，原子炉格納容器ガス管理設備が運転状態にあること及び原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを毎日１回確認する※1。

※１：原子炉格納容器ガス管理設備が運転状態にない場合又は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が確認できない場合には，次の事項を実施する。

①当直長は，速やかに必要な窒素封入量が確保されていることを確認する。
②当直長は，窒素封入量の減少操作を中止する又は行わない。
③技術ＧＭは，格納容器内水素濃度を評価し，当直長に通知する。
④当直長は，格納容器内水素濃度の評価結果が，表２５－１の格納容器内水素濃度以下であることを確認する。
⑤当直長は，原子炉格納容器ガス管理設備の水素検出器の故障により原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が確認できない場合，速やかに原子炉格納容器ガス管理設備の水素検出器を復旧する措置を開始する。

３．当直長は，窒素ガス封入設備又は格納容器内水素濃度が第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，「NM-51-5 運転操作マニュアル」に基づき，表２５－３の措置を講じる。

表２５－１

項　目	運転上の制限
窒素ガス封入設備	窒素ガス分離装置１台が運転中であること及び非常用窒素ガス分離装置（非常用窒素ガス分離装置用ディーゼル発電機を含む）が動作可能であること
格納容器内水素濃度	２．５％ 以下

表２５－２

項目	頻度
非常用窒素ガス分離装置（非常用窒素ガス分離装置用ディーゼル発電機を含む）が動作可能であることを確認する。	１ヶ月に１回

表２５－３

条件	要求される措置	完了時間
Ａ．運転中の窒素ガス分離装置が１台もない場合（ただし，速やかに窒素ガス分離装置を再起動させた場合又は切り替えた場合を除く）	Ａ１．非常用窒素ガス分離装置を運転状態とする措置を開始する。 及び Ａ２．少なくとも１台の窒素ガス分離装置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
Ｂ．非常用窒素ガス分離装置が動作不能の場合	Ｂ１．非常用窒素ガス分離装置（非常用窒素ガス分離装置用ディーゼル発電機を含む）を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
Ｃ．格納容器内水素濃度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	Ｃ１．格納容器内水素濃度を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに

（建屋に貯留する滞留水）

第２６条

建屋に貯留する滞留水は，表２６－１，表２６－２及び表２６－３に定める事項を運転上の制限とする。

２．「FS-57・WT-001 高レベル放射性滞留水処理関連設備の運転・保守管理マニュアル」に基づき，建屋に貯留する滞留水及び建屋で発生する水素を管理するとともに，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）水処理第一ＧＭは，２号炉及び３号炉の立坑並びにプロセス主建屋及び雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水の水位※1を毎日１回確認する。

（２）水処理第一ＧＭは，１～４号炉タービン建屋，１～４号炉原子炉建屋，１～４号炉廃棄物処理建屋，プロセス主建屋及び雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水の水位※1が建屋近傍のサブドレン水の水位より低いことを１週間に１回確認※2する。

（３）分析評価ＧＭは，１～４号炉タービン建屋，プロセス主建屋及び雑固体廃棄物減容処理建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度（セシウム１３４及びセシウム１３７）を１週間に１回測定し，その結果を水処理第一ＧＭに通知する。

※１：電源停止，機器の不具合等で確認できない場合は，隣接号炉又は移送先の水位計等を確認し水位を評価する。

※２：塩分濃度による比重を考慮した補正値を用いること。

３．水処理第一ＧＭは，建屋に貯留する滞留水が，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，「FS-57・WT-001 高レベル放射性滞留水処理関連設備の運転・保守管理マニュアル」に基づき，表２６－４の措置を講じる。

表２６－１

項目	運転上の制限
２号炉の立坑の滞留水水位	OP.3,500mm 以下
３号炉の立坑の滞留水水位	OP.3,500mm 以下
プロセス主建屋の滞留水水位	OP.5,600mm 以下
雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水水位	OP.4,200mm 以下

表２６－２

項目	運転上の制限
１号炉，２号炉，３号炉及び４号炉タービン建屋の滞留水水位	各建屋近傍のサブドレン水の水位を超えないこと
１号炉，２号炉，３号炉及び４号炉原子炉建屋の滞留水水位	
１号炉，２号炉，３号炉及び４号炉廃棄物処理建屋の滞留水水位	
プロセス主建屋の滞留水水位	
雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水水位	

表２６－３

項目	運転上の制限
１号炉，２号炉，３号炉及び４号炉タービン建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度	放射能濃度が 1.0×10^{2} Bq/cm^{3} 以下であること
プロセス主建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度	
雑固体廃棄物減容処理建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度	

表２６－４

条件	要求される措置	完了時間
A．２号炉又は３号炉の立坑の滞留水水位が表２６－１を満足していない場合	A１．当該号炉の立坑の滞留水水位をOP.3,500mm 以下に維持する措置を開始する。	速やかに
B．プロセス主建屋の滞留水水位が表２６－１を満足していない場合	B１．プロセス主建屋の滞留水水位をOP.5,600mm 以下に維持する措置を開始する。	速やかに
C．雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水水位が表２６－１を満足していない場合	C１．雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水水位をOP.4,200mm以下に維持する措置を開始する。	速やかに

条件	要求される措置	完了時間
D．各建屋の滞留水水位が表２６－２を満足していない場合	D１．当該建屋の滞留水水位が建屋近傍のサブドレン水の水位を超えていない状態に復旧する措置を開始する。 及び D２．当該建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度を測定する。	速やかに 速やかに 以降 ３日に１回
E．各建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度が表２６－３を満足していない場合	E１．当該建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度を制限値以内に復旧する措置を開始する。 及び E２．当該建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度を測定する。	速やかに 速やかに 以降 毎日１回

（汚染水処理設備）

第２７条

汚染水処理設備は，表２７－１に定める事項を運転上の制限とする。ただし，以下の場合は，運転上の制限を満足しないとはみなさない。

（１）２号炉及び３号炉の立坑の滞留水水位が OP.3,500mm 以下で，動作可能である汚染水処理設備が１設備※1もなくなった場合において，１設備もなくなった時点から３日以内に汚染水処理設備１設備を復旧させた場合

※１：１設備とは，セシウム吸着装置４系列，第二セシウム吸着装置２系列又は除染装置をいう。

２．「FS-57・WT-001 高レベル放射性滞留水処理関連設備の運転・保守管理マニュアル」に基づき，汚染水処理設備を管理するとともに，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）水処理第二ＧＭは，汚染水処理設備１設備が動作可能※2であることを毎日１回確認する。また，２号炉又は３号炉の立坑の滞留水水位が OP.3,500mm を超えた場合には，さらに１設備が動作可能であることを毎日１回確認する。

※２：本条における動作可能であることとは，設備が運転中であるか，若しくは，設備が待機状態であってかつ運転が可能と判断される場合をいう。

３．水処理第二ＧＭは，汚染水処理設備が，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，「FS-57・WT-001 高レベル放射性滞留水処理関連設備の運転・保守管理マニュアル」に基づき，表２７－２の措置を講じる。

表２７－１

項目	運転上の制限
汚染水処理設備	１設備が動作可能であること及び２号炉又は３号炉の立坑の滞留水水位が OP.3,500mm を超える場合は，さらに１設備が動作可能であること。

表２７－２

条件	要求される措置	完了時間
Ａ．汚染水処理設備が運転上の制限を満足していない場合	Ａ１．運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに

（外部電源）

第２８条

外部電源は，表２８－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，送電線事故等による瞬停時及び計画的に電源切替等により停止する場合を除く。

２．「NM-51-5 運転操作マニュアル」及び「NM-51-6 状態管理マニュアル」に基づき，外部電源を管理するとともに，前項に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）当直長は，外部電源の電圧が確立していることを１週間に１回確認する。

３．当直長は，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，「NM-51-5 運転操作マニュアル」に基づき，表２８－２の措置を講じる。

表２８－１

項　目	運転上の制限
外部電源	２系列※1が動作可能であること

※１：外部電源の系列数は，第２９条で要求される交流高圧電源母線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の数とする。

表２８－２

条件	要求される措置	完了時間
A．動作可能である外部電源が１系列のみの場合	Ａ１．外部電源を２系列動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び Ａ２．非常用ディーゼル発電機※2※3１台が動作可能であることを，当該設備が機能することを示す至近の記録により確認する。 及び Ａ３．非常用ディーゼル発電機※2※3からの電源供給のために必要な交流高圧電源母線が受電可能となる措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに
B．動作可能である外部電源が１系列もない場合	Ｂ１．外部電源を１系列動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び Ｂ２．１．非常用ディーゼル発電機※2※3により電力を供給する措置を開始する。 又は Ｂ２．２．第１８条で要求される設備に対して電源車により電力を供給する措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに

※２：本条における「非常用ディーゼル発電機」とは，所内共通ディーゼル発電機，５号炉又は６号炉の非常用ディーゼル発電機をいう。

※３：当直長は，５号炉及び６号炉の非常用ディーゼル発電機が待機状態であることを，当該設備が機能することを示す至近の記録により１ヶ月に１回確認する。

（所内電源系統）

第２９条

所内電源系統は，表２９－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，送電線事故等による瞬停時及び計画的に電源切替等により一時的に停止する場合を除く。

２．「NM-51-5 運転操作マニュアル」及び「NM-51-6 状態管理マニュアル」に基づき，所内電源系統を管理するとともに，前項に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）当直長は，第１８条，第２５条及び第２７条で要求される設備の維持に必要な交流高圧電源母線が受電されていることを１週間に１回確認する。

（２）当直長は免震重要棟の維持に必要な交流高圧電源母線が受電されていることを１週間に１回確認し，その結果を建築第六ＧＭに通知する。

３．当直長は，所内電源系統（免震重要棟の維持に必要な交流高圧電源母線を除く）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，「NM-51-5 運転操作マニュアル」に基づき，表２９－２の措置を講じる。また，建築第六ＧＭは，免震重要棟の維持に必要な交流高圧電源母線が第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，「NE-55-7･1F-B1-001 免震重要棟電気設備保守管理要領」に基づき，表２９－２の措置を講じる。

表２９－１

項　目	運転上の制限
所内電源系統	第１８条，第２５条及び第２７条で要求される設備並びに免震重要棟の維持に必要な交流高圧電源母線が受電されていること

表２９－２

条件	要求される措置	完了時間
Ａ．運転上の制限を満足していないと判断した場合	Ａ１．要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに

（運転上の制限の確認）

第３０条

各ＧＭは，運転上の制限を第３節各条の第２項で定める事項※1で確認する。

２．第３節各条の第２項で定められた頻度及び第３項の要求される措置に定められた当該措置の実施頻度に関して，その確認の間隔は，表３０に定める範囲内で延長することができる※2。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，定められた頻度以上で実施することを妨げるものではない。

３．各ＧＭは，第３節各条の第２項で定める事項を行うことができなかった場合，運転上の制限を満足していないと判断するが，この場合は判断した時点から第３節各条の第３項の要求される措置を開始するのではなく，判断した時点から速やかに当該事項を実施し，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る。この結果，運転上の制限を満足していないと判断した場合は，この時点から第３節各条の第３項の要求される措置を開始する。

４．各ＧＭは，運転上の制限が適用される時点から，第３節各条の第２項で定める頻度（期間）以内に最初の運転上の制限を確認するための事項を実施する。ただし，特別な定めがある場合を除く。

５．運転上の制限を確認するための事項を実施している期間は，当該運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。

６．第３節各条の第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れば，第３節各条の第２項で定める事項が実施されていない期間は，運転上の制限が満足していないと判断しない。ただし，第３１条第２項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。

※１：第３０条から第３３条を除く。以下，第３１条及び第３２条において同じ。

※２：第２節で定められた頻度も適用される。

表３０

頻　　度		備　　考
保安規定で定める頻度	延長できる時間	
１時間に１回	１５分	分単位の間隔で確認する。
毎日１回		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	日単位の間隔で確認する。
１ヶ月に１回	７日	日単位の間隔で確認する。 なお，１ヶ月は３１日とする。
３ヶ月に１回	２３日	日単位の間隔で確認する。 なお，３ヶ月は９２日とする。

（運転上の制限を満足しない場合）

第３１条

運転上の制限を満足しない場合とは，各ＧＭが第３節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ＧＭは，この判断を速やかに行う。

２．各ＧＭは，第３節各条の第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ＧＭ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，当該条文の要求される措置に定めがある場合を除き，他の条文における運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。

４．各ＧＭは，運転上の制限を満足していないと判断した場合，当直長及び１～４号設備運転管理部長に報告し，１～４号設備運転管理部長は安定化センター所長，所長及び主任技術者に報告する。

５．各ＧＭは，運転上の制限を満足していないと判断した時点（完了時間の起点）から要求される措置を開始する。

６．各ＧＭは，当該運転上の制限を満足していると判断した場合は，当直長及び１～４号設備運転管理部長に報告し，１～４号設備運転管理部長は主任技術者に報告する。

７．各ＧＭは，次の各号を適用することができる。

（１）運転上の制限を満足していないと判断している期間中は，要求される措置に定めがある場合を除き，当該条文の第２項で定められた事項を実施しなくてもよい。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。

（２）運転上の制限を満足していると判断した場合は，それ以後要求される措置を実施しなくてもよい。

（３）要求される措置を実施した場合，その内容が第３節各条の第２項で定める事項と同じである場合は，当該事項を実施したとみなすことができる。

（４）当該運転上の制限を満足していると判断するにあたり，その内容が当該条文の第２項で定める事項と同じである場合は，当該事項を実施したとみなすことができる。

（保全作業を実施する場合）

第３２条

各ＧＭは，保全作業（試験を含む）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，あらかじめ必要な安全措置※1を定め，主任技術者の確認を得て実施する。

２．第１項の実施については，第３１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。

３．各ＧＭは，第１項に基づく保全作業を行う場合，関係ＧＭと協議し実施する。

４．各ＧＭは，第１項に基づく保全作業を開始する場合，当直長に報告する。第１項の実施にあたっては，運転上の制限外へ移行した時点を保全作業の開始時間の起点とする。

５．各ＧＭは，第１項を実施する場合，第３１条第３項及び第７項に準拠する。

６．第１項において，保全作業中に必要な安全措置が満たされなかった場合，各ＧＭは当該運転上の制限を満足していないと判断する。

７．各ＧＭは，第１項を実施し，当該運転上の制限外から復帰していると判断した場合は，当直長及び１～４号設備運転管理部長に報告し，１～４号設備運転管理部長は主任技術者に報告する。

※１：第３節各条の第２項に基づく事項として同様の措置を実施している場合は，必要な安全措置に代えることができる。

（運転上の制限に関する記録）

第３３条

当直長は，各ＧＭから運転上の制限を満足していないと判断した連絡を受けた場合又は自ら運転上の制限を満足していないと判断した場合，「NM-51-4 運転員の引継マニュアル」に基づき，次の各号を引継日誌に記録する。

（１）運転上の制限を満足していないと判断した場合は，当該運転上の制限及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（保全作業を含む）

（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

２．当直長は，各ＧＭから第３２条第１項で定める保全作業を実施した連絡を受けた場合又は自ら第３２条第１項で定める保全作業を実施した場合，「NM-51-4 運転員の引継マニュアル」に基づき，次の各号を引継日誌に記録する。

（１）第３２条第１項で定める保全作業を実施した場合は，適用除外とした運転上の制限，その時刻及び保全作業の内容

（２）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た場合は，復帰した時刻

第５章　　燃料管理

（新燃料の運搬）

第３４条

機械第三ＧＭは，「NM-52 燃料管理基本マニュアル」に基づき，４号炉にある新燃料を新燃料輸送容器から取り出す場合及び新燃料輸送容器に収納する場合は，使用済燃料プールにおいては，クレーンを使用し，使用済燃料共用プールにおいては，天井クレーンを使用する。構内用輸送容器から取り出す場合及び構内用輸送容器に収納する場合は，使用済燃料プールにおいては，燃料取扱機を使用し，使用済燃料共用プールにおいては，燃料取扱装置を使用する。

２．機械第三ＧＭは，「NM-52 燃料管理基本マニュアル」に基づき，管理対象区域内において，４号炉にある新燃料を運搬する場合は，次の事項を遵守する。

（１） 車両への積付けは，運搬中に移動，転倒又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） 新燃料が臨界に達しない措置を講じること。

（４） 法令に適合する容器に封入すること。

（５） 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。

（新燃料の貯蔵）

第３５条

機械第三ＧＭは，「NM-52燃料管理基本マニュアル」に基づき，１号炉，２号炉，３号炉，４号炉又は使用済燃料共用プールに新燃料を貯蔵する場合は，次の事項を遵守する。

（１）使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールに貯蔵すること。

（２）使用済燃料共用プールに貯蔵する場合は，目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。

（３）使用済燃料プールにおいては，クレーン又は燃料取扱機を使用し，使用済燃料共用プールにおいては，天井クレーン又は燃料取扱装置を使用すること。

（４）使用済燃料共用プールにおいて新燃料が臨界に達しない措置を講じること。

（使用済燃料の貯蔵）

第３６条

機械第三ＧＭは，「NM-52燃料管理基本マニュアル」に基づき，１号炉，２号炉，３号炉又は４号炉の使用済燃料を貯蔵する場合は，次の事項を遵守する。

（１）１号炉，２号炉，３号炉又は４号炉の使用済燃料を表３６に定める貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設~~（以下「使用済燃料貯蔵施設」という。）~~に貯蔵すること。使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵する場合には，使用済燃料乾式貯蔵容器に収納すること。使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵する場合には，使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に収納すること。

（２）使用済燃料プールにおいては燃料取扱機を使用し，使用済燃料共用プールにおいては燃料取扱装置を使用すること。

（３）使用済燃料共用プール，使用済燃料輸送容器保管建屋及び使用済燃料乾式キャスク仮保管設備において燃料が臨界に達しない措置を講じること。

２．機械第三ＧＭは，「NM-52燃料管理基本マニュアル」に基づき，使用済燃料共用プール及び使用済燃料輸送容器保管建屋の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。

３．燃料ＧＭは，「NM-52燃料管理基本マニュアル」に基づき，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。

４．機械第三ＧＭは，「NM-52燃料管理基本マニュアル」に基づき，使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器の遮へい性能及び除熱性能が保持されていること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。

５．当直長は，「NM-52燃料管理基本マニュアル」に基づき，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器及び使用済燃料輸送貯蔵兼用容器の密封性能及び除熱性能が保持されていることを監視するとともに，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。

表３６

各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設
１号炉	１号炉の使用済燃料プール，使用済燃料共用プール※１又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※２
２号炉	２号炉の使用済燃料プール，使用済燃料共用プール※１又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※２
３号炉	３号炉の使用済燃料プール，使用済燃料共用プール※１又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※２
４号炉	４号炉の使用済燃料プール，使用済燃料共用プール※１，使用済燃料輸送容器保管建屋※３又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※２

※１：使用済燃料共用プールには，使用済燃料プールで１９ヶ月以上冷却した燃料を貯蔵する。

※２：使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵容器には，使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで既設については４年以上，増設については１３年以上冷却され，かつ運転中のデータ，シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料（８×８燃料，新型８×８燃料及び新型８×８ジルコニウムライナ燃料）を収納する。使用済燃料輸送貯蔵兼用容器には，使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで１８年以上冷却され，かつ運転中のデータ，シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料（８×８燃料，新型８×８燃料及び新型８×８ジルコニウムライナ燃料）を収納する。

※３：使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵容器には，使用済燃料プールで４年以上冷却され，かつ運転中のデータ，シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料（８×８燃料，新型８×８燃料及び新型８×８ジルコニウムライナ燃料）を収納する。

（使用済燃料の運搬）

第３７条

機械第三ＧＭは，「NM-52燃料管理基本マニュアル」に基づき，４号炉又は使用済燃料共用プールにおいて，構内用輸送容器，使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器（以下「容器」という。）から使用済燃料を取り出す場合，使用済燃料プールにおいては燃料取扱機を使用し，使用済燃料共用プールにおいては燃料取扱装置（以下「燃料取扱設備」という。）を使用する。

２．機械第三ＧＭは，「NM-52燃料管理基本マニュアル」に基づき，発電所内において，４号炉又は使用済燃料共用プールにある使用済燃料を運搬する場合は，次の事項を遵守し，使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールにおいて容器に収納する。

（１）法令に適合する容器を使用すること。

（２）燃料取扱設備を使用すること。

（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及び冷却期間が，容器の収納条件に適合していること。

３．機械第三ＧＭは，「NM-52燃料管理基本マニュアル」に基づき，発電所内において，使用済燃料を収納した容器を運搬する場合は，次の事項を遵守する。

（１）容器の車両への積付けは，運搬中に移動，転倒又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，関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限するとともに，誘導車を配置すること。

（４）車両を徐行させること。

（５）核燃料物質の取扱いに関し，相当の知識及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）容器及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．機械第三ＧＭは，「NM-52燃料管理基本マニュアル」に基づき，使用済燃料輸送容器保管建屋から使用済燃料乾式貯蔵容器を搬出する場合は，放射線被ばく上の影響が十分小さくなるように取り扱う。

第６章　放射性廃棄物管理

（放射性固体廃棄物の管理）

第３８条

各ＧＭは，「NM-54 放射性廃棄物管理基本マニュアル」に基づき，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※1又は保管する。

（１）原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等は，燃料ＧＭが使用済燃料プールに貯蔵，若しくはチャンネルボックス等については使用済燃料共用プールに貯蔵する。

（２）その他の雑固体廃棄物は，各ＧＭが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を講じ，廃棄物管理ＧＭが固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）に保管する。

（３）廃棄物管理ＧＭは，貯蔵庫に保管されたドラム缶を貯蔵庫以外に一時的に仮置きする場合は，ドラム缶等仮設保管設備※2に運搬するとともに，ドラム缶等仮設保管設備に保管されているドラム缶等※3について以下の事項を実施する。

イ　関係者以外がむやみに立入らないよう，ドラム缶等仮設保管設備又は柵等による区画を行い，立入りを制限する旨を表示する。

ロ　ドラム缶の表面線量当量率が 0.1mSv/h 以下であることを確認し，保管する。

ハ　ドラム缶を３段に積み重ねて設置する場合には，転倒防止対策を施す。

ニ　ドラム缶等仮設保管設備周辺の空間線量率を定期的に測定し，測定結果を表示する。

２．各ＧＭは，「NM-54 放射性廃棄物管理基本マニュアル」に基づき，放射性固体廃棄物を封入又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８１－１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ＧＭは，「NM-54 放射性廃棄物管理基本マニュアル」に基づき，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）廃棄物管理ＧＭは，貯蔵庫における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために，１ヶ月に１回貯蔵庫を巡視するとともに，事故前の保管量の推定値を元に保管物の出入りを確認する。

（２）廃棄物管理ＧＭは，サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等について，事故前の保管量の推定値を元に保管物を確認する。また，燃料ＧＭは，使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等について，事故前の貯蔵量の推定値を元に貯蔵物の出入りを確認するとともに，使用済燃料共用プールについては，原子炉内で照射されたチャンネル

ボックス等の貯蔵状況を確認するために，１ヶ月に１回使用済燃料共用プールを巡視するとともに，３ヶ月に１回貯蔵量を確認する。

（３）運営設備ＧＭは，運用補助共用施設の沈降分離タンクにおけるフィルタスラッジの貯蔵状況を監視し，３ヶ月に１回貯蔵量を確認する。

（４）廃棄物管理ＧＭは，ドラム缶等仮設保管設備におけるドラム缶等の保管状況を確認するために，１ヶ月に１回巡視を行うとともに，３ヶ月に１回保管量を確認する。なお，ドラム缶等の破損等があれば補修等を行う。

４．廃棄物管理ＧＭは貯蔵庫及びサイトバンカの目につきやすい場所に，「NM-54 放射性廃棄物管理基本マニュアル」に基づき，管理上の注意事項を掲示する。

５．各ＧＭは，「NM-54 放射性廃棄物管理基本マニュアル」に基づき，管理対象区域内において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）容器等の車両への積付けは，運搬中に移動，転倒又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。

※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。

※２：ドラム缶等仮設保管設備とは，ドラム缶等を仮置きする蛇腹ハウスをいう。以下，本条において同じ。

※３：ドラム缶等とは，ドラム缶に収納された放射性固体廃棄物，ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物，開口部閉止措置を実施した大型廃棄物をいう。以下，本条において同じ。

（発電所の敷地内で発生した瓦礫等の管理）

第３９条

発電所の敷地内及び臨時の出入管理箇所で発生した瓦礫等※１について，廃棄物管理ＧＭ又は放射線安全ＧＭは「FS-57・RE-002 福島第一原子力発電所瓦礫等管理マニュアル」に基づき，以下の事項を実施する。

（１）廃棄物管理ＧＭは，仮設保管設備※２，固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）及び~~，覆土式一時保管施設※３及び伐採木一時保管槽※４を含む~~発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設※３及び伐採木一時保管槽※４を含む。）について，柵，ロープ等により区画を行い，人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また，遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。

（２）放射線安全ＧＭは，臨時の出入管理箇所の一時保管エリアについて，柵，ロープ等により区画を行い，人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また，遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。

２．各ＧＭは，「FS-57・RE-002 福島第一原子力発電所瓦礫等管理マニュアル」に基づき，次に定める瓦礫等の種類に応じて，回収したものを一時保管エリアに運搬する。また，切断等の減容処理や発電所敷地内での再利用をすることができる。

（１）発電所敷地内で発生した瓦礫類※５は，各ＧＭが，瓦礫類の線量率を測定し，その線量率に応じて，廃棄物管理ＧＭがあらかじめ定めた線量率の目安値に応じて指定した仮設保管設備，貯蔵庫，覆土式一時保管施設又は発電所内の屋外一時保管エリアに運搬し，遮へいや容器収納，シート養生等の措置を講じる。

（２）発電所において発生した使用済保護衣等※６は，廃棄物管理ＧＭが，袋又は容器に収納して発電所内の一時保管エリアに運搬する。なお，廃棄物管理ＧＭは圧縮等をすることができる。

（３）臨時の出入管理箇所において発生した使用済保護衣等は，放射線安全ＧＭが，袋又は容器に収納して臨時の出入管理箇所の一時保管エリアに運搬する。なお，放射線安全ＧＭは圧縮等をすることができる。

（４）伐採木は，各ＧＭが，発電所内の屋外一時保管エリアに運搬する。配置の際には積載制限，通気性確保，伐採木一時保管槽への収納等の防火対策を講じる。

３．廃棄物管理ＧＭ又は放射線安全ＧＭは，「FS-57・RE-002 福島第一原子力発電所瓦礫等管理マニュアル」に基づき，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）廃棄物管理ＧＭは，仮設保管設備，貯蔵庫及び~~，覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む~~発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類，使用済保護衣等，伐採木の一時保管状況を確認するために，１週間に１回一時保管エリアを巡視するとともに，１ヶ月に１回一時保管量を確認する。

（２）放射線安全ＧＭは，臨時の出入管理箇所の一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管状況を確認するために，１週間に１回一時保管エリアを巡視するとともに，１ヶ月に１回一時保管量を確認する。
（３）廃棄物管理ＧＭは，覆土式一時保管施設において，覆土完了後，槽内の溜まり水の有無を定期的に確認し，溜まり水が確認された場合には回収する。
（４）廃棄物管理ＧＭは，伐採木一時保管槽において，定期的に温度監視を実施する。
（５）廃棄物管理ＧＭは，仮設保管設備，貯蔵庫及び~~，覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む~~発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類，使用済保護衣等及び伐採木の一時保管エリアの空間線量率並びに空気中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに，線量率測定結果を表示する。
（６）放射線安全ＧＭは，臨時の出入管理箇所の一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管エリアの空間線量率並びに空気中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに，線量率測定結果を表示する。

※１：瓦礫等とは，瓦礫類，使用済保護衣等及び伐採木等の総称をいう。以下，本条において同じ。
※２：仮設保管設備とは，瓦礫等を一時保管する設備のうち，テント，蛇腹ハウス及び雨天練習場等の屋根を設置したものをいう。以下，本条において同じ。
※３：覆土式一時保管施設とは，線量低減対策として覆土による遮へい機能を有する一時保管施設をいう。以下，本条において同じ。
※４：伐採木一時保管槽とは，防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽をいう。以下，本条において同じ。
※５：瓦礫類とは，発電所敷地内において，今回の地震，津波又は水素爆発により発生した瓦礫並びに放射性物質によって汚染された資機材等の総称をいい，回収した土壌を含む。以下，本条において同じ。
※６：使用済保護衣等とは，使用済保護衣及び使用済保護具をいう。以下，本条において同じ。

（汚染水処理設備で発生した廃棄物の管理）

第４０条

水処理第三ＧＭは，次に定める放射性廃棄物の種類に応じて，「FS-57・WT-001 高レベル放射性滞留水処理関連設備の運転・保守管理マニュアル」に基づき，それぞれ定められた施設に貯蔵する。

（１）セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置で使用した吸着塔（使用済吸着塔）は，使用済セシウム吸着塔保管施設（使用済セシウム吸着塔仮保管施設又は使用済セシウム吸着塔一時保管施設）に貯蔵する。

（２）除染装置の凝集沈殿装置で発生した凝集沈殿物（廃スラッジ）は，廃スラッジ貯蔵施設（造粒固化体貯槽又は廃スラッジ一時保管施設）に貯蔵する。

（３）多核種除去設備で発生した二次廃棄物を収納した~~使用した高性能~~容器及び使用済処理カラムは，使用済セシウム吸着塔一時保管施設に貯蔵する。

２．水処理第三ＧＭは，「FS-57・WT-001 高レベル放射性滞留水処理関連設備の運転・保守管理マニュアル」に基づき，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）使用済セシウム吸着塔保管施設における使用済吸着塔~~，高性能容器及び処理カラム~~の貯蔵量を確認するとともに，必要となる貯蔵可能容量が確保されていることを１週間に１回確認する。

（２）廃スラッジ貯蔵施設における廃スラッジの貯蔵量を確認するとともに，必要となる貯蔵可能容量が確保されていることを１週間に１回確認する。

（３）使用済セシウム吸着塔一時保管施設における多核種除去設備で発生した二次廃棄物を収納した容器及び使用済処理カラムの貯蔵量を確認するとともに，必要となる貯蔵可能容量が確保されていることを１週間に１回確認する。

（放射性液体廃棄物の管理）

第４１条

放射性液体廃棄物の海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

２．１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-54 放射性廃棄物管理基本マニュアル」に基づき，地下水の流入量が異常に増加した場合等において，放射性液体廃棄物をやむを得ず放出する際は，あらかじめタンク等においてサンプリングを行い，放射性物質の濃度を測定し，放出量を確認するとともに，放水口における放射性物質濃度が，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を確認する。

（気体廃棄物の管理）

第４２条

気体廃棄物の放出管理について，「FS-57・RE-001 気体の廃棄物の管理マニュアル」に基づき，次の事項を実施する。

（１）環境モニタリングＧＭは，表４２－１に定める項目について，同表に定める頻度で測定する。

（２）環境モニタリングＧＭは，表４２－１の放出箇所から放出された粒子状の放射性物質の敷地境界における空気中の濃度の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下回ることを確認する。

（３）環境モニタリングＧＭは，表４２－１の放出箇所から放出された粒子状の放射性物質の放出量が，放出管理の目標値を下回ることを確認する。

（４）当直長は，表４２－２の放出箇所から放射性物質を含む空気を放出する場合は，ダスト放射線モニタ及びガス放射線モニタを監視する。

（５）環境モニタリングＧＭは，表４２－３に定める項目について，同表に定める頻度で測定する。

（６）環境モニタリングＧＭは，表４２－３の放出箇所において，粒子状の放射性物質濃度に有意な上昇傾向が無いことを確認する。

表４２－１

放出箇所	測定項目	計測器種類	測定頻度
１号炉原子炉建屋 カバー排気設備出口	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回
１号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回
２号炉原子炉建屋 排気設備出口	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回
２号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回
３号炉原子炉建屋 上部	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回
３号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回

表４２－２

放出箇所	監視項目	計測器種類	監視頻度
１号炉原子炉建屋 カバー排気設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
１号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
	希ガス	ガス放射線モニタ	
２号炉原子炉建屋 排気設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
２号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
	希ガス	ガス放射線モニタ	
３号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
	希ガス	ガス放射線モニタ	

表４２－３

放出箇所	測定項目	計測器種類	測定頻度
建屋内地上部開口部	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回
汚染水処理設備・貯留設備のうち除染装置及び造粒固化体貯槽	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	除染装置運転時 及び廃棄物受入時
使用済燃料共用プールオペフロ階	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	使用済燃料取扱い時

（放出管理用計測器の管理）

第４３条

各ＧＭは，「FS-57・RE-001 気体の廃棄物の管理マニュアル」に基づき，表４３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，修理又は代替品を補充する。

表４３

分　類	計測器種類	所管ＧＭ	数　量
放射性気体廃棄物 放出管理用計測器	試料放射能測定装置	保安総括ＧＭ	１台※1

※１：表６１の試料放射能測定装置と共用

（頻度の定義）

第４４条

本章でいう測定※1頻度に関する考え方は，表４４のとおりとする。

表４４

頻度	考え方
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日及び１月１日を始期とする各３ヶ月間に１回実施
常時	測定※1可能な状態において常に測定※1することを意味しており，点検時等の測定※1不能な期間を除く。

※１：監視も含む。

第７章　　放射線管理

（管理対象区域の設定及び解除）

第４５条

管理対象区域は，添付２に示す区域とする。

２．１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，管理対象区域を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。ただし，管理対象区域境界と周辺監視区域境界が同一の場合であって，周辺監視区域境界に第５７条の措置を講じる場合は，この限りでない。

３．１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，管理対象区域の解除を行う場合は，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。

４．１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，添付２における建物等の内部の管理対象区域境界付近において，表４５に示す作業を行う場合で，３ヶ月以内に限り管理対象区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって，１～４号放射線管理ＧＭは目的，期間及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，１～４号放射線管理ＧＭ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。

５．１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，第４項以外で，建物等の内部において一時的に管理対象区域を設定又は解除する場合は，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。設定又は解除にあたって，１～４号放射線管理ＧＭは目的，期間及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，１～４号放射線管理ＧＭ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，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。

６．１～４号放射線管理ＧＭは，第５項にかかわらず，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，緊急を要する場合は管理対象区域を設定することができる。設定にあたって，１～４号放射線管理ＧＭ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。

７．１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，第６項における管理対象区域を設定した場合は，設定後において，目的，期間及び場所を明らかにし，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，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１～４号放射線管理ＧＭが確認し，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。

表４５

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

（管理区域の設定及び解除）

第４６条

管理区域は，添付１に示す区域とする。

２．１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，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。ただし，壁，柵等の区画物が損壊により区画ができない場合であって，管理対象区域境界に第４５条第２項の措置を講じる場合は，この限りでない。

３．１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，管理区域の解除を行う場合は，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。

４．１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，添付１における管理区域境界付近又は管理区域設定・解除予定エリアにおいて，表４６に示す作業を行う場合で，３ヶ月以内に限り管理区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって，１～４号放射線管理ＧＭは目的，期間及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，１～４号放射線管理ＧＭ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。

５．１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，第４項以外で，一時的に管理区域を設定又は解除する場合は，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。設定又は解除にあたって，１～４号放射線管理ＧＭは目的，期間及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，１～４号放射線管理ＧＭ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，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。

６．１～４号放射線管理ＧＭは，第５項にかかわらず，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，緊急を要する場合は管理区域を設定することができる。設定にあたって，１～４号放射線管理ＧＭ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。

７．１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，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，期間及び場所を明らかにし，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，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１～４号放射線管理ＧＭが確認し，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。

表４６

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

（管理対象区域内における区域区分）

第４７条

１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，管理対象区域を管理区域と管理区域を除く区域に区分する。

２．管理区域と管理区域を除く区域は，添付２に示す区域とする。

３．１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，一時的に第１項に係る区域区分を変更する場合は，目的，期間及び場所を明らかにする。

（管理対象区域のうち管理区域を除く区域内における区域区分）

第４８条

１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，管理区域を除く管理対象区域を次のとおり区分することができる。

（１）表面汚染密度及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対象区域」という。）

（２）表面汚染密度又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又は超えるおそれのある区域

２．汚染のおそれのない管理対象区域は，添付２に示す区域とする。

３．１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，一時的に第１項に係る区域区分を変更する場合は，目的，期間及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，１～４号放射線管理ＧＭ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。

４．１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，汚染のおそれのない管理対象区域と第１項（２）で定める区域が隣接する場合は，第１項（２）で定める区域への入口付近に注意事項を掲示する。

５．１～４号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，汚染のおそれのない管理対象区域で表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超える場所を確認した場合は，直ちに当該箇所を区画，第１項（２）に定める区分に変更する等の応急措置を講じるとともに，除染等の措置により管理区域に係る値を超えていないことを確認する。

（管理区域内における区域区分）

第４９条

１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，管理区域を次のとおり区分することができる。

（１）表面汚染密度及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）表面汚染密度又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又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１に示す区域とする。ただし，放射線レベルが高く，区域区分に係る条件を満足できない場合は，第４８条第１項（１）又は第４８条第１項（２）の区域とみなす。

３．１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，一時的に第１項に係る区域区分を変更する場合は，目的，期間及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，１～４号放射線管理ＧＭ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。

４．１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，汚染のおそれのない管理区域と第１項（２）で定める区域が隣接する場合は，第１項（２）で定める区域への入口付近に標識を設ける。

（管理対象区域内における特別措置）

第５０条

管理対象区域内における特別措置が必要な区域は，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，次に示す区域とする。

（１）放射線レベルが高い場所

（２）放射線レベルが確認されていない場所

（３）滞留水を貯留する場所

２．各ＧＭは，第１項に定める各区域について，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，次の措置を講じる。

（１）１～４号放射線管理ＧＭは，管理対象区域に立ち入る者が見やすい場所に，第１項（１）及び（２）に示す場所を明確にしたサーベイマップを掲示して周知する他，作業者以外が立ち入る可能性及び措置に伴う被ばくを考慮して必要な場合に限り第１項（１）の場所にロープ等による立入制限の措置を講じる。

（２）各ＧＭは，汚染の広がりを防止するため，第１項（３）の区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は，更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。

３．各ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，管理対象区域内で作業を行う場合，作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案するとともに，第１項の区域内で作業を行う場合は，放射線防護上の措置について１～４号放射線管理ＧＭのレビューを受ける。

（管理区域内における特別措置）

第５１条

１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，管理区域のうち次の基準を超える場合又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。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又は床，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ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，第１項の区域内で作業を行う場合，作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案し，１～４号放射線管理ＧＭのレビューを受ける。ただし，巡視・点検その他定型化され，別に所長の承認を得た業務を行うために立入る場合は，この限りでない。

３．各ＧＭは，汚染の広がりを防止するため，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，第１項（２）の区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は，更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。

４．１～４号放射線管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，床・壁等の損壊や放射線レベルが高い又は未確認であるため第１項の措置を講じることができない場合，管理区域内における特別措置は第５０条に定める管理区域を除く区域における特別措置と同一とする。

（管理対象区域への出入管理）

第５２条

保健安全ＧＭは,「NK-58-1 福島第一原子力発電所立入者登録管理マニュアル」に基づき，管理対象区域へ立ち入る次の者に対して許可を与える。

（１）放射線業務従事者：業務上管理対象区域に立入る者

（２）一時立入者：放射線業務従事者以外の者であって，放射線業務従事者の随行により管理対象区域に一時的に立入る者。ただし，所員又は安定化センター員で緊急作業に従事する間に受けた実効線量が１００ミリシーベルト超過者が管理対象区域で定められた移動経路を経て，管理対象区域でない箇所で執務する場合に限り，放射線業務従事者の随行を必要としない。

２．放射線安全ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，第１項にて許可していない者について，管理対象区域に立入らせない措置を講じる。ただし，防護管理ＧＭが，あらかじめ立入を許可した者のみが乗車する車両に許可を与え，車両が通過する出入管理箇所においては許可を得た車両以外を管理対象区域に立入らせない措置を講じる場合はこの限りでない。

３．放射線安全ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，管理対象区域の出入管理箇所又は臨時の出入管理箇所において，人の出入り等を監視する。ただし，防護管理ＧＭがあらかじめ立入を許可した者のみが乗車する車両であることを監視する場合及び放射線安全ＧＭが発電所外に設置した臨時の出入管理箇所において人の出入り等を監視する場合はこの限りでない。

４．放射線安全ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，第３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。ただし，管理対象区域を周辺監視区域と同一とした場合であって，防護管理ＧＭが周辺監視区域境界に柵を設ける又は標識を掲げる場合は，この限りでない。

５．放射線安全ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，管理対象区域から退出する者の身体及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。

６．放射線安全ＧＭは，放射線レベルが高いため第５項の措置を講じることができない場合，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，臨時の出入管理箇所において，管理対象区域から退出する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が，スクリーニングレベル※1を超えないような措置を講じる。

７．放射線安全ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，第４８条第１項（２）の区域から汚染のおそれのない管理対象区域に移動する者の身体及び身体に着用している物並びに物品等の表面汚染密度が，バックグラウンドを超えないような措置を講じる。

※１：スクリーニングレベルとは，原子力災害対策本部が定める警戒区域からのスクリーニングレベル（平成 23 年 9 月 16 日付・原子力非常災害対策本部長通知）をいう。以下，第６２条において同じ。

（管理区域への出入管理）

第５３条

管理区域への出入管理は，第５２条に定める管理対象区域への出入管理と同一とする。

（管理対象区域出入者の遵守事項）

第５４条

放射線安全ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，管理対象区域に出入りする所員及び安定化センター員に，次の事項を遵守させる措置を講じる。

（１）出入管理箇所を経由すること。ただし，放射線安全ＧＭの承認を得て，その指示に従う場合は，この限りでない。

（２）管理対象区域に立入る場合は，個人線量計を着用すること。ただし，一時立入者であって保健安全ＧＭの指示に従う場合は，この限りでない。

（３）管理対象区域に立入る場合は，所定の保護衣及び保護具を着用すること。ただし，下記のいずれかに該当する場合は，この限りでない。

・汚染のおそれのない管理対象区域に立入る場合

・放射線安全ＧＭの承認を得て，その指示に従う場合

（４）第５０条第１項（３）に係る区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は，更衣及び持ち出す物の養生等を行うこと。

（５）管理対象区域から退出する場合又は管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に移動する場合は，身体及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，第５２条第５項又は第５２条第６項に基づく放射線安全ＧＭ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及び喫煙をしないこと。

（管理区域出入者の遵守事項）

第５５条

管理区域出入者の遵守事項は，第５４条に定める管理対象区域出入者の遵守事項と同一とする。

（保全区域）

第５６条

保全区域は，添付３に示す区域とする。

２．防護管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，保全区域を標識等により区別する他，必要に応じて立入制限等の措置を講じる。

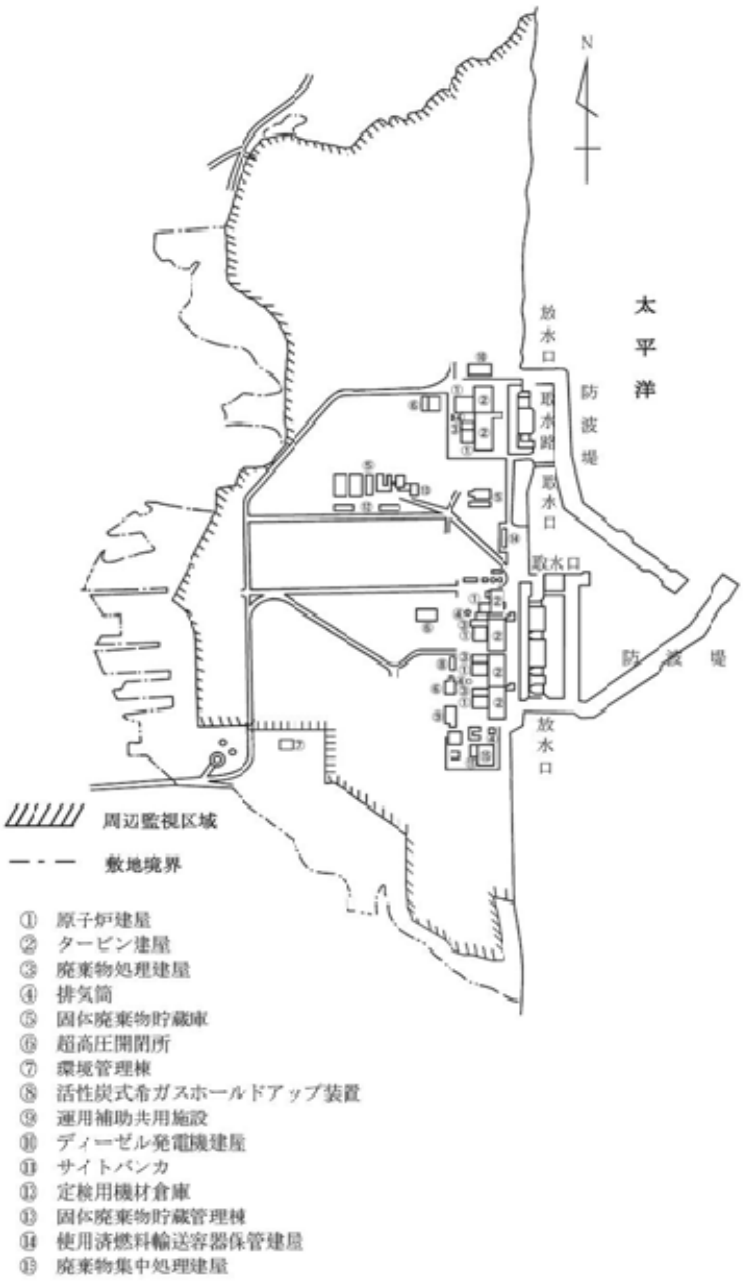
（周辺監視区域）

第５７条

周辺監視区域は，図５７に示す区域とする。

２．防護管理ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，第１項の周辺監視区域境界に，柵を設ける又は標識を掲げることにより，業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし，当該区域に立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。

図５７



（線量の評価）

第５８条

保健安全ＧＭは，「NK-58-2 福島第一原子力発電所線量管理マニュアル」に基づき，所員及び安定化センター員の放射線業務従事者の実効線量及び等価線量を表５８に定める項目及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５８

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

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

（管理対象区域内の床，壁等の除染）

第５９条

各ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，管理対象区域内において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又は発見した場合であって，この汚染の除去を行う場合は，１～４号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭに連絡する。

２．第１項の汚染箇所に係る作業の所管ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，汚染状況等について１～４号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭの確認を受けた上で，その協力を得ながら汚染の除去等，放射線防護上の必要な措置を講じる。

３．第２項の所管ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，その措置結果について，１～４号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭの確認を得る。

（外部放射線に係る線量当量率等の測定）

第６０条

各ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，表６０－１及び表６０－２（第４８条第１項（２）の区域内にある汚染のおそれのない管理対象区域内に限る）に定める管理対象区域内における測定項目について，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対象区域については，この限りでない。

２．環境モニタリングＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，表６０－１に定める周辺監視区域境界付近（測定場所は図６０に定める。）における測定項目について，同表に定める頻度で測定する。

３．１～４号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，第１項の測定により，環境モニタリングＧＭは，第２項の測定により，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，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。

４．各ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，第１項に定める測定結果を１～４号放射線管理ＧＭに連絡する。１～４号放射線管理ＧＭは，測定結果を記入したサーベイマップを作成する。

表６０－１

場　　所	測定項目	所管ＧＭ	測定頻度
１．管理対象区域内（管理区域内を含む）※1	外部放射線に係る線量当量率	各ＧＭ	放射線レベルに応じて
		１～４号放射線管理ＧＭ※2	毎日運転中に１回
	外部放射線に係る線量当量	１～４号放射線管理ＧＭ	１週間に１回
	空気中の放射性物質濃度	１～４号放射線管理ＧＭ	１週間に１回
	表面汚染密度	１～４号放射線管理ＧＭ	１週間に１回
２．周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	環境モニタリングＧＭ	３ヶ月に１回
	空気吸収線量率※3	環境モニタリングＧＭ	常時
	空気中の粒子状放射性物質濃度	環境モニタリングＧＭ	３ヶ月に１回

※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

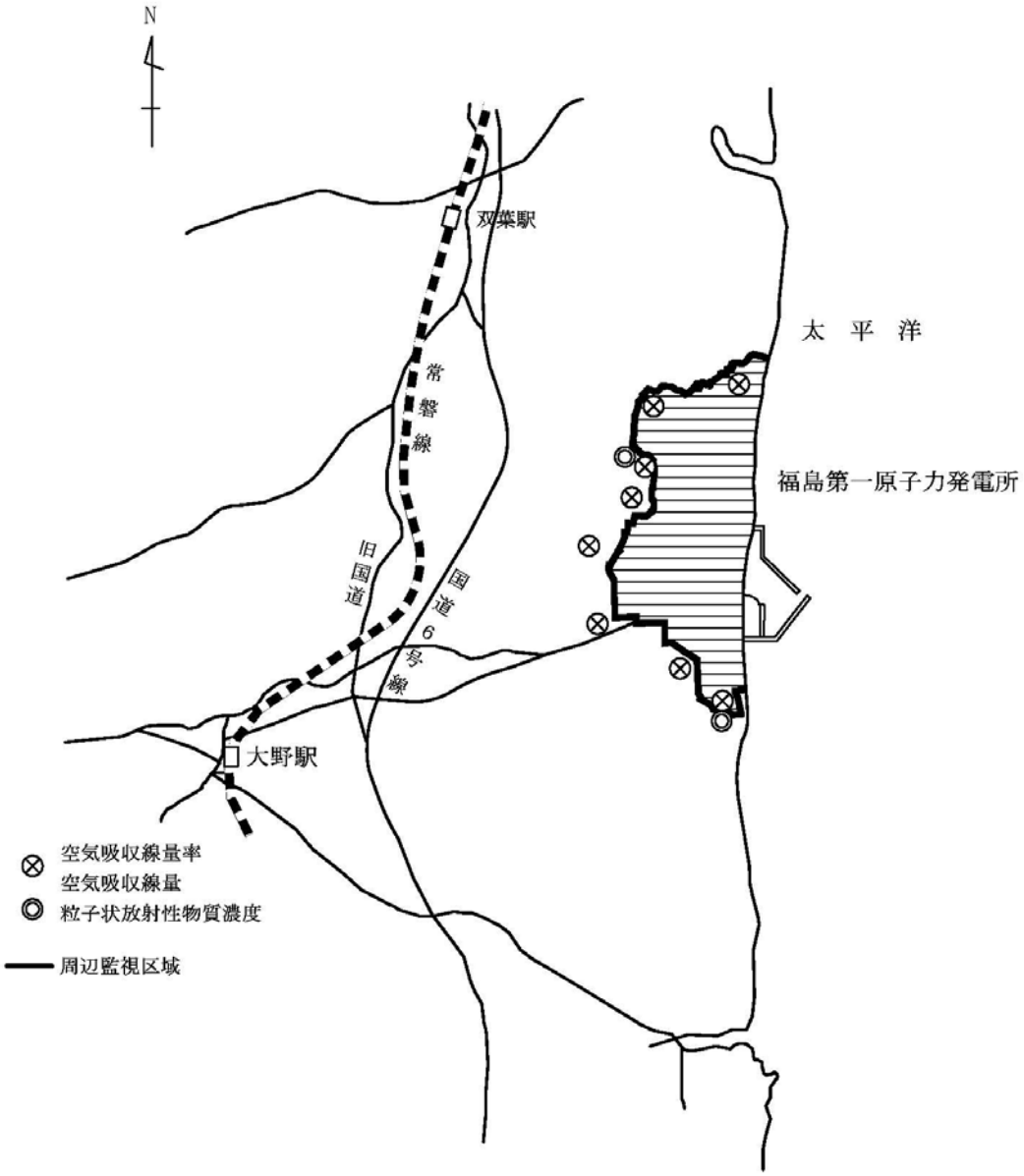
※２：使用済燃料共用プールのエリアモニタ及び使用済燃料乾式キャスク仮保管設備のエリアモニタにおいて測定する項目

※３：モニタリングポストにおいて測定する項目

表６０－２

場　　所	測定項目	所管ＧＭ	測定頻度
汚染のおそれのない管理対象区域内	表面汚染密度	１～４号放射線管理ＧＭ 又は 作業環境改善ＧＭ	毎日１回 （汚染のおそれのない管理対象区域が設定されている期間）
	空気中の 放射性物質濃度		

図６０



（放射線計測器類の管理）

第６１条

各ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，表６１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，修理又は代替品を補充する。

表６１

分　　類	計測器種類	所管ＧＭ	数量※1
１．被ばく管理用計測器	電子式線量計	保安総括ＧＭ	１式
	ホールボディカウンタ	保安総括ＧＭ	１台
２．放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	保安総括ＧＭ	７台
	汚染密度測定用サーベイメータ	保安総括ＧＭ	７台
	退出モニタ	保安総括ＧＭ	２台
	試料放射能測定装置	保安総括ＧＭ	１台※2
	集積線量計	保安総括ＧＭ	１式
３．放射線監視用計測器	モニタリングポスト	保安総括ＧＭ	８台
	エリアモニタ	機械第二ＧＭ	７台※3
		計装第二ＧＭ	３台※4
４．環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	保安総括ＧＭ	１台※2
	積算線量計測定装置	保安総括ＧＭ	１台

※１：５号炉及び６号炉の放射線計測器類と共用で確保する数量（エリアモニタを除く。）

※２：表４３の試料放射能測定装置と共用

※３：使用済燃料共用プールにおけるエリアモニタの合計の台数（エリアモニタが復旧していない場合には，未復旧のエリアモニタを除いた台数とする。）

※４：使用済燃料乾式キャスク仮保管設備におけるエリアモニタの合計の台数

（管理対象区域外等へ持ち出そうとする物品の測定）

第６２条

放射線安全ＧＭは,「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，各ＧＭが管理対象区域から搬出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。

２．放射線安全ＧＭは，放射線レベルが高いため第１項の確認ができない場合，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，臨時の出入管理箇所において，各ＧＭが管理対象区域から搬出する物品の表面汚染密度が，スクリーニングレベルを超えていないことを確認する。

３．１～４号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，各ＧＭが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に移動する物品の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。

４．１～４号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，各ＧＭが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に核燃料物質によって汚染された物（新燃料，使用済燃料及び固体廃棄物を除く。）を移動する場合は，容器等の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。

（管理区域外等へ持ち出そうとする物品の測定）

第６３条

管理区域外等へ持ち出そうとする物品の測定は，第６２条に定める管理対象区域外等へ持ち出そうとする物品の測定と同一とする。

（発電所外への運搬）

第６４条

各ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，核燃料物質によって汚染された物（新燃料，使用済燃料及び固体廃棄物を除く。）を発電所外に運搬する場合は，所長の承認を得る。

（管理対象区域内における協力企業の放射線防護）

第６５条

保安総括ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，管理対象区域内で作業を行う協力企業に対して，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）管理対象区域出入者の遵守事項

イ．出入方法に関すること。

ロ．個人線量計の着用に関すること。

ハ．保護衣の着用に関すること。

ニ．汚染拡大防止措置に関すること。

ホ．放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙の禁止に関すること。

（２）線量評価の項目及び頻度に関すること。

（３）床，壁等の汚染発見時の措置に関すること。

２．各ＧＭは，「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，管理対象区域内で作業を行う協力企業に対して，第１項に定めた必要事項を遵守させる措置を講じる。

（管理区域内における協力企業の放射線防護）

第６６条

管理区域内における協力企業の放射線防護は，第６５条に定める管理対象区域内における協力企業の放射線防護と同一とする。

（頻度の定義）

第６７条

本章でいう測定※1頻度に関する考え方は，表６７のとおりとする。

表６７

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日及び１月１日を始期とする各３ヶ月間に１回実施
常時	測定※1可能な状態において常に測定※1することを意味しており，点検時等の測定※1不能な期間を除く。
放射線レベルに応じて	「NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル」に基づき，作業場所に応じて下記の測定頻度とする。ただし，測定の結果により作業開始又は作業継続ができないと判断する場合には測定を中断してもよい。 （１）既知の測定データから放射線レベルが低いと判断できない場所 作業予定エリアに入域できるか判断するために，作業開始前に測定を１回実施する。作業中は線量変動の可能性を考慮し，必要に応じて測定を実施する。 （２）既知の測定データから放射線レベルが低いと判断できる場所 作業中の線量変動の可能性を考慮し，必要に応じて測定を実施する。

※１：監視も含む。

第８章　　保守管理

（保守管理）

第６８条

各ＧＭは，表６８に定めるマニュアルに基づき，設備又は機器の単位ごとに保全方式※1及び保全方法※2を定めた保全計画（必要に応じて消耗品等の準備を含む）を策定し，これに基づき点検，補修，取替え及び改造等の保全を実施するとともに，その結果を記録する。また，作業管理は「NQ-51-8 作業管理マニュアル」に基づき実施する。

※１：時間基準保全，状態基準保全又は事後保全をいう。

※２：保全方式にあわせた保全方法を定める。なお，事後保全における保全方法とは，運転管理上の巡視点検や定例試験等を行う中で機器に異常の兆候が確認された場合に点検，補修，取替え及び改造等の保全を実施することをいう。

表６８

マニュアル名称	関連条文
FS-57・CP-001 原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル	第１８条～第２０条，第２２条，第２３条，第２５条
FS-57・WT-001 高レベル放射性滞留水処理関連設備の運転・保守管理マニュアル	第２６条，第２７条，第４０条
FS-57・PI-001 電気設備の保守管理マニュアル	第２８条，第２９条
NE-55-7・1F-B1-001 免震重要棟電気設備保守管理要領	第２９条
FS-57・PI-002 計装・通信設備の保守管理マニュアル	第１８条，第２０条，第２２条，第２４条，第２５条，第２７条，第６１条※3
FS-57・ME-001 使用済燃料共用プール設備の運用・保守管理マニュアル	第２１条，第６１条※3
~~NM-55 保守管理基本マニュアル~~	~~第６１条※3~~

※３：放射線計測器類のうち，エリアモニタのみ該当する。

第９章　緊急時の措置

（原子力防災組織）

第６９条

原子力防災ＧＭは，緊急事態が発生した場合に，原子力災害対策活動を行えるよう，原子力防災組織を定めるにあたり，所長の承認を得る。

２．緊急時対策本部の本部長は，所長とする。ただし，原子力防災ＧＭ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。）

（原子力防災組織の要員）

第７０条

原子力防災ＧＭは，原子力防災組織の要員を定めるにあたり，所長の承認を得る。

（原子力防災資機材等）

第７１条

各ＧＭ及び安定化センター各ＧＭ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．技術ＧＭ及び発電ＧＭは，緊急時における運転操作に関するマニュアルを作成し，制定及び改定にあたっては，第７条第２項に基づき運営委員会の確認を得る。

（通報経路）

第７２条

原子力防災ＧＭは，緊急事態が発生した場合の社内及び国，県，町等の社外関係機関との通報経路を定めるにあたり，所長の承認を得る。

（緊急時演習）

第７３条

原子力防災ＧＭは，原子力防災組織の要員に対して緊急事態に対処するための総合的な訓練を１年に１回以上実施し，所長に報告する。

（通報）

第７４条

当直長等は，原子炉施設に異常が発生し，その状況が緊急事態である場合は，第７２条に定める通報経路にしたがって，所長に通報する。

２．所長は，緊急事態の発生について通報を受け，又は自ら発見した場合は，第７２条に定める通報経路にしたがって，社内及び社外関係機関に通報する。

（緊急時態勢の発令）

第７５条

所長は，緊急事態が発生した場合は，緊急時態勢を発令して，原子力防災組織の要員を召集し，発電所に緊急時対策本部を設置する。

（応急措置）

第７６条

本部長は，原子力防災組織を統括し，緊急事態において次の応急措置を実施する。

（１）警備及び避難誘導

（２）放射能影響範囲の推定

（３）医療活動

（４）消火活動

（５）汚染拡大の防止

（６）線量評価

（７）応急復旧

（８）原子力災害の発生又は拡大の防止を図るための措置

（緊急時における活動）

第７７条

原子力緊急事態宣言発令後，本部長は，第７６条で定める応急措置を継続実施する。

（緊急時態勢の解除）

第７８条

本部長は，事象が収束し，緊急時態勢を継続する必要がなくなった場合は，関係機関と協議した上で，緊急時態勢を解除し，その旨を社内及び社外関係機関に連絡する。

第１０章　保安教育

（所員及び安定化センター員への保安教育）

第７９条

安全確保設備等の運用を行う所員及び安定化センター員への保安教育を実施するにあたり，具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「FS-57・SM-001 福島第一安定化センター 保安教育マニュアル」に定め，これに基づき次の各号を実施する。

（１）教育管理ＧＭは，毎年度，安全確保設備等の運用を行う所員及び安定化センター員への保安教育実施計画を「FS-57・SM-001 福島第一安定化センター 保安教育マニュアル」で定める実施方針に基づいて作成し，主任技術者及び所長の確認を得て安定化センター所長の承認を得る。

（２）教育管理ＧＭは，（１）の保安教育実施計画の策定にあたり，運営委員会の確認を得る。

（３）各ＧＭ及び安定化センター各ＧＭは，（１）の保安教育実施計画に基づき，保安教育を実施する。教育管理ＧＭは，年度毎に所員及び安定化センター員の保安教育実施結果を所長及び安定化センター所長へ報告する。

ただし，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

（４）教育管理ＧＭは，具体的な保安教育の内容について，定められた頻度に基づき見直しを行う。

（協力企業従業員への保安教育）

第８０条

各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭは，安全確保設備等に関する作業を協力企業が行う場合，当該協力企業従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が「FS-57・SM-001 福島第一安定化センター 保安教育マニュアル」で定める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，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

２．各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭは，安全確保設備等に関する作業のうち管理対象区域内における業務を協力企業が行う場合，当該協力企業従業員に対し，安全上必要な教育が「FS-57・SM-001 福島第一安定化センター 保安教育マニュアル」で定める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，各ＧＭは，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，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

３．運営設備ＧＭは，放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力企業が行う場合，毎年度，当該業務に従事する従業員に対し，「FS-57・SM-001 福島第一安定化センター 保安教育マニュアル」で定める実施方針のうち，「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し，その内容を主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

４．運営設備ＧＭは，第３項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し，その実施結果を年度毎に所長に報告する。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，運営設備ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

５．燃料ＧＭは，燃料取扱に関する業務の補助を協力企業が行う場合，毎年度，当該業務に従事する従業員に対し，「FS-57・SM-001 福島第一安定化センター 保安教育マニュアル」で定める実施方針のうち，「燃料取扱の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し，その内容を主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

６．燃料ＧＭは，第５項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し，その実施結果を年度毎に所長に報告する。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，燃料ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

第１１章　記録及び報告

（記録）

第８１条

各ＧＭは，表８１－１に定める保安に関する記録を適正に作成し，保存する。

表８１－１

記録	記録すべき場合※1	保存期間	関連マニュアル
１．原子炉注水流量※2	毎日１回	１０年間	※１０~~８~~
２．原子炉圧力容器底部温度※2	連続して※3	１０年間	※１０~~８~~
	毎日１回	１０年間	※１０~~８~~
３．格納容器内温度※2	連続して※3	１０年間	※１０~~８~~
	毎日１回	１０年間	※１０~~８~~
４．使用済燃料プール水温※4	毎日１回	１０年間	※１０~~８~~
５．使用済燃料共用プール水温	毎日１回	１０年間	※１０~~８~~
６．短半減期核種の放射能濃度※2	１時間ごと	１０年間	※１０~~８~~
７．窒素封入量※2	毎日１回	１０年間	※１０~~８~~
８．格納容器水素濃度※2	毎日１回	１０年間	※１０~~８~~
９．滞留水水位※4	毎日１回	１０年間	※１１~~９~~
１０．サブドレン水の水位及び放射能濃度※4	測定の都度	１０年間	※１１~~９~~
１１．安全確保設備等の巡視又は点検の状況並びにその担当者の氏名	巡視又は点検の都度	巡視又は点検を実施した施設又は設備を廃棄した後５年が経過するまでの期間	※１０~~８~~～※１３~~０~~
１２．安全確保設備等の点検・補修等の結果及びその担当者の氏名	実施の都度	点検・補修等を実施した施設又は設備を廃棄した後５年が経過するまでの期間	※１１，※１２，※１４~~９~~～※１７~~５~~
１３．運転責任者の氏名及び運転員の氏名並びに，これらの者の交代の日時及び交代時の引継事項※4	交代の都度	１年間	※１８~~６~~
１４．原子炉に使用している処理水の純度※2	測定の都度	１年間	※１２~~０~~
１５．本編で定める運転上の制限に関する警報装置から発せられた警報の内容	その都度	１年間	※１１~~９~~，※１８~~６~~
１６．安全確保設備等の事故発生及び復旧の日時	その都度	※５	※１９~~７~~
１７．安全確保設備等の事故の状況及び事故に際して採った処置	同上	※５	※１９~~７~~

記録	記録すべき場合※1	保存期間	関連マニュアル
１８．安全確保設備等の事故の原因	同上	※５	※１９~~７~~
１９．安全確保設備等の事故後の処置	同上	※５	※１９~~７~~
２０．使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器，使用済燃料輸送貯蔵兼用容器の蓋間圧力及び表面温度	１ヶ月に１回	１０年間	※１３
２１．使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置又配置替えの都度	５年間	※１３
２２．原子炉本体，使用済燃料の貯蔵施設※6，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	※２０
２３．気体廃棄物の放出箇所※7における放射性物質の濃度及び３月間についての平均濃度	放射性物質の濃度にあっては測定の都度，３月間の平均濃度にあっては３月ごとに１回	１０年間	※２１
２４~~０~~．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※8~~6~~の放射線業務従事者の４月１日，７月１日，１０月１日及び１月１日を始期とする各３月間の線量並びに本人の申出等により妊娠の事実を知ることとなった女子の放射線業務従事者にあっては出産までの間毎月１日を始期とする１月間の線量	１年間の線量にあっては毎年度１回，３月間の線量にあっては３月ごとに１回，１月間の線量にあっては１月ごとに１回	※９~~７~~	※２２~~１９~~
２５~~１~~．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	※９~~７~~	※２２~~１９~~

記録	記録すべき場合※1	保存期間	関連マニュアル
２６~~２~~．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及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	※９~~７~~	※２２~~１９~~
２７．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並びにその運搬の日時及び経路	運搬の都度	１年間	※２０
２８．放射性物質による汚染の広がりの防止及び除去を行った場合には，その状況及び担当者の氏名	広がりの防止及び除去の都度	１年間	※２０
２９．風向及び風速	連続して※3	１０年間	※２０
３０．降雨量	同上	１０年間	※２０
３１．大気温度	同上	１０年間	※２０
３２~~２３~~．保安教育の実施計画	策定の都度	３年間	※２３~~２０~~
３３~~２４~~．保安教育の実施日時，項目及び受けた者の氏名	実施の都度	３年間	※２３~~２０~~

※１：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，故障又は消耗品の取替により記録不能な期間を除く。

※２：１号炉，２号炉及び３号炉のみ。

※３：デジタルデータにより~~を~~保存することができる。

※４：１号炉，２号炉，３号炉及び４号炉のみ。

※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。

※６：使用済燃料乾式キャスク仮保管設備については，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備内における線量当量率

※７：表４２－１に示す放出箇所

※８~~６~~：妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。

※９~~７~~：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又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。

※１０~~８~~：NM-51-6 状態管理マニュアル

※１１~~９~~：FS-57・WT-001 高レベル放射性滞留水処理関連設備の運転・保守管理マニュアル

※１２０：FS-57・CP-001 原子炉・使用済燃料プール冷却設備等の運転・保守管理マニュアル

※１３：NM-52 燃料管理基本マニュアル

※１４１：FS-57・PI-001 電気設備の保守管理マニュアル

※１５２：FS-57・ME-001 使用済燃料共用プール設備の運用・保守管理マニュアル

※１６３：NE-55-7・1F-B1-001 免震重要棟電気設備保守管理要領

※１７４：FS-57・PI-002 計装・通信設備の保守管理マニュアル

~~※１５：NM-55 保守管理基本マニュアル~~

※１８６：NM-51-4 運転員の引継マニュアル

※１９７：NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル

※２０：NM-58 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル

※２１１８：FS-57・RE-001 気体の廃棄物の管理マニュアル

※２２１９：NK-58-2 福島第一原子力発電所線量管理マニュアル

※２３２０：FS-57・SM-001 福島第一安定化センター 保安教育マニュアル

（報告）

第８２条

各ＧＭ又は１～４号設備運転管理部長は，次のいずれかに該当する場合又は該当するおそれがあると判断した場合は，「NM-51-11トラブル等の報告マニュアル」に基づき，直ちに安定化センター所長，所長及び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（第３１条）

（２）気体廃棄物について放出管理の目標値を超えて放出した場合（第４２条）

（３）外部放射線に係る線量等量率等に異常が認められた場合（第６０条）

（４）実用炉規則第19条の17第2号から第14号に定める報告事象が生じた場合

２．所長は，前項に基づく報告を受けた場合，「NM-51-11トラブル等の報告マニュアル」に基づき，社長に報告する。

３．第１項又は第２項に基づく報告が，不在で遂行できない場合及び夜間休祭日の報告方法は，「NM-51-11トラブル等の報告マニュアル」による。

４．第１項（１）に該当する場合は，「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき，直ちに原子力規制委員会に報告する。

附　　則

附則（　　）

（施行期日）

第１条

この規定は，原子力規制委員会の認可を受けた日から３０日以内に施行する。

２．第１６条第５項，第４０条第１項（３）及び第２項（３）の多核種除去設備については，Ａ系に適用し，多核種除去設備Ａ系の汚染水を用いた通水試験の結果を原子力規制委員会に通知し確認を得た後，全系列に適用する。

~~第１７条第１項及び第４項の使用済燃料プール水については，各号炉の使用済燃料プールの浄化完了時点から，それぞれ適用することとする。~~

３．第１７条第３項及び第４項の３号炉復水貯蔵タンク水並びに第１８条のＣＳＴ炉注水ポンプについては，ＣＳＴ炉注水ポンプ運用開始時点から，それぞれ適用することとする。

４．第６１条における表６１の計装第二ＧＭが所管する使用済燃料乾式キャスク仮保管設備のエリアモニタの数量については，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備のエリアモニタを規定台数設置した時点から適用することとし，規定台数を設置するまでの期間においては，未設置のエリアモニタを除いた台数を規定台数とする。

５~~４~~．第４２条の表４２－１及び表４２－２については，２号炉原子炉建屋においてブローアウトパネル部が閉止され，原子炉建屋排気設備の運用開始時点から適用することとし，適用以前の間は以下の通りとする。

附則第１条第４項の適用以前の間は次のとおり。

（気体廃棄物の管理）

第４２条

気体廃棄物の放出管理について，「FS-57・RE-001 気体の廃棄物の管理マニュアル」に基づき，次の事項を実施する。

（１）環境モニタリングＧＭは，表４２－１に定める項目について，同表に定める頻度で測定する。

（２）環境モニタリングＧＭは，表４２－１の放出箇所から放出された粒子状の放射性物質の敷地境界における空気中の濃度の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下回ることを確認する。

（３）環境モニタリングＧＭは，表４２－１の放出箇所から放出された粒子状の放射性物質の放出量が，放出管理の目標値を下回ることを確認する。

（４）当直長は，表４２－２の放出箇所から放射性物質を含む空気を放出する場合は，ダ

スト放射線モニタ及びガス放射線モニタを監視する。

（５）環境モニタリングＧＭは，表４２－３に定める項目について，同表に定める頻度で測定する。

（６）環境モニタリングＧＭは，表４２－３の放出箇所において，粒子状の放射性物質濃度に有意な上昇傾向が無いことを確認する。

表４２－１

放出箇所	測定項目	計測器種類	測定頻度
１号炉原子炉建屋 カバー排気設備出口	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回
１号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回
２号炉原子炉建屋 ブローアウトパネル部	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回
２号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回
３号炉原子炉建屋 上部	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回
３号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回

表４２－２

放出箇所	監視項目	計測器種類	監視頻度
１号炉原子炉建屋 カバー排気設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
１号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
	希ガス	ガス放射線モニタ	
２号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
	希ガス	ガス放射線モニタ	
３号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
	希ガス	ガス放射線モニタ	

表４２－３

放出箇所	測定項目	計測器種類	測定頻度
建屋内地上部開口部	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回
汚染水処理設備・貯留設備のうち除染装置及び造粒固化体貯槽	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	除染装置運転時 及び廃棄物受入時
使用済燃料共用プールオペフロ階	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	使用済燃料取扱い時

添付１については核物質防護上の理由から
公開しないこととしております。

添付１　　管　理　区　域　図

（第４６条及び第４９条関連）

添付２については核物質防護上の理由から
公開しないこととしております。

添付２　　管　理　対　象　区　域　図

（第４５条，第４７条及び第４８条関連）

添付３については核物質防護上の理由から
公開しないこととしております。

添付３　　保　全　区　域　図

（第５６条関連）

第２編

（５号炉及び６号炉に係る保安措置）

第１章　総　　則

（目的）

第１条

この規定第２編は，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６４条の３第１項の規定に基づき，福島第一原子力発電所５号炉及び６号炉に係る原子炉施設（１号炉，２号炉，３号炉及び４号炉との共用施設を含む。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（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。）又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２条

発電所における保安活動は，安全文化を基礎とし，放射線及び放射性物質の放出による従業員及び公衆の被ばくを，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。

（関係法令及び保安規定の遵守）

第２条の２

社長は，第２条に係る保安活動を実施するにあたり，関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるよう，基本方針を定めるとともに，必要に応じて基本方針の見直しを行う。

２．原子力・立地本部長及び原子力品質監査部長は，関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるようにするため，「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め，これに基づき次の事項を実施する。

（１）第１項の基本方針に基づき，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画を年度毎に策定する。

（２）第３項の関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動状況を評価し，その結果を社長に報告し，必要に応じて指示を受ける。

（３）（２）の活動状況の評価結果及び指示を，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画に反映する。

３．第４条の組織は，第２項（１）の活動計画に基づき，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動を実施する。

（安全文化の醸成）

第２条の３

社長は，第２条に係る保安活動を実施するにあたり，安全を最優先にするため，安全文化醸成の基本方針を定めるとともに，必要に応じて基本方針の見直しを行う。

２．原子力・立地本部長及び原子力品質監査部長は，安全文化を醸成するため，「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め，これに基づき次の事項を実施する。

（１）第１項の基本方針に基づき，安全文化の醸成のための活動計画を年度毎に策定する。

（２）第３項の安全文化の醸成のための活動状況を評価し，その結果を社長に報告し，必要に応じて指示を受ける。

（３）（２）の活動状況の評価結果及び指示を，安全文化の醸成のための活動計画に反映する。

３．第４条の組織は，第２項（１）の活動計画に基づき，安全文化の醸成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。

【品質保証計画】

1. 目的

本品質保証計画は，福島第一原子力発電所（以下「発電所」という。）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。）に従って，発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステム（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. 用語の定義

以下を除き JEAC4111 の定義に従う。

原子力発電施設：原子力発電所を構成する構築物，系統及び機器等の総称

原子力施設情報公開ライブラリー:原子力施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより,事故及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。)

BWR 事業者協議会：国内 BWR プラントの安全性及び信頼性を向上させるために，電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し,必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。(以下，本条及び第１０７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) 第４条（保安に関する組織）に定める組織（以下「組織」という。）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，かつ，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) 組織は，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及びそれらの組織への適用を「Z-21 原子力品質保証規程」に定める。

b) これらのプロセスの順序及び相互関係を図１のとおりとする。

c) これらのプロセスの運用及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及び方法を明確にする。

d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。

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。

(3) 組織は，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。）に基づく重要性を基本として，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グレード分けを行う。また，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必要に応じて以下の事項を考慮する。

a) プロセス及び原子力発電施設の複雑性，独自性，又は斬新性の程度

b) プロセス及び原子力発電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) 検査又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) 作業又は製造プロセス，要員，要領，及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度

e) 運転開始後の原子力発電施設に対する保守，供用期間中検査及び取替えの難易度

(4) 組織は，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) 組織は，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決めた場合には，「7.4 調達」に従ってアウトソースしたプロセスの管理を確実にする。

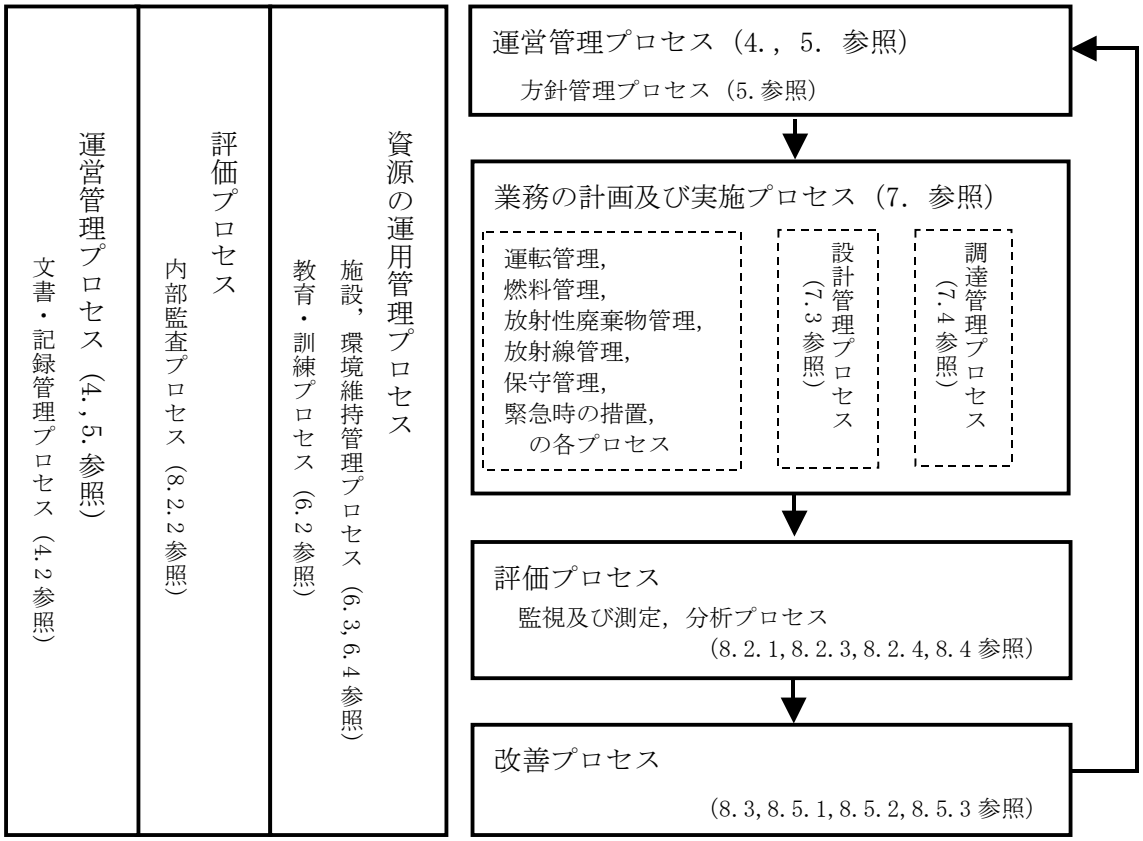


図１．品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

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として以下の事項を含める。また，これらの文書体系を図２に，各マニュアルと各条文の関連を c)及び d)の表に示す。なお，記録は適正に作成する。

a) 文書化した，品質方針及び品質目標の表明

b) 以下の品質マニュアル

①本品質保証計画，②原子力品質保証規程（Z-21）

c) JEAC4111 が要求する“文書化された手順” である以下の文書及び記録

第3条の関連条項	原子力品質保証規程の関連条項	名　　称	文書番号	管理箇所
4.2, 7.2.2	4.2, 7.2.2	文書及び記録管理基本マニュアル	NQ-12	原子力品質・安全部
8.2.2,8.5.1	8.2.2,8.5.1	原子力品質監査基本マニュアル	NA-19	原子力品質監査部
8.3, 8.5.1, 8.5.2,8.5.3	8.3, 8.5.1, 8.5.2,8.5.3	不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル	NQ-11	原子力品質・安全部

d）組織内のプロセスの効果的な計画，運用及び管理を確実に実施するために，必要と決定した記録を含む文書

①以下の文書

第3条の関連条項	原子力品質保証規程の関連条項	名　　称	文書番号	管理箇所	第3条以降の関連条文
5.4.1,8.2.3, 8.4, 8.5.1	5.4.1,8.2.3, 8.4, 8.5.1	セルフアセスメント実施基本マニュアル	NK-17	原子力・立地業務部	第 10 条
5.5.3	5.5.3	保安管理基本マニュアル	NM-24	原子力運営管理部	第 6 条～第 9 条
5.6, 8.5.1	5.6, 8.5.1	マネジメントレビュー実施基本マニュアル	NK-18	原子力・立地業務部	－
6.2	6.2	教育及び訓練基本マニュアル	NK-20	原子力・立地業務部	第 118 条～第 120 条
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	運転管理基本マニュアル	NM-51	原子力運営管理部	第7条，第11条の2，第12条～第78条，第84条，第87条，第94条，第95条，第108条～第117条，第120条，第121条
		燃料管理基本マニュアル	NM-52	原子力運営管理部	第19条～第23条，第25条～第27条，第55条，第56条，第69条，第72条，第79条～第86条，第103条，第104条，第120条
		放射性廃棄物管理基本マニュアル	NM-54	原子力運営管理部	第87条，第88条
6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 8.3	6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 8.3	福島第一原子力発電所瓦礫等管理マニュアル	FS-57・RE-002	放射線・環境部	第87条の2
7.1, 7.2.1, 7.5	7.1, 7.2.1, 7.5	気体の廃棄物の管理マニュアル	FS-57・RE-001	放射線・環境部	第89条，第90条，第120条
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	保守管理基本マニュアル	NM-55	原子力運営管理部	第90条，第102条，第107条，第107条の2，第120条
6.2.2, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 8.3	6.2.2, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 8.3	福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル	NM-58	原子力運営管理部	第92条～第98条，第100条～第106条
7.1, 7.2.1, 7.5	7.1, 7.2.1, 7.5	福島第一原子力発電所立入者登録管理マニュアル	NK-58-1	原子力・立地業務部	第95条，第95条の2
		福島第一原子力発電所線量管理マニュアル	NK-58-2	原子力・立地業務部	第99条，第120条
7.2.3, 8.2.1	7.2.3, 8.2.1	外部コミュニケーション基本マニュアル	NM-21	原子力運営管理部	－
7.3	7.3	設計管理基本マニュアル	NE-16	原子力設備管理部	－

第3条の関連条項	原子力品質保証規程の関連条項	名　　称	文書番号	管理箇所	第3条以降の関連条文
7.4	7.4	調達管理基本マニュアル	NE-14	原子力設備管理部	－
		原子燃料調達基本マニュアル	NC-15	原子燃料サイクル部	－
8.2.4	8.2.4	検査及び試験基本マニュアル	NM-13	原子力運営管理部	第19条，第22条，第24条，第27条，第30条，第32条，第39条，第41条～第44条，第47条，第49条～第54条，第57条，第60条，第63条，第81条，第84条，第107条，第120条
		運転管理基本マニュアル	NM-51	原子力運営管理部	第21条，第24条，第27条，第39条，第41条，第51条～第54条，第58条，第60条，第61条，第67条，第84条，第120条

②発電所品質保証計画書

③要領，要項，手引等の手順書

④部門作成文書

⑤外部文書

⑥上記①②③④⑤で規定する記録

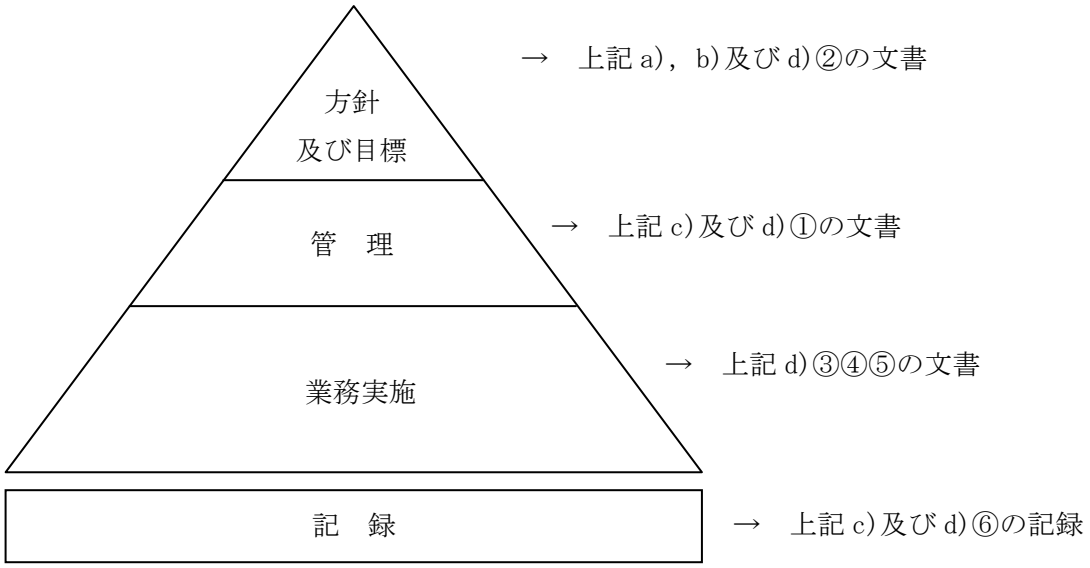


図２．品質マネジメントシステム文書体系図

4.2.2 品質マニュアル

組織は，品質マニュアルとして本品質保証計画を含む「Z-21 原子力品質保証規程」を作成し，維持する。制定・改訂権限者は社長とする。

4.2.3 文書管理

(1) 組織は，品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために，「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき，保安規定上の位置付けを明確にするとともに，保安活動の重要度に応じて管理する。また，記録は，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「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。

a) 発行前に，適切かどうかの観点から文書を承認する。

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) 文書の変更の識別及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及び運用のために組織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) 組織は，要求事項への適合及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された記録を管理する。

(2) 記録の識別，保管，保護，検索，保管期間及び廃棄に関して必要な管理を「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。

(3) 記録は，読みやすく，容易に識別可能かつ検索可能であるようにする。

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及び実施，並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組織内に周知する。

b) 品質方針を設定する。

c) 品質目標が設定されることを確実にする。

d) マネジメントレビューを実施する。
e) 資源が使用できることを確実にする。

5.2 原子力安全の重視

社長は，原子力安全を最優先に位置付け，業務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 及び 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) 東京電力の経営理念に対して適切である。
b) 要求事項への適合及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) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。
d) 組織全体に伝達され，理解される。
e) 適切性の持続のためにレビューされる。

5.4 計画

5.4.1 品質目標

(1) 社長は，組織内のしかるべき部門及び階層で，業務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)を設定することを確実にするために,「NK-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」を定めさせる。
(2) 品質目標は，その達成度が判定可能で，品質方針との整合がとれていること。

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，整合性が取れるよう管理する。

5.5 責任，権限及びコミュニケーション

5.5.1 責任及び権限

社長は，全社規程である「Z-10 職制および職務権限規程」を踏まえ，保安活動を実施するための責任及び権限が第５条（保安に関する職務）及び第９条（主任技術者の職務等）に定められ，組織全体に周知されていることを確実にする。また，社長は第４条（保安に関する組織）に定める組織以外の全社組織による，「Z-10 職制および職務権限規程」に基

づく保安活動への支援を確実にする。

5.5.2 管理責任者

(1) 社長は，原子力品質監査部長及び原子力・立地本部長を管理責任者に任命し，与えられている他の責任とかかわりなく，次に示す責任及び権限を与える。

(2) 原子力品質監査部長の管理責任者としての責任及び権限

a) 内部監査プロセスを通じて，品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立，実施及び維持を確実にする。

b) 内部監査プロセスを通じて，品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について，社長に報告する。

c) 内部監査プロセスを通じて，組織全体にわたって，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) 原子力・立地本部長の管理責任者としての責任及び権限

a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス（内部監査プロセスを除く）の確立，実施及び維持を確実にする。

b) 品質マネジメントシステム（内部監査プロセスを除く）の成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について，社長に報告する。

c) 組織全体（原子力品質監査部除く）にわたって，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 内部コミュニケーション

社長は，組織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，マネジメントレビューや原子力発電保安委員会等を通じて，品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを確実にする。

5.6 マネジメントレビュー

5.6.1 一般

(1) 社長は，組織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，「NK-18 マネジメントレビュー実施基本マニュアル」に基づき，品質マネジメントシステムをレビューする。なお，必要に応じて随時実施する。

(2) このレビューでは，品質マネジメントシステムの改善の機会の評価，並びに品質方針及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。

(3) マネジメントレビューの結果の記録を維持する（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，次の情報を含む。

a) 監査の結果
b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方
c) プロセスの成果を含む実施状況並びに検査及び試験の結果
d) 予防処置及び是正処置の状況
e) 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
f) 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
g) 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

(1) 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及び処置すべてを含める。
a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善
b) 業務の計画及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

組織は，人的資源，原子力発電施設，作業環境を含め，原子力安全に必要な資源を提供する。

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，技能及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・訓練及び認識

組織は，次の事項を「NK-20 教育及び訓練基本マニュアル」に従って実施する。
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) 該当する場合には（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，又は他の処置をとる。
c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。
d) 組織の要員が，自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し，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，技能及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 原子力発電施設

組織は，原子力安全の達成のために必要な原子力発電施設を「NM-55 保守管理基本マニュアル」に基づき明確にし，維持管理する。

6.4 作業環境

組織は，放射線に関する作業環境を基本とし，異物管理や火気管理等の作業安全に関する作業環境を含め，原子力安全の達成のために必要な作業環境を関連するマニュアル等にて明確にし，運営管理する。

7. 業務の計画及び実施

7.1 業務の計画

(1) 組織は，保安活動に必要な業務のプロセスを計画し，運転管理（緊急時の措置含む），燃料管理，放射性廃棄物管理，放射線管理，保守管理の各基本マニュアルに定める。また，各基本マニュアルに基づき，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) 組織は，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。

a) 業務に対する品質目標及び要求事項

b) 業務に特有な，プロセス及び文書の確立の必要性，並びに資源の提供の必要性

c) その業務のための検証，妥当性確認，監視，測定，検査及び試験活動，並びにこれらの合否判定基準

d) 業務のプロセス及びその結果が，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) この業務の計画のアウトプットは，組織の運営方法に適した形式にする。

7.2 業務に対する要求事項に関するプロセス

7.2.1 業務に対する要求事項の明確化

組織は，次の事項を「業務の計画」（7.1参照）において明確にする。

a) 業務に適用される法令・規制要求事項

b) 明示されてはいないが，業務に不可欠な要求事項

c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて

7.2.2 業務に対する要求事項のレビュー

(1) 組織は，「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき，業務に対する要求事項をレビューする。このレビューは，業務を行う前に実施する。

(2) レビューでは，次の事項を確実にする。

a) 業務に対する要求事項が定められている。
b) 業務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) 組織が，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，及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) 業務に対する要求事項が書面で示されない場合には，組織はその要求事項を適用する前に確認する。

(5) 業務に対する要求事項が変更された場合には，組織は，関連する文書を修正する。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

組織は，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「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」にて明確にし，実施する。

7.3 設計・開発

組織は，原子力発電施設を対象として，「NE-16 設計管理基本マニュアル」に基づき設計・開発の管理を実施する。

7.3.1 設計・開発の計画

(1) 組織は，原子力発電施設の設計・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，組織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，検証及び妥当性確認
c) 設計・開発に関する責任及び権限

(3) 組織は，効果的なコミュニケーション及び責任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) 原子力発電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) 機能及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) 原子力発電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

する。要求事項は，漏れがなく，あいまい（曖昧）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，業務の実施に対して適切な情報を提供する。

c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか，又はそれを参照している。

d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子力発電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を含める。このレビューの結果の記録，及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，及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，原設計者以外の者又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力発電施設が，指定された用途又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，原子力発電施設の使用前に，妥当性確認を完了する。

(3) 妥当性確認の結果の記録，及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，検証及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，当該の原子力発電施設を構成する要素及び関連する原子力発電施設に及ぼす影響の評価を含める。

(4) 変更のレビューの結果の記録，及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

組織は，「NE-14 調達管理基本マニュアル」及び「NC-15 原子燃料調達基本マニュアル」に基づき調達を実施する。

7.4.1 調達プロセス

(1) 組織は，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) 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は，調達製品が原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。

(3) 組織は，供給者が組織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，評価及び再評価の基準を定める。

(4) 評価の結果の記録，及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) 組織は，調達製品の調達後における，維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法を定める。

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，必要な場合には，次の事項のうち該当する事項を含める。

a) 製品，手順，プロセス及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

(2) 組織は，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。

7.4.3 調達製品の検証

(1) 組織は，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，必要な検査又はその他の活動を定めて，実施する。

(2) 組織が，供給者先で検証を実施することにした場合には，組織は，その検証の要領及

び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中に明確にする。

7.5 業務の実施

7.5.1 業務の管理

組織は，「業務の計画」（7.1参照）に基づき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む。

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) 監視機器及び測定機器が利用でき，使用している。

e) 監視及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 業務に関するプロセスの妥当性確認

(1) 業務の過程で結果として生じるアウトプットが，それ以降の監視又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，組織は，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) 組織は，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及び承認のための明確な基準

b) 設備の承認及び要員の適格性確認

c) 所定の方法及び手順の適用

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 識別及びトレーサビリティ

(1) 必要な場合には，組織は，業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務を識別する。

(2) 組織は，業務の計画及び実施の全過程において，監視及び測定の要求事項に関連して，業務の状態を識別する。

(3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には，組織は，業務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 組織外の所有物

組織は，組織外の所有物について，それが組織の管理下にある間，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

組織は，関連するマニュアル等に基づき，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，保管及び保護を含める。保存は，取替品，予備品にも適用する。

7.6 監視機器及び測定機器の管理

(1) 業務に対する要求事項への適合性を実証するために，組織は，実施すべき監視及び測定並びに，そのために必要な監視機器及び測定機器を関連するマニュアル等に定める。

(2) 組織は，監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立し，関連するマニュアル等に定める。

(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，「NM-55 保守管理基本マニュアル」に基づき，次の事項を満たす。

a) 定められた間隔又は使用前に，国際又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若しくは検証，又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には，校正又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，又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，保守及び保管において，損傷及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，組織は，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）。組織は，その機器，及び影響を受けた業務すべてに対して，適切な処置をとる。校正及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及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及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. 評価及び改善

8.1 一般

(1) 組織は，次の事項のために必要となる監視，測定，分析及び改善のプロセスを計画し，実施する。

a) 業務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，及びその使用の程度を決定することを含める。

8.2 監視及び測定

8.2.1 原子力安全の達成

組織は，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。この情報の入手及び使用の方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」に定める。

8.2.2 内部監査

(1) 組織は，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「NA-19 原子力品質監査基本マニュアル」に基づき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，及び組織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) 組織は，監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性，並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，頻度及び方法を規定する。監査員の選定及び監査の実施においては，監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。監査員は自らの業務を監査しない。

(3) 監査の計画及び実施，記録の作成及び結果の報告に関する責任，並びに要求事項を「NA-19 原子力品質監査基本マニュアル」に定める。

(4) 監査及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，検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく，必要な修正及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及び検証結果の報告を含める（8.5.2 参照）。

8.2.3 プロセスの監視及び測定

(1) 組織は，品質マネジメントシステムのプロセスの監視，及び適用可能な場合に行う測定には，「NK-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」（第１０条（原子炉施設の定期的な評価）を含む）に基づき，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，修正及び是正処置をとる。

8.2.4 検査及び試験

(1) 組織は，原子力発電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，「NM-13 検査及び試験基本マニュアル」及び「NM-51 運転管理基本マニュアル」に基づき，原子力発電施設を検査及び試験する。検査及び試験は，業務の計画（7.1 参照）に従って，適切な段階で実施する。検査及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) 検査及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）で決めた検査及び試験が完了するまでは，当該原子力発電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

(1) 組織は，業務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及びそれに関連する責任及び権限を「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。

(3) 該当する場合には，組織は，次の一つ又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，又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又は適用ができないような処置をとる。

d) 外部への引渡し後又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又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，及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) 組織は，原子炉施設の保安の向上を図る観点から，「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に定める公開基準に従い，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) 組織は，品質マネジメントシステムの適切性及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，「NK-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」に基づき，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，監視及び測定の結果から得られたデータ並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) 業務に対する要求事項への適合（8.2.3 及び 8.2.4 参照）

c) 予防処置の機会を得ることを含む，プロセス及び原子力発電施設の特性及び傾向（8.2.3 及び 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

組織は，品質方針，品質目標，監査結果，データの分析，是正処置，予防処置及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

(1) 組織は，再発防止のため，「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき，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「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。

a) 不適合の内容確認

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) 必要な処置の決定及び実施

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

(1) 組織は，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及び他の施設から得られた知見（BWR 事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。）の活用を含め，「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき，その原因を除去する処置を決める。

(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「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。

a) 起こり得る不適合及びその原因の特定

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) 必要な処置の決定及び実施

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

第３章　体制及び評価

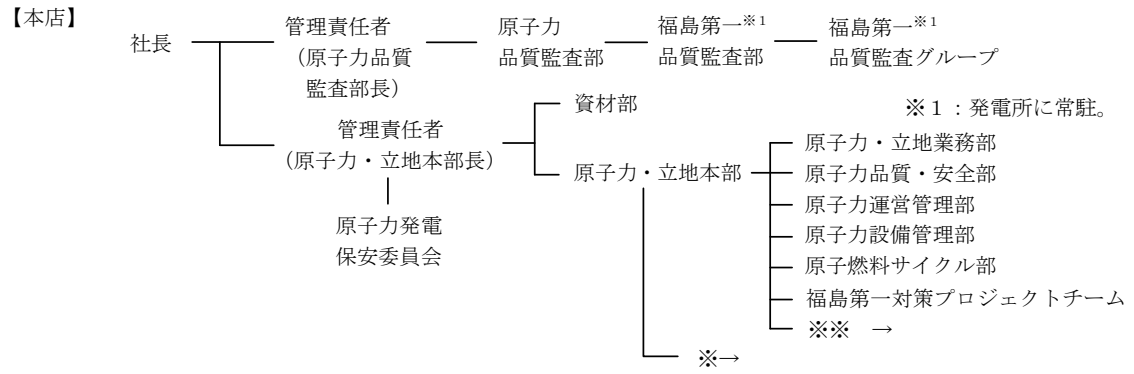
第１節　保安管理体制

（保安に関する組織）

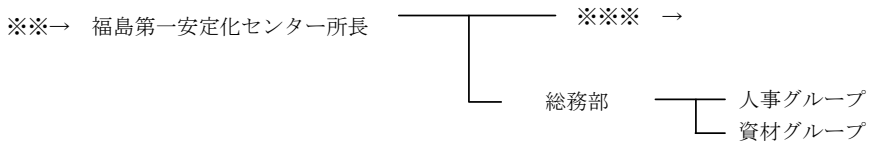
第４条

発電所の保安に関する組織は，図４のとおりとする。

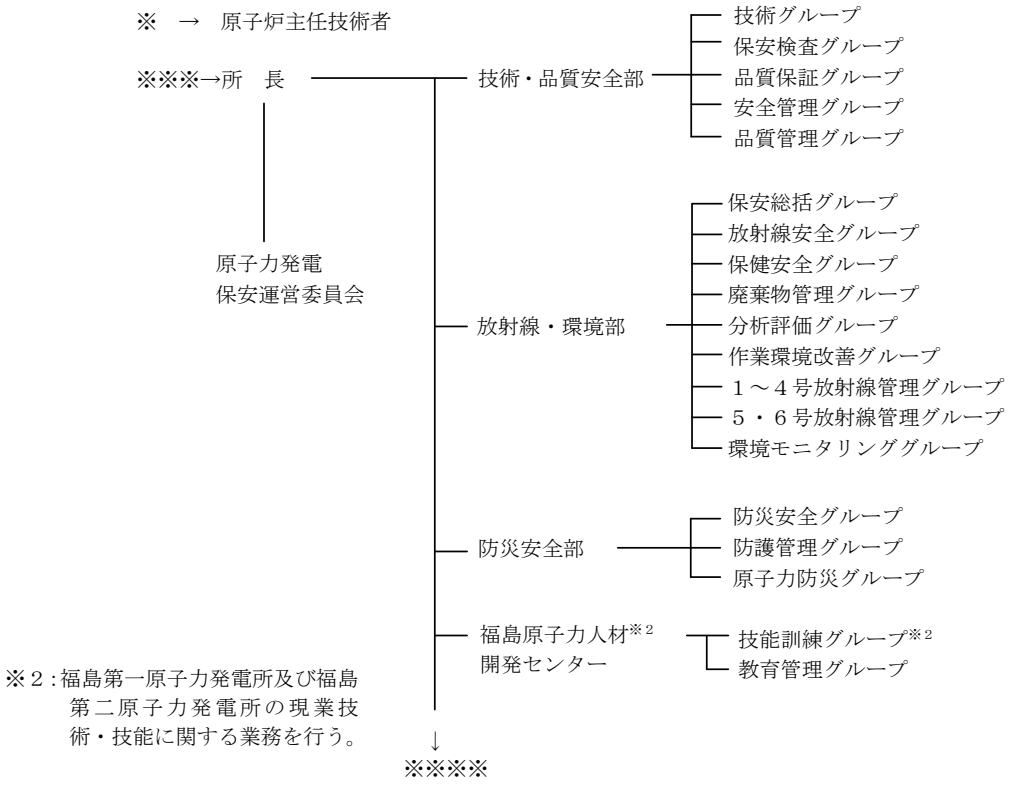
図４



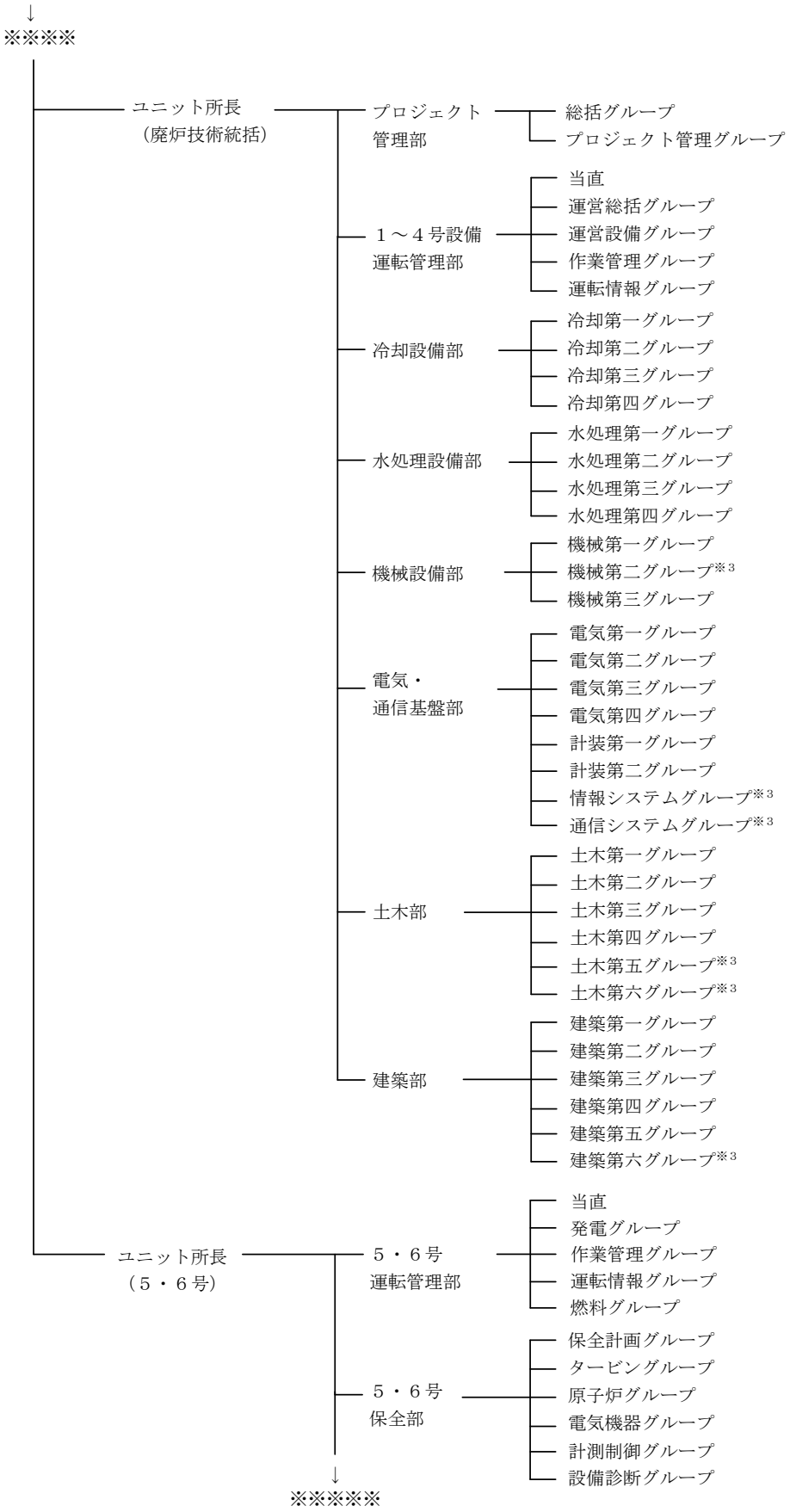
【福島第一安定化センター】

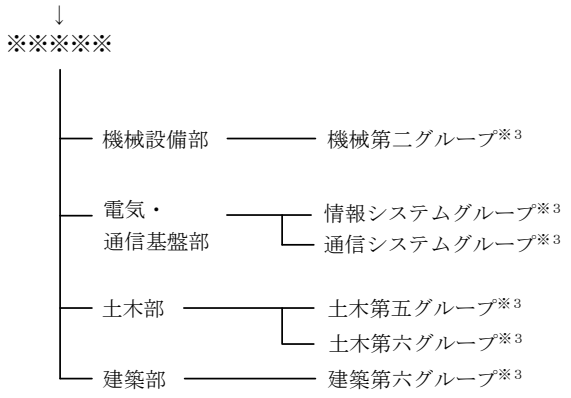


【福島第一原子力発電所】



※２:福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の現業技術・技能に関する業務を行う。


↓
※※※※
ユニット所長
（廃炉技術統括）
プロジェクト
管理部
総括グループ
プロジェクト管理グループ
１～４号設備
運転管理部
当直
運営総括グループ
運営設備グループ
作業管理グループ
運転情報グループ
冷却設備部
冷却第一グループ
冷却第二グループ
冷却第三グループ
冷却第四グループ
水処理設備部
水処理第一グループ
水処理第二グループ
水処理第三グループ
水処理第四グループ
機械設備部
機械第一グループ
機械第二グループ※3
機械第三グループ
電気・
通信基盤部
電気第一グループ
電気第二グループ
電気第三グループ
電気第四グループ
計装第一グループ
計装第二グループ
情報システムグループ※3
通信システムグループ※3
土木部
土木第一グループ
土木第二グループ
土木第三グループ
土木第四グループ
土木第五グループ※3
土木第六グループ※3
建築部
建築第一グループ
建築第二グループ
建築第三グループ
建築第四グループ
建築第五グループ
建築第六グループ※3
ユニット所長
（５・６号）
５・６号
運転管理部
当直
発電グループ
作業管理グループ
運転情報グループ
燃料グループ
５・６号
保全部
保全計画グループ
タービングループ
原子炉グループ
電気機器グループ
計測制御グループ
設備診断グループ
↓
※※※※※



※３：機械第二グループ，情報システムグループ，通信システムグループ，土木第五グループ，土木第六グループ及び建築第六グループは，それぞれ１グループで１～６号炉を所管する。

（保安に関する職務）

第５条

保安に関する職務のうち，本店組織の職務は次のとおり。

（１）社長は，トップマネジメントとして，管理責任者を指揮し，品質マネジメントシステムの構築，実施，維持，改善に関して，保安活動を統轄するとともに，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統轄する。また，保安に関する組織（原子炉主任技術者（以下「主任技術者」という。）を含む。）から適宜報告を求め，「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき，原子力安全を最優先し必要な指示を行う。

（２）原子力品質監査部長は，管理責任者として，品質保証活動に関わる監査を統括管理する。また，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（原子力品質監査部に限る。）。

（３）福島第一品質監査グループは，品質保証活動の監査を行う。

（４）原子力・立地本部長は，管理責任者として，資材部，原子力・立地業務部，原子力品質・安全部，原子力運営管理部，原子力設備管理部，原子燃料サイクル部，福島第一対策プロジェクトチーム，福島第一安定化センター（以下「安定化センター」という。）及び発電所の行う保安活動を統括管理する。また，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（原子力品質監査部を除く。）。

（５）資材部は，調達先の評価・選定に関する業務を行う。

（６）原子力・立地業務部は，管理責任者を補佐し，品質マネジメント推進及び要員の計画，管理，研修に関する業務を行う。

（７）原子力品質・安全部は，業務プロセスの改善・標準化及び安全管理に関する業務を行う。

（８）原子力運営管理部は，原子力発電所の運転及び保守に関する業務（原子力設備管理部所管業務を除く。）を行う。

（９）原子力設備管理部は，原子力発電設備の改良及び設計管理に関する業務を行う。

(10) 原子燃料サイクル部は，原子燃料の調達に関する業務を行う。

(11) 福島第一対策プロジェクトチームは，福島第一原子力発電所の中長期対策の計画策定，総括管理及び技術検討に関する業務並びに実施計画の策定及び見直しに関する業務を行う。

２．保安に関する職務のうち，安定化センター組織の職務（発電所所管業務を除く。）は次のとおり。

（１）福島第一安定化センター所長（以下，「安定化センター所長」という。）は，原子力・立地本部長を補佐し，福島第一原子力発電所の業務（福島第一対策プロジェクトチーム所管業務を除く。）を統括管理する。

（２）人事グループは，要員の計画に関する業務を行う。
（３）資材グループは，調達に関する業務を行う。
３．保安に関する職務のうち，発電所組織の職務（安定化センター所管業務を除く。）は次のとおり。
（１）所長は，原子力・立地本部長及び安定化センター所長を補佐し，発電所における保安に関する業務（福島第一対策プロジェクトチームが所管する業務を除く。）を統括管理し，その際には主任技術者の意見を尊重する。
（２）技術グループは，原子力技術の総括及び原子炉安全の総括（安全評価を含む。）に関する業務を行う。
（３）保安検査グループは，原子力保安検査に関する業務を行う。
（４）品質保証グループは，品質保証体系の総括に関する業務を行う。
（５）品質管理グループは，品質の管理に関する業務を行う。
（６）安全管理グループは，保安管理及び不適合管理に関する業務を行う。
（７）保安総括グループは，安全確保設備等（「安全確保設備等」の定義は第 11 条による。以下，本条において同じ）のうち，放射線管理の総括，放射線防護に係る装備品の管理及び計測器の管理に関する業務を行う。
（８）放射線安全グループは，安全確保設備等のうち，出入管理及び放射線防護教育に関する業務を行う。
（９）保健安全グループは，安全確保設備等のうち，個人線量管理，管理区域入域許可等の管理及び放射線従事者登録に関する業務を行う。
(10) 廃棄物管理グループは，安全確保設備等のうち，作業で発生した放射性固体廃棄物の管理及び固体廃棄物貯蔵庫管理に関する業務を行う。
(11) 分析評価グループは，安全確保設備等のうち，液体廃棄物の放出管理，１～４号水質管理及び分析・データ評価に関する業務を行う。
(12) 作業環境改善グループは，安全確保設備等のうち，構内施設（免震重要棟など）の放射線測定（１～４号放射線管理グループ及び５・６号放射線管理グループ所管業務を除く。）及び構内除染推進に関する業務を行う。
(13) １～４号放射線管理グループは，安全確保設備等の放射線管理に関する業務（分析評価グループ及び作業環境改善グループ所管業務を除く。）を行う。
(14) ５・６号放射線管理グループは，５号炉及び６号炉に係る放射線管理に関する業務(作業環境改善グループ所管業務を除く。)を行う。
(15) 環境モニタリンググループは，安全確保設備等のうち，発電所内外の陸域・海域のモニタリング及び１～４号炉気体廃棄物の放出測定に関する業務を行う。
(16) 防災安全グループは，防災安全の総括及び初期消火活動のための体制の整備に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
(17) 防護管理グループは，周辺監視区域及び保全区域の管理に関する業務並びに，安全

確保設備等の運用に関する業務を行う。

(18) 原子力防災グループは，原子力防災の総括及び緊急時対応の訓練計画・実施に関する業務を行う。

(19) 技能訓練グループは，現業技術・技能に関する業務を行う。

(20) 教育管理グループは，保安教育及びその他研修に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

(21) 総括グループは，安全確保設備等のうち，廃炉業務総括，要員管理及び予算・調達管理に関する業務を行う。

(22) プロジェクト管理グループは，安全確保設備等のうち，工程・レイアウト管理及びプロジェクト取り纏めに関する業務を行う。

(23) 当直（１～４号設備運転管理部）は，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運転，監視及び巡視点検に関する業務（運営設備グループ及び作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）所管業務を除く。）を行う。

(24) 運営総括グループは，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運営の総括及び手順書マニュアルに関する業務を行う。

(25) 運営設備グループは，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の管理用消耗品の管理，委託・工事管理及び設備管理並びに共用プールの運転，監視及び巡視点検に関する業務を行う。

(26) 作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）は，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運転に関する業務のうち，保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く）を行う。

(27) 運転情報グループ（１～４号設備運転管理部）は，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運転に関する業務の支援及び情報連絡に関する業務を行う。

(28) 冷却第一グループは，安全確保設備等のうち，原子炉注水設備及びほう酸水注入設備の保守管理並びに消防車の運用に関する業務を行う。

(29) 冷却第二グループは，安全確保設備等のうち，窒素ガス封入設備及び原子炉格納容器ガス管理設備の巡視点検，保守管理に関する業務を行う。

(30) 冷却第三グループは，安全確保設備等のうち，使用済燃料プール冷却設備の保守管理，消防車の運用，コンクリートポンプ車の運用，保守管理及び水貯蔵タンクの水質管理に関する業務を行う。

(31) 冷却第四グループは，安全確保設備等のうち，原子炉格納容器の内部調査，原子炉格納容器の補修及び所内共通ディーゼル発電設備（機械設備）の保守管理に関する業務を行う。

(32) 水処理第一グループは，安全確保設備等のうち，滞留水及びサブドレン水の水位管理，高レベル汚染水の移送に関する業務を行う。

(33) 水処理第二グループは，安全確保設備等のうち，汚染水処理装置の運用，保守管理に関する業務を行う。
(34) 水処理第三グループは，安全確保設備等のうち，放射性廃棄物の貯蔵に関する業務を行う。
(35) 水処理第四グループは，安全確保設備等のうち，多核種除去装置，地下水バイパス装置，~~及び~~サブドレン浄化装置及び吸引設備の運用並びに保守管理に関する業務を行う。
(36) 機械第一グループは，安全確保設備等のうち，他グループに属さない遠隔無人化装置の管理運営，建屋内除染・空気浄化等被ばく低減策の実施及び構内除染計画の取り纏めに関する業務を行う。
(37) 機械第二グループは，５号炉及び６号炉の廃棄物処理設備，廃棄物集中処理建屋内設備及びサイトバンカの保守管理に関する業務並びに安全確保設備等のうち，共用プール設備の保守管理に関する業務を行う。
(38) 機械第三グループは，原子炉建屋カバー・コンテナの工事及び燃料管理に関する業務（燃料グループ及び当直所管業務を除く。）並びに共用プール設備の復旧及び消防車の運用に関する業務を行う。
(39) 電気第一グループは，安全確保設備等のうち，電気・通信基盤部に関わる総括，電気各グループの調達及び所内電源（低圧）の強化並びに電源車の運用及び保守管理に関する業務を行う。
(40) 電気第二グループは，安全確保設備等のうち，大型プロジェクトに係る設備等で必要な電源設備に関する業務を行う。
(41) 電気第三グループは，安全確保設備等のうち，外部電源及び所内電源（高圧）の強化及び保守管理に関する業務を行う。
(42) 電気第四グループは，安全確保設備等のうち，所内電源（低圧），仮設電源及び大型プロジェクトに係る設備の保守管理に関する業務を行う。
(43) 計装第一グループは，安全確保設備等のうち，１号炉及び２号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。
(44) 計装第二グループは，安全確保設備等のうち，３号炉及び４号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。
(45) 情報システムグループは，情報システム設備の保守管理に関する業務を行う。
(46) 通信システムグループは，通信設備の保守管理に関する業務を行う。
(47) 土木第一グループは，安全確保設備等のうち，土木工事のプロジェクト管理及び生活基盤整備に関する業務を行う。
(48) 土木第二グループは，安全確保設備等のうち，地下水遮へい壁，港湾整備及び地下水バイパスに関する業務を行う。
(49) 土木第三グループは，安全確保設備等のうち，冷却水及び水処理廃棄物等の保管設

備に関する業務を行う。

(50) 土木第四グループは，安全確保設備等のうち，瓦礫・伐採木の保管，乾式キャスク仮保管施設及び敷地内除染に関する業務を行う。

(51) 土木第五グループは，津波対策（建築第三グループ所管業務を除く。）及び安全確保設備等のうち，１～４号炉土木設備内の滞留水に関する業務を行う。

(52) 土木第六グループは，５号炉及び６号炉に係る土木設備及び構内土木設備等の点検・保守に関する業務を行う。

(53) 建築第一グループは，安全確保設備等のうち，建築工事のプロジェクト管理及び３号炉原子炉建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。

(54) 建築第二グループは，安全確保設備等のうち，１号炉及び４号炉原子炉建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。

(55) 建築第三グループは，安全確保設備等のうち，建屋地下水対策，津波対策（土木第五グループ所管業務を除く。）及び建屋間止水対策に関する業務を行う。

(56) 建築第四グループは，安全確保設備等のうち，建屋内瓦礫運搬及び建屋内除染（機械第一グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。

(57) 建築第五グループは，安全確保設備等のうち，運用補助共用施設及び敷地内における建物の保守管理に関する業務を行う。

(58) 建築第六グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち，各建屋及び免震重要棟の電気設備に関する業務を行う。

(59) 当直（５・６号運転管理部）は，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務（発電グループ及び作業管理グループ（５・６号運転管理部）所管業務を除く。）及び燃料取扱いに関する業務を行う。

(60) 発電グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運用管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。

(61) 作業管理グループ（５・６号運転管理部）は，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務のうち保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。

(62) 運転情報グループ（５・６号運転管理部）は，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務の支援，情報連絡に関する業務を行う。

(63) 燃料グループは，燃料の管理に関する業務（機械第三グループ及び当直所管業務を除く。）並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

(64) 保全計画グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の保守の総括に関する業務を行う。

(65) タービングループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうちタービン設備に係る保守管理に関する業務を行う。

(66) 原子炉グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち原子炉設備に係る保守管理に関する業務を行う。

(67) 電気機器グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち電気設備に係る保守管理に関する業務を行う。

(68) 計測制御グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち計測制御設備に係る保守管理に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

(69) 設備診断グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設及び安全確保設備等の設備診断（振動・赤外線等）及び点検結果の評価に関する業務を行う。

４．各職位は次のとおり，当該業務にあたる。

（１）本店各部長は，原子力・立地本部長を補佐し，第４条の定めのとおり，当該部が所管するグループの業務を統括管理する。

（２）安定化センター部長は，安定化センター所長を補佐し，第４条の定めのとおり，当該部が所管するグループの業務を統括管理する。

（３）安定化センター各グループマネージャー（以下「安定化センター各ＧＭ」という。）は，グループ員を指示・指導し，所管する業務を遂行するとともに，所管業務に基づき保安教育並びに記録及び報告を行う。

（４）ユニット所長（廃炉技術統括）は，所長を補佐し，第４条の定めのとおり，所管する各部の業務を統括管理する。

（５）ユニット所長（５・６号）は，所長を補佐し，第４条の定めのとおり，所管する各部の業務を統括管理する。

（６）発電所各部長（福島原子力人材開発センター所長を含む。）は，第４条の定めのとおり，当該部（福島原子力人材開発センターを含む。）が所管するグループの業務を統括管理する。

（７）発電所各グループマネージャー（以下「各ＧＭ」といい，当直長を含む。）は，グループ員（当直員を含む。）を指示・指導し，所管する業務を遂行するとともに，所管業務に基づき緊急時の措置，保安教育ならびに記録及び報告を行う。

（８）グループ員（当直員を含む。）は，ＧＭの指示・指導に従い，業務を遂行する。

（原子力発電保安委員会）

第６条

本店に原子力発電保安委員会（以下「保安委員会」という。）を設置する。

２．保安委員会は，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，あらかじめ保安委員会にて定めた事項は，原子力発電保安運営委員会にて審議し，確認する。

（１）実施計画の変更

（２）その他保安委員会で定めた審議事項

３．原子力・立地本部長を委員長とする。

４．保安委員会は，委員長，原子力・立地業務部長，原子力品質・安全部長，原子力運営管理部長，原子力設備管理部長，安定化センター所長，主任技術者に加え，ＧＭ以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。

５．委員長は，保安上重要な審議結果について，定期的に社長に報告する。

（原子力発電保安運営委員会）

第７条

発電所に原子力発電保安運営委員会（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，あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は，審議事項に該当しない。

（１）保安管理体制に関する事項

（２）原子炉施設の定期的な評価に関する事項

（３）運転管理に関する事項

（４）燃料管理に関する事項

（５）放射性廃棄物管理に関する事項

（６）放射線管理に関する事項

（７）保守管理に関する事項

（８）原子炉施設の改造に関する事項

（９）緊急時における運転操作に関する事項

（10）保安教育に関する事項

（11）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。

４．運営委員会は，委員長，技術・品質安全部長，主任技術者に加え，ＧＭ以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。

（原子炉主任技術者の選任）

第８条

原子力・立地本部長は，主任技術者及び代行者を，主任技術者免状を有する者から選任する。

２．主任技術者は原子炉毎に選任し，同一型式（沸騰水型）の原子炉では兼任させることができる。

３．主任技術者は，第９条に定める職務を専任する。

４．代行者の職位は，ＧＭ以上，所長付，安全品質担当，安全担当，運転技術担当，環境担当，技術総括担当，運転管理担当又は保全担当のいずれかとする。

５．主任技術者が職務を遂行できない場合は，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，改めて主任技術者を選任する。

（主任技術者の職務等）

第９条

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行うことを任務とし，「NM-24-1 原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に基づき，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，運転に従事する者へ指示する。

（２）表９－１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９－２に定める各職位からの報告内容等を確認する。

（４）表９－３に定める記録の内容を確認する。

（５）第１２１条第１項の報告を受けた場合は，自らの責任で確認した正確な情報に基づき，社長に直接報告する。

（６）保安の監督状況について，定期的に及び必要に応じて社長に直接報告する。

（７）保安委員会及び運営委員会に少なくとも１名が必ず出席する。

（８）その他，原子炉施設の運転に関する保安の監督に必要な職務を行う。

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

表９－１

条　　文	内　　容
第３７条（原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率）	原子炉冷却材温度制限値
第７８条（異常収束後の措置）	原子炉の再起動
第８２条（燃料取替実施計画）	燃料取替実施計画
第９２条（管理対象区域の設定及び解除）	第５項に定める建物等の内部における一時的な管理対象区域の設定及び解除
	第７項に定める管理対象区域の設定及び解除
第９２条の２（管理区域の設定及び解除）	第５項に定める一時的な管理区域の設定及び解除
	第７項に定める管理区域の設定及び解除
第１１８条（所員及び安定化センター員への保安教育）	所員及び安定化センター員の保安教育実施計画
第１１９条（協力企業従業員への保安教育）	協力企業従業員の保安教育実施計画

表９－２

条　　文	内　　容
第１７条（地震・火災等発生時の対応）	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果
第２３条（制御棒の操作）	制御棒操作手順
第３５条（原子炉停止時冷却系その２）	原子炉停止時冷却系以外の手段で崩壊熱除去できる期間
第６９条（複数の制御棒引き抜きを伴う検査）	制御棒操作手順
第７３条（運転上の制限を満足しない場合）	運転上の制限を満足していないと判断した場合
	運転上の制限を満足していると判断した場合
	運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰
第７４条（予防保全を目的とした保全作業を実施する場合）	必要な安全措置
	運転上の制限外から復帰していると判断した場合
第７６条（異常発生時の基本的な対応）	異常が発生した場合の原因調査及び対応措置
第７７条（異常時の措置）	異常の収束
第８２条（燃料取替実施計画）	第３項に定める取替炉心の安全性の評価結果
第１２１条（報告）	運転上の制限を満足していないと判断した場合
	放射性液体廃棄物又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19条の17第2号から第14号に定める報告事象が生じた場合

表９－３

記　録　項　目
１．運転日誌 ・熱出力 ・炉心の中性子束密度 ・炉心の温度 ・冷却材入口温度 ・冷却材出口温度 ・冷却材圧力 ・冷却材流量 ・制御棒位置 ・再結合装置内の温度 ・原子炉に使用している冷却材及び減速材の純度並びにこれらの毎日の補給量
２．燃料に係る記録 ・原子炉内における燃料体の配置 ・使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置 ・使用済燃料の払出し時における放射能の量 ・燃料体の形状又は性状に関する検査の結果
３．点検報告書 ・運転開始前の点検結果 ・運転停止後の点検結果
４．引継日誌
５．放射線~~放射性廃棄物~~管理に係る記録 ・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 ・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及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 ・放射性物質による汚染の広がりの防止及び除去を行った場合には，その状況

記　録　項　目
6．放射性廃棄物管理に係る記録 ・放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の１日間及び３月間についての平均濃度 ・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，又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の場所及び方法 ・放射性廃棄物を容器に封入し，又は容器に固型化した場合には，その方法 ・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並びにその運搬の経路
7．原子炉施設の巡視又は点検の結果
8．保安教育の実施報告書

第２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１０条

技術ＧＭは，各号炉毎及び１０年を超えない期間毎に，実施手順及び実施体制を定め，これに基づき，各ＧＭは，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．組織は，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，評価及び改善並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

（構成及び定義）

第 11 条

本章における原子炉の状態の定義は，表 11 のとおりとする。

２．第３節（第 72 条～第 75 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※1に要求される措置

※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ＧＭ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ＧＭが判断した場合

表 11※2

原子炉の状態	運転	起動	高温停止	冷温停止	燃料交換
原子炉モード スイッチの位置	運転	起動	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止
原子炉圧力容器 締付ボルトの状態	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	１本以上ボルトが緩められている
原子炉冷却材温度			100℃ 以上	100℃ 未満	

※２：第 69 条，第 70 条及び第 71 条の適用時は当該条文による。

３．用語の定義は，各条に特に定めがない場合は，次のとおりとする。

管理的手段による確認	系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく，次の事項から１つないし複数を適切に組み合わせて間接的に確認することをいう。ただし，実際に直接的に確認することを妨げるものではない。 （１）当該系統・設備において，その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。 （２）当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。 （３）当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。 （４）当該系統・設備に対して施錠又は区域管理等が実施されていること。
原子炉圧力	原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。
原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業	原子炉建屋内で照射された燃料の移動作業及び新燃料又は制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお，照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって，進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。
スタック	通常の制御棒挿入・引抜操作を行った際に，制御棒が挿入又は引き抜きができない状況が発生し，動作不能と判断できない状態をいう。なお，所定の位置で制御棒の位置を固定できない場合を含む。
速やかに	第３節運転管理において「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※３準備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。
制御棒が全挿入かつ除外	制御棒が全挿入された状態で，制御棒駆動機構を除外した状態をいう。
制御棒駆動機構を除外	制御棒駆動水圧系の駆動水及び排出水の元弁を閉鎖することをいう。
挿入可能な制御棒	制御棒駆動機構を除外していない制御棒をいう。
定検停止後の原子炉起動	定期検査のために原子炉を停止した後の原子炉起動をいう。
定検停止時	定期検査のために原子炉が停止している期間をいう。

炉心変更	原子炉の状態が燃料交換において，原子炉圧力容器内における燃料の移動，制御棒の挿入・引抜及び中性子源の移動をいう。ただし，炉心変更には，中性子検出器の移動，空セル（制御棒周辺の燃料４体が全て取り出されている状態）における制御棒の挿入・引抜及び取付け・取外しは含まない。なお，炉心変更の中止の措置が要求された場合でも，進行中の移動操作を安全な状態で終了させること及び制御棒の挿入は除外される。
安全確保設備等	「東京電力株式会社福島第一原子力発電所に設置される特定原子力施設に対する『措置を講ずべき事項』に基づく『実施計画』の提出について」において提出した実施計画に係る以下の設備等をいう。 （１）原子炉等の監視 （２）残留熱の除去 （３）原子炉格納施設雰囲気の監視等 （４）燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理 （５）電源の確保 （６）電源喪失に対する設計上の考慮 （７）放射性固体廃棄物の処理・保管・管理 （８）放射性液体廃棄物の処理・保管・管理 （９）放射性気体廃棄物の処理・管理 (10) 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等 (11) 作業者の被ばく線量の管理等 (12) 緊急時対策

※３：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。

４．本編における「当直長」とは，５／６号炉の当直長をいう。

（原子炉の運転期間）

第１１条の２

所長は，表１１の２に定める原子炉の運転期間※1の範囲内で運転を行う。なお，原子力発電工作物の保安に関する省令第５４条第１項に基づき，原子力規制委員会及び経済産業大臣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。

表１１の２

	５号炉	６号炉
原子炉の運転期間	13 ヶ月	13 ヶ月

※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。

（原子炉の運転員の確保）

第 12 条

５・６号運転管理部長は，原子炉の運転に必要な知識を有する者を確保する。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。

２．５・６号運転管理部長は，原子炉の運転にあたって前項で定める者の中から，１班あたり表 12－１に定める人数の者をそろえ，５班以上編成した上で２交替勤務を行わせる。なお，特別な事情がある場合を除き，運転員は連続して 24 時間を超える勤務を行ってはならない。また，表 12－１に定める人数のうち，１名は当直長とし，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。

３．５・６号運転管理部長は，表 12－１に定める人数のうち，表 12－２に定める人数の者を主機操作員以上の職位にある運転員の中から常時中央制御室に確保する。なお，表 12－２に定める人数のうち，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止の場合においては，１名は当直長又は当直副長とする。

表 12－１

中央制御室名 原子炉の状態	５／６号炉
運転，起動，高温停止の場合※1	５名以上
冷温停止，燃料交換の場合※2	３名以上

表 12－２

中央制御室名 原子炉の状態	５／６号炉
運転，起動，高温停止の場合※1	３名以上
冷温停止，燃料交換の場合※2	２名以上

※１：原子炉１基以上が該当する場合

※２：原子炉が２基とも該当する場合

（巡視点検）

第 13 条

当直長は，毎日１回以上，原子炉施設（原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内部及び第９４条の２第１項で定める区域を除く）を巡視し，次の施設及び設備のうち，第１０７条に基づく特別な保全計画に定められ，復旧が終了したものについて点検を行う。ただし，水没箇所等の巡視~~又は点検~~困難な箇所を除く。

（１）原子炉冷却系統施設

（２）制御材駆動設備

（３）電源，給排水及び排気施設

２．当直長は，「NM-51-6 状態管理マニュアル」に基づき，格納容器内部の関連パラメータの監視及び第９４条の２第１項で定める区域の巡視を行う。

（マニュアルの作成）

第 14 条

発電ＧＭは，次の各号に掲げる当直長又は発電ＧＭが実施する原子炉施設の運転管理に関する事項のマニュアルを作成し，制定・改定にあたっては，第７条第２項に基づき運営委員会の確認を得る。

（１）原子炉の起動及び停止操作に関する事項

（２）巡視点検に関する事項

（３）異常時の操作に関する事項

（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）定例試験に関する事項

（引　継）

第 15 条

当直長は，その業務を次の当直長に引き継ぐにあたり，運転日誌及び引継日誌を引き渡し，運転状況を申し送る。

（原子炉起動前の確認事項）

第 16 条

当直長は，原子炉起動前に，次の施設及び設備を点検し，異常の有無を確認する。

（１）原子炉冷却系統施設

（２）制御材駆動設備

（３）電源，給排水及び排気施設

２．当直長は，定検停止後の原子炉起動前に，第３節で定める定検停止時に実施する検査の結果を確認する。

（地震・火災等発生時の対応）

第 17 条

各ＧＭ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，その結果を所長及び主任技術者に報告する。

（１）震度５弱以上の地震が観測※1された場合は，地震終了後原子炉施設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，早期消火及び延焼の防止に努め，鎮火後原子炉施設の損傷の有無を確認する。

２．初期消火活動のための体制の整備として，次の措置を講じる。

（１）防災安全ＧＭは，発電所から消防機関へ通報するため，通報設備を中央制御室に設置する※2。

（２）防災安全ＧＭは，初期消火活動を行う要員として，１０名以上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）防災安全ＧＭは，初期消火活動を行うため，表１７に示す化学消防自動車及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）当直長は，第１３条に定める巡視により，火災発生の有無を確認する。

（５）各ＧＭは，震度５弱以上の地震が観測※1された場合は，地震終了後発電所内※3の火災発生の有無を確認するとともに，その結果を所長及び主任技術者に報告する。

（６）防災安全ＧＭは，前各号に定める初期消火活動のための体制について，総合的な訓練及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１７

設備	数量
化学消防自動車※4	１台※5
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

３．当直長は，山火事，台風，津波等の影響により，原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は，５・６号運転管理部長に報告する。５・６号運転管理部長は，所長，主任技術者及び各ＧＭ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：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。

※２：通報設備が点検又は故障により使用不能となった場合を除く。ただし，点検後又は修復後は遅滞なく復旧させる。

※３：重要度分類指針におけるクラス１，２，３の機能を有する構築物，系統及び機器とする。

※４：４００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。

※５：化学消防自動車が，点検又は故障の場合には，※４に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車等をもって代用することができる。

（電源機能等喪失時の体制の整備）

第 17 条の 2

組織は，津波によって交流電源を供給する全ての設備，海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備及び使用済燃料プールを冷却する全ての設備の機能が喪失した場合（以下「電源機能等喪失時」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，次の各号に係る計画を策定する。

（１）電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置

（２）電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する訓練

（３）電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な可搬式発電機，可搬式動力ポンプ，ホース及びその他資機材の配備

２．組織は，前項の計画に基づき，電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を実施する。

３．組織は，第１項及び第２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。

第２節　運転上の留意事項

（水質管理）

第 18 条

５・６号放射線管理ＧＭは，原子炉起動時の出力上昇期間と原子炉停止時の出力降下期間を除く原子炉運転中の原子炉冷却材の塩素イオンを１ヶ月に１回測定し，その結果を当直長に通知する。

２．当直長は，原子炉起動時の出力上昇期間と原子炉停止時の出力降下期間を除く原子炉運転中の原子炉冷却材の導電率及びｐＨを１ヶ月に１回確認する。

３．当直長は，原子炉冷却材の水質が表 18 に定める基準値の範囲にない場合は，基準値の範囲内に回復するよう努める。

表 18

項　　目		基　準　値
原子炉冷却材 （原子炉水）	導電率	１μＳ／ｃｍ以下 （25℃において）
	ｐＨ	5.6～8.6 （25℃において）
	塩素イオン	0.1ｐｐｍ以下

第３節　運転上の制限

（停止余裕）

第 19 条

原子炉の状態が運転，起動，高温停止，冷温停止及び燃料交換において，停止余裕は，表 19－１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。燃料取替終了後，次号に定める停止余裕の検査を行うまでは制御棒の引き抜きを行ってはならない。

（１）燃料ＧＭは，燃料取替終了後，停止余裕の検査を 0.38％Δｋ／ｋ※1の反応度補正をした状態で実施し，その結果を当直長に通知する。

３．当直長は，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 19－２の措置を講じる。

※１：制御棒及び燃料の製作公差並びに計算誤差を考慮した値。

表 19－１

項　　目	運転上の制限
停止余裕	挿入可能な制御棒のうち最大反応度価値の制御棒１本が挿入されない場合でも，原子炉を常に冷温で臨界未満にできること

表 19－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉の状態が運転及び起動において停止余裕を満足しない場合	A1. 停止余裕を満足させる措置を実施する。	６時間
B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24 時間

条　　件	要求される措置	完了時間
C.原子炉の状態が高温停止において停止余裕を満足しない場合	C1.挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
D.原子炉の状態が冷温停止において停止余裕を満足しない場合	D1.挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。 及び D2.原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋の二重扉の各々において，少なくとも１つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 及び D3.原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 及び D4.非常用ガス処理系１系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに
E.原子炉の状態が燃料交換において停止余裕を満足しない場合	E1.炉心変更を中止する。 及び E2.１体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。 及び E3.原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋の二重扉の各々において，少なくとも１つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 及び E4.原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 及び E5.非常用ガス処理系１系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに 速やかに

（反応度監視）

第 20 条

原子炉の状態が運転において，反応度の予測値と監視値の差※1は，表 20－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．反応度の予測値と監視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）燃料ＧＭは，燃料取替後の原子炉起動操作※2終了から３日間以内に１回反応度の予測値と監視値の差を評価する。

（２）燃料ＧＭは，原子炉の状態が運転において，燃焼度の増分が 1,000MWｄ／ｔに１回反応度の予測値と監視値の差を評価する。

３．燃料ＧＭが，反応度の予測値と監視値の差が第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，燃料ＧＭ及び当直長は，表 20－２の措置を講じる。

※１：反応度の予測値と監視値の差を評価する手段としては，制御棒密度の予測値と監視値の差を用いる。このとき，制御棒密度には 24 ポジション以上に引き抜かれている制御棒は含まない。

※２：原子炉起動操作とは，原子炉起動に関係する制御棒操作及び出力変化を伴う炉心流量操作のことをいう。

表 20－１

項　　目	運転上の制限
反応度の予測値と監視値の差	±１％Δｋ／ｋ以内

表 20－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 燃料ＧＭが，反応度の予測値と監視値の差が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 燃料ＧＭは，反応度差を生じた原因の調査及び対応措置を行い，運転継続を許容できるか判断し，その結果を当直長に通知する。	３日間
B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 燃料ＧＭが運転継続を許容できないと判断した場合	B1. 当直長は，高温停止にする。	24 時間

（制御棒の動作確認）

第 21 条

原子炉の状態が運転及び起動において，制御棒は表 21－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，全挿入位置の制御棒及び引抜制御棒１本だけが動作不能※1の場合を除く。

２．制御棒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）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，全制御棒の位置を 24 時間に１回確認する。

（２）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，１ノッチの挿入・引抜が可能であることを１ヶ月に１回確認する。ただし，全挿入位置の制御棒，動作不能となった制御棒及びスタックした制御棒を除く。また，他の条文で制御棒の操作を禁止された場合も除く。

（３）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，制御棒を全引抜位置にする毎に，制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認する。

３．当直長は，制御棒が第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，当該制御棒がスタック又は動作不能かを速やかに判断し，表 21－２－１又は表 21－２－２の措置を講じる。

※１：動作不能とは，次のいずれかの条件に該当し，かつスクラム挿入は可能と判断された状態※2をいう。

①制御棒の位置が確認できない。

②通常駆動による制御棒の挿入ができない又は引き抜きができない。ただし，原子炉手動操作系又は制御棒駆動水圧系の不具合として特定される場合は，制御棒操作が必要となるまでは動作不能とはみなさない。

③制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認できない。

※２：スクラム挿入が可能と判断された状態とは，当該制御棒の制御棒スクラムアキュムレータの圧力が表 22－２で定める値であること及び原子炉保護系計装の［スクラム回路（自動)］要素が動作不能でないことが確認された状態をいう。

表 21－１

項　　目	運転上の制限
制御棒	（１）　制御棒がスタックしていないこと （２）　制御棒が動作不能でないこと

表 21－２－１（制御棒がスタックした場合）

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 引抜制御棒が１本スタックした場合	A1. 当該制御棒駆動機構を除外する。 及び A2. 燃料ＧＭは停止余裕を評価し，その結果を当直長に通知する。 及び A3. 当該制御棒以外の引抜制御棒に対して１ノッチの挿入・引抜が可能であることを確認する。	２時間 ３日間 24 時間
B. 引抜制御棒が２本以上スタックした場合	B1. 当該制御棒駆動機構を除外する。 及び B2. 高温停止にする。	２時間 24 時間
C. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24 時間

表 21－２－２（制御棒が動作不能の場合）

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 引抜制御棒が２本以上動作不能となった場合	A1. 当該制御棒の操作を行わない。 及び A2. 動作不能となった制御棒を２本未満にする。	速やかに 24 時間
B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合（該当制御棒が８本以下の場合）	B1. 当該制御棒を全挿入する。（要求される措置 A1 は適用除外とする） 及び B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	３時間 ４時間
C. 条件Ａ（該当制御棒が９本以上の場合）又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。（要求される措置 A1 は適用除外とする）	24 時間

（制御棒のスクラム機能）

第 22 条

原子炉の状態が運転及び起動において，制御棒のスクラム機能は，表 22－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，制御棒駆動機構を除外した制御棒を除く。

２．制御棒のスクラム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）燃料ＧＭは，定検停止時に制御棒駆動水圧系の検査で，スクラム時間が表 22－２に定める値であることを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，制御棒駆動機構を除外した制御棒を除き，制御棒スクラムアキュムレータの圧力が表 22－２に定める値であることを１週間に１回確認する。また，当直長は，必要に応じて制御棒スクラムアキュムレータの充填を行う。

（３）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，制御棒駆動機構を除外した制御棒が発生した場合は，他の制御棒のスクラム時間の平均値が表 22－２に定める値であることを管理的手段により確認する。

３．当直長は，制御棒のスクラム機能が第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 22－３の措置を講じる。

表 22－１

項　　目	運転上の制限
制御棒のスクラム機能	動作可能であること

表 22－２

項　　目	判　定　値
全制御棒のスクラム時間の平均値 (90%挿入)	3.5 秒以下
制御棒スクラムアキュムレータの圧力	6.5ＭＰａ[gage]以上

表 22－３

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 制御棒スクラムアキュムレータ１基の圧力が表 22－２を満足しない場合	A1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表 22－２に定める値に復旧する。 又は A2. 当該制御棒を全挿入する。	８時間 ８時間
B. 制御棒スクラムアキュムレータ２基以上の圧力が表 22－２を満足しない場合	B1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表 22－２に定める値に復旧する。 又は B2. 当該制御棒を全挿入する。	１時間 １時間
C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当該制御棒がスタックしたとみなす。	１時間

（制御棒の操作）

第 23 条

原子炉の状態が運転及び起動において，かつ原子炉熱出力 10%相当以下の場合，制御棒の操作は，表 23－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．制御棒の操作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）燃料ＧＭは，原子炉の状態が運転及び起動において，かつ原子炉熱出力 10%相当以下の場合における制御棒操作に先立ち，制御棒操作手順を作成し，主任技術者の確認を得て当直長に通知する。

（２）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，かつ原子炉熱出力 10%相当以下の場合，制御棒価値ミニマイザを使用して，制御棒の操作を行う。なお，制御棒価値ミニマイザが使用不可能な場合は，制御棒操作手順に従って操作されていることを確認するため，制御棒の操作を行う運転員の他に少なくとも１名の運転員を配置して，制御棒の操作を行う。さらに，制御棒の操作の都度，制御棒操作手順に定める位置に適合させるように制御棒の操作を行うが，制御棒操作手順に定める位置にないことを確認した場合は，速やかに当該制御棒を制御棒操作手順に定める位置に適合させる。

３．当直長は，制御棒の操作が第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 23－２の措置を講じる。

表 23－１

項　　目	運転上の制限
制御棒の操作	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること

表 23－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. １本以上８本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	A1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。※1	８時間
B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該制御棒を全挿入する。 及び B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	３時間 ４時間
C. 条件Ｂで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間
D. ９本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	D1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。※2	１時間
E. 条件Ｄで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 原子炉をスクラムさせる。	速やかに

※１：制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては，制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を除いて，制御棒の引き抜きを行ってはならない。

※２：制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては，制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を含めて，制御棒の引き抜きを行ってはならない。

（ほう酸水注入系）

第 24 条

原子炉の状態が運転及び起動において，ほう酸水注入系は，表 24－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．ほう酸水注入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）運転情報ＧＭは，定検停止時に，ほう酸水注入系の機能を確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，定検停止後の原子炉起動前にほう酸水注入系の主要な手動弁と電動弁※1（６号炉のみ）が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認する。

（３）５・６号放射線管理ＧＭは，原子炉の状態が運転及び起動において，ほう酸水濃度を１ヶ月に１回測定し，その結果を当直長に通知する。

（４）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，ほう酸水貯蔵タンクの水位及び温度が図 24－１，２の範囲内にあることを毎日１回確認する。

（５）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が表 24－２に定める値であることを１ヶ月に１回確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。

３．当直長は，ほう酸水注入系が第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 24－３の措置を講じる。

※１：主要な手動弁と電動弁とは，主要配管上の手動弁及び電動弁（６号炉のみ）並びにこれらの配管に接続する配管上の手動弁のうち一次弁をいう。ここでいう主要配管とは，ほう酸水注入系に期待されている機能を達成するためのほう酸水貯蔵タンクからほう酸水注入ポンプまでの吸込配管及びほう酸水注入ポンプから原子炉圧力容器までの注入配管をいう。

表 24－１

項　　目	運転上の制限
ほう酸水注入系	（１）１系列※2が動作可能であること （２）原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量が確保されていること

※２：１系列とは，ポンプ１台及び必要な弁並びに主要配管をいう。

表 24－２

項　　目 （ほう酸水注入ポンプ吐出圧力）	判　定　値
５号炉	9.14ＭＰａ[gage]以上
６号炉	8.43ＭＰａ[gage]以上

表 24－３

条　　件	要求される措置	完了時間
A.ほう酸水貯蔵タンクの水位及び温度が図 24－１，図 24－２の範囲内にない場合	A1.ほう酸水貯蔵タンクの水位及び温度を図 24－１，図 24－２の範囲内に復旧する。	３日間
B.ほう酸水注入系が動作不能の場合	B1.ほう酸水注入系を復旧する。	８時間
C.条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1.高温停止にする。	24 時間

図 24－1

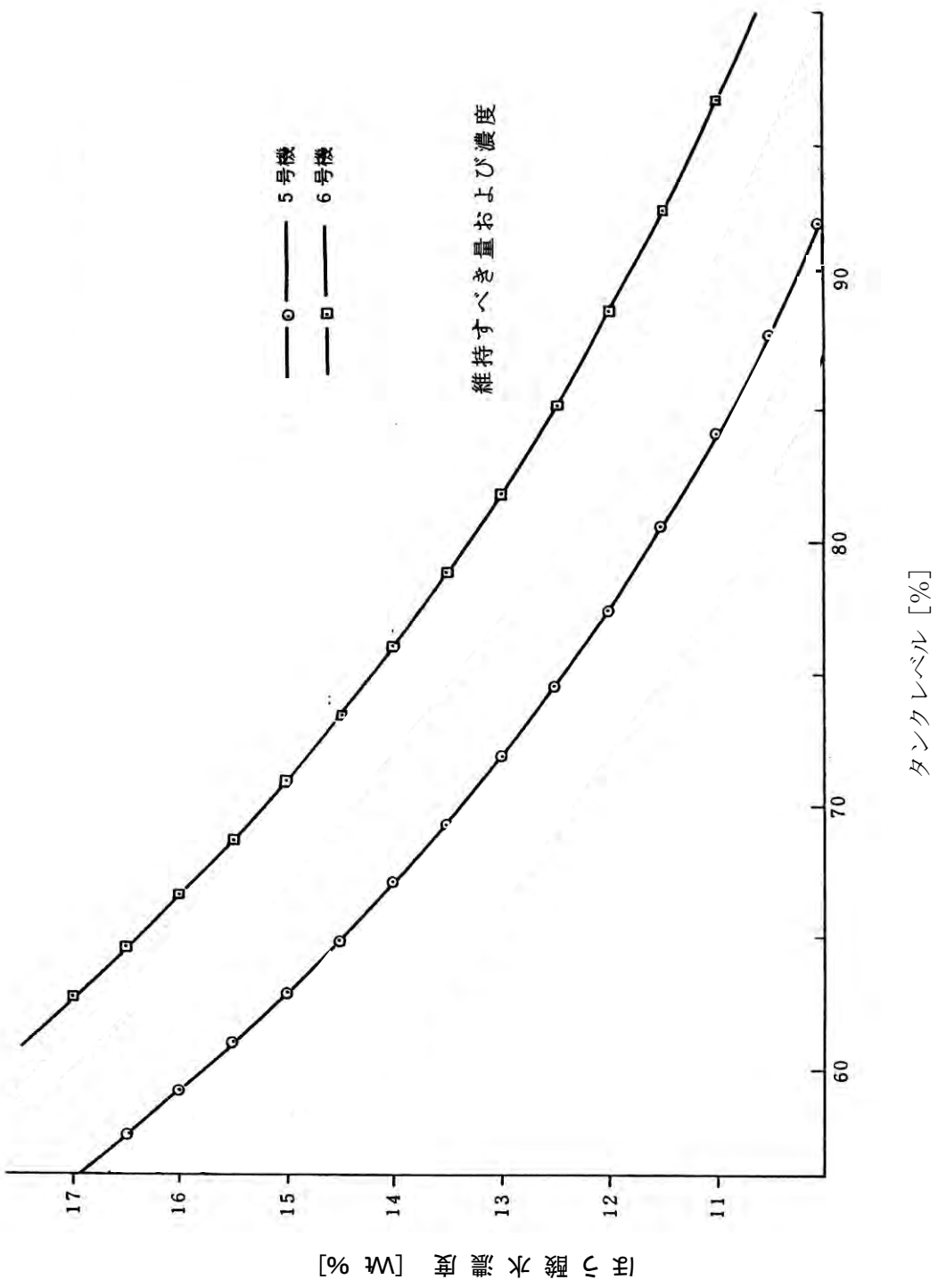

ほう酸水濃度 [wt %]
17
16
15
14
13
12
11
60
70
80
90
タンクレベル [%]
維持すべき量および濃度
5号機
6号機

図 24－2

ほう酸水溶解度 [Wt %]
60
50
40
30
20
10
0
維持すべき温度
10
20
30
40
50
60
70
80
90
100
温 度 (℃)

（原子炉熱的制限値）

第 25 条

原子炉熱出力が 30%以上において，最小限界出力比及び燃料棒最大線出力密度は，表 25－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．最小限界出力比及び燃料棒最大線出力密度が，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）当直長は，原子炉熱出力 30%以上において，最小限界出力比及び燃料棒最大線出力密度を 24 時間に１回確認する。

３．当直長は，最小限界出力比又は燃料棒最大線出力密度が第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 25－２の措置を講じる。

表 25－1

１．　５号炉

項　　目	運転上の制限
１．最小限界出力比	
サイクル初期から，サイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で	
2,000MWｄ／ｔ手前までの期間	
高燃焼度８×８燃料	1.26 以上
９×９燃料（A型）	1.26 以上
９×９燃料（B型）	1.25 以上
上記以外の期間	
９×９燃料のみが装荷されている場合以外	
高燃焼度８×８燃料	1.34 以上
９×９燃料（A型）	1.36 以上
９×９燃料（B型）	1.35 以上
９×９燃料のみが装荷されている場合	
９×９燃料（A型）	1.34 以上
９×９燃料（B型）	
９×９燃料（B型）のみが装荷されている場合	1.28 以上
９×９燃料（B型）のみが装荷されている場合以外	1.32 以上
２．燃料棒最大線出力密度	44.0ｋW／ｍ以下

２．　６号炉

項　　目	運転上の制限
１．最小限界出力比	
サイクル初期から，サイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で	
2,000MWｄ／ｔ手前までの期間	
高燃焼度８×８燃料	1.24 以上
９×９燃料（A型）	1.23 以上
９×９燃料（B型）	1.22 以上
上記以外の期間	
高燃焼度８×８燃料	1.33 以上
９×９燃料（A型）	1.35 以上
９×９燃料（B型）	
９×９燃料（B型）のみが装荷されている場合	1.27 以上
９×９燃料（B型）のみが装荷されている場合以外	1.33 以上
２．燃料棒最大線出力密度	44.0ｋW／ｍ以下

表 25－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A.運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1.制限値以内に復旧する措置※1を開始する。	速やかに

※１：原子炉熱出力を 30%未満にすることを含む。

（原子炉熱出力及び炉心流量）

第 26 条

原子炉熱出力が 30%以上において，原子炉熱出力及び炉心流量は，表 26－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．原子炉熱出力及び炉心流量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）当直長は，原子炉熱出力 30%以上において，原子炉熱出力及び炉心流量が図２６に定める運転範囲にあることを 24 時間に１回確認する。

（２）燃料ＧＭは，定格熱出力一定運転にあたり，原子炉熱出力について運転管理目標を定め，当直長に通知する。当直長は，定格熱出力一定運転において，原子炉熱出力の瞬時値※1及び１時間平均値※2が原子炉熱出力１００％以下であることを１時間に１回確認する。

３．当直長は，原子炉熱出力及び炉心流量が第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。

表 26－１

項　目	運転上の制限
原子炉熱出力 及び炉心流量	図 26 に定める運転範囲にあること

表 26－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 運転範囲内に復旧する措置※3を開始する。	速やかに

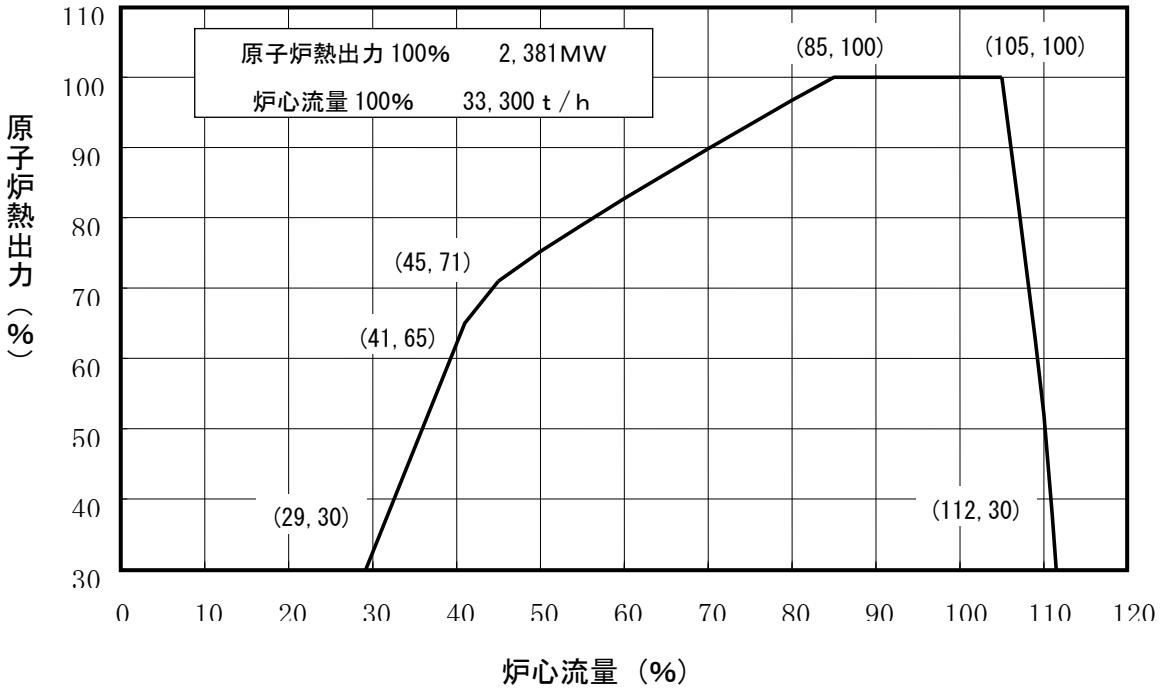
※１：瞬時値とは，計算機により算出される１分値をいう。ただし，計算機により確認ができない場合は，平均出力領域モニタで確認する値をいう。瞬時値は原子炉熱出力のゆらぎを考慮し，原子炉熱出力１００％に対して１％未満の超過の場合は，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※２：１時間平均値とは，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，計算機により確認ができない場合は，平均出力領域モニタで確認する値をいう。

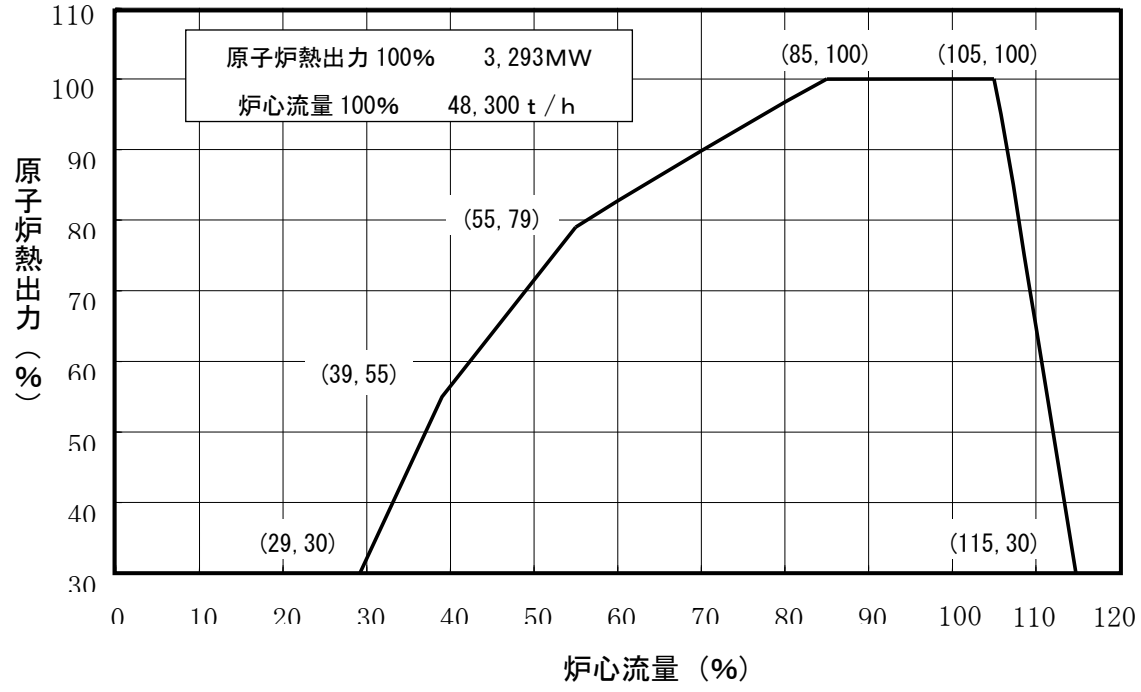
※３：原子炉熱出力を 30%未満にすることを含む。

図 26

1．５号炉



2．　６号炉



（計測及び制御設備）

第 27 条

原子炉の状態に応じて，次の計測及び制御設備※1は，表 27－１で定める事項を運転上の制限とする。

［５号炉］

（１）原子炉保護系計装

（２）起動領域モニタ計装

（３）非常用炉心冷却系計装

（炉心スプレイ系計装，低圧注水系計装，高圧注水系計装，自動減圧系計装）

（４）格納容器隔離系計装

（主蒸気隔離弁計装，格納容器隔離系計装，原子炉建屋隔離系計装）

（５）その他の計装

（非常用ディーゼル発電機計装，原子炉隔離時冷却系計装，原子炉再循環ポンプトリップ計装，制御棒引抜監視装置計装，タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装，中央制御室非常用換気空調系計装，事故時計装）

［６号炉］

（１）原子炉保護系計装

（２）起動領域モニタ計装

（３）非常用炉心冷却系計装

（低圧炉心スプレイ系計装，低圧注水系計装，高圧炉心スプレイ系計装，自動減圧系計装）

（４）格納容器隔離系計装

（主蒸気隔離弁計装，格納容器隔離系計装，原子炉建屋隔離系計装）

（５）その他の計装

（非常用ディーゼル発電機計装，原子炉隔離時冷却系計装，原子炉再循環ポンプトリップ計装，制御棒引抜監視装置計装，タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装，中央制御室外原子炉停止装置計装，中央制御室非常用換気空調系計装，事故時計装）

２．計測及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為，次号を実施する。

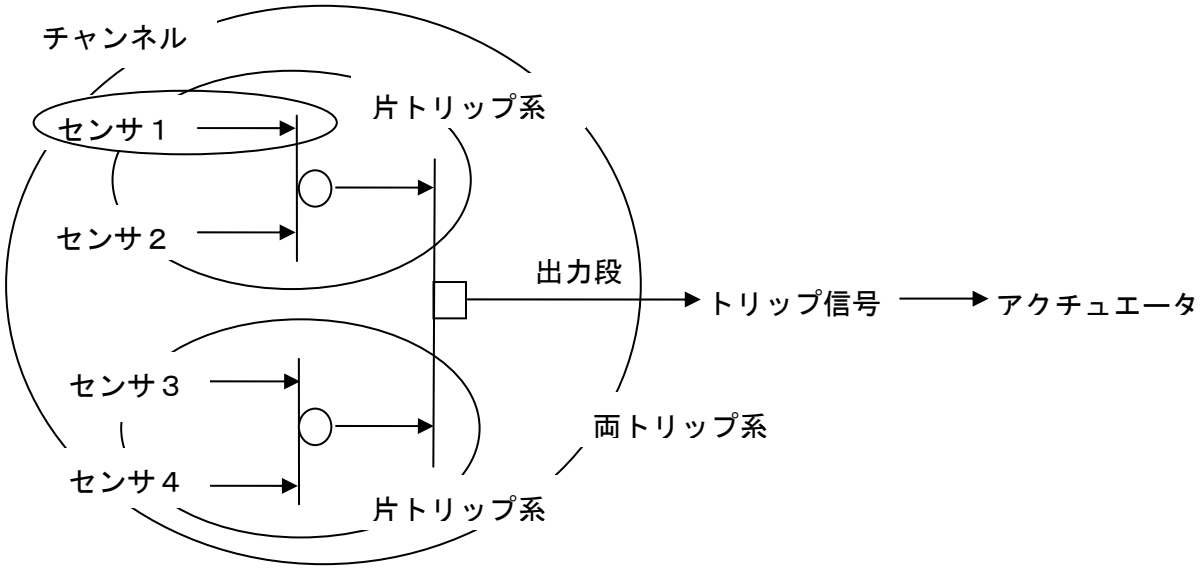
（１）各ＧＭは，原子炉の状態に応じて表 27－２の各項目を実施し，その結果を当直長に通知する。なお，各ＧＭは前項で定める計測及び制御設備に関係する事象を発見した場合には，誤動作※2又は誤不動作※3等の観点から，運転上の制限を満足するかどうかを判断する。

３．当直長は，計測及び制御設備が第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 27－３の措置を講じる。なお，同時に複数の要素の動作不能が発生した場合には，個々の要素に対して表 27－３の措置を講じる。

表 27－１

項　　目	運転上の制限
計測及び制御設備	動作可能※4であること なお，適用される原子炉の状態及び動作可能であるべきチャンネル数については，表 27－３にて定める。

※１：適用範囲は，センサから論理回路の出力段までとし，アクチュエータは含まない。また，トリップ系の定義の例は次のとおり。



※２：本条における誤動作とは，計測及び制御設備が，トリップ信号を出力すべきでない状態にもかかわらず，誤ってトリップ信号を出力する状態をいう。

※３：本条における誤不動作とは，計測及び制御設備が，トリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず，トリップ信号を出力しない状態又はそのような状態が発生すると推定される状態をいう。

※４：本条における動作可能とは，当該計測及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ンネル又は論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合及び誤不動作が発見された場合で，当該計測及び制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は，誤動作であっても動作不能とはみなさない。

表 27－２

１．原子炉保護系計装

［５号炉］

表 27－２－１

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
１．起動領域モニタ ａ．原子炉周期（ペリオド）短	原子炉周期 10 秒以上（中間領域）	当直長は，原子炉の状態が起動，高温停止※1，冷温停止※1及び燃料交換※1において，動作不能でないことを指示により確認する。※2	毎日１回
		当直長は，原子炉の状態が起動から運転へ入る時，起動領域モニタと出力領域モニタのオーバラップを確認する。	原子炉起動時
		計測制御ＧＭは，チャンネル校正※3（検出器を除く）を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査※4を実施する。	定検停止時
ｂ．中性子束高	最終レンジフルスケールの 120/125%以下	当直長は，原子炉の状態が起動，高温停止※1，冷温停止※1及び燃料交換※1において，動作不能でないことを指示により確認する。	毎日１回
		当直長は，原子炉の状態が起動から運転へ入る時，起動領域モニタと出力領域モニタのオーバラップを確認する。	原子炉起動時
		計測制御ＧＭは，チャンネル校正（検出器を除く）を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
ｃ．機器動作不能	－	運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
２．出力領域モニタ ａ．中性子束高	120%以下	当直長は，原子炉の状態が運転において，動作不能でないことを指示により確認する。	毎日１回
		当直長は，原子炉の状態が運転において，出力領域モニタのゲインを確認し，必要に応じて，計測制御ＧＭは，校正を実施する。	１週間に１回
		計測制御ＧＭは，動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が 1,000MWｄ／ｔに１回
		計測制御ＧＭは，チャンネル校正（検出器を除く）を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

［５号炉］

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
ｂ．中性子束低	2%以上 （原子炉モードスイッチが「運転」の時）	当直長は，原子炉の状態が運転において，動作不能でないことを指示により確認する。	毎日１回
		当直長は，原子炉の状態が運転において，出力領域モニタのゲインを確認し，必要に応じて，計測制御GMは，校正を実施する。	１週間に１回
		計測制御GMは，動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000MWｄ／ｔに１回
		計測制御GMは，チャンネル校正（検出器を除く）を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
ｃ．機器動作不能	－	運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
３．原子炉圧力高	7.27ＭＰａ[gage]以下	当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。	毎日１回
		計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
４．原子炉水位低（レベル３）	1,340ｃｍ以上 （圧力容器零レベルより）	当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。	毎日１回
		計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
５．主蒸気隔離弁閉	全開状態より10%閉以下	計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
６．格納容器圧力高	13.7ｋＰａ[gage]以下	当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。	毎日１回
		計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
７．スクラム・ディスチャージボリューム水位高	68ｌ以下 （スクラム排出容器１個あたり）	計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
８．タービン主蒸気止め弁閉	全開状態より10%閉以下※5	当直長は，原子炉熱出力30%相当以上でバイパス状態でないことを確認する。	起動時
		計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

［５号炉］

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
９．タービン蒸気加減弁急速閉 ａ．油圧 ｂ．電磁弁励磁位置	油圧※5 5.50ＭＰａ [gage]以上 励磁位置※5	当直長は，原子炉熱出力30%相当以上でバイパス状態でないことを確認する。	起動時
		計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
10．主蒸気管放射能高	10×（通常運転時のバックグランド）以下	当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。	毎日１回
		計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
11．復水器真空度低	23.4ｋＰａ [abs]以下	当直長は，原子炉の状態が運転において，動作不能でないことを指示により確認する。	毎日１回
		計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
12．地震加速度大 ａ．原子炉建屋地下１階床水平 ｂ．原子炉建屋地下１階床鉛直	地下１階床水平 135 Ｇａｌ以下 地下１階床鉛直 100 Ｇａｌ以下	計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
13．原子炉モードスイッチ「停止」位置	－	運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
14．スクラム回路	－	当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，自動スクラム論理回路が動作可能であることを確認する。	１ヶ月に１回
		運転情報ＧＭは，手動スクラム論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※１：１体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合又は全燃料が取り出されている場合を除く。

※２：「動作不能でないことを指示により確認する」とは，当該チャンネルの指示値に異常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チャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお，トリップ状態にあるチャンネルについては，該当しない。以下，本条において同じ。

※３：本条におけるチャンネル校正とは，センサにあらかじめ定めた信号を与えた時，許容範囲内で出力信号を発生又は指示値を示すよう調整することをいう。

※４：本条における論理回路機能検査とは，センサからの出力信号にて，論理回路の出力段に信号が発生することにより，その機能の健全性を確認することをいう。なお，確

認は部分的な確認を積み重ねることにより，適用範囲を確認したとみなすことができる。

※５：タービン入口蒸気第１段圧力が約 1.27ＭＰａ［gage］（原子炉熱出力の約 30％相当）以上で運転している時。以下，本条［５号炉］において同じ。

［6号炉］

表 27－2－1

要　素	設定値	項　目	頻　度
1．起動領域モニタ a．原子炉周期（ペリオド）短	原子炉周期10秒以上（中間領域）	当直長は，原子炉の状態が起動，高温停止※1，冷温停止※1及び燃料交換※1において，動作不能でないことを指示により確認する。※2	毎日1回
		当直長は，原子炉の状態が起動から運転へ入る時，起動領域モニタと出力領域モニタのオーバラップを確認する。	原子炉起動時
		計測制御GMは，チャンネル校正※3（検出器を除く）を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査※4を実施する。	定検停止時
b．機器動作不能	－	運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
2．出力領域モニタ a．中性子束高 (a)中性子束	15%以下（原子炉モードスイッチが「燃料取替」，「起動」の時）	当直長は，原子炉の状態が起動において，動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		当直長は，原子炉の状態が起動から運転へ入る時，起動領域モニタと出力領域モニタのオーバラップを確認する。	原子炉起動時
		計測制御GMは，チャンネル校正（検出器を除く）を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
	120%以下（原子炉モードスイッチが「運転」の時）	当直長は，原子炉の状態が運転において，動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		当直長は，原子炉の状態が運転において，出力領域モニタのゲインを確認し，必要に応じて，計測制御GMは，校正を実施する。	1週間に1回
		計測制御GMは，動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000MWd／tに1回
		計測制御GMは，チャンネル校正（検出器を除く）を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

［6号炉］

要　素	設定値	項　目	頻　度
(b)熱流束相当	自動可変設定以下 （図27に示す設定値以下）	当直長は，原子炉の状態が運転において，出力領域モニタのゲインを確認し，必要に応じて，計測制御GMは，校正を実施する。	1週間に1回
		計測制御GMは，動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000MWd／tに1回
		計測制御GMは，チャンネル校正（検出器を除く）を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
		計測制御GMは，フローユニットのチャンネル校正を実施する。	定検停止時
b．機器動作不能	－	運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
3．原子炉圧力高	7.21MPa [gage]以下	当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
4．原子炉水位低（レベル3）	1,372cm以上（圧力容器零レベルより）	当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
5．主蒸気隔離弁閉	全開状態より10%閉以下	計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
6．格納容器圧力高	13.7kPa [gage]以下	当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
7．スクラム・ディスチャージボリューム水位高	94.5l以下（スクラム排出容器1個あたり）	計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
8．タービン主蒸気止め弁閉	全開状態より10%閉以下※5	当直長は，原子炉熱出力30%相当以上でバイパス状態でないことを確認する。	起動時
		計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

［6号炉］

要　素	設定値	項　目	頻　度
9.タービン蒸気加減弁急速閉 a．油圧 b．電磁弁励磁位置	油圧※5 4.14MPa [gage]以上 励磁位置※5	当直長は，原子炉熱出力 30%相当以上でバイパス状態でないことを確認する。	起動時
		計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
10.主蒸気管放射能高	10×（通常運転時のバックグランド）以下	当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
11．地震加速度大 a．原子炉建屋地下2階床水平 b．原子炉建屋地下2階床鉛直	地下2階床水平 135 Ga l以下 地下2階床鉛直 100 Ga l以下	計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
12.原子炉モードスイッチ「停止」位置	－	運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
13．スクラム回路	－	当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，自動スクラム論理回路が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回
		運転情報GMは，手動スクラム論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※1：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合又は全燃料が取り出されている場合を除く。

※2：「動作不能でないことを指示により確認する」とは，当該チャンネルの指示値に異常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チャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお，トリップ状態にあるチャンネルについては，該当しない。以下，本条において同じ。

※3：本条におけるチャンネル校正とは，センサにあらかじめ定めた信号を与えた時，許容範囲内で出力信号を発生又は指示値を示すよう調整することをいう。

※4：本条における論理回路機能検査とは，センサからの出力信号にて，論理回路の出力段に信号が発生することにより，その機能の健全性を確認することをいう。なお，確認は部分的な確認を積み重ねることにより，適用範囲を確認したとみなすことができる。

※5：タービン入口蒸気第1段圧力が約1.27MPa［gage］（原子炉熱出力の約30%相当）以上で運転している時。以下，本条［6号炉］において同じ。

２．起動領域モニタ計装

［５号炉］

表 27－２－２

要　　素	項　　目	頻　　度
1.起動領域モニタ	当直長は，計数率が３ｃｐｓ以上であることの確認を行う。	原子炉の状態が起動※1，高温停止，冷温停止及び燃料交換※2の場合毎日１回，炉心変更中※2の場合 12 時間に１回
	当直長は，原子炉の状態が起動※1，高温停止，冷温停止及び燃料交換※2において，動作不能でないことを指示により確認する。	毎日１回
	計測制御GMは，チャンネル校正（検出器を除く）を実施する。	定検停止時

※１：中性子源領域である場合。

※２：起動領域モニタ周りの燃料が４体未満の場合を除く。

［６号炉］

表 27－２－２

要　　素	項　　目	頻　　度
1.起動領域モニタ	当直長は，計数率が３ｃｐｓ以上であることの確認を行う。	原子炉の状態が起動※1，高温停止，冷温停止及び燃料交換※2の場合毎日１回，炉心変更中※2の場合 12 時間に１回
	当直長は，原子炉の状態が起動※1，高温停止，冷温停止及び燃料交換※2において，動作不能でないことを指示により確認する。	毎日１回
	計測制御GMは，チャンネル校正（検出器を除く）を実施する。	定検停止時

※１：中性子源領域である場合。

※２：起動領域モニタ周りの燃料が４体未満の場合を除く。

３．非常用炉心冷却系計装

［５号炉］

（１）炉心スプレイ系計装

表 27－２－３－１

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
１．原子炉水位異常低(レベル１)	940ｃｍ以上（圧力容器零レベルより)	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 （２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時
２．格納容器圧力高	13.7ｋＰａ[gage]以下		
３．原子炉圧力低（注入可)	3.11ＭＰａ[gage]※1	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 （２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時

※１：動作値が，設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

（２）低圧注水系計装

表 27－２－３－２

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
１．原子炉水位異常低（レベル１）	940ｃｍ以上（圧力容器零レベルより)	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 （２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時
２．格納容器圧力高	13.7ｋＰａ[gage]以下		
３．原子炉圧力低（注入可)	3.11ＭＰａ[gage]※1	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 （２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時

※１：動作値が，設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

［５号炉］

（３）高圧注水系計装

表 27－２－３－３

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
１．原子炉水位異常低（レベル２）	1,189ｃｍ以上（圧力容器零レベルより）	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動※1及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。 （２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時
２．格納容器圧力高	13.7ｋＰａ[gage]以下		

※１：原子炉圧力が，1.04ＭＰａ[gage]以上の時。

（４）自動減圧系計装

表 27－２－３－４

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
１．原子炉水位異常低（レベル１）	940ｃｍ以上（圧力容器零レベルより）	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動※1及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。 （２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時
２．格納容器圧力高	13.7ｋＰａ[gage]以下		
３．自動減圧系始動タイマ	120 秒以下	電気機器ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
４．炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高	689ｋＰａ[gage]※2	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動※1及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。 （２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時
５．残留熱除去系ポンプ吐出圧力高	343ｋＰａ[gage]※2		

※１：原子炉圧力が，0.78ＭＰａ[gage]以上の時。

※２：動作値が，設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

［6号炉］

（1）低圧炉心スプレイ系計装

表27－2－3－1

要　素	設定値	項　目	頻　度
1．原子炉水位異常低（レベル1）	961ｃｍ以上（圧力容器零レベルより）	（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 （2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
2．格納容器圧力高	13.7ｋＰａ［gage］以下		
3．注入弁両側差圧低（注入可）	4.91ＭＰａ※1	（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 （2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時

※1：動作値が，設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

（2）低圧注水系計装

表27－2－3－2

要　素	設定値	項　目	頻　度
1．原子炉水位異常低（レベル1）	961ｃｍ以上（圧力容器零レベルより）	（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 （2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
2．格納容器圧力高	13.7ｋＰａ［gage］以下		
3．注入弁両側差圧低（注入可）	4.81ＭＰａ※1	（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 （2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時

※1：動作値が，設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

［6号炉］

（3）高圧炉心スプレイ系計装

表 27－2－3－3

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
1．原子炉水位異常低（レベル2）	1,243ｃｍ以上（圧力容器零レベルより）	（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 （2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
2．格納容器圧力高	13.7ｋＰａ［gage］以下		

（4）自動減圧系計装

表 27－2－3－4

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
1．原子炉水位異常低（レベル1）	961ｃｍ以上（圧力容器零レベルより）	（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動※1及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。 （2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
2．格納容器圧力高	13.7ｋＰａ［gage］以下		
3．自動減圧系始動タイマ	120秒以下	電気機器GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
4．低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高	1.03ＭＰａ［gage］※2	（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動※1及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。 （2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
5．残留熱除去系ポンプ吐出圧力高	0.490ＭＰａ［gage］※2		

※1：原子炉圧力が，0.84ＭＰａ［gage］以上の時。

※2：動作値が，設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

４．格納容器隔離系計装

［５号炉］

（１）主蒸気隔離弁計装

表 27－２－４－１

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
１．原子炉水位異常低（レベル２）	1,189ｃｍ以上（圧力容器零レベルより）	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。 （２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時
２．主蒸気管放射能高	10×（通常運転時のバックグランド）以下		
３．主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140％以下		
４．主蒸気管トンネル温度高	93℃以下		
５．主蒸気管圧力低	5.86ＭＰａ［gage］以上		

※１：主蒸気管圧力低については，起動及び高温停止を除く。

（２）格納容器隔離系計装

表 27－２－４－２

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
１．主蒸気管ドレン系 ａ．原子炉水位異常低（レベル２）	1,189ｃｍ以上（圧力容器零レベルより）	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。 （２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時
ｂ．主蒸気管放射能高	10×（通常運転時のバックグランド）以下		
ｃ．主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140％以下		
ｄ．主蒸気管トンネル温度高	93℃以下		
ｅ．主蒸気管圧力低	5.86ＭＰａ［gage］以上		
２．炉水サンプル系 ａ．原子炉水位異常低（レベル２）	1,189ｃｍ以上（圧力容器零レベルより）	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。 （２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時
ｂ．主蒸気管放射能高	10×（通常運転時のバックグランド）以下		
ｃ．主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140％以下		
ｄ．主蒸気管トンネル温度高	93℃以下		
ｅ．主蒸気管圧力低	5.86ＭＰａ［gage］以上		

※１：主蒸気管圧力低については，起動及び高温停止を除く。

［５号炉］

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
３.原子炉冷却材浄化系 ａ．原子炉水位低 （レベル３）	1,340ｃｍ以上 （圧力容器零レベルより）	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 （２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時
４．不活性ガス系 ａ．原子炉水位低 （レベル３）	1,340ｃｍ以上 （圧力容器零レベルより）	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 （２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時
ｂ．格納容器圧力高	13.7ｋＰａ［gage］ 以下		
ｃ．原子炉建屋放射能高	10×（通常運転時のバックグランド）以下		
５．残留熱除去系 ａ．原子炉水位低 （レベル３）	1,340ｃｍ以上 （圧力容器零レベルより）	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 （２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時
ｂ．格納容器圧力高	13.7ｋＰａ［gage］ 以下		
６．廃棄物処理系 ａ．原子炉水位低 （レベル３）	1,340ｃｍ以上 （圧力容器零レベルより）	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 （２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時
ｂ．格納容器圧力高	13.7ｋＰａ［gage］ 以下		

［５号炉］

（３）原子炉建屋隔離系計装

表 27－２－４－３

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
１．原子炉水位低（レベル３）	1,340ｃｍ以上（圧力容器零レベルより）	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 （２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時
２．格納容器圧力高	13.7ｋＰａ［gage］以下		
３．原子炉建屋放射能高	10×（通常運転時のバックグランド）以下	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※１又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。 （２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時

※１：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

［６号炉］

（１）主蒸気隔離弁計装

表 27－２－４－１

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
１．原子炉水位異常低（レベル２）	1,243ｃｍ以上（圧力容器零レベルより）	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止※１において，動作不能でないことを指示により確認する。 （２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時
２．主蒸気管放射能高	10×（通常運転時のバックグランド）以下		
３．主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140％以下		
４．主蒸気管トンネル温度高	93℃以下		
５．主蒸気管圧力低	5.86ＭＰａ［gage］以上		
６．復水器真空度低	72.5ｋＰａ［abs］以下		

※１：主蒸気管圧力低については，起動及び高温停止を除く。

［6号炉］

（2）格納容器隔離系計装

表27－2－4－2

要　素	設定値	項　目	頻　度
1．主蒸気管ドレン系 a．原子炉水位異常低（レベル2）	1,243ｃｍ以上（圧力容器零レベルより）	（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。 （2）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
b．主蒸気管放射能高	10×（通常運転時のバックグランド）以下		
c．主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下		
d．主蒸気管トンネル温度高	93℃以下		
e．主蒸気管圧力低	5.86ＭＰａ[gage]以上		
f．復水器真空度低	72.5ｋＰａ[abs]以下		
2．炉水サンプル系 a．原子炉水位異常低（レベル2）	1,243ｃｍ以上（圧力容器零レベルより）	（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。 （2）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
b．主蒸気管放射能高	10×（通常運転時のバックグランド）以下		
c．主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下		
d．主蒸気管トンネル温度高	93℃以下		
e．主蒸気管圧力低	5.86ＭＰａ[gage]以上		
f．復水器真空度低	72.5ｋＰａ[abs]以下		
3．原子炉冷却材浄化系 a．原子炉水位低（レベル3）	1,372ｃｍ以上（圧力容器零レベルより）	（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 （2）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時

［6号炉］

要　素	設定値	項　目	頻　度
4．不活性ガス系 a．原子炉水位低 （レベル3）	1,372ｃｍ以上 （圧力容器零レベルより）	（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 （2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
b．格納容器圧力高	13.7ｋＰａ[gage] 以下		
c．原子炉建屋放射能高 （原子炉建屋換気系排気口プレナム）	10×（通常運転時のバックグランド）以下		
d．原子炉建屋放射能高 （燃料取替エリアダクト）※2	10×（通常運転時のバックグランド）以下		
5．残留熱除去系 a．原子炉水位低 （レベル3）	1,372ｃｍ以上 （圧力容器零レベルより）	（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 （2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
b．格納容器圧力高	13.7ｋＰａ[gage] 以下		
6．廃棄物処理系 a．原子炉水位低 （レベル3）	1,372ｃｍ以上 （圧力容器零レベルより）	（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 （2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
b．格納容器圧力高	13.7ｋＰａ[gage] 以下		

※1：主蒸気管圧力低については，起動及び高温停止を除く。

※2：高線量当量率物品の移動時を除く。

［6号炉］

（3）原子炉建屋隔離系計装

表 27－2－4－3

要　素	設定値	項　目	頻　度
1．原子炉水位低（レベル3）	1,372ｃｍ以上（圧力容器零レベルより）	（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 （2）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
2．格納容器圧力高	13.7ｋＰａ［gage］以下		
3．原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム）	10×（通常運転時のバックグランド）以下	（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。 （2）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
4．原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト）※2	10×（通常運転時のバックグランド）以下		

※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

※2：高線量当量率物品の移動時を除く。

５．その他の計装

［５号炉］

（１）非常用ディーゼル発電機計装

表 27－２－５－１

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
１.非常用交流高圧電源母線低電圧	－	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。ただし，非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。	毎日１回
２.原子炉水位異常低（レベル１）	940ｃｍ以上（圧力容器零レベルより）	（２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施する。ただし，非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。	定検停止時
３.格納容器圧力高	13.7ｋＰａ［gage］以下	（３）運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

（２）原子炉隔離時冷却系計装

表 27－２－５－２

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
１.原子炉水位異常低（レベル２）	1,189ｃｍ以上（圧力容器零レベルより）	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動※1及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。	毎日１回
		（２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※１：原子炉圧力が 1.04ＭＰａ［gage］以上の時。

（３）原子炉再循環ポンプトリップ計装

表 27－２－５－３

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
１．タービン主蒸気止め弁閉	全開状態より 10％閉以下※1	計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
２.タービン蒸気加減弁急速閉 ａ．油圧 ｂ.電磁弁励磁位置	油圧※1 5.50ＭＰａ［gage］以上 励磁位置※1	計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※１：タービン入口蒸気第１段圧力が約 1.27ＭＰａ［gage］（原子炉熱出力の約 30％相当）以上で運転している時。

［５号炉］

（４）制御棒引抜監視装置計装

表 27－２－５－４

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
１．制御棒引抜阻止 ａ．中性子束高	105%以下 （再循環流量 Wd（%）に対し，(0.62Wd＋52）%の式により設定する。）	（１）当直長は，原子炉熱出力 30%相当以上でバイパス状態でないことを確認する。 （２）計測制御GMは，チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。	起動時 定検停止時
ｂ．機器動作不能	－	計測制御GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
ｃ．中性子束低	５%※1	計測制御GMは，チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※１：動作値が，設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

（５）タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装

表 27－２－５－５

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
１．原子炉水位高（レベル８）	1,461ｃｍ以下（圧力容器零レベルより）	（１）当直長は，原子炉熱出力 30%相当以上において，動作不能でないことを指示により確認する。 （２）計測制御GMは，チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時

（６）中央制御室非常用換気空調系計装

表 27－２－５－６

要　　素	設定値	項　　目	頻　度
１．原子炉建屋放射能高	10×（通常運転時のバックグランド）以下	（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。 （２）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時

※１：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

［5号炉］

（7）事故時計装

表27－2－5－7

要　素	項　目	頻　度
1．原子炉圧力 2．原子炉水位 （広帯域） 3．原子炉水位 （燃料域） 4．格納容器圧力 5．格納容器雰囲気線量当量率	（1）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。 （2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施する。	毎日1回 定検停止時

［6号炉］

（1）非常用ディーゼル発電機計装

表27－2－5－1

要　素	設定値	項　目	頻　度
1．非常用ディーゼル発電機計装 a．非常用交流高圧電源母線低電圧	－	（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。ただし，非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。 （2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施する。ただし，非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。 （3）運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	毎日1回
b．原子炉水位異常低（レベル1）	961cm以上（圧力容器零レベルより）		定検停止時
c．格納容器圧力高	13.7kPa[gage]以下		定検停止時
2．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装 a．非常用交流高圧電源母線低電圧	－	（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。ただし，非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。 （2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施する。ただし，非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。 （3）運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	毎日1回
b．原子炉水位異常低（レベル2）	1,243cm以上（圧力容器零レベルより）		定検停止時
c．格納容器圧力高	13.7kPa[gage]以下		定検停止時

［6号炉］

（2）原子炉隔離時冷却系計装

表 27－2－5－2

要　素	設定値	項　目	頻　度
1．原子炉水位異常低（レベル2）	1,243ｃｍ以上（圧力容器零レベルより）	（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動※1及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。 （2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時

※1：原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage]以上の時。

（3）原子炉再循環ポンプトリップ計装

表 27－2－5－3

要　素	設定値	項　目	頻　度
1．タービン主蒸気止め弁閉	全開状態より 10％閉以下※1	計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
2．タービン蒸気加減弁急速閉 ａ．油圧 ｂ．電磁弁励磁位置	油圧※1 4.14ＭＰａ[gage]以上 励磁位置※1	計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※1：タービン入口蒸気第1段圧力が，約 1.27ＭＰａ[gage]（原子炉熱出力の約30％相当）以上で運転している時。

（4）制御棒引抜監視装置計装

表 27－2－5－4

要　素	設定値	項　目	頻　度
1．制御棒引抜阻止 ａ．中性子束高	105％以下（再循環流量 Wd（％）に対し，（0.62Wd＋52）％の式により設定する。）	（1）当直長は，原子炉熱出力 30％相当以上でバイパス状態でないことを確認する。 （2）計測制御GMは，チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。	起動時 定検停止時
ｂ．機器動作不能	－	計測制御GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
ｃ．中性子束低	5％※1	計測制御GMは，チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※1：動作値が，設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

［6号炉］

（5）タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装

表 27－2－5－5

要　素	設定値	項　目	頻　度
1．原子炉水位高（レベル8）	1,480ｃｍ以下（圧力容器零レベルより）	（1）当直長は，原子炉熱出力30%相当以上において，動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		（2）計測制御GMは，チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

（6）中央制御室外原子炉停止装置計装

表 27－2－5－6

要　素	項　目	頻　度
1．原子炉圧力	計測制御GMは，チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時
2．原子炉隔離時冷却系流量	計測制御GMは，チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時
3．原子炉隔離時冷却系制御	計測制御GMは，チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時
	当直長は，原子炉隔離時冷却系の流量制御については，中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉隔離時冷却系ポンプ手動起動により確認を行う。	定検停止後の原子炉起動時
4．残留熱除去系流量	計測制御GMは，チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時

（7）中央制御室非常用換気空調系計装

表 27－2－5－7

要　素	設定値	項　目	頻　度
1．原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム）	10×（通常運転時のバックグランド）以下	（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
2．原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト）※2		（2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

※2：高線量当量率物品の移動時を除く。

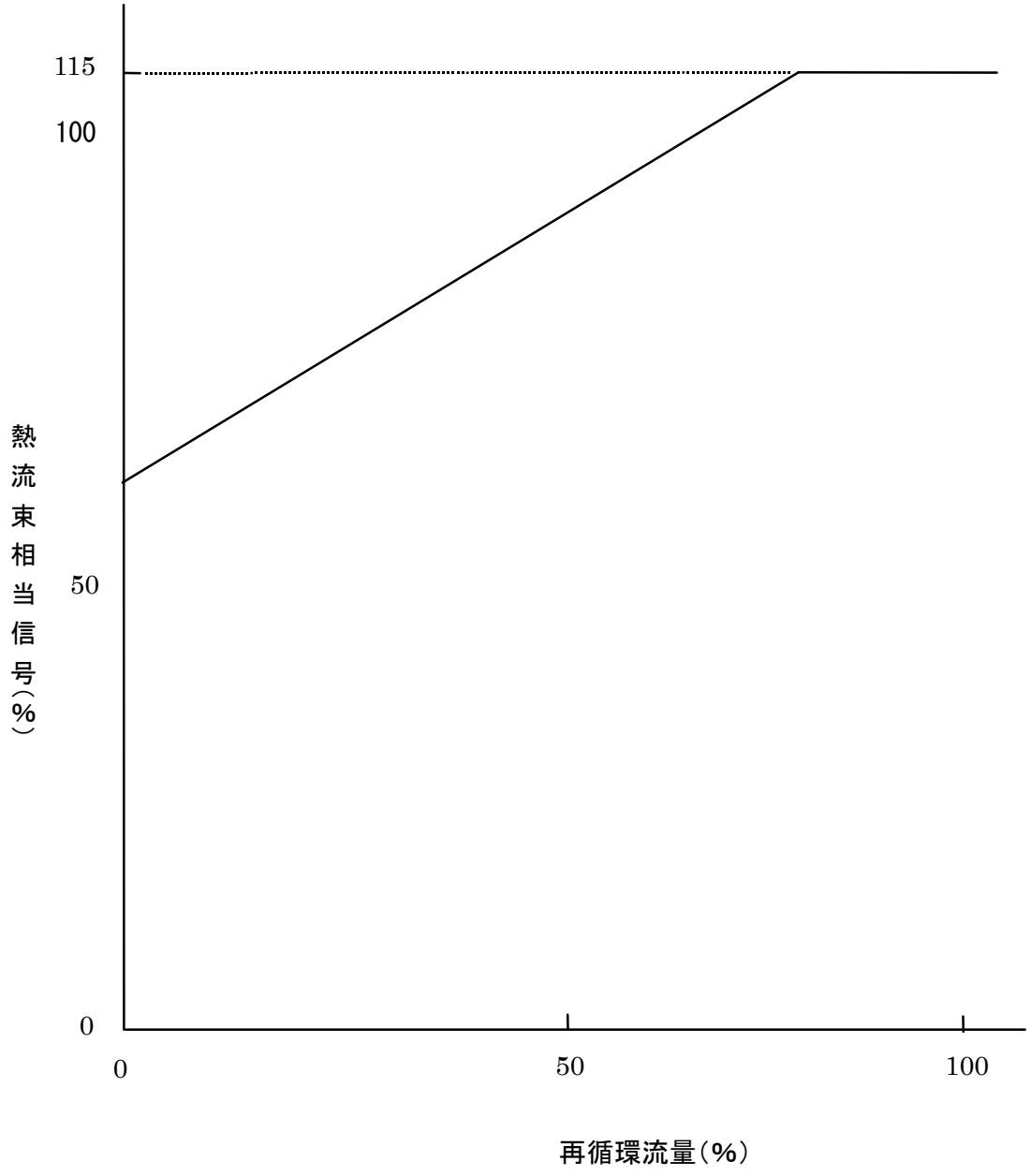
［6号炉］

（8）事故時計装

表27－2－5－8

要　素	項　目	頻　度
1．原子炉圧力 2．原子炉水位 （広帯域） 3．原子炉水位 （燃料域） 4．格納容器圧力 5．格納容器雰囲気線量当量率	（1）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。 （2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施する。	毎日1回 定検停止時

図 27 中性子束高（熱流束相当）のスクラム設定（表 27-2 関係）



（注）熱流束相当信号は，再循環流量 Ｗｄ（%）に対して，（0.72Ｗｄ＋54）%
の式により設定する。
ただし，最大値は 115 とする。

表 27－３

１．原子炉保護系計装

原子炉保護系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その状態に応じて次の措置を講じる。なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，片トリップ系毎の全てのチャンネル数をいう。

（１）片トリップ系に，動作不能チャンネルが１つ以上ある場合は，12 時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能なチャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。

（２）両トリップ系に，動作不能チャンネルがそれぞれ１つ以上ある場合は，６時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ，いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするか又はいずれかの片トリップ系をトリップする。

（３）片トリップ系に，同一要素によるトリップ機能が維持できない場合又は当該トリップ系が動作不能の場合は，１時間以内に当該トリップ系を復旧するかトリップする。

（４）上記（１），（２）又は（３）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

［５号炉］

表 27－３－１

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系）	要求される措置	完了時間
１．起動領域モニタ	起動	4※2	A1. 高温停止にする。	24 時間
ａ．原子炉周期（ペリオド）短	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. １体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
ｂ．中性子束高	起動	4※2	A1. 高温停止にする。	24 時間
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. １体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
ｃ．機器動作不能	起動	4※2	A1. 高温停止にする。	24 時間
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. １体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに

［５号炉］

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系）	要求される措置	完了時間
２．出力領域モニタ	起動	3※3	A1. 高温停止にする。	24 時間
ａ．中性子束高	運転		A1. 起動にする。	12 時間
ｂ．中性子束低	運転	3※3	A1. 起動にする。	12 時間
ｃ．機器動作不能	運転，起動	3※3	A1. 高温停止にする。	24 時間
３．原子炉圧力高	運転，起動	2	A1. 高温停止にする。	24 時間
４．原子炉水位低（レベル３）	運転，起動	2	A1. 高温停止にする。	24 時間
５．主蒸気隔離弁閉	運転	8	A1. 起動にする。	12 時間
６．格納容器圧力高	運転，起動	2	A1. 高温停止にする。	24 時間
７．スクラム・ディスチャージボリューム水位高	運転，起動	4	A1. 高温停止にする。	24 時間
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. １体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
８．タービン主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力 30%相当以上※4	4	A1. 原子炉熱出力 30%相当未満にする。	８時間
９．タービン蒸気加減弁急速閉 ａ．油圧 ｂ．電磁弁励磁位置	原子炉熱出力 30%相当以上※4	4	A1. 原子炉熱出力 30%相当未満にする。	８時間
10. 主蒸気管放射能高	運転，起動	2	A1. 高温停止にする。	24 時間
11. 復水器真空度低	運転	2	A1. 起動にする。	12 時間
12. 地震加速度大	運転，起動	4	A1. 高温停止にする。	24 時間
ａ．原子炉建屋地下１階床水平 ｂ．原子炉建屋地下１階床鉛直	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. １体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
13. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	運転，起動	1※5	A1. 高温停止にする。	24 時間
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. １体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
14. スクラム回路	運転，起動	2 （自動スクラム） 1 （手動スクラム）	A1. 高温停止にする。	24 時間
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. １体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに

※１：１体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合又

は全燃料が取り出されている場合を除く。

※２：片系４チャンネルのうち，１チャンネルバイパス可能設備のため，１チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系）は３とする。

※３：片系３チャンネルのうち，１チャンネルバイパス可能設備のため，１チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系）は２とする。

※４：タービン入口蒸気第１段圧力が約 1.27ＭＰａ［gage］（原子炉熱出力の約 30％相当）以上で運転している時。

※５：原子炉モードスイッチは１つであり，その接点を両トリップ系で１チャンネルずつ使用している。

［6号炉］

表 27－3－1

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系）	要求される措置	完了時間
1．起動領域モニタ	起動	4※2	A1. 高温停止にする。	24 時間
a．原子炉周期（ペリオド）短	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
b．機器動作不能	起動	4※2	A1. 高温停止にする。	24 時間
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
2．出力領域モニタ	起動	3※3	A1. 高温停止にする。	24 時間
a．中性子束高 (a) 中性子束	運転	3※3	A1. 起動にする。	12 時間
(b)熱流束相当	運転	3※3	A1. 起動にする。	12 時間
b．機器動作不能	運転，起動	3※3	A1. 高温停止にする。	24 時間
3．原子炉圧力高	運転，起動	2	A1. 高温停止にする。	24 時間
4．原子炉水位低（レベル3）	運転，起動	2	A1. 高温停止にする。	24 時間
5．主蒸気隔離弁閉	運転	8	A1. 起動にする。	12 時間
6．格納容器圧力高	運転，起動	2	A1. 高温停止にする。	24 時間
7．スクラム・ディスチャージボリューム水位高	運転，起動	4	A1. 高温停止にする。	24 時間
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
8．タービン主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力 30%相当以上※4	4	A1. 原子炉熱出力 30%相当未満にする。	8時間
9．タービン蒸気加減弁急速閉 a．油圧 b．電磁弁励磁位置	原子炉熱出力 30%相当以上※4	4	A1. 原子炉熱出力 30%相当未満にする。	8時間
10. 主蒸気管放射能高	運転，起動	2	A1. 高温停止にする。	24 時間
11. 地震加速度大	運転，起動	4	A1. 高温停止にする。	24 時間
a．原子炉建屋地下2階床水平 b．原子炉建屋地下2階床鉛直	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに

［6号炉］

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系）	要求される措置	完了時間
12. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	運転，起動	1※5	A1. 高温停止にする。	24時間
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
13. スクラム回路	運転，起動	2 （自動スクラム） 1 （手動スクラム）	A1. 高温停止にする。	24時間
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに

※1：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合又は全燃料が取り出されている場合を除く。

※2：片系4チャンネルのうち，1チャンネルバイパス可能設備のため，1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系）は3とする。

※3：片系3チャンネルのうち，1チャンネルバイパス可能設備のため，1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系）は2とする。

※4：タービン入口蒸気第1段圧力が約1.27MPa［gage］（原子炉熱出力の約30%相当）以上で運転している時。

※5：原子炉モードスイッチは1つであり，その接点を両トリップ系で1チャンネルずつ使用している。

２．起動領域モニタ計装

起動領域モニタ計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

［５号炉］

表 27－３－２

要素	適用される状態		動作可能であるべきチャンネル数	条　件	要求される措置	完了時間
起動領域モニタ	中性子源領域でかつ原子炉の状態が「起動」		8※1	A. 動作不能チャンネルが１つ以上の場合	A1. 起動領域モニタを動作可能な状態に復帰させる。 又は A2. 制御棒引抜操作を中止する。	4 時間 速やかに
				B. 動作不能チャンネルが６つの場合	B1. 制御棒引抜操作を中止する。	速やかに
				C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24 時間
	原子炉の状態が「高温停止」 又は 「冷温停止」		2※2	A. 動作不能チャンネルが１つ以上の場合	A1. 挿入可能な制御棒を全挿入する。 及び A2. 制御棒引抜操作を行ってはならない。	1 時間 1 時間
	原子炉の状態が「燃料交換」	炉心変更が実施されていない場合	2※2※3	A. 動作不能チャンネルが１つ以上の場合	A1. １体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに
		炉心変更が実施されている場合	2※3※4	A. 動作不能チャンネルが１つ以上の場合	A1. 制御棒挿入及び燃料取出以外の炉心変更を中止する。 及び A2. １体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに 速やかに

※１：８チャンネルのうち，２チャンネルバイパス（片トリップ系で１チャンネル）可能設備のため，２チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は６とする。

※２：異なる１／４炉心の２チャンネル。

※３：起動領域モニタ周りの燃料が４体未満の場合，当該起動領域モニタが動作可能であることを要求されない。

※４：炉心変更が実施されている１／４炉心の１チャンネル及びそれに隣接するいずれかの１／４炉心の１チャンネル。

［6号炉］

表 27－3－2

要素	適用される状態		動作可能であるべきチャンネル数	条　件	要求される措置	完了時間
起動領域モニタ	中性子源領域でかつ原子炉の状態が「起動」		8※1	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 起動領域モニタを動作可能な状態に復帰させる。 又は A2. 制御棒引抜操作を中止する。	4時間 速やかに
				B. 動作不能チャンネルが6つの場合	B1. 制御棒引抜操作を中止する。	速やかに
				C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間
	原子炉の状態が「高温停止」 又は 「冷温停止」		2※2	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 挿入可能な制御棒を全挿入する。 及び A2. 制御棒引抜操作を行ってはならない。	1時間 1時間
	原子炉の状態が「燃料交換」	炉心変更が実施されていない場合	2※2※3	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに
		炉心変更が実施されている場合	2※3※4	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 制御棒挿入及び燃料取出以外の炉心変更を中止する。 及び A2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに 速やかに

※1：8チャンネルのうち，2チャンネルバイパス（片トリップ系で1チャンネル）可能設備のため，2チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は6とする。

※2：異なる1／4炉心の2チャンネル。

※3：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合，当該起動領域モニタが動作可能であることを要求されない。

※4：炉心変更が実施されている1／4炉心の1チャンネル及びそれに隣接するいずれかの1／4炉心の1チャンネル。

３．非常用炉心冷却系計装

［５号炉］

（１）炉心スプレイ系計装

炉心スプレイ系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，炉心スプレイ系（炉心スプレイポンプＡ，Ｂ及び注入弁）を作動させる為の全てのチャンネル数をいい，その半数が片トリップ系を構成する。

表 27－３－３－１

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系）	条　　件	要求される措置	完了時間
１．原子炉水位異常低（レベル１）	運転 起動 高温停止	４	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24 時間 24 時間 24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合	B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	12 時間 12 時間 12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合	C1. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	１時間

［５号炉］

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系）	条　件	要求される措置	完了時間
２．格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	４	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24 時間 24 時間 24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合	B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	12 時間 12 時間 12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合	C1. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	１時間
３．原子炉圧力低 （注入可）		４	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24 時間 24 時間 24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合	B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	12 時間 12 時間 12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合	C1. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	１時間

［５号炉］

（２）低圧注水系計装

低圧注水系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，低圧注水系（低圧注水ポンプＡ，Ｂ，Ｃ，Ｄ及び注入弁）を作動させる為の全てのチャンネル数をいい，その半数が片トリップ系を構成する。

表 27－３－３－２

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系）	条　　件	要求される措置	完了時間
１．原子炉水位異常低（レベル１）	運転 起動 高温停止	４	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 低圧注水系を動作不能とみなす。	24 時間 24 時間 24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合	B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 低圧注水系を動作不能とみなす。	12 時間 12 時間 12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合	C1. 低圧注水系を動作不能とみなす。	１時間

［５号炉］

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系）	条　　件	要求される措置	完了時間
２．格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	４	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 低圧注水系を動作不能とみなす。	24 時間 24 時間 24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合	B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 低圧注水系を動作不能とみなす。	12 時間 12 時間 12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合	C1. 低圧注水系を動作不能とみなす。	１時間
３．原子炉圧力低（注入可）		４	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 低圧注水系を動作不能とみなす。	24 時間 24 時間 24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合	B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 低圧注水系を動作不能とみなす。	12 時間 12 時間 12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合	C1. 低圧注水系を動作不能とみなす。	１時間

［５号炉］

（３）高圧注水系計装

高圧注水系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，高圧注水系を作動させるための全てのチャンネル数をいい，その半数が片トリップ系を構成する。

表 27－３－３－３

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系）	条　件	要求される措置	完了時間
１．原子炉水位異常低（レベル２）	運転 起動※1 高温停止※1	４	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 高圧注水系を動作不能とみなす。	24 時間 24 時間 24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合	B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 高圧注水系を動作不能とみなす。	12 時間 12 時間 12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合	C1. 高圧注水系を動作不能とみなす。	１時間

［５号炉］

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系）	条　　件	要求される措置	完了時間
２．格納容器圧力高	運転 起動※1 高温停止※1	４	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 高圧注水系を動作不能とみなす。	24 時間 24 時間 24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合	B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 高圧注水系を動作不能とみなす。	12 時間 12 時間 12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合	C1. 高圧注水系を動作不能とみなす。	１時間

※１：原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage]以上の時。

［５号炉］

（４）自動減圧系計装

自動減圧系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，論理※1毎の全てのチャンネル数をいう。

表 27－３－３－４

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）	条　　件	要求される措置	完了時間
１．原子炉水位異常低（レベル１）	運転 起動※2 高温停止※2	２	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが１つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 当該チャンネルをトリップする。	10 日間 ただし 高圧注水系の動作不能を発見した場合は４日間 10 日間 ただし 高圧注水系の動作不能を発見した場合は４日間
			B. 両方の論理が，それぞれ動作不能の場合，又は，条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	１時間
２．格納容器圧力高		２	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが１つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 当該チャンネルをトリップする。	10 日間 ただし 高圧注水系の動作不能を発見した場合は４日間 10 日間 ただし 高圧注水系の動作不能を発見した場合は４日間
			B. 両方の論理が，それぞれ動作不能の場合，又は，条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	１時間

［5号炉］

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条　件	要求される措置	完了時間
3．自動減圧系始動タイマ	運転 起動※2 高温停止※2	1	A. いずれかの論理が動作不能の場合	A1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし 高圧注水系の動作不能を発見した場合は4日間
			B. 両方の論理が，それぞれ動作不能の場合，又は，条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間
4．炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力高※3		6※3	A. いずれかの論理が動作不能の場合	A1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし 高圧注水系の動作不能を発見した場合は4日間
			B. 両方の論理が，それぞれ動作不能の場合，又は，条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間

※1：本条における論理とは，当該系統・設備を作動させる為のセンサから論理回路の出力段までの最小単位の構成をいう。

※2：原子炉圧力が0.78MPa［gage］以上の時。

※3：ポンプ吐出圧力高については，炉心スプレイ系2チャンネル及び残留熱除去系4チャンネルをいう。

［6号炉］

（1）低圧炉心スプレイ系計装

低圧炉心スプレイ系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，低圧炉心スプレイ系を作動させる為の全てのチャンネル数をいう。

表 27－3－3－1

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条　件	要求される措置	完了時間
1．原子炉水位異常低（レベル1）	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間
2．格納容器圧力高		2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間
3．注入弁両側差圧低（注入可）		1	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間

［6号炉］

（2）低圧注水系計装

低圧注水系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，系列毎のポンプ及び弁を作動させる為の全てのチャンネル数をいう。

表 27－3－3－2

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（系列毎）※1	条　件	要求される措置	完了時間
1．原子炉水位異常低（レベル1）	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間
2．格納容器圧力高		2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間
3．注入弁両側差圧低（注入可）		1	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間

※1：系列毎とは低圧注水系においてA系，B系，C系をいう。

［6号炉］

（3）高圧炉心スプレイ系計装

高圧炉心スプレイ系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，高圧炉心スプレイ系を作動させる為の全てのチャンネル数をいい，その半数が片トリップ系を構成する。

表 27－3－3－3

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系）	条　件	要求される措置	完了時間
1．原子炉水位異常低（レベル2）	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	12時間 12時間 12時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間

［6号炉］

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系）	条　件	要求される措置	完了時間
2．格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	12時間 12時間 12時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間

［6号炉］

（4）自動減圧系計装

自動減圧系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，論理※1毎の全てのチャンネル数をいう。

表 27－3－3－4

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条　　件	要求される措置	完了時間
1．原子炉水位異常低（レベル1）	運転 起動※2 高温停止※2	2	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 当該チャンネルをトリップする。	10日間 ただし 高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間 10日間 ただし 高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間
			B. 両方の論理が，それぞれ動作不能の場合又は，条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間
2．格納容器圧力高		2	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 当該チャンネルをトリップする。	10日間 ただし 高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間 10日間 ただし 高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間
			B. 両方の論理が，それぞれ動作不能の場合又は，条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間

［6号炉］

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）	条　　件	要求される措置	完了時間
3．自動減圧系始動タイマ	運転 起動※2 高温停止※2	1	A. いずれかの論理が動作不能の場合	A1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし 高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間
			B. 両方の論理が，それぞれ動作不能の場合又は，条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間
4．低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高 又は 残留熱除去系ポンプ吐出圧力高※3	運転 起動※2 高温停止※2	4※3	A. いずれかの論理が動作不能の場合	A1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし 高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間
			B. 両方の論理が，それぞれ動作不能の場合又は，条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間

※1：本条における論理とは，当該系統・設備を作動させる為のセンサから論理回路の出力段までの最小単位の構成をいう。

※2：原子炉圧力が0.84MPa［gage］以上の時。

※3：ポンプ吐出圧力高については，自動減圧系A系は低圧炉心スプレイ系2チャンネル及び残留熱除去系2チャンネル，自動減圧系B系は残留熱除去系4チャンネルをいう。

４．格納容器隔離系計装

［５号炉］

（１）主蒸気隔離弁計装

主蒸気隔離弁計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その状態に応じて次の措置を講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，主蒸気隔離弁を隔離させるための全てのチャンネル数をいい，その半数が片トリップ系を構成する。

（A）片トリップ系に，動作不能チャンネルが１つ以上ある場合は，24 時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。

（B）両トリップ系に，動作不能チャンネルがそれぞれ１つ以上ある場合は，12 時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ，いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするか又はいずれかの片トリップ系をトリップする。

（C）片トリップ系において同一要素によるトリップ機能が維持できない場合又は当該トリップ系が動作不能の場合は，１時間以内に当該トリップ系を復旧するか，トリップする。

（D）上記（A），（B）又は（C）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27－３－４－１

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系）	要求される措置	完了時間
１．原子炉水位異常低（レベル２）	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。 及び A2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間
２．主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。 及び A2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間
３．主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	16	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
４．主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	16	A1. 高温停止にする。 及び A2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間
５．主蒸気管圧力低	運転	4	A1. 起動にする。	12 時間

［５号炉］

（２）格納容器隔離系計装

Ａ．主蒸気管ドレン系及び炉水サンプル系

主蒸気管ドレン系及び炉水サンプル系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その状態に応じて次の措置を講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，内側又は外側の隔離機能を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

（Ａ）内側隔離論理又は外側隔離論理に，動作不能チャンネルが１つ以上ある場合は，24 時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。

（Ｂ）内側隔離論理及び外側隔離論理のそれぞれに，同一要素の動作不能チャンネルが１つ以上ある場合又は内側隔離論理及び外側隔離論理とも隔離機能を喪失している場合は，１時間以内に内側隔離論理又は外側隔離論理の少なくとも１つの隔離機能を復旧する。

（Ｃ）上記（Ａ）又は（Ｂ）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27－３－４－２－Ａ

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）	要求される措置	完了時間
１．主蒸気管ドレン系 ａ．原子炉水位異常低（レベル２）	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
ｂ．主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
ｃ．主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	8	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
ｄ．主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	8	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
ｅ．主蒸気管圧力低	運転	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 起動にする。	12 時間 12 時間

［５号炉］

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）	要求される措置	完了時間
２．炉水サンプル系 ａ．原子炉水位異常低（レベル２）	運転 起動 高温停止	２	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
ｂ．主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	２	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
ｃ．主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	８	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
ｄ．主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	８	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
ｅ．主蒸気管圧力低	運転	２	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.起動にする。	12 時間 12 時間

［５号炉］

Ｂ．原子炉冷却材浄化系，不活性ガス系，残留熱除去系及び廃棄物処理系

原子炉冷却材浄化系，不活性ガス系，残留熱除去系及び廃棄物処理系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その状態に応じて「原子炉建屋放射能高」の要素以外については，（A），（B），（C）又は（F）の措置を講じ，「原子炉建屋放射能高」の要素については，（D），（E）又は（F）の措置を講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，内側及び外側の両方の隔離機能を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

（A）片トリップ系に，動作不能チャンネルが１つ以上ある場合は，12 時間以内に動作可能な状態に復旧し復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。

（B）両トリップ系に，動作不能チャンネルがそれぞれ１つ以上ある場合は，６時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ，いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするか又はいずれかの片トリップ系をトリップする。

（C）片トリップ系において同一要素によるトリップ機能が維持できない場合又は当該トリップ系が動作不能の場合は，１時間以内に当該トリップ系を復旧するか，トリップする。

（D）原子炉建屋放射能高に，動作不能チャンネルが１つある場合は，10 日間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップする。

（E）原子炉建屋放射能高に，動作不能チャンネルが２つある場合は，１時間以内にいずれかのチャンネルを復旧するか，トリップする。

（F）上記（A），（B），（C），（D）又は（E）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

［5号炉］

表 27－3－4－2－B

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間
1．原子炉冷却材浄化系 a．原子炉水位低（レベル3）	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
2．不活性ガス系 a．原子炉水位低（レベル3）	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
b．格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
c．原子炉建屋放射能高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
3．残留熱除去系 a．原子炉水位低（レベル3）	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
b．格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
4．廃棄物処理系 a．原子炉水位低（レベル3）	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
b．格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間

［５号炉］

（３）原子炉建屋隔離系計装

原子炉建屋隔離系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その状態に応じて「原子炉建屋放射能高」の要素以外については，（A），（B），（C），（F），（G）又は（H）の措置を講じ，「原子炉建屋放射能高」の要素については，（D），（E），（F），（G），（H）又は（Ｉ）の措置を講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，原子炉建屋隔離機能を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

（A）片トリップ系に，動作不能チャンネルが１つ以上ある場合は，12 時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。

（B）両トリップ系に，それぞれ動作不能チャンネルが１つ以上ある場合は，６時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ，いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするか又はいずれかの片トリップ系をトリップする。

（C）片トリップ系において同一要素によるトリップ機能が維持できない場合又は当該トリップ系が動作不能の場合は，１時間以内に当該トリップ系を復旧するか，トリップする。

（D）原子炉建屋放射能高に，動作不能チャンネルが１つある場合は，10 日間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップする。

（E）原子炉建屋放射能高に，動作不能チャンネルが２つある場合は，１時間以内にいずれかのチャンネルを復旧するか，トリップする。

（F）上記（A），（B）又は（D）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

（G）上記（C）又は（E）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じ，かつ 10 日間以内にトリップ機能を復旧する。

（H）原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，（F）又は（G）の要求される措置を完了時間内に達成できない場合は，24 時間以内に高温停止かつ 36 時間以内に冷温停止する。

（Ｉ）炉心変更時※１又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，（F）又は（G）の措置を完了時間内に達成できない場合は，速やかに炉心変更※１及び原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。

［５号炉］

表 27－３－４－３

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間
１．原子炉水位低（レベル３）	運転 起動 高温停止	４	A1.1.原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い，手動にて隔離できることを確認する。 及び A1.2.非常用ガス処理系１系列を動作可能な状態とする。 又は A2.非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに 速やかに 速やかに
２．格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	４	A1.1.原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い，手動にて隔離できることを確認する。 及び A1.2.非常用ガス処理系１系列を動作可能な状態とする。 又は A2.非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに 速やかに 速やかに
３．原子炉建屋放射能高	運転 起動 高温停止 炉心変更時※1 又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時	２	A1.1.原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い，手動にて隔離できることを確認する。 及び A1.2.非常用ガス処理系１系列を動作可能な状態とする。 又は A2.非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに 速やかに 速やかに

※１：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

［6号炉］

（1）主蒸気隔離弁計装

主蒸気隔離弁計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その状態に応じて次の措置を講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，主蒸気隔離弁を隔離させるための全てのチャンネル数をいい，その半数が片トリップ系を構成する。

（A）片トリップ系に，動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は，24時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。

（B）両トリップ系に，動作不能チャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合は，12時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ，いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするか又はいずれかの片トリップ系をトリップする。

（C）片トリップ系において同一要素によるトリップ機能が維持できない場合又は当該トリップ系が動作不能の場合は，1時間以内に当該トリップ系を復旧するか，トリップする。

（D）上記（A），（B）又は（C）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表27－3－4－1

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(両トリップ系)	要求される措置	完了時間
1．原子炉水位異常低（レベル2）	運転 起動 高温停止	4	A1.高温停止にする。 及び A2.冷温停止にする。	24時間 36時間
2．主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	4	A1.高温停止にする。 及び A2.冷温停止にする。	24時間 36時間
3．主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	16	A1.当該主蒸気ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
4．主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	40	A1.高温停止にする。 及び A2.冷温停止にする。	24時間 36時間
5．主蒸気管圧力低	運転	4	A1.起動にする。	12時間
6．復水器真空度低	運転 起動 高温停止	4	A1.高温停止にする。 及び A2.冷温停止にする。	24時間 36時間

［6号炉］

（2）格納容器隔離系計装

格納容器隔離系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その状態に応じて「原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム)」及び「原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト)」の要素以外については，（A），（B）又は（E）の措置を講じ，「原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム)」及び「原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト)」の要素については，（C），（D）又は（E）の措置を講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，内側又は外側の隔離機能を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

（A）内側隔離論理又は外側隔離論理に，動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は，「原子炉水位低（レベル3)」及び「格納容器圧力高」の要素については 12 時間以内，それ以外の要素については 24 時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。

（B）内側隔離論理及び外側隔離論理のそれぞれに，同一要素の動作不能チャンネルが1つ以上ある場合又は内側隔離論理及び外側隔離論理とも隔離機能を喪失している場合は，1時間以内に内側隔離論理又は外側隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧する。

（C）内側隔離論理又は外側隔離論理に，動作不能チャンネルが1つある場合は，10 日間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップする。

（D）内側隔離論理及び外側隔離論理のそれぞれに，動作不能チャンネルが2つある場合は，1時間以内に内側隔離論理又は外側隔離論理の少なくとも1つのチャンネルを復旧するか，トリップする。

（E）上記（A），（B），（C）又は（D）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

［6号炉］

表 27－3－4－2

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）	要求される措置	完了時間
1．主蒸気管ドレン系 a．原子炉水位異常低（レベル2）	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間

［6号炉］

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）	要求される措置	完了時間
b．主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	2	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする	12時間 24時間 36時間
c．主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	8	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
d．主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	20	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
e．主蒸気管圧力低	運転	2	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.起動にする。	12時間 12時間
f．復水器真空度低	運転 起動 高温停止	2	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
2．炉水サンプル系 a．原子炉水位異常低（レベル2）	運転 起動 高温停止	2	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
b．主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	2	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする	12時間 24時間 36時間
c．主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	8	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間

［6号炉］

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）	要求される措置	完了時間
d．主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	20	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
e．主蒸気管圧力低	運転	2	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.起動にする。	12時間 12時間
f．復水器真空度低	運転 起動 高温停止	2	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
3．原子炉冷却材浄化系 a．原子炉水位低（レベル3）	運転 起動 高温停止	2	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
4．不活性ガス系 a．原子炉水位低（レベル3）	運転 起動 高温停止	2	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
b．格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
c．原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム）	運転 起動 高温停止	2※1	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
d．原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト）※3	運転 起動 高温停止	2※2	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間

［6号炉］

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）	要求される措置	完了時間
5．残留熱除去系 a．原子炉水位低（レベル3）	運転 起動 高温停止	2	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
b．格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
6．廃棄物処理系 a．原子炉水位低（レベル3）	運転 起動 高温停止	2	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
b．格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1.当該ラインを隔離する。 又は A2.1.高温停止にする。 及び A2.2.冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間

※1：2チャンネルは，内側隔離論理を動作させるべきチャンネル数

※2：2チャンネルは，外側隔離論理を動作させるべきチャンネル数

※3：高線量当量率物品の移動時を除く。

［6号炉］

（3）原子炉建屋隔離系計装

原子炉建屋隔離系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その状態に応じて「原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム)」及び「原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト)」の要素以外については，（A），（B），（E），（F）又は（G）の措置を講じ，「原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム)」及び「原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト)」の要素については，（C），（D），（E），（F），（G）又は（H）の措置を講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，A系又はB系による原子炉建屋隔離機能を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

（A）A系隔離論理又はB系隔離論理に，動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は，12時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。

（B）A系隔離論理及びB系隔離論理のそれぞれに，同一要素の動作不能チャンネルが1つ以上ある場合又はA系隔離論理及びB系隔離論理とも隔離機能を喪失している場合は，1時間以内にA系隔離論理又はB系隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧する。

（C）A系隔離論理又はB系隔離論理に，動作不能チャンネルが1つある場合は，10 日間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップする。

（D）A系隔離論理及びB系隔離論理のそれぞれに，動作不能チャンネルが2つある場合は，1時間以内にA系隔離論理又はB系隔離論理の少なくとも1つのチャンネルを復旧するか，トリップする。

（E）上記（A）又は（C）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

（F）上記（B）又は（D）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じ，かつ10 日間以内にA系隔離論理又はB系隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧する。

（G）原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，（E）又は（F）の要求される措置を完了時間内に達成できない場合は，24 時間以内に高温停止かつ36 時間以内に冷温停止にする。

（H）炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，（E）又は（F）の措置を完了時間内に達成できない場合は，速やかに炉心変更※1及び原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。

［6号炉］

表 27－3－4－3

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）	要求される措置	完了時間
1．原子炉水位低（レベル3）	運転 起動 高温停止	2	A1.1.原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い，手動にて隔離できることを確認する。 及び A1.2.非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2.非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに 速やかに 速やかに
2．格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1.1.原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い，手動にて隔離できることを確認する。 及び A1.2.非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2.非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに 速やかに 速やかに
3．原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム）	運転 起動 高温停止 炉心変更時※1又は 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時	2※2	A1.1.原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い，手動にて隔離できることを確認する。 及び A1.2.非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2.非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに 速やかに 速やかに

［6号炉］

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）	要求される措置	完了時間
4．原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト）※3	運転 起動 高温停止 炉心変更時※1又は 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時	2※4	A1.1.原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い，手動にて隔離できることを確認する。 及び A1.2.非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2.非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに 速やかに 速やかに

※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

※2：2チャンネルは，B系隔離論理を動作させるべきチャンネル数

※3：高線量当量率物品の移動時を除く。

※4：2チャンネルは，A系隔離論理を動作させるべきチャンネル数

５．その他の計装

［５号炉］

（１）非常用ディーゼル発電機計装

非常用ディーゼル発電機計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，系列毎の非常用ディーゼル発電機を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

表 27－３－５－１

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（系列毎）	条　件	要求される措置	完了時間
１．非常用交流高圧電源母線低電圧	運転 起動 高温停止 及び 第66条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	３	A. 動作不能チャンネルが１つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。	１時間 １時間
			B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに
２．原子炉水位異常低（レベル１）	運転 起動 高温停止	４	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24 時間 24 時間 24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合	B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	12 時間 12 時間 12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合	C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	１時間

［５号炉］

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（系列毎）	条　件	要求される措置	完了時間
３．格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	４	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24 時間 24 時間 24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合	B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	12 時間 12 時間 12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合	C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	１時間

［５号炉］

（２）原子炉隔離時冷却系計装

原子炉隔離時冷却系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，原子炉隔離時冷却系を作動させる為の全てのチャンネル数をいい，その半数が片トリップ系を構成する。

表 27－３－５－２

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系）	条　件	要求される措置	完了時間
１．原子炉水位異常低（レベル２）	運転 起動※1 高温停止※1	４	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	24 時間 24 時間 24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合	B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	12 時間 12 時間 12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合	C1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	１時間

※１：原子炉圧力が 1.04ＭＰａ［gage］以上の時。

［５号炉］

（３）原子炉再循環ポンプトリップ計装

原子炉再循環ポンプトリップ計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，論理毎の全てのチャンネル数をいう。

表 27－３－５－３

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）	条　　件	要求される措置	完了時間
１．タービン主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力 30%相当以上※1	４	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが１つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	10 日間 10 日間
			B. 両方の論理に動作不能のチャンネルがそれぞれ１つ以上の場合	B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。	２時間
			C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を 30%相当未満にする。	８時間
２．タービン蒸気加減弁急速閉 ａ．油圧		２	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが１つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	10 日間 10 日間
			B. 両方の論理に動作不能のチャンネルがそれぞれ１つ以上の場合	B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。	２時間
			C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を 30%相当未満にする。	８時間

［５号炉］

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）	条　件	要求される措置	完了時間
２．タービン蒸気加減弁急速閉 ｂ．電磁弁励磁位置	原子炉熱出力30%相当以上※1	２	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが１つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	10 日間 10 日間
			B. 両方の論理に動作不能のチャンネルがそれぞれ１つ以上の場合	B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。	２時間
			C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を 30%相当未満にする。	８時間

※１：タービン入口蒸気第１段圧力が約 1.27ＭＰａ［gage］（原子炉熱出力の約 30%相当）以上で運転している時。

（４）制御棒引抜監視装置計装

制御棒引抜監視装置計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27－３－５－４

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条　件	要求される措置	完了時間
１．制御棒引抜阻止 ａ．中性子束高 ｂ．機器動作不能 ｃ．中性子束低	原子炉熱出力30%相当以上	２※1	A. 動作不能チャンネルが１つの場合	A1. 動作不能チャンネルをトリップする。	１時間
			B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 制御棒の引抜操作を行わない。	速やかに

※１：２チャンネルのうち，１チャンネルバイパス可能設備のため，１チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は１とする。

［５号炉］

（５）タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装

タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，タービン駆動給水ポンプ・主タービンをトリップさせる為の全てのチャンネル数をいう。

表 27－３－５－５

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条　　件	要求される措置	完了時間
１．原子炉水位高（レベル８）	原子炉熱出力30%相当以上	３	A. 動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。	10 日間 10 日間
			B. 動作不能チャンネルが２つ以上の場合	B1. 高水位トリップ機能を動作可能な状態に復旧する。	２時間
			C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を 30%相当未満にする。	８時間

［５号炉］

（６）中央制御室非常用換気空調系計装

中央制御室非常用換気空調系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，当該原子炉※1の中央制御室非常用換気空調系を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

表27－３－５－６

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条　件	要求される措置	完了時間
１．原子炉建屋放射能高	運転 起動 高温停止 炉心変更時※2又は 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時	２	A. 動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。 又は A3. 当該原子炉※1の中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	10 日間 10 日間 10 日間
			B. 動作不能チャンネルが２つの場合	B1. 少なくとも１チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. 当該原子炉※1の中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	１時間 １時間

※１：５号炉及び６号炉の中央制御室非常用換気空調系をいう。

※２：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

［５号炉］

（７）事故時計装

事故時計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27－３－５－７

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条　件	要求される措置	完了時間
１．原子炉圧力	運転 起動	２	A. 動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30 日間
			B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C. 動作不能チャンネルが２つの場合	C1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10 日間
			D. 条件Ｃで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 高温停止にする。	24 時間
２．原子炉水位 (広帯域) ３．原子炉水位 (燃料域)		２※1	A. 動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30 日間
			B.　条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C. 動作不能チャンネルが２つの場合	C1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10 日間
			D. 条件Ｃで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 高温停止にする。	24 時間

※１：１チャンネルは記録計，１チャンネルは指示計。

［５号炉］

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条　件	要求される措置	完了時間
４．格納容器圧力	運転 起動	1	A. チャンネルが動作不能な場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10 日間
			B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24 時間
５．格納容器雰囲気線量当量率		2	A. 動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30 日間
			B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C. 動作不能チャンネルが２つの場合	C1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10 日間
			D. 条件Ｃで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 動作不能チャンネルを動作可能な状態に復旧する点検計画を作成する。	速やかに

［6号炉］

（1）非常用ディーゼル発電機計装

非常用ディーゼル発電機計装又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，系列毎の非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

表 27－3－5－1

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（系列毎）	条　件	要求される措置	完了時間
1．非常用ディーゼル発電機計装 a．非常用交流高圧電源母線低電圧	運転 起動 高温停止 及び 第 66 条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	3	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。	1時間 1時間
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに
b．原子炉水位異常低（レベル1）	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24 時間 24 時間 24 時間
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間
c．格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24 時間 24 時間 24 時間
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間

［6号炉］

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（系列毎）	条　件	要求される措置	完了時間
2．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装 a．非常用交流高圧電源母線低電圧	運転 起動 高温停止 及び 第66条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	3	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。	1時間 1時間
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに
b．原子炉水位異常低（レベル2）	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	12時間 12時間 12時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間

［6号炉］

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（系列毎）	条　件	要求される措置	完了時間
c．格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	4	A.片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1.チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2.動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B.両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1.少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2.いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3.高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	12時間 12時間 12時間
			C.片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間

［６号炉］

（２）原子炉隔離時冷却系計装

原子炉隔離時冷却系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，原子炉隔離時冷却系を作動させるための全てのチャンネル数をいい，その半数が片トリップ系を構成する。

表 27－３－５－２

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系）	条　件	要求される措置	完了時間
１.原子炉水位異常低（レベル２）	運転 起動※1 高温停止※1	４	A.片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合	A1.チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2.動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3.原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	24 時間 24 時間 24 時間
			B.両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合	B1.少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2.いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3.原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	12 時間 12 時間 12 時間
			C.片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合	C1.原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	１時間

※１：原子炉圧力が１.04ＭＰａ[gage]以上の時。

［6号炉］

（3）原子炉再循環ポンプトリップ計装

原子炉再循環ポンプトリップ計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，論理毎の全てのチャンネル数をいう。

表 27－3－5－3

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）	条　件	要求される措置	完了時間
1.タービン主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力 30％相当以上※1	4	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが１つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	10 日間 10 日間
			B. 両方の論理に動作不能のチャンネルがそれぞれ１つ以上の場合	B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。	２時間
			C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を 30％相当未満にする。	８時間
2.タービン蒸気加減弁急速閉 a.油圧		2	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが１つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	10 日間 10 日間
			B. 両方の論理に動作不能のチャンネルがそれぞれ１つ以上の場合	B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。	２時間
			C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を 30％相当未満にする。	８時間

［6号炉］

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）	条　件	要求される措置	完了時間
2.タービン蒸気加減弁急速閉 b．電磁弁励磁位置	原子炉熱出力 30％相当以上※1	2	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが１つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	10 日間 10 日間
			B. 両方の論理に動作不能のチャンネルがそれぞれ１つ以上の場合	B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。	２時間
			C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を 30％相当未満にする。	８時間

※１：タービン入口蒸気第１段圧力が約 1.27ＭＰａ［gage］（原子炉熱出力の約 30％相当）以上で運転している時。

［６号炉］

（４）制御棒引抜監視装置計装

制御棒引抜監視装置計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27－３－５－４

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条　件	要求される措置	完了時間
1.制御棒引抜阻止 ａ．中性子束高 ｂ．機器動作不能 ｃ．中性子束低	原子炉熱出力 30％相当以上	2※1	A.動作不能チャンネルが１つの場合	A1.動作不能チャンネルをトリップする。	１時間
			B.条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1.制御棒の引抜操作を行わない。	速やかに

※１：２チャンネルのうち，１チャンネルバイパス可能設備のため，１チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は１とする。

（５）タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装

タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，タービン駆動給水ポンプ・主タービンをトリップさせる為の全てのチャンネル数をいう。

表 27－３－５－５

要　　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条　　件	要求される措置	完了時間
１．原子炉水位高 (レベル8)	原子炉熱出力 30％相当以上	3	A.動作不能チャンネルが１つの場合	A1.チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2.チャンネルをトリップする。	10 日間 10 日間
			B.動作不能チャンネルが２つ以上の場合	B1.　高水位トリップ機能を動作可能な状態に復旧する。	２時間
			C.条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1.原子炉熱出力を 30％相当未満にする。	８時間

［6号炉］

（6）中央制御室外原子炉停止装置計装

中央制御室外原子炉停止装置計装の要素に動作不能が発生した場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27－3－5－6

要　　素	適用される原子炉の状態	条　　件	要求される措置	完了時間
1．原子炉圧力 2．原子炉隔離時冷却系流量 3．原子炉隔離時冷却系制御 4．残留熱除去系流量	運転 起動	A. 要素1つが動作不能の場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30 日間
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24 時間

［６号炉］

（７）中央制御室非常用換気空調系計装

中央制御室非常用換気空調系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，５号炉及び６号炉の中央制御室非常用換気空調系の系列毎の全てのチャンネル数をいう。

表27－３－５－７

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（系列毎）	条　件	要求される措置	完了時間
１．原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム）	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ※1 又は 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時	２	A. 動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。 又は A3. ５号炉及び６号炉の中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	10 日間 10 日間 10 日間
			B. 動作不能チャンネルが２つの場合	B1. 少なくとも１チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. ５号炉及び６号炉の中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	１時間 １時間
２．原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト） ※2		２	A. 動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。 又は A3. ５号炉及び６号炉の中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	10 日間 10 日間 10 日間
			B. 動作不能チャンネルが２つの場合	B1. 少なくとも１チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. ５号炉及び６号炉の中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	１時間 １時間

※１：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

※２：高線量当量率物品の移動時を除く。

［6号炉］

（8）事故時計装

事故時計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27－3－5－8

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条　件	要求される措置	完了時間
1．原子炉圧力 2．原子炉水位 (広帯域)	運転 起動	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30 日間
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C. 動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10 日間
			D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 高温停止にする。	24 時間
3．原子炉水位 (燃料域)		2※1	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30 日間
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C. 動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10 日間
			D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 高温停止にする。	24 時間

［6号炉］

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条　件	要求される措置	完了時間
4．格納容器圧力	運転 起動	2	A. 動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30 日間
			B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C. 動作不能チャンネルが２つの場合	C1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10 日間
			D. 条件Ｃで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1.　高温停止にする。	24 時間
5．格納容器雰囲気線量当量率		2	A. 動作不能チャンネルが１つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30 日間
			B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C. 動作不能チャンネルが２つの場合	C1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10 日間
			D. 条件Ｃで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 動作不能チャンネルを動作可能な状態に復旧する点検計画を作成する。	速やかに

※１：１チャンネルは記録計，１チャンネルは指示計。

（原子炉再循環ポンプ）

第 28 条

原子炉の状態が運転及び起動において，原子炉再循環ポンプは表 28－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．原子炉再循環ポンプが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台停止時には制御棒の引き抜き及び炉心流量の増加（停止した原子炉再循環ポンプの再起動時を除く）を行ってはならない。

（１）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，原子炉再循環ポンプ２台運転時には２台の原子炉再循環ポンプ速度が図 28 に定める運転許容範囲内にあることを毎日１回確認する。

３．当直長は，原子炉再循環ポンプが第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 28－２の措置を講じる。

表 28－１

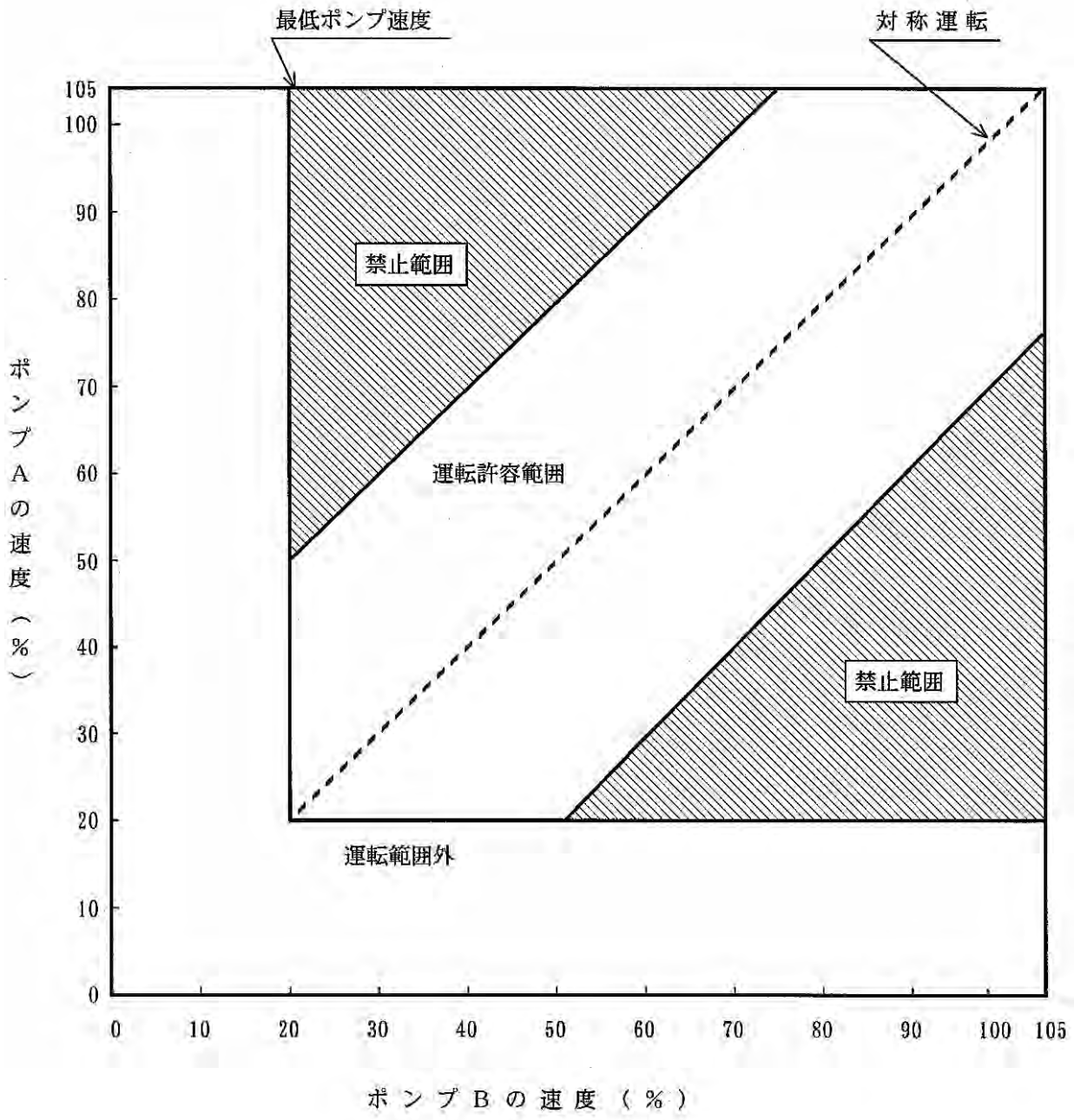
項　　目	運転上の制限
原子炉再循環ポンプ	原子炉再循環ポンプ速度が図 28 に定める運転許容範囲内にあること

表 28－２

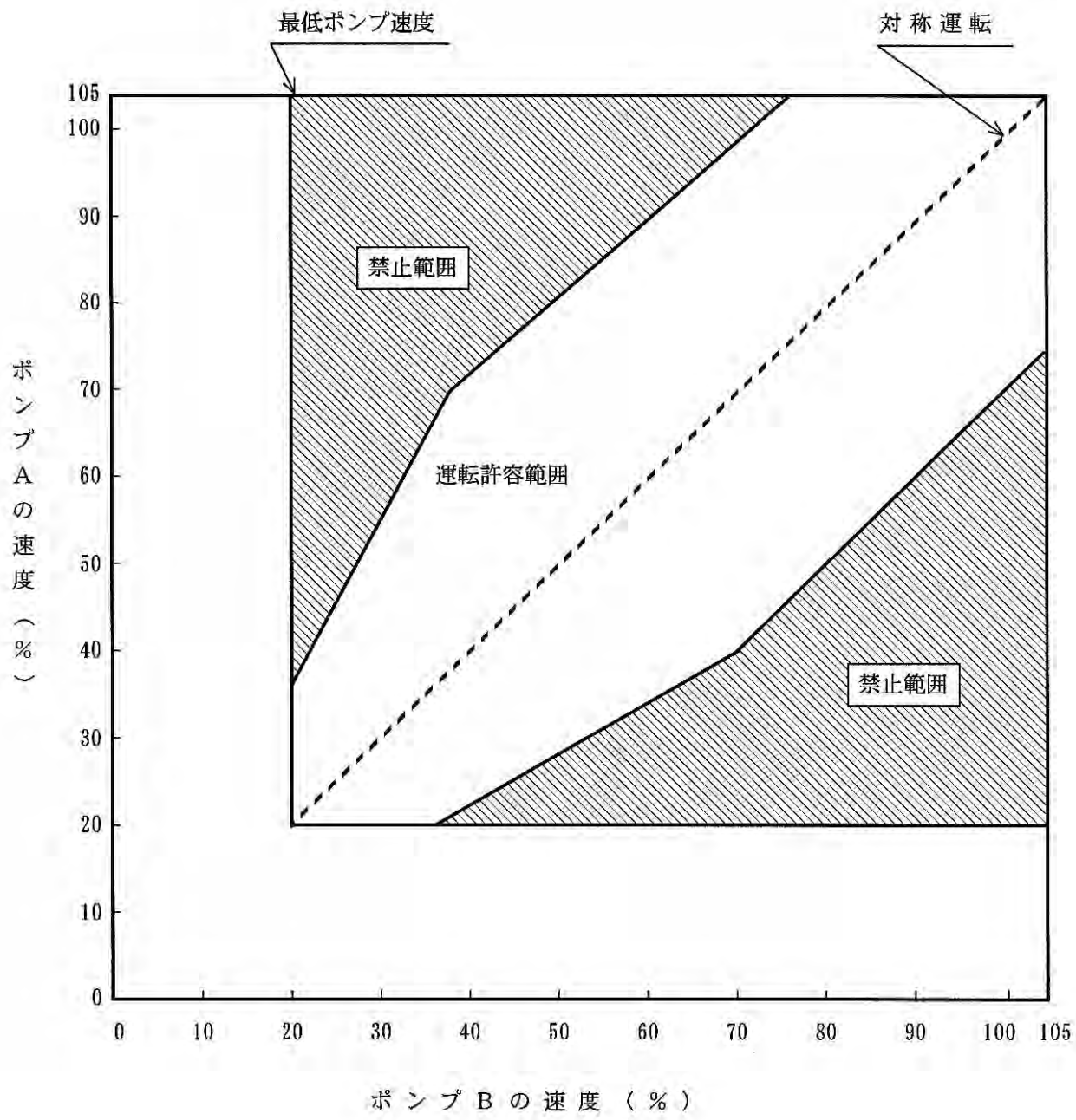
条　　件	要求される措置	完了時間
A. ２台の原子炉再循環ポンプ速度が図 28 の運転許容範囲内であることが確認できない場合	A1. 図 28 の運転許容範囲内に復旧する。 又は A2. いずれかの原子炉再循環ポンプを停止する。	24 時間 24 時間
B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 原子炉再循環ポンプ２台とも運転状態にない場合	B1. 高温停止にする。	24 時間

図 28

１．５号炉


最低ポンプ速度
対称運転
禁止範囲
運転許容範囲
禁止範囲
運転範囲外
ポンプＡの速度（％）
ポンプＢの速度（％）
0
10
20
30
40
50
60
70
80
90
100
105

２．６号炉


最低ポンプ速度
対称運転
禁止範囲
運転許容範囲
禁止範囲
ポンプＡの速度（％）
ポンプＢの速度（％）
105
100
90
80
70
60
50
40
30
20
10
0
0
10
20
30
40
50
60
70
80
90
100
105

（ジェットポンプ）
第 29 条

原子炉熱出力が 30%以上において，ジェットポンプは，表 29－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．ジェットポンプ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。ただし，原子炉再循環ポンプ１台運転の場合は②の事項で確認する。

（１）当直長は，原子炉熱出力が 30%以上において次の状態が２つ以上発生していないことを毎日１回確認する。

①２つの原子炉再循環ポンプ速度の差が５%以内である場合に，２つの原子炉再循環ループ流量の差が 15%を超えている。

②個々のジェットポンプ差圧が，各々の系統に属するジェットポンプ差圧の平均値に対し，その差が 20%を超えている。

③原子炉再循環ループ流量から求めた炉心流量とジェットポンプ総流量の差が 10%を超えている。

３．当直長は，ジェットポンプが第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 29－２の措置を講じる。

表 29－１

項　　目	運転上の制限
ジェットポンプ	機能が健全であること

表 29－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 第２項で定める確認が実施出来ない場合（原子炉再循環ポンプ１台運転の場合を除く）	A1. 第２項の確認を実施する。	24 時間
B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は A1. の措置の結果，運転上の制限を満足していないと判断した場合 又は 条件Ａを除いて運転上の制限を満足していないと判断した場合	B1. 高温停止にする。	24 時間

（主蒸気逃がし安全弁）

第 30 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，主蒸気逃がし安全弁は，表 30－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，主蒸気逃がし安全弁排気管の温度上昇は主蒸気逃がし安全弁の動作不能とはみなさない。

２．主蒸気逃がし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，次の各号を実施する。

（１）原子炉ＧＭは，定検停止時に，主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の設定値が表 30－２に定める値であることを確認し，その結果を当直長に通知する。※1

（２）計測制御ＧＭは，定検停止時に，主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能の設定値が表 30－２に定める値であることを確認し，その結果を当直長に通知する。

３．当直長は，主蒸気逃がし安全弁が第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 30－３の措置を講じる。

※１：主蒸気逃がし安全弁の取替を実施する場合は，定期検査前に本検査を行うことができる。

表 30－１

項　　目	運転上の制限
主蒸気逃がし安全弁	動作可能であること

表 30－２

１．５号炉

項　　目	設　定　値
（１）主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能	8.55ＭＰａ[gage]以下※２（3 個） 7.78ＭＰａ[gage]以下※２（3 個） 7.71ＭＰａ[gage]以下※２（3 個） 7.64ＭＰａ[gage]以下※２（2 個）
（２）主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能	7.58ＭＰａ[gage]以下（4 個） 7.51ＭＰａ[gage]以下（3 個） 7.44ＭＰａ[gage]以下（1 個）

２．６号炉

項　　目	設　定　値
（１）主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能	8.30ＭＰａ[gage]以下※２（4 個） 8.23ＭＰａ[gage]以下※２（4 個） 8.16ＭＰａ[gage]以下※２（4 個） 8.10ＭＰａ[gage]以下※２（4 個） 7.78ＭＰａ[gage]以下※２（2 個）
（２）主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能	7.64ＭＰａ[gage]以下（4 個） 7.58ＭＰａ[gage]以下（4 個） 7.51ＭＰａ[gage]以下（4 個） 7.44ＭＰａ[gage]以下（4 個） 7.37ＭＰａ[gage]以下（2 個）

※２：公称値

表 30－３

条　　件	要求される措置	完了時間
A. １弁以上の主蒸気逃がし安全弁が動作不能の場合	A1. 主蒸気逃がし安全弁を動作可能な状態に復旧する。	10 日間
B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間

（格納容器内の原子炉冷却材漏えい率）

第 31 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，格納容器内の原子炉冷却材漏えい率は，表 31－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．格納容器内の原子炉冷却材漏えい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）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，格納容器内の原子炉冷却材漏えい率を 24 時間に１回確認する。

（２）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されている漏えいが発生した場合には，原子炉冷却材の漏えいがないことを格納容器冷却器ドレン流量計で 24 時間に１回及び格納容器内雰囲気微粒子モニタ又は雰囲気ガス監視装置で毎日１回確認する。ただし，原子炉冷却材の漏えいと判断される有意な変化があった場合には，格納容器床排水サンプ出口流量計によって測定される漏えい率の全量を不明確な箇所からの漏えい率とみなす。

（３）計測制御ＧＭは，必要に応じて，格納容器床排水サンプ出口流量計及び格納容器機器排水サンプ出口流量計の点検を行う。

３．当直長は，格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が第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 31－２の措置を講じる。また，格納容器床排水サンプ出口流量計又は格納容器機器排水サンプ出口流量計の故障のために第２項で定める確認が実施できないと判断した場合は，表 31－３の措置を講じる。

表 31－１

項　　目	運転上の制限
格納容器内の原子炉冷却材漏えい率	（１）格納容器床排水サンプ出口流量計によって測定される漏えい率のうち，原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されていない漏えい率（以下「不明確な箇所からの漏えい率」という。）が 0.23m^3/ｈ以下であること。 （２）格納容器床排水サンプ出口流量計と格納容器機器排水サンプ出口流量計によって測定される漏えい率の合計（以下「総漏えい率」という。）が 5.93m^3/ｈ（１日平均）以下であること。

表 31－2

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 不明確な箇所からの漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合 又は 総漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 当該漏えい率を制限値以内に復旧する。	４時間
B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間

表 31－3

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器機器排水サンプ出口流量計による監視不能の場合	A1. 不明確な箇所からの漏えい率が 0.23ｍ^3／ｈを超えていないことを確認する。 及び A2. 原子炉再循環ポンプの運転状態を確認する。	速やかに その後 24 時間に１回 速やかに その後毎日１回
B. 格納容器床排水サンプ出口流量計による監視不能の場合	B1. 格納容器冷却器ドレン流量計による確認を行う。 及び B2. 格納容器内雰囲気微粒子モニタ又は雰囲気ガス監視装置による確認を行う。 及び B3. 格納容器機器排水サンプ出口流量計によって測定される漏えい率が 5.70m^3/ｈを超えていないことを確認する。	速やかに その後 24 時間に１回 速やかに その後毎日１回 速やかに その後 24 時間に１回
C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 条件Ａ又はＢで要求される措置を実施中に，原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを示す有意な変化がある場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間

（非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力監視）

第 32 条

原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において，非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力は，表 32－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，非常用炉心冷却系又は原子炉隔離時冷却系に関する確認時及び確認後４時間以内を除く。

２．非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧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，次の各号を実施する。

（１）原子炉ＧＭは，定検停止時に，供用中の漏えい又は水圧検査を実施し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において，非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力に有意な変動がないことを１ヶ月に１回確認する。

３．当直長は，非常用炉心冷却系又は原子炉隔離時冷却系の系統圧力が第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 32－２の措置を講じる。

表 32－１

項　　目	運転上の制限
非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力	原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと

表 32－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当該系統内への原子炉冷却材の漏えいを停止させる措置を講じる。なお，講じた措置に応じて当該系統を動作不能とみなす。	４時間
B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間

（原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度）

第 33 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止であって主蒸気隔離弁が開の場合において，原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度は，表 33－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．原子炉冷却材中のよう素 131 の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）５・６号放射線管理ＧＭは，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止であって主蒸気隔離弁が開の場合において，原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度を１週間に１回測定し，その結果を当直長に通知する。

３．当直長は，原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度が第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 33－２の措置を講じる。

表 33－１

１．５号炉

項　　目	運転上の制限
原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度	7.7×10^{3} Ｂｑ／ｇ以下

２．６号炉

項　　目	運転上の制限
原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度	4.6×10^{3} Ｂｑ／ｇ以下

表 33－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度を制限値以内に復旧する。	２日間
B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間

（原子炉停止時冷却系その１）

第 34 条

原子炉の状態が高温停止であって原子炉圧力が付表 34 の条件において，原子炉停止時冷却系は，表 34－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，原子炉停止時冷却系起動準備のための操作期間中は除く。

２．原子炉停止時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）当直長は，原子炉の状態が高温停止であって，原子炉圧力が付表 34 の条件に適合したら，速やかに原子炉停止時冷却系２系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。

３．当直長は，原子炉停止時冷却系が第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 34－２の措置を講じる。

表 34－１

項　　目	運転上の制限
原子炉停止時冷却系	２系列※1が動作可能であること

※１：２系列とは，ポンプ２台，熱交換器１基（６号炉は２基）及び必要な弁並びに配管をいう。以下，第 35 条及び第 36 条において同じ。

付表 34

１．５号炉

項　　目	条　　件
原子炉圧力	0.517ＭＰａ［gage］以下

２．６号炉

項　　目	条　　件
原子炉圧力	0.93ＭＰａ［gage］以下

表 34－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A.原子炉停止時冷却系１系列が動作不能の場合	A1.原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び A2.冷温停止とする操作を開始する。	速やかに 速やかに
B.原子炉停止時冷却系２系列が動作不能の場合	B1.原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び B2.原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかに 速やかに その後 毎日１回

（原子炉停止時冷却系その２）

第 35 条

原子炉の状態が冷温停止において，原子炉停止時冷却系は，表 35－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，次の（１）又は（２）の場合は除く。

（１）原子炉停止時冷却系起動準備時

（２）原子炉の昇温を伴う検査時※1

２．原子炉停止時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（１）又は（２）を実施する。

（１）当直長は，原子炉の状態が冷温停止において，原子炉停止時冷却系１系列が運転中であることを 12 時間に１回確認する。また，原子炉で発生する崩壊熱が原子炉停止時冷却系以外の手段で除去できると判断するまで，さらに１系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であることを毎日１回管理的手段により確認する。

（２）各ＧＭは，原子炉停止時冷却系の運転がすべて停止した場合，停止期間中の原子炉冷却材温度を評価し，当直長に通知する。当直長は，100℃未満であることを 12 時間に１回確認する。

３．当直長は，原子炉停止時冷却系が第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 35－２の措置を講じる。

表 35－１

項　　目	運転上の制限
原子炉停止時冷却系	（１）１系列が運転中であること及び原子炉で発生する崩壊熱が原子炉停止時冷却系以外の手段で除去できると判断するまで※2，さらに１系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は （２）原子炉停止時冷却系が停止した場合においても，原子炉冷却材温度を 100℃未満に保つことができること

表 35－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかに その後毎日１回

※１：原子炉の昇温を伴う検査時とは，原子炉冷却材の昇温開始から降温開始までの期間をいう。

※２：安全管理ＧＭはあらかじめその期間を評価し，主任技術者の確認を得て，当直長に通知する。

（原子炉停止時冷却系その３）
第 36 条
原子炉の状態が燃料交換において，原子炉停止時冷却系は，表 36－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，原子炉内から全燃料が取出された場合を除く。

２．原子炉停止時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（１）又は（２）を実施する。
（１）当直長は，原子炉の状態が燃料交換において，原子炉停止時冷却系１系列が運転中であることを 12 時間に１回確認する。また，原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は，さらに１系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であることを毎日１回管理的手段により確認する。
（２）各ＧＭは，原子炉停止時冷却系の運転がすべて停止した場合，停止期間中の原子炉冷却材温度を評価し，当直長に通知する。当直長は，65℃以下であることを 12 時間に１回確認する。

３．当直長は，原子炉停止時冷却系が第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 36－２の措置を講じる。

表 36－１

項　　目	運転上の制限
原子炉停止時冷却系	（１）１系列が運転中であること及び原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は，さらに１系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は （２）原子炉停止時冷却系が停止した場合においても，原子炉冷却材温度を 65℃以下に保つことができること

表 36－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。	速やかに その後 毎日１回
	及び	
	A2. 原子炉圧力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし，移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに
	及び	
	A3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋の二重扉の各々において，少なくとも１つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに
	及び	
	A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに
	及び	
	A5. 非常用ガス処理系１系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに

（原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率）

第 37 条

原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率は，表 37－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．原子炉冷却材温度及び原子炉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。停止中の原子炉再循環ポンプ入口温度と原子炉冷却材温度の差が 28℃以内及び原子炉圧力に対する原子炉水飽和温度※1 と原子炉圧力容器ドレンライン温度の差が 80℃以内でなければ原子炉再循環ポンプを起動してはならない。

（１）技術ＧＭは，原子炉圧力容器鋼材監視試験片の評価結果により，原子炉圧力容器のぜい性遷移温度の推移を確認し，その結果に基づき，原子炉圧力容器の関連温度を求めて原子炉圧力容器非延性破壊防止のための原子炉冷却材温度制限値を定め，主任技術者の確認を得たのち，所長の承認を得て当直長に通知する。

（２）当直長は，次の事項を確認する。

①原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい又は水圧検査を実施する場合は，原子炉冷却材温度が（１）に定める値以上であることを１時間に１回確認する。

②原子炉の状態が起動，高温停止及び冷温停止（65℃以上）において，原子炉冷却材温度変化率が，55℃/ｈ以下であることを１時間に１回確認する。ここで原子炉冷却材温度変化率とは，原子炉冷却材温度の１時間毎の差分をいう。

３．当直長は，原子炉冷却材温度又は原子炉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 37－２の措置を講じる。

※１：供用中の漏えい又は水圧検査時は，原子炉圧力容器温度とする。

表 37－１

項　　目	運転上の制限
原子炉冷却材温度	原子炉圧力容器の非延性破壊防止及び熱疲労低減のために必要な値以上で運用されていること
原子炉冷却材温度変化率	55℃/ｈ以下

表 37－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A.供用中の漏えい又は水圧検査において，原子炉冷却材温度が制限値を満足していないと判断した場合	A1.加圧を停止する。 及び A2.温度を上昇する又は圧力を低下する操作を開始する。	速やかに 速やかに
B.原子炉の状態が起動，高温停止及び冷温停止（65℃以上）において，原子炉冷却材温度変化率が制限値を満足していないと判断した場合	B1.原子炉冷却材温度変化率を制限値以内に復旧する。	１時間
C.条件Ｂで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1.高温停止にする。 及び C2.冷温停止にする。	24 時間 36 時間

（原子炉圧力）

第 38 条

原子炉の状態が運転及び起動において，原子炉圧力は，表 38－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，送電線事故等による瞬時の圧力変動を除く。

２．原子炉圧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）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，原子炉圧力を 24 時間に１回確認する。

３．当直長は，原子炉圧力が第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 38－２の措置を講じる。

表 38－１

項　　目	運転上の制限
原子炉圧力	7.03ＭＰａ［gage］以下

表 38－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A.原子炉圧力が制限値を満足していないと判断した場合	A1.原子炉圧力を制限値以内に復旧する。	15 分間
B.条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1.高温停止にする。	24 時間

（非常用炉心冷却系その１）

第 39 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止（自動減圧系については，原子炉圧力が５号炉は 0.78ＭＰａ[gage]以上，６号炉は 0.84ＭＰａ[gage]以上，高圧注水系については，原子炉圧力が５号炉は 1.04ＭＰａ[gage]以上）において，非常用炉心冷却系は表 39－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，原子炉停止時冷却系起動準備及び原子炉停止時冷却系の運転中は，当該低圧注水系（格納容器スプレイ系）の動作不能とはみなさない。

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）運転情報ＧＭは，定検停止時に，炉心スプレイ系（６号炉は低圧炉心スプレイ系），低圧注水系及び高圧炉心スプレイ系（６号炉）が模擬信号で作動すること並びに格納容器スプレイ系が手動で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。さらに，定検停止後の原子炉起動から定期検査終了までの期間において，高圧注水系（５号炉）が模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）運転情報ＧＭは，定検停止時に，自動減圧系が模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。

（３）当直長は，定検停止後の原子炉起動前に表 39－２（６号炉　項目７）に定める事項並びに炉心スプレイ系（６号炉は低圧炉心スプレイ系），低圧注水系（格納容器スプレイ系），高圧注水系（５号炉）及び高圧炉心スプレイ系（６号炉）の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態であること及び主要配管が満水であることを確認する※1。

（４）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止（自動減圧系については，原子炉圧力が５号炉は 0.78ＭＰａ[gage]以上，６号炉は 0.84ＭＰａ[gage]以上，高圧注水系については，原子炉圧力が５号炉は 1.04ＭＰａ[gage]以上）において，表 39－２（６号炉　項目７を除く）に定める事項を確認する。

３．当直長は，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 39－３－１又は表 39－３－２の措置を講じる。

※１：主要配管とは，当該系統に期待されている機能を達成するための水源（サプレッションプール又は復水貯蔵タンク）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器（格納容器スプレイヘッダ）までの注入配管（格納容器スプレイ配管）並びにタービン駆動用蒸気配管及び排気配管（高圧注水系のみ）を指し，小口径配管を含まない。また，主要な手動弁と電動弁とは，主要配管上の手動弁及び電動弁並びに主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお，主要配

管（格納容器スプレイ配管を除く）の満水は，当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。

表 39－１

１．５号炉

項　　目		運転上の制限 (動作可能で あるべき系列数)
非常用炉心冷却系	炉心スプレイ系	2※2
	低圧注水系（格納容器スプレイ系）	2※3（2※4）
	自動減圧系（原子炉圧力が 0.78ＭＰａ[gage]以上のとき）	6※6
	高圧注水系 （原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage] 以上のとき）	1※2

２．６号炉

項　　目		運転上の制限 (動作可能で あるべき系列数)
非常用炉心冷却系	低圧炉心スプレイ系	1※2
	低圧注水系（格納容器スプレイ系）	3※2（2※5）
	自動減圧系（原子炉圧力が 0.84ＭＰａ[gage] 以上のとき）	7※6
	高圧炉心スプレイ系	1※2

※２：１系列とは，ポンプ１台及び必要な弁並びに主要配管をいう。

※３：１系列とは，ポンプ２台及び必要な弁並びに主要配管をいう。

※４：１系列とは，ポンプ２台，熱交換器１基及び必要な弁並びに主要配管をいう。

※５：１系列とは，ポンプ１台，熱交換器１基及び必要な弁並びに主要配管をいう。

※６：自動減圧系の系列数は，１系列に相当する弁数をいう。

表 39－２

１．５号炉

項　　目	頻　度
１．炉心スプレイポンプの流量が 1,073ｔ/ｈ以上で，全揚程が 191m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
２．炉心スプレイ系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
３．残留熱除去系ポンプの流量が 3,500ｔ/ｈ以上※7で，全揚程が 121m以上※7であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
４．低圧注水系における注入弁及び試験可能逆止弁，格納容器スプレイ弁（外側弁），サプレッションプールスプレイ弁及び残留熱除去系テストバイパス弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
５．自動減圧系の窒素ガス供給圧力が 0.83ＭＰａ［gage］以上であることを確認する。	１ヶ月に１回
６．高圧注水系ポンプの流量が 965ｔ/ｈで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて 64m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
７．原子炉圧力が 1.04ＭＰａ［gage］相当※8において，高圧注水系ポンプの流量が 965ｔ/ｈで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて 54m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中に１回

２．６号炉

項　　目	頻　度
１．低圧炉心スプレイポンプの流量が 401ｌ／ｓ以上で，全揚程が 195m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
２．低圧炉心スプレイ系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
３．残留熱除去系ポンプの流量が 446ｌ／ｓ以上で，全揚程が 85m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
４．低圧注水系における注入弁及び試験可能逆止弁，格納容器スプレイ弁，サプレッションプールスプレイ弁及び残留熱除去系テストバイパス弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
５．自動減圧系の窒素ガス供給圧力が 0.86ＭＰａ［gage］以上であることを確認する。	１ヶ月に１回
６．高圧炉心スプレイポンプの流量が 401ｌ／ｓ以上で，全揚程が 255m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
７．高圧炉心スプレイポンプの流量が 105ｌ／ｓ以上で，全揚程が 815m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動前に１回
８．高圧炉心スプレイ系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回

※７：ポンプ２台分の流量をいう。

※８：主蒸気圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。

表 39－３－１

１．５号炉

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 炉心スプレイ系１系列が動作不能の場合	A1. 炉心スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残りの炉心スプレイ系１系列及び低圧注水系１系列について，動作可能であることを確認する。	10 日間 速やかに
B. 低圧注水系１系列が動作不能の場合※9	B1. 低圧注水系を動作可能な状態に復旧する。 及び B2. 残りの低圧注水系１系列について，動作可能であることを確認する。	10 日間 速やかに
C. 自動減圧系の弁１個が動作不能の場合	C1. 自動減圧系の弁を動作可能な状態に復旧する。 及び C2. 高圧注水系（原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage]以上の場合）及び原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage]以上の場合）について，動作可能であることを確認する。	10 日間 速やかに
D. 高圧注水系が動作不能の場合	D1. 高圧注水系を動作可能な状態に復旧する。 及び D2. 自動減圧系の窒素ガス供給圧力が 0.83ＭＰａ[gage]以上であることを確認する。 及び D3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。	10 日間 速やかに 速やかに
E. 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）２系列以上が動作不能の場合 又は 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）１系列及び自動減圧系の弁１個が動作不能の場合 又は 自動減圧系の弁２個以上が動作不能の場合 又は 条件Ａ～Ｄのいずれかの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止にする。 及び E2. 冷温停止にする。 なお，高圧注水系が動作不能の場合は，原子炉圧力を，1.04ＭＰａ[gage]未満にし，自動減圧系が動作不能の場合は，原子炉圧力を 0.78ＭＰａ[gage]未満にする。	24 時間 36 時間

２．６号炉

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 低圧炉心スプレイ系が動作不能の場合	A1. 低圧炉心スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 低圧注水系３系列について，動作可能であることを確認する。	10 日間 速やかに
B. 低圧注水系１系列が動作不能の場合※9	B1. 低圧注水系を動作可能な状態に復旧する。 及び B2. 残りの低圧注水系２系列について，動作可能であることを確認する。	10 日間 速やかに
C. 自動減圧系の弁１個が動作不能の場合	C1. 自動減圧系の弁を動作可能な状態に復旧する。 及び C2. 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage] 以上の場合）について，動作可能であることを確認する。	10 日間 速やかに
D. 高圧炉心スプレイ系が動作不能の場合	D1. 高圧炉心スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 及び D2. 自動減圧系（原子炉圧力が 0.84ＭＰａ[gage]以上の場合）の窒素ガス供給圧力が 0.86ＭＰａ[gage]以上であることを確認する。 及び D3. 原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage]以上の場合）について動作可能であることを確認する。	10 日間 速やかに 速やかに
E. 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）２系列以上が動作不能の場合 又は 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）１系列及び自動減圧系の弁１個が動作不能の場合 又は 自動減圧系の弁２個以上が動作不能の場合 又は 条件Ａ～Ｄのいずれかの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止にする。 及び E2. 冷温停止にする。 なお，自動減圧系が動作不能の場合は，原子炉圧力を 0.84ＭＰａ[gage]未満にする。	24 時間 36 時間

表 39－３－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器スプレイ系１系列が動作不能の場合※9	A1. 格納容器スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残りの格納容器スプレイ系について，動作可能であることを確認する。	10 日間 速やかに
B. 格納容器スプレイ系２系列が動作不能の場合※9 又は 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間

※９：残留熱除去系ポンプの故障等により，低圧注水系及び格納容器スプレイ系の動作不能となる場合は，それぞれの要求される措置を実施する。

（非常用炉心冷却系その２）

第 40 条

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，非常用炉心冷却系は表 40－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。また原子炉停止時冷却系起動準備及び原子炉停止時冷却系の運転中は，低圧注水系の動作不能とはみなさない。

（１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合

（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合

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）当直長は，原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，表 40－２に定める事項を確認する。ただし，原子炉が次に示す状態となった場合は適用されない。

①原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合

②原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合

３．当直長は，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 40－３の措置を講じる。

表 40－１

項　　目	運転上の制限 （動作可能であるべき系列数）※1
非常用炉心冷却系	（１）非常用炉心冷却系（自動減圧系及び高圧注水系を除く）２系列 又は （２）非常用炉心冷却系（自動減圧系及び高圧注水系を除く）１系列 及び復水補給水系１系列

※１：本条における非常用炉心冷却系１系列とは，ポンプ１台及び必要な弁並びに主要配管をいい，復水補給水系１系列とは，ポンプ１台及び注水に必要な弁並びに配管をいう。

表 40－２

１．５号炉

項　　目	頻　度
１．動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は，サプレッションプール水位が－156ｃｍ以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵タンクを水源とする場合は，復水貯蔵タンク水位が炉心スプレイ系を確保する場合は22％（タンク底部から332ｃｍ）以上，復水補給水系を確保する場合は37％（タンク底部から532ｃｍ）以上あることを確認する。	12時間に１回 12時間に１回
２．動作可能であるべき炉心スプレイ系及び低圧注水系について，主要配管が満水であることを確認する※2。ただし，第39条第２項（１）で定める確認時を除く。	１ヶ月に１回
３．動作可能であるべき炉心スプレイ系，低圧注水系及び復水補給水系について，注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	１ヶ月に１回
４．動作可能であるべき炉心スプレイ系及び低圧注水系について動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に１回
５．動作可能であるべき復水補給水系ポンプが運転中であることを確認する。	１ヶ月に１回

２．６号炉

項目	頻度
１．動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は，サプレッションプール水位が －407ｃｍ以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵タンクを水源とする場合は，高圧炉心スプレイ系を確保する場合は177ｃｍ（タンク底部から207ｃｍ）以上，復水補給水系を確保する場合は437ｃｍ（タンク底部から467ｃｍ）以上あることを確認する。	12時間に１回 12時間に１回
２．動作可能であるべき低圧炉心スプレイ系，低圧注水系及び高圧炉心スプレイ系について，主要配管が満水であることを確認する※2。ただし，第39条第２項（１）で定める確認時を除く。	１ヶ月に１回
３．動作可能であるべき低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，高圧炉心スプレイ系及び復水補給水系について，注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	１ヶ月に１回
４．動作可能であるべき低圧炉心スプレイ系，低圧注水系及び高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に１回
５．動作可能であるべき復水補給水系ポンプが運転中であることを確認する。	１ヶ月に１回

※２：主要配管とは，当該系統に期待されている機能を達成するための水源（サプレッションプール又は復水貯蔵タンク）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器までの注入配管を指し，小口径配管を含まない。なお，主要配管の満水は，当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。

表 40－３

条　　件	要求される措置	完了時間
A. １系列が動作不能の場合	A1. 動作可能な状態に復旧する。	４時間
B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに
C. ２系列が動作不能の場合	C1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。 及び C2. １系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに ４時間
D. 条件Ｃで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋の二重扉の各々において，少なくとも１つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 及び D2. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 及び D3. 非常用ガス処理系１系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに

（原子炉隔離時冷却系）

第 41 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止（原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage]以上）において，原子炉隔離時冷却系は表 41－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．原子炉隔離時冷却系が前項に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）運転情報ＧＭは，定検停止後の原子炉起動から定期検査終了までの期間において，原子炉隔離時冷却系が模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，定検停止後の原子炉起動前に原子炉隔離時冷却系の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態であること及び主要配管が満水であることを確認する※1。

（３）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止（原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage]以上）において，表 41－２に定める事項を確認する。

３．当直長は，原子炉隔離時冷却系が第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 41－３の措置を講じる。

※１：主要配管とは，原子炉隔離時冷却系に期待されている機能を達成するための水源（サプレッションプール又は復水貯蔵タンク）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器までの注入配管並びにタービン駆動用蒸気配管及び排気配管を指し，小口径配管を含まない。また，主要な手動弁と電動弁とは，主要配管上の手動弁と電動弁及び主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお，主要配管であるポンプの吸込配管及び注入配管の満水は，当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。

表 41－１

項　　目	運転上の制限
原子炉隔離時冷却系 （原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage]以上のとき）	動作可能であること

表 41－２

項　　目	頻　　度
１．原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が５号炉は90.８ｔ／ｈ及び６号炉は37.９ｌ／ｓで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて66ｍ以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
２．原子炉圧力が1.04ＭＰａ[gage]相当※2において，原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が５号炉は90.８ｔ／ｈ及び６号炉は37.９ｌ／ｓで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて５号炉は54ｍ以上及び６号炉は80ｍ以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中に１回

※２：主蒸気圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。

表 41－３

条　　件	要求される措置	完了時間
A.原子炉隔離時冷却系が動作不能の場合	A1.原子炉隔離時冷却系を動作可能な状態に復旧する。 及び A2.自動減圧系の窒素ガス供給圧力が５号炉は 0.83ＭＰａ[gage] 以上及び６号炉は 0.86ＭＰａ[gage] 以上であることを確認する。 及び A3.高圧注水系（６号炉は高圧炉心スプレイ系）について動作可能であることを確認する。	10 日間 速やかに 速やかに
B.条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1.高温停止にする。 及び B2.原子炉圧力を 1.04ＭＰａ[gage]未満にする。	24 時間 36 時間

（主蒸気隔離弁）

第 42 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，主蒸気隔離弁は，表 42－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．主蒸気隔離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）運転情報ＧＭは，定検停止時に，主蒸気隔離弁が模擬信号により全閉すること及び全閉時間が表 42－２に定める値であることを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）原子炉ＧＭは，定検停止時に，主蒸気隔離弁の漏えい率が表 42－２に定める値であることを確認し，その結果を当直長に通知する。

３．当直長は，主蒸気隔離弁が第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 42－３の措置を講じる。

表 42－１

項　　目	運転上の制限
主蒸気隔離弁	動作可能であること

表 42－２

項　　目	判定値
主蒸気隔離弁全閉時間	３秒以上 4.5 秒以下
主蒸気隔離弁の漏えい率	原子炉圧力容器蒸気相体積に対して 10%／日／個以下

表 42－３

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 主蒸気隔離弁が動作不能の場合	A1. 動作不能な主蒸気隔離弁と同じ主蒸気管上の主蒸気隔離弁を全閉する。	８時間
B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間

（格納容器及び格納容器隔離弁）

第 43 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，格納容器及び格納容器隔離弁は，表 43－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，ドライウェル点検時は，速やかにエアロックを閉鎖できる措置を講じた上でエアロック二重扉を開放したままとすることができるが，この場合は格納容器の機能喪失とはみなさない。

２．格納容器及び格納容器隔離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）運転情報ＧＭは，定検停止時に，格納容器漏えい率が表 43－２に定める値であることを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）運転情報ＧＭは，定検停止時に，表 43－３に定める格納容器隔離弁が模擬信号で全閉することを確認し，その結果を当直長に通知する。

（３）当直長は，定検停止後の原子炉起動前に格納容器バウンダリとなっている格納容器隔離弁が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認する。

３．当直長は，格納容器又は格納容器隔離弁が第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 43－４の措置を講じる。なお，同時に複数の動作不能な格納容器隔離弁が発生した場合には，個々の弁に対して表 43－４の措置を講じる。

表 43－１

項　　目	運転上の制限
格納容器	機能が健全であること
格納容器隔離弁	動作可能であること

表 43－２

項　　目	判定値
格納容器の漏えい率	0.5%／日以下 （常温，空気，設計圧力において）

表 43－３

１．５号炉

項	目
(1)主蒸気管ドレン系	格納容器パージ排気側ベント弁
主蒸気管内側ドレン弁	格納容器非常用ガス処理系側ベント弁
主蒸気管外側ドレン弁	真空逃がし弁制御空気隔離弁
(2)原子炉水サンプリング系	格納容器ベント弁（ＰＣＶベント弁）
炉水サンプル内側隔離弁	(8)原子炉格納容器ドレン系
炉水サンプル外側隔離弁	格納容器床ドレン第一隔離弁
(3)計装用空気系	格納容器床ドレン第二隔離弁
計装用空気隔離弁	格納容器機器ドレン第一隔離弁
(4)自動減圧装置窒素系	格納容器機器ドレン第二隔離弁
自動減圧系用窒素系隔離弁	(9)試料採取系
(5)原子炉冷却材浄化系	酸素分析サンプル隔離弁（内側）
原子炉冷却材浄化系ポンプ吸込内側隔離弁	酸素分析サンプル隔離弁（外側）
原子炉冷却材浄化系ポンプ吸込外側隔離弁	酸素分析サンプル戻り弁（内側）
(6)残留熱除去系	酸素分析サンプル戻り弁（外側）
残留熱除去系廃棄物処理系第一隔離弁	原子炉水サンプリング第一止め弁
残留熱除去系廃棄物処理系第二隔離弁	原子炉水サンプリング第二止め弁
残留熱除去系熱交（Ａ）出口電導度計用弁	液体サンプリング戻り第一止め弁
残留熱除去系熱交（Ｂ）出口電導度計用弁	液体サンプリング戻り第二止め弁
ヘッドスプレイ内側隔離弁	残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一止め弁
ヘッドスプレイ外側隔離弁	残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二止め弁
残留熱除去系ポンプ吸込外側隔離弁	(10)可燃性ガス濃度制御系
残留熱除去系ポンプ吸込内側隔離弁	可燃性ガス濃度制御系Ａ入口側隔離弁
(7)不活性ガス系	可燃性ガス濃度制御系Ｂ入口側隔離弁
ドライウェルパージ弁	可燃性ガス濃度制御系Ａ出口側隔離弁
圧力抑制室パージ弁	可燃性ガス濃度制御系Ｂ出口側隔離弁
圧力抑制室ベント弁	(11)移動式炉心内計装系
圧力抑制室ベントバイパス弁	玉形弁
ドライウェルベント弁	(12)格納容器雰囲気モニタ系
ドライウェルベントバイパス弁	格納容器（ドライウェル）雰囲気サンプリング入口第一止め弁
格納容器窒素供給弁	格納容器（ドライウェル）雰囲気サンプリング入口第二止め弁
ドライウェル窒素供給弁	格納容器（サプレッションチェンバ）雰囲気サンプリング入口第一止め弁
圧力抑制室窒素供給弁	格納容器（サプレッションチェンバ）雰囲気サンプリング入口第二止め弁
格納容器窒素パージ弁	格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁
格納容器空気パージ弁	格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁

２．６号炉

項	目
(1)主蒸気管ドレン系	内側サプレッションプール ベントバイパス弁
主蒸気管ドレン弁（内側）	内側格納容器窒素ガス供給弁
主蒸気管ドレン弁（外側）	内側サプレッションプール 窒素ガス供給弁
(2)原子炉水サンプリング系	内側格納容器パージ弁
原子炉水サンプル弁(内側)	内側サプレッションプールパージ弁
原子炉水サンプル弁(外側)	格納容器ベント弁（ＰＣＶベント弁）
(3)廃棄物処理系	(8)漏洩検出系
格納容器高電導度サンプ隔離弁（外側）	核分裂生成物サンプリング隔離弁 (外側)
格納容器低電導度サンプ隔離弁（外側）	核分裂生成物サンプリング隔離弁 (内側)
格納容器高電導度サンプ隔離弁（内側）	(9)試料採取系
格納容器低電導度サンプ隔離弁（内側）	格納容器酸素サンプル隔離弁(外側)
(4)残留熱除去系	格納容器酸素サンプル戻り隔離弁 (外側)
残留熱除去系Ａ系サンプリング弁 (外側)	格納容器酸素サンプル隔離弁(内側)
残留熱除去系Ｂ系サンプリング弁 (外側)	格納容器酸素サンプル戻り隔離弁 (内側)
残留熱除去系廃棄物処理系弁（内側）	原子炉水サンプリング第一止め弁
残留熱除去系入口隔離弁（外側）	原子炉水サンプリング第二止め弁
Ａ系シャットダウンクーリング注入弁 (外側)	液体サンプリング戻り第一止め弁
Ｂ系シャットダウンクーリング注入弁 (外側)	液体サンプリング戻り第二止め弁
残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ弁	残留熱除去系熱交換器 出口サンプリング第一止め弁
残留熱除去系Ａ系サンプリング弁 (内側)	残留熱除去系熱交換器 出口サンプリング第二止め弁
残留熱除去系Ｂ系サンプリング弁 (内側)	(10)格納容器雰囲気モニタ系
残留熱除去系廃棄物処理系弁（外側）	格納容器雰囲気サンプリング入口 第一止め弁
残留熱除去系入口隔離弁（内側）	格納容器雰囲気サンプリング入口 第二止め弁
Ａ系テスタブルチェッキ弁バイパス弁	格納容器雰囲気サンプリング戻り 第一止め弁
Ｂ系テスタブルチェッキ弁バイパス弁	格納容器雰囲気サンプリング戻り 第二止め弁
(5)原子炉冷却材浄化系	(11)復水補給水系
原子炉冷却材浄化系隔離弁（外側）	ペデスタル注入ライン流量調節弁
原子炉冷却材浄化系隔離弁（内側）	ペデスタル注入ライン隔離弁
(6)移動式炉心内計装系	
玉形弁	
(7)不活性ガス系	
外側非常用ガス処理系ベント弁	
外側換気系ベント弁	
外側エアパージ供給入口弁	
外側窒素ガスパージ供給弁	
外側窒素ガス補給入口弁	
内側格納容器ベント弁	
内側サプレッションプールベント弁	

表 43－４

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 条件Ｂ，Ｃ又はＤ以外の場合であって，格納容器の機能が健全でない場合	A1. 格納容器の機能を健全な状態に復旧する。	１時間
B. （主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離弁２個を有する配管に適用） 動作不能な格納容器隔離弁１個を有する配管が１つ以上ある場合	B1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。※1 及び B2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。ただし，第 94 条の 2 第１項に定める区域については管理的手段により確認することができる。	４時間 １ヶ月に１回
C. （主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離弁２個を有する配管に適用） 動作不能な格納容器隔離弁２個を有する配管が１つ以上ある場合	C1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。※1 及び C2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。ただし，第 94 条の 2 第１項に定める区域については管理的手段により確認することができる。	１時間 １ヶ月に１回
D. （格納容器隔離弁１個を有する配管に適用） 動作不能な格納容器隔離弁１個を有する配管が１つ以上ある場合	D1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。※1 及び D2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。ただし，第 94 条の 2 第１項に定める区域については管理的手段により確認することができる。	４時間 １ヶ月に１回
E. 条件Ａ，Ｂ，Ｃ又はＤで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止にする。 及び E2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間

※１：動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離したことにより，当該系統の機能が喪失した場合は，該当する条文を適用する。

（サプレッション・チェンバからドライウェルへの真空破壊弁）

第 44 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，サプレッション・チェンバからドライウェルへの真空破壊弁は，表 44－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，真空破壊弁１弁が全開不能の場合を除く。

２．サプレッション・チェンバからドライウェルへの真空破壊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ＧＭは，定検停止時に，サプレッション・チェンバからドライウェルへの真空破壊弁が全開及び全閉することを確認し，その結果を当直長に通知する。

３．当直長は，サプレッション・チェンバからドライウェルへの真空破壊弁が第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 44－２の措置を講じる。

表 44－１

項　　目	運転上の制限
サプレッション・チェンバからドライウェルへの真空破壊弁	動作可能であること

表 44－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 真空破壊弁２弁以上が全開不能の場合	A1. 真空破壊弁を全開可能な状態に復旧する。	３日間
B. 真空破壊弁１弁以上が全閉不能の場合	B1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。	２時間
C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間

（サプレッションプールの平均水温）
第 45 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，サプレッションプールの平均水温※1は，表 45－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，原子炉隔離時冷却系の運転確認等により，サプレッションプールの水温が上昇するような時は，確認開始時から確認終了後 24 時間までを除く。

２.サプレッションプールの平均水温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。なお，当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において原子炉隔離時冷却系の運転確認等により，サプレッションプールの水温が上昇するような場合，サプレッションプールの動作可能な局所水温計の最高温度が 47℃を超えた時には，５分毎に動作可能な局所水温計の平均水温を計算し，平均水温が 47℃を超えていないことを確認する。さらに平均水温が 47℃を超えた場合には，サプレッションプールの水温が上昇するような運転確認等を中止し，24 時間以内に平均水温を 32℃以下に復旧する。

（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止においてサプレッションプールの動作可能な局所水温計の平均水温を 24 時間に１回確認する。

３．当直長は，サプレッションプールの平均水温が第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 45－２の措置を講じる。

※１：平均水温は，動作可能な局所水温計の最高温度をもって，代えることができる。

表 45－１

項　　目	運転上の制限
サプレッションプールの平均水温	32℃以下

表 45－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A.サプレッションプールの平均水温が 32℃を超えている場合	A1.32℃以下に復旧する。	24 時間
B.条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1.高温停止にする。 及び B2.冷温停止にする。	24 時間 36 時間
C.サプレッションプールの平均水温が 49℃を超えている場合	C1.原子炉をスクラムする。 及び C2.原子炉減圧を開始する。 及び C3.冷温停止にする。	速やかに 1 時間 36 時間

（サプレッションプールの水位）

第 46 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，サプレッションプールの水位は，表 46－１（図 46）で定める事項を運転上の制限とする。ただし，地震時を除く。

２．サプレッションプールの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）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，サプレッションプールの水位を 24 時間に１回確認する。

３．当直長は，サプレッションプールの水位が第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 46－２の措置を講じる。

表 46－１

項　　目 （サプレッションプール水位）	運転上の制限
５号炉	＋16.6ｃｍ（上限値）以下 －3.9ｃｍ（下限値）以上
６号炉	＋10.4ｃｍ（上限値）以下 －10.7ｃｍ（下限値）以上

図 46

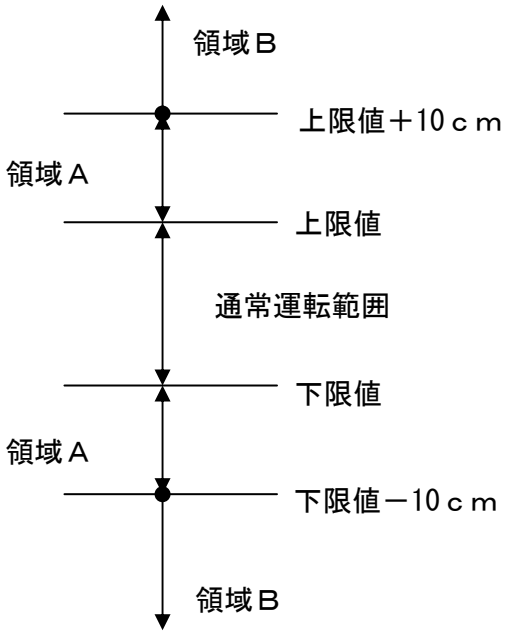


表 46－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. サプレッションプールの水位が図 46 の領域Ａの場合	A1. サプレッションプールの水位を制限値以内に復旧する。	24 時間
B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間
C. サプレッションプールの水位が図 46 の領域Ｂの場合	C1. 原子炉をスクラムする。	速やかに

（可燃性ガス濃度制御系）

第 47 条

原子炉の状態が運転及び起動において，可燃性ガス濃度制御系は，表 47－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．可燃性ガス濃度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，次号を実施する。

（１）運転情報ＧＭは，定検停止時に，可燃性ガス濃度制御系の機能を確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，可燃性ガス濃度制御系ブロアが起動すること及び可燃性ガス濃度制御系隔離弁が開することを１ヶ月に１回確認する。

３．当直長は，可燃性ガス濃度制御系が第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 47－２の措置を講じる。

表 47－１

項　　目	運転上の制限
可燃性ガス濃度制御系	２系列※1が動作可能であること

表 47－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 可燃性ガス濃度制御系１系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の１系列が動作可能であることを確認する。	30 日間 速やかに
B. 可燃性ガス濃度制御系２系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも１系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに
C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24 時間

※１：１系列とはブロア１台，再結合器１基（６号炉はブロア２台，再結合器２基）及び必要な弁並びに配管をいう。

（格納容器内の酸素濃度）

第 48 条

原子炉の状態が運転において，格納容器内の酸素濃度は，表 48－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，原子炉を起動する時の原子炉の状態が運転になってからの 24 時間及び原子炉を停止する時の原子炉の状態が起動になる前の 24 時間を除く。

２．格納容器内の酸素濃度が，前項に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）当直長は，原子炉の状態が運転において，格納容器内の酸素濃度を１週間に１回確認する。

３．当直長は，格納容器内の酸素濃度が第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 48－２の措置を講じる。

表 48－１

項　　目	運転上の制限
格納容器内の酸素濃度	４％以下

表 48－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器内の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 酸素濃度を制限値以内に復旧する。	24 時間
B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間

（原子炉建屋）

第 49 条

原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，原子炉建屋は，表 49－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．原子炉建屋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）運転情報ＧＭは，定検停止時に，原子炉建屋を負圧に保ち得ることを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，原子炉建屋を負圧に保つために原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋の二重扉の各々において，少なくとも１つが閉鎖状態にあることを１ヶ月に１回確認する。

３．当直長は，原子炉建屋が第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
原子炉建屋	機能が健全であること

表 49－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉建屋を負圧に保つための必要な措置を講じる。	４時間
B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内で達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間
C. 炉心変更時又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，運転上の制限を満足していないと判断した場合	C1. 炉心変更を中止する。 及び C2. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに 速やかに

※１：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

（原子炉建屋給排気隔離弁）
第 50 条
原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，原子炉建屋給排気隔離弁は，表 50－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．原子炉建屋給排気隔離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）運転情報ＧＭは，定検停止時に，原子炉建屋給排気隔離弁が模擬信号で全閉することを確認し，その結果を当直長に通知する。

３．当直長は，原子炉建屋給排気隔離弁が第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 50－２の措置を講じる。

表 50－１

項　　目	運転上の制限
原子炉建屋給排気隔離弁	動作可能であること

表 50－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁１個を有するラインが１つ以上ある場合（ただし，当該ラインが隔離されている場合を除く）	A1. 全閉不能な隔離弁を有するラインの動作可能な原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い，全閉可能であることを確認する。 及び A2. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 10 日間
B. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁２個を有するラインが１つ以上ある場合 又は 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間
C. 炉心変更時又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁２個を有するラインが１つ以上ある場合 又は 炉心変更時又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 炉心変更を中止する。 及び C2. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに 速やかに

※１：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

（非常用ガス処理系）

第 51 条

原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，非常用ガス処理系は表 51－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．非常用ガス処理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）運転情報ＧＭは，定検停止時に，非常用ガス処理系が模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）５・６号放射線管理ＧＭは，定検停止時に，非常用ガス処理系の総合除去効率が表 51－２に定める値であることを確認し，その結果を当直長に通知する。

（３）当直長は，原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，非常用ガス処理系排風機が起動すること及び非常用ガス処理系隔離弁が開することを１ヶ月に１回確認する。

３．当直長は，非常用ガス処理系が第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 51－３の措置を講じる。

表 51－１

項　　目	運転上の制限
非常用ガス処理系	２系列※2が動作可能であること

表 51－２

１．５号炉

項　　目	判定値
総合除去効率	97%以上

２．６号炉

項　　目	判定値
総合除去効率	99%以上

※１：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

※２：１系列とは，排風機１台，フィルタ１基及び必要なダンパ，ダクトをいう。

表 51－３

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 非常用ガス処理系１系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の１系列について動作可能であることを確認する。	10 日間 速やかに
B. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間
C. 炉心変更時又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 炉心変更を中止する。 及び C2. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに 速やかに
D. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，非常用ガス処理系２系列が動作不能の場合	D1. 高温停止にする。 及び D2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間
E. 炉心変更時又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，非常用ガス処理系２系列が動作不能の場合	E1. 炉心変更を中止する。 及び E2. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに 速やかに

（非常用冷却海水系）

第 52 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，非常用冷却海水系※1は，表 52－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．非常用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）運転情報ＧＭは，定検停止時に，非常用冷却海水系ポンプが模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，定検停止後の原子炉起動前に，非常用冷却海水系の主要な手動弁と電動弁の開閉状態を確認する。※2

（３）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，表 52－２に定める事項を確認する。

３．当直長は，非常用冷却海水系が第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 52－３の措置を講じる。ただし，この場合第 39 条及び第 60 条は適用しない。

※１：非常用冷却海水系とは，残留熱除去海水系を示す。

※２：非常用冷却海水系の主要な手動弁と電動弁とは，当該系統に期待されている機能を達成するための非常用冷却海水系ポンプから放水路までの配管上の手動弁及び電動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁及び電動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。

表 52－１

項　　目	運転上の制限
非常用冷却海水系	２系列※3が動作可能であること

表 52－２

項　　目	頻　　度
非常用冷却海水系ポンプが起動することを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	１ヶ月に１回

※３：１系列とはポンプ２台及び必要な弁並びに主要配管をいう。

表 52－３

条　　件	要求される措置	完了時間
A.　１系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2.　他の１系列について，動作可能であることを確認する。	10 日間 速やかに
B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は ２系列が動作不能の場合 又は 条件Ａにおいて，さらに異なる区分のディーゼル発電設備冷却系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系（６号炉）が動作不能の場合	B1. 高温停止にする。 及び B2.1.　冷温停止とする。 又は B2.2.　原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24 時間 36 時間 冷温停止となるまで 毎日１回

（非常用ディーゼル発電設備冷却系）
第 53 条
原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，非常用ディーゼル発電設備冷却系※1は，表 53－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．非常用ディーゼル発電設備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）運転情報ＧＭは，定検停止時に，非常用ディーゼル発電設備冷却系ポンプが模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。
（２）当直長は，定検停止後の原子炉起動前に，非常用ディーゼル発電設備冷却系ポンプの主要な手動弁の開閉状態を確認する※2。なお，非常用ディーゼル発電設備補機冷却系については，主要配管の満水※3も確認する。
（３）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，非常用ディーゼル発電設備冷却系ポンプが起動することを１ヶ月に１回確認する。

３．当直長は，非常用ディーゼル発電設備冷却系が第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。ただし，この場合第 39 条及び第 60 条は適用しない。なお，非常用ディーゼル発電設備補機冷却系空気冷却器ファンが２台以上動作不能となった場合において，冷水温度を 38℃付近に維持可能なときは，運転上の制限を逸脱していないものとする。

※１：非常用ディーゼル発電設備冷却系とは，５号炉については，非常用ディーゼル発電設備冷却海水系をいい，６号炉については，非常用ディーゼル発電設備冷却海水系１系列※4及び非常用ディーゼル発電設備補機冷却系１系列※4をいう。
※２：非常用ディーゼル発電設備冷却系の主要な手動弁とは，非常用ディーゼル発電設備冷却海水系にあっては，当該系統に期待されている機能を達成するための非常用ディーゼル発電設備冷却海水系ポンプから放水路までの配管上の手動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいい，非常用ディーゼル発電設備補機冷却系にあっては，主要配管※3上の手動弁並びに主要配管に接続する配管上の手動弁のうち主要配管の満水※3を維持するために必要な一次弁をいう。
※３：非常用ディーゼル発電設備補機冷却系の主要配管とは，当該系統に期待されている機能を達成するための非常用ディーゼル発電設備補機冷却系空気冷却器とポンプのループ配管を指し，小口径配管を含まない。なお，主要配管の満水とは，当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。

表 53－１

項　　目	運転上の制限
非常用ディーゼル発電設備冷却系	２系列※4が動作可能であること

※４：非常用ディーゼル発電設備冷却海水系１系列とは，海水ポンプ１台及び必要な弁並びに配管をいい，非常用ディーゼル発電設備補機冷却系１系列とは，冷水ポンプ１台，空気冷却器ファン５台及び必要な弁並びに主要配管をいう。

表53－２

１．５号炉

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 非常用ディーゼル発電設備冷却系１系列が動作不能の場合	A1.当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2.他の１系列について動作可能であることを確認する。	10 日間 速やかに
B.条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 非常用ディーゼル発電設備冷却系２系列が動作不能の場合 又は 条件Ａにおいてさらに異なる区分の非常用冷却海水系が動作不能の場合	B1.高温停止にする。 及び B2.1.冷温停止とする。 又は B2.2.原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24 時間 36 時間 冷温停止となるまで毎日１回

２．６号炉

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 非常用ディーゼル発電設備冷却系１系列が動作不能の場合	A1.当該系列を動作可能な状態に復旧する。	10 日間
B.条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 非常用ディーゼル発電設備冷却系２系列が動作不能の場合 又は 条件Ａにおいてさらに異なる区分の非常用冷却海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系が動作不能の場合	B1.高温停止にする。 及び B2.1.冷温停止とする。 又は B2.2.原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24 時間 36 時間 冷温停止となるまで毎日１回

（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系）
第 54 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系は，表 54－１で定める事項を運転上の制限とする。なお，本条文は６号炉のみ適用される。

２．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備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）運転情報ＧＭは，定検停止時に，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系ポンプが模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，定検停止後の原子炉起動前に，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系の主要な手動弁の開閉状態を確認する。※1

（３）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系ポンプが起動することを１ヶ月に１回確認する。

３．当直長は，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系が第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 54－２の措置を講じる。ただし，この場合第 39 条及び第 60 条は適用しない。

※１：高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系の主要な手動弁とは，当該系統に期待されている機能を達成するための高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系ポンプから放水路までの配管上の手動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。

表 54－１

項　　目	運転上の制限
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系	１系列※2が動作可能であること

表 54－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。	10 日間
B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 条件Ａにおいてさらに非常用冷却海水系又は非常用ディーゼル発電設備冷却系が動作不能の場合	B1. 高温停止とする。 及び B2. 1. 冷温停止とする。 又は B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24 時間 36 時間 冷温停止となるまで毎日１回

※２：１系列とは，ポンプ１台及び主要な手動弁並びに配管をいう。

（使用済燃料プールの水位及び水温）

第 55 条

使用済燃料プールの水位及び水温は，表 55－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．使用済燃料プールの水位及び水温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）当直長は，使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること並びに使用済燃料プールの水温が 65℃以下であることを毎日１回確認する。

３．当直長は，使用済燃料プールの水位又は水温が第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 55－２の措置を講じる。

表 55－１

項　　目	運転上の制限
使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること
使用済燃料プールの水温	65℃以下

表 55－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 使用済燃料プールが運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。	速やかに その後 毎日１回
	及び	
	A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし，移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに
	及び	
	A3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋の二重扉の各々において，少なくとも１つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに
	及び	
	A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに
	及び	
	A5. 非常用ガス処理系１系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに

（燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位）

第 56 条

原子炉の状態が燃料交換において，原子炉上部で燃料又は制御棒を移動する場合，原子炉水位は，表 56－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．原子炉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）当直長は，原子炉の状態が燃料交換において，原子炉上部で燃料又は制御棒を移動する場合，原子炉水位がオーバーフロー水位付近にあることを毎日１回確認する。

３．当直長は，原子炉水位が第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 56－２の措置を講じる。

表 56－１

項　　目	運転上の制限
燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位	オーバーフロー水位付近にあること

表 56－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 燃料又は制御棒の移動を中止する。ただし，移動中の燃料又は制御棒は所定の場所に移動する。 及び A2. 原子炉水位を回復する操作を開始する。	速やかに 速やかに

（中央制御室非常用換気空調系）
第 57 条

原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，中央制御室非常用換気空調系は表 57－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．中央制御室非常用換気空調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）運転情報ＧＭは，定検停止時に，中央制御室非常用換気空調系が模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）５・６号放射線管理ＧＭは，定検停止時に，中央制御室非常用換気空調系の総合除去効率が表 57－２に定める値であることを確認し，その結果を当直長に通知する。

３．当直長は，中央制御室非常用換気空調系が第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 57－３の措置を講じる。

※１：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

表 57－１

項　　目	運転上の制限
中央制御室非常用換気空調系	中央制御室あたり２系列※2が動作可能であること

表 57－２

項　　目	判　定　値
総合除去効率	30％以上

表 57－３

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 中央制御室非常用換気空調系１系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の１系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。	30 日間 速やかに
B. 中央制御室非常用換気空調系２系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも１系列を動作可能な状態に復旧する。	10 日間
C. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間
D. 炉心変更時又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 炉心変更を中止する。 及び D2. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに 速やかに

※２：２系列とはファン２台，フィルタ１基及び必要なダンパ，ダクトをいう。

（外部電源その１）

第 58 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，外部電源※1は表 58－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，送電線事故等による瞬停時を除く。

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）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，外部電源の電圧が確立していることを１週間に１回確認する。

３．当直長は，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 58－２の措置を講じる。

※１：外部電源とは，電力系統又は主発電機（当該原子炉の主発電機を除く）からの電力を第 65 条及び第 66 条で要求される非常用交流高圧電源母線に供給する設備をいう。以下，第 59 条及び第 60 条において同じ。

表 58－１

項　　目	運転上の制限
外部電源	２系列※2が動作可能であること

※２：外部電源の系列数は，非常用交流高圧電源母線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主発電機数（当該原子炉の主発電機を除く）の合計数とし，各々の非常用交流高圧電源母線について求められる。以下，第 59 条及び第 60 条において同じ。

表 58－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 動作可能である外部電源が１系列のみの場合	A1. 外部電源を２系列動作可能な状態に復旧する。	10 日間
B. 動作可能である外部電源が１系列のみの場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く） 及び 非常用ディーゼル発電機１台が動作不能の場合（高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く）	B1. 外部電源を２系列動作可能な状態に復旧する。 又は B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	12 時間 12 時間
C. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が１系列のみ又は１系列もない場合 及び 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合	C1. 1. 外部電源を２系列動作可能な状態に復旧する。 又は C1. 2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 及び C2. 自動減圧系（原子炉圧力が 0.84MPa[gage]以上の場合）の窒素ガス供給圧力が表39－２に定める値であることを確認する。 及び C3. 原子炉隔離時冷却系について，動作可能であることを確認する。※3	10 日間 10 日間 速やかに 速やかに
D. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が１系列もない場合	D1. 外部電源を２系列動作可能な状態に復旧する。 及び D2. 自動減圧系（原子炉圧力が 0.84MPa[gage]以上の場合）の窒素ガス供給圧力が表39－２に定める値であることを確認する。 及び D3. 原子炉隔離時冷却系について，動作可能であることを確認する。※3	10 日間 速やかに 速やかに
E. 動作可能である外部電源が１系列もない場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く） 又は 条件Ａ，Ｂ，Ｃ又はＤで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止とする。 及び E2. 冷温停止とする。	24 時間 36 時間

※３：原子炉圧力が 1.04ＭＰａ［gage］以上の場合に実施する。

（外部電源その２）

第 59 条

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，外部電源は表 59－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，送電線事故等による瞬停時を除く。

２．外部電源が前項に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）当直長は，原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，外部電源の電圧が確立していることを１週間に１回確認する。

３．当直長は，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 59－２の措置を講じる。

表 59－１

項　　目	運転上の制限
外部電源	１系列が動作可能であること

表 59－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A.運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1.外部電源を１系列動作可能な状態に復旧する。 及び	速やかに
	A2.炉心変更を中止する。 及び	速やかに
	A3.原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。 及び	速やかに
	A4.有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに

（非常用ディーゼル発電機その１）

第 60 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，非常用ディーゼル発電機は表 60－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．非常用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）運転情報ＧＭは，定検停止時に，非常用ディーゼル発電機が模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，次の事項を確認する。

①非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し，無負荷運転時の電圧が 6,900±345Ｖ及び周波数が 50±1Ｈｚであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを１ヶ月に１回確認する。

②Ａ系及びＢ系のデイタンクレベル及び高圧炉心スプレイ系デイタンクレベル（６号炉）が表 60－２に定める値を満足していることを１ヶ月に１回確認する。ただし，非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後２日間を除く。

３．当直長は，非常用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 60－３の措置を講じる。

表 60－１

項　　目	運転上の制限
非常用ディーゼル発電機	２台※1の非常用ディーゼル発電機（６号炉は３台※2の非常用ディーゼル発電機）が動作可能であること

表 60－２

項　　目	５号炉 Ａ系	５号炉 Ｂ系	６号炉 Ａ系	６号炉 Ｂ系	６号炉 HPCS
非常用ディーゼル発電機デイタンクレベル	3,430mm 以上	3,430mm 以上	2,829mm 以上	2,299mm 以上	1,598mm 以上

表60－３

条　　件	要求される措置	完了時間
A.非常用ディーゼル発電機１台が動作不能の場合	A1.非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 及び A2.残り１台（６号炉は２台）の非常用ディーゼル発電機について，動作可能であることを確認する。 及び A3.原子炉隔離時冷却系について，動作可能であることを確認する。※3	10 日間 速やかに 速やかに
B.条件Ａ（A1 の措置）で要求される措置（非常用ディーゼル発電機の復旧措置）を完了時間内に達成できない場合	B1.動作可能な非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 及び B2.非常用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 30 日間
C. 非常用ディーゼル発電機１台が動作不能の場合(高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く) 及び 動作可能である外部電源が１系列のみの場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く)	C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 又は C2. 外部電源を２系列動作可能な状態に復旧する。	12 時間 12 時間
D. 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合 及び 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が１系列のみ又は１系列もない場合	D1.1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 又は D1.2. 外部電源を２系列動作可能な状態に復旧する。 及び D2.自動減圧系（原子炉圧が0.84MPa[gage]以上の場合）の窒素ガス供給圧力が表39－２に定める値であることを確認する。 及び D3.原子炉隔離時冷却系について，動作可能であることを確認する。※3	10 日間 10 日間 速やかに 速やかに
E.条件Ａ（A1 の措置を除く），Ｂ，Ｃ又はＤで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 非常用ディーゼル発電機２台以上が動作不能の場合	E1.高温停止とする。 及び E2.冷温停止とする。	24 時間 36 時間

※１：２台とは，Ａ系及びＢ系をいう。
※２：３台とは，Ａ系，Ｂ系及び高圧炉心スプレイ系をいう。
※３：原子炉圧力が 1.04ＭＰａ［gage］以上の場合に実施する。

（非常用ディーゼル発電機その２）

第 61 条

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，非常用ディーゼル発電機※1※2は表 61－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．非常用ディーゼル発電機が前項に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）当直長は，原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，第 66 条で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機が運転可能であることを次の事項により確認する。

①非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し，無負荷運転時の電圧が 6,900±345Ｖ及び周波数が 50±1Ｈｚであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを１ヶ月に１回確認する。

②表 61－１で要求されるディーゼル発電機のデイタンクレベルが表 61－２に定める値を満足していることを１ヶ月に１回確認する。ただし，非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後２日間を除く。

３．当直長は，非常用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 61－３の措置を講じる。

※１：非常用ディーゼル発電機とは，Ａ系，Ｂ系及び高圧炉心スプレイ系（６号炉）の非常用ディーゼル発電機をいう。

※２：当直長は，非常用ディーゼル発電機を待機除外にする場合には，１／２／３／４号炉の当直長に通知する。

表 61－１

項　　目	運転上の制限
交流電源	第 66 条で要求される当該非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め２台の非常用発電設備※3が動作可能であること

※３：非常用発電設備とは，非常用ディーゼル発電機及び必要な電力供給が可能な非常用発電機をいう。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。

表 61－２

項　　目	５号炉 Ａ系	５号炉 Ｂ系	６号炉 Ａ系	６号炉 Ｂ系	６号炉 HPCS
非常用ディーゼル発電機デイタンクレベル	3,430ｍｍ 以上	3,430ｍｍ 以上	2,829ｍｍ 以上	2,299ｍｍ 以上	1,598ｍｍ 以上

表61－３

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。 及び	速やかに
	A2. 炉心変更を中止する。 及び	速やかに
	A3. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。 及び	速やかに
	A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに

（非常用ディーゼル発電機燃料油等）

第 62 条

ディーゼル燃料油，潤滑油及び起動用空気は，表 62－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後２日間を除く。

２．ディーゼル燃料油，潤滑油及び起動用空気が，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）当直長は，ディーゼル燃料油，潤滑油及び起動用空気が第 60 条及び第 61 条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていることを，付表 62－１，付表 62－２及び付表 62－３で１ヶ月に１回確認する。

３．当直長は，ディーゼル燃料油，潤滑油又は起動用空気が第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 62－２の措置を講じる。

表 62－１

項　　目	運転上の制限
ディーゼル燃料油， 潤滑油及び 起動用空気	第60条及び第61条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていること

付表 62－１

項　　目	No. 3	No. 6
ディーゼル燃料油（軽油タンクレベル）	2,180mm以上 （1,490mm※1以上）	1,291mm以上

付表 62－２

項　　目	５号炉 Ａ系	５号炉 Ｂ系	６号炉 Ａ系	６号炉 Ｂ系	６号炉 HPCS
潤滑油（サンプタンク貯油量）	1,815 l 以上	1,815 l 以上	2,300 l 以上	1,900 l 以上	2,300 l 以上

※１：６号炉Ａ系ディーゼル発電機が要求されない場合

付表 62－３

１．５号炉

項　　目	５号炉Ａ系	５号炉Ｂ系
起動用空気（自動用空気貯槽圧力）	2.16ＭＰａ[gage]以上	2.16ＭＰａ[gage]以上

２．６号炉

項　　目	６号炉Ａ系	６号炉Ｂ系	６号炉ＨＰＣＳ
起動用空気（自動用空気貯槽圧力）	2.16ＭＰａ[gage]以上	2.16ＭＰａ[gage]以上	2.16ＭＰａ[gage]以上

表 62－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 非常用ディーゼル発電機１台以上の軽油タンクレベルが付表62－１を満足しない場合	A1. 制限値以内に復旧する。	２日間
B. 非常用ディーゼル発電機１台以上の潤滑油貯油量が付表62－２を満足しない場合	B1. 制限値以内に復旧する。	２日間
C. 非常用ディーゼル発電機１台以上の起動用空気貯槽圧力が付表62－３を満足しない場合	C1. 制限値以内に復旧する。	２日間
D. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。ただし，６号炉においては，軽油タンク１基から非常用ディーゼル発電機２台以上に供給している場合は，原子炉停止時冷却系に電源を供給する非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに
E. 条件Ｂ又はＣで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに

（直流電源その１）

第 63 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，直流電源は表 63－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．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）運転情報ＧＭは，定検停止時に，直流電源（蓄電池及び充電器※1）の機能を確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，２系列※2（６号炉は３系列※3）の蓄電池及び充電器について，浮動充電時の蓄電池電圧が 126Ｖ以上であることを１週間に１回確認する。

３．当直長は，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 63－２の措置を講じる。

※１：充電器とは，充電器又は予備充電器のいずれかをいい，両方が機能喪失となって動作不能となる。以下，第 64 条において同じ。

※２：２系列とは，Ａ系及びＢ系をいう。

※３：３系列とは，Ａ系，Ｂ系及び高圧炉心スプレイ系をいう。

表 63－１

項　　目	運転上の制限
直流電源	２系列※2（６号炉は３系列※3）が動作可能であること

表 63－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 直流電源１系列の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残りの蓄電池及び充電器が動作可能であることを確認する。	10 日間 速やかに
B. 直流電源１系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合	B1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに
C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止とする。 及び C2. 冷温停止とする。	24 時間 36 時間

（直流電源その２）

第 64 条

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，直流電源は表 64－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．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）当直長は，原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，第 66 条で要求される直流電源母線に接続する蓄電池及び充電器について，浮動充電時の蓄電池電圧が 126Ｖ以上であることを１週間に１回確認する。

３．当直長は，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 64－２の措置を講じる。

表 64－１

項　　目	運転上の制限
直流電源	第 66 条で要求される直流電源が動作可能であること

表 64－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 要求される直流電源の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A1. 要求される蓄電池又は充電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
	及び	
	A2. 炉心変更を中止する。	速やかに
	及び	
	A3. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに
	及び	
	A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに

（所内電源系統その１）

第 65 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，所内電源系統は表 65－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，送電線事故等による瞬停時を除く。

２．所内電源系統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）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，電源母線が受電されていることを１週間に１回確認する。

３．当直長は，所内電源系統が第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 （受電されている系統数）
所内電源系統	（１）非常用交流高圧電源母線	２系統※1（６号炉は３系統※2）
	（２）原子炉保護系母線	２系統※1
	（３）直流電源母線	２系統※1（６号炉は３系統※2）

表 65－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 非常用交流高圧電源母線の１系統が電源喪失の場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く）	A1. 非常用交流高圧電源母線を受電可能な状態に復旧する。	８時間
B. 原子炉保護系母線の１系統が電源喪失の場合	B1. 原子炉保護系母線を受電可能な状態に復旧する。	２時間
C. 直流電源母線の１系統が電源喪失の場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く）	C1. 直流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	２時間
D. 高圧炉心スプレイ系の非常用交流高圧電源母線又は高圧炉心スプレイ系の直流電源母線が電源喪失の場合	D1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	速やかに
E. 条件Ａ，Ｂ，Ｃ又はＤで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止とする。 及び E2. 冷温停止とする。	24 時間 36 時間
F. 非常用交流高圧電源母線，原子炉保護系母線又は直流電源母線の２系統以上が電源喪失の場合	F1. 高温停止とする。 及び F2. 冷温停止とする。	24 時間 36 時間

※１：２系統とは，Ａ系及びＢ系をいう。

※２：３系統とは，Ａ系，Ｂ系及び高圧炉心スプレイ系をいう。

（所内電源系統その２）

第 66 条

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，所内電源系統は表 66－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，送電線事故等による瞬停時を除く。

２．所内電源系統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）当直長は，原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，第 27 条，第 35 条，第 36 条及び第 40 条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線，原子炉保護系母線及び直流電源母線が受電されていることを１週間に１回確認する。

３．当直長は，所内電源系統が第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。

表 66－１

項　　目	運転上の制限
所内電源系統	第 27 条，第 35 条，第 36 条及び第 40 条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線，原子炉保護系母線及び直流電源母線が受電されていること

表 66－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 要求される非常用交流高圧電源母線，原子炉保護系母線又は直流電源母線が電源喪失の場合	A1. 要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
	及び	
	A2. 炉心変更を中止する。	速やかに
	及び	
	A3. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに
	及び	
	A4. 要求される原子炉停止時冷却系を動作不能とみなす。	速やかに
	及び	
	A5. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに

（原子炉停止中の制御棒１本の引き抜き）

第 67 条

原子炉の状態が高温停止，冷温停止及び燃料交換において，１体以上の燃料が装荷されている単一のセルから制御棒１本を引き抜く場合は，表 67－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，第 84 条を適用する場合は除く。

２．原子炉停止中の制御棒１本の引き抜きを行う場合に，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）当直長は，原子炉の状態が高温停止，冷温停止及び燃料交換において，制御棒１本の引き抜きを行う場合は，表 67－２に定める事項を確認する。

３．当直長は，原子炉停止中の制御棒１本の引き抜きを行う場合に，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 67－３の措置を講じる。

表 67－１

項　　目	運転上の制限
原子炉停止中の制御棒１本の引き抜き	（１）原子炉モードスイッチが燃料取替位置において，１本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒が１本ある場合には，２本目の引抜対象制御棒が選択できないこと）が作動していること （２）全制御棒の位置を確認していること （３）第 27 条の原子炉保護系計装に関して，原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であること （４）引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること

表 67－２

項　　目	頻　　度
1.原子炉モードスイッチが燃料取替位置において，１本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。	作業毎※1に，最初の制御棒引き抜き後，速やかに
2.全制御棒の位置を確認する。	24 時間に１回
3.原子炉モードスイッチが燃料取替位置に施錠されていることを確認する。 及び 全挿入位置から制御棒を引き抜く場合は，制御棒の位置が全挿入位置表示でなくなることを確認する。 及び 第 27 条の原子炉保護系計装に関して，原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であることを管理的手段により確認する。 及び 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表 22－２に定める値であることを確認する。（ただし，当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く）	毎日１回 制御棒を引き抜く都度 最初の制御棒引き抜き開始前 最初の制御棒引き抜き前，その後１週間に１回
4.引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていることを確認する。	制御棒の引き抜き開始の都度

※１：作業毎とは，制御棒のフリクションテスト，スクラムの時間測定等それぞれの作業の開始時点において行うことをいう。なお，１本制御棒引抜インターロックの除外又は原子炉モードスイッチの切替を行うために作業を中断する場合は，作業の再開にあたり再度１本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。

表 67―３

条　　件	要求される措置	完了時間
A.運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1.満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。 及び A2.挿入可能な全ての制御棒の全挿入操作を開始する。 及び A3.全挿入位置にある制御棒を引き抜かない。	速やかに 速やかに 速やかに

（単一制御棒駆動機構の取り外し）

第 68 条

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，１体以上の燃料が装荷されている単一のセルから引き抜かれた制御棒における制御棒駆動機構の取り外しを行う場合は，表 68－１で定める事項を運転上の制限とする。この場合，第 27 条の原子炉保護系計装及び第 67 条は適用されない。

２．単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合に，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）当直長は，原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合は，表 68－２に定める事項を確認する。

３．当直長は，単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合に，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 68－３の措置を講じる。

表 68－１

項　　目	運転上の制限
単一制御棒駆動機構の取り外し	（1）引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていること （2）停止余裕が確保されていること （3）他の炉心変更が行われていないこと

表 68－２

項　　目	頻　　度
1. 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていることを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前及びその後毎日１回
2. 停止余裕が確保されていることを管理的手段により確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前
3. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前及びその後毎日１回

表68－３

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 制御棒駆動機構の取り外しを中止する。 及び A2. 1. 全制御棒の全挿入操作を開始する。 又は A2. 2. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに

（複数の制御棒引き抜きを伴う検査）

第 69 条

原子炉の状態が高温停止，冷温停止及び燃料交換において，原子炉モードスイッチを起動位置にして複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は，表 69－１で定める事項を運転上の制限とする。この時，他の運転上の制限については，原子炉の状態が各々高温停止，冷温停止又は燃料交換であるものとみなして適用するものとし，原子炉の状態が起動であるとはみなさない。

２．複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する場合に，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）燃料ＧＭは，制御棒操作を行うにあたり，あらかじめ制御棒操作手順を作成し，主任技術者の確認を得て当直長に通知する。

（２）当直長は，原子炉の状態が高温停止，冷温停止及び燃料交換において，原子炉モードスイッチを起動位置にして，制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合又は制御棒操作手順に従って複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は，表 69－２に定める事項を確認する。

３．当直長は，複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する場合に，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 69－３の措置を講じる。

表 69－１

項　　目	運転上の制限
複数の制御棒引き抜きを伴う検査	あらかじめ定められた制御棒操作手順にしたがって実施すること

表 69－２

１．５号炉

項　　目	頻　　度
1. 下記の原子炉保護系計装及び起動領域モニタ計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。 ・起動領域モニタ （１）原子炉の状態が燃料交換での検査の場合 計数率高 機器動作不能 （２）原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合 計数率高 機器動作不能 又は 原子炉周期（ペリオド）短 中性子束高 機器動作不能 ・平均出力領域モニタ （原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合） 中性子束高 機器動作不能 ・スクラム・ディスチャージボリューム水位高 ・地震加速度大 ・原子炉モードスイッチ「停止」位置 ・スクラム（手動）	最初の制御棒引き抜き開始前
2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。 又は 制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は，制御棒を操作する運転員の他に，少なくとも１名の運転員が，制御棒操作手順に従って操作がなされていることを確認する。 又は 制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は，第 14 条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前 制御棒操作の都度 制御棒操作の都度
3. 制御棒と制御棒駆動機構の結合状態を確認する。	制御棒を全引抜位置にする都度
4. 制御棒の引き抜き操作は，制御棒操作手順において連続操作を定める場合を除きノッチ操作であることを確認する。	制御棒操作の都度
5. 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表 22－２に定める値であることを確認する。（ただし，当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く）	最初の制御棒引き抜き開始前
6. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前

２．６号炉

項　　目	頻　　度
1. 下記の原子炉保護系計装及び起動領域モニタ計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。 ・起動領域モニタ （１）原子炉の状態が燃料交換での検査の場合 計数率高 機器動作不能 （２）原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合 計数率高 機器動作不能 又は 原子炉周期（ペリオド）短 機器動作不能 ・平均出力領域モニタ （原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合） 中性子束高 機器動作不能 ・スクラム・ディスチャージボリューム水位高 ・地震加速度大 ・原子炉モードスイッチ「停止」位置 ・スクラム（手動）	最初の制御棒引き抜き開始前
2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。 又は 制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は，制御棒を操作する運転員の他に，少なくとも１名の運転員が，制御棒操作手順に従って操作がなされていることを確認する。 又は 制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は，第 14 条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前 制御棒操作の都度 制御棒操作の都度
3. 制御棒と制御棒駆動機構の結合状態を確認する。	制御棒を全引抜位置にする都度
4. 制御棒の引き抜き操作は，制御棒操作手順において連続操作を定める場合を除きノッチ操作であることを確認する。	制御棒操作の都度
5. 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表 22－２に定める値であることを確認する。（ただし，当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く）	最初の制御棒引き抜き開始前
6. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前

表69－３

条　　件	要求される措置	完了時間
A.運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1.引き抜き制御棒の全挿入操作を開始する。 （制御棒挿入に際しては，必要に応じて制御棒価値ミニマイザをバイパスできる。） 及び A2.原子炉モードスイッチを燃料取替位置又は停止位置とする。	速やかに 全制御棒全挿入完了後

（原子炉の昇温を伴う検査）

第 70 条

原子炉の状態が冷温停止において，原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が100℃以上となる場合は，表 70－１で定める事項を運転上の制限とする。この時，他の運転上の制限については，原子炉の状態が冷温停止であるものとみなして適用するものとし，原子炉の状態が高温停止であるとはみなさない。また，本条を適用している間は，第 35 条を適用しない。

２．原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が 100℃以上となる場合に，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）当直長は，原子炉冷却材の昇温開始から 100℃となる前に次の各項目を管理的手段で確認する。

①第 27 条（計測及び制御設備）の原子炉建屋隔離系計装の機能

②第 49 条（原子炉建屋）の機能

③第 50 条（原子炉建屋給排気隔離弁）の機能

④第 51 条（非常用ガス処理系）の機能

３．当直長は，原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が 100℃以上となる場合に，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 70－２の措置を講じる。

表 70－１

項　　目	運転上の制限
原子炉の昇温を伴う検査	第 27 条の原子炉建屋隔離系計装，第 49 条の原子炉建屋，第 50 条の原子炉建屋給排気隔離弁及び第 51 条の非常用ガス処理系の機能が確保されていること

表 70－２

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。 又は	速やかに
	A2. 1. 温度又は圧力を上昇する操作を中止する。 及び	速やかに
	A2. 2. 原子炉冷却材温度を 100℃未満にする。	24 時間

（原子炉モードスイッチの切替を伴う検査）

第 71 条

原子炉の状態が高温停止，冷温停止及び燃料交換において，第 69 条の適用時を除いて原子炉モードスイッチを運転位置又は起動位置にする場合は，表 71－１で定める事項を運転上の制限とする。この時，他の運転上の制限については，原子炉の状態が各々高温停止，冷温停止又は燃料交換であるものとみなして適用するものとし，原子炉の状態が運転又は起動であるとはみなさない。

２．原子炉モードスイッチの切替を伴う検査を実施する場合に，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）当直長は，表 71－２に定める事項を確認する。

３．当直長は，原子炉モードスイッチの切替を伴う検査を実施する場合に，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。

表 71－１

項　　目	運転上の制限
原子炉モードスイッチの切替を伴う検査	１体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること及び炉心変更が行われていないこと

表 71－２

項　　目	頻　　度
1. １体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること	原子炉モードスイッチの切替直前
2. 炉心変更が行われてないこと	原子炉モードスイッチの切替直前

表 71－３

条　　件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 検査を中止する。 及び A2. 原子炉モードスイッチを停止位置又は燃料取替位置にする。	速やかに 速やかに

（運転上の制限の確認）

第 72 条

各ＧＭは，運転上の制限を第３節各条の第２項で定める事項※1で確認する。

２．第３節各条の第２項で定められた頻度及び第３項の要求される措置に定められた当該措置の実施頻度に関して，その確認の間隔は，表 72 に定める範囲内で延長することができる※2。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，定められた頻度以上で実施することを妨げるものではない。

３．各ＧＭは，第３節各条の第２項で定める事項を行うことができなかった場合，運転上の制限を満足していないと判断するが，この場合は判断した時点から第３節各条の第３項の要求される措置を開始するのではなく，判断した時点から速やかに当該事項を実施し，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る。この結果，運転上の制限を満足していないと判断した場合は，この時点から第３節各条の第３項の要求される措置を開始する。

４．各ＧＭは，運転上の制限が適用される時点から，第３節各条の第２項で定める頻度（期間）以内に最初の運転上の制限を確認するための事項を実施する。ただし，特別な定めがある場合を除く。なお，第３節各条の第２項で定める頻度（期間）より，適用になった期間が短い場合は，当該事項を実施する必要はない。

５．運転上の制限を確認するための事項を実施している期間は，当該運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。

６．第３節各条の第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れば，第３節各条の第２項で定める事項が実施されていない期間は，運転上の制限が満足していないと判断しない。ただし，第 73 条第２項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。

※１：第 72 条から第 75 条を除く。以下，第 73 条及び第 74 条において同じ。
※２：第２節で定められた頻度も適用される。

表 72

頻　　度		備　　考
保安規定で定める頻度	延長できる時間	
１時間に１回	15 分	分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。
24 時間に１回	６時間	同上
毎日１回		所定の直の時間帯で確認する。
１週間に１回	２日	日単位の間隔で確認する。
１ヶ月に１回	７日	同上 なお，１ヶ月は 31 日とする。
1,000MWｄ／ｔに１回	250MWｄ／ｔ	

（運転上の制限を満足しない場合）
第 73 条
運転上の制限を満足しない場合とは，各ＧＭが第３節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ＧＭは，この判断を速やかに行う。

２．各ＧＭは，第３節各条の第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ＧＭ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，当該条文の要求される措置に定めがある場合を除き，他の条文における運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。

４．各ＧＭは，運転上の制限を満足していないと判断した場合，５・６号運転管理部長に報告し，５・６号運転管理部長は所長及び主任技術者に報告する。

５．各ＧＭは，運転上の制限を満足していないと判断した時点（完了時間の起点）から要求される措置を開始する。なお，運転上の制限を満足していないと判断した場合の要求される措置の運用方法については，表 73 の例に準拠する。

６．各ＧＭは，当該運転上の制限を満足していると判断した場合は，５・６号運転管理部長に報告し，５・６号運転管理部長は主任技術者に報告する。

７．各ＧＭは，運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰にあたっては，主任技術者の確認を得る。

８．各ＧＭは，次の各号を適用することができる。
（１）運転上の制限を満足していないと判断している期間中は，要求される措置に定めがある場合を除き，当該条文の第２項で定められた事項を実施しなくてもよい。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。
（２）運転上の制限を満足していると判断した場合は，それ以後要求される措置を実施しなくてもよい。
（３）要求される措置を実施した場合，その内容が第３節各条の第２項で定める事項と同じである場合は，当該事項を実施したとみなすことができる。
（４）当該運転上の制限を満足していると判断するにあたり，その内容が当該条文の第２項で定める事項と同じである場合は，当該事項を実施したとみなすことができる。

表 73

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	A1.機能Ｘの代替機能を確認する。 及び A2.機能Ｘを確認する。	１時間，その後８時間に１回 ３日間
B.機能Ｙが確認できない場合	B1.機能Ｙを確認する。 又は B2.原子炉熱出力を 30%未満にする。	８時間 ８時間
C.機能Ｘが確認できない場合 及び 機能Ｙが確認できない場合	C1.機能Ｘを確認する。 又は C2.機能Ｙを確認する。	１時間 １時間
D.条件Ａ，Ｂ又はＣで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1.高温停止にする。 及び D2.冷温停止にする。	24 時間 36 時間

（１）運転上の制限を満足していないと判断した場合に，該当する条件がない場合は，要求される措置としては 13 時間以内に原子炉の状態を起動にする，25 時間以内に高温停止にする及び 37 時間以内に冷温停止にする。ただし，この要求される措置を実施中に運転上の制限が適用される状態でなくなった場合又は運転上の制限を満足していると判断した場合は，この限りでない。

（２）要求される措置 A1.と A2.（又は要求される措置 B1.と B2.）の完了時間の起点は，いずれも条件Ａ（又は条件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 C1.と C2.並びに D1.と D2.の完了時間の起点は，いずれも条件Ｃ又はＤに移行した時点である。

（３）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 B1.又は B2.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は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 D1.と D2.の完了時間の起点は条件Ｄに移行した時点である。

（４）要求される措置 A1.を１時間以内に達成できない場合又はその後の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 D1.と D2.の実施と並行して要求される措置 A1.と A2.を実施し，要求される措置 A1.が要求される措置 A2.の完了時間である３日間以内に達成できた場合は，その時点で要求される措置 D1.と D2.の実施要求はなく，また，原子炉熱出力は条件Ｄへ移行する前の状態に戻すことができる。その後は，引き続き要求される措置 A2.を３日間以内（起点は最初に条件Ａで

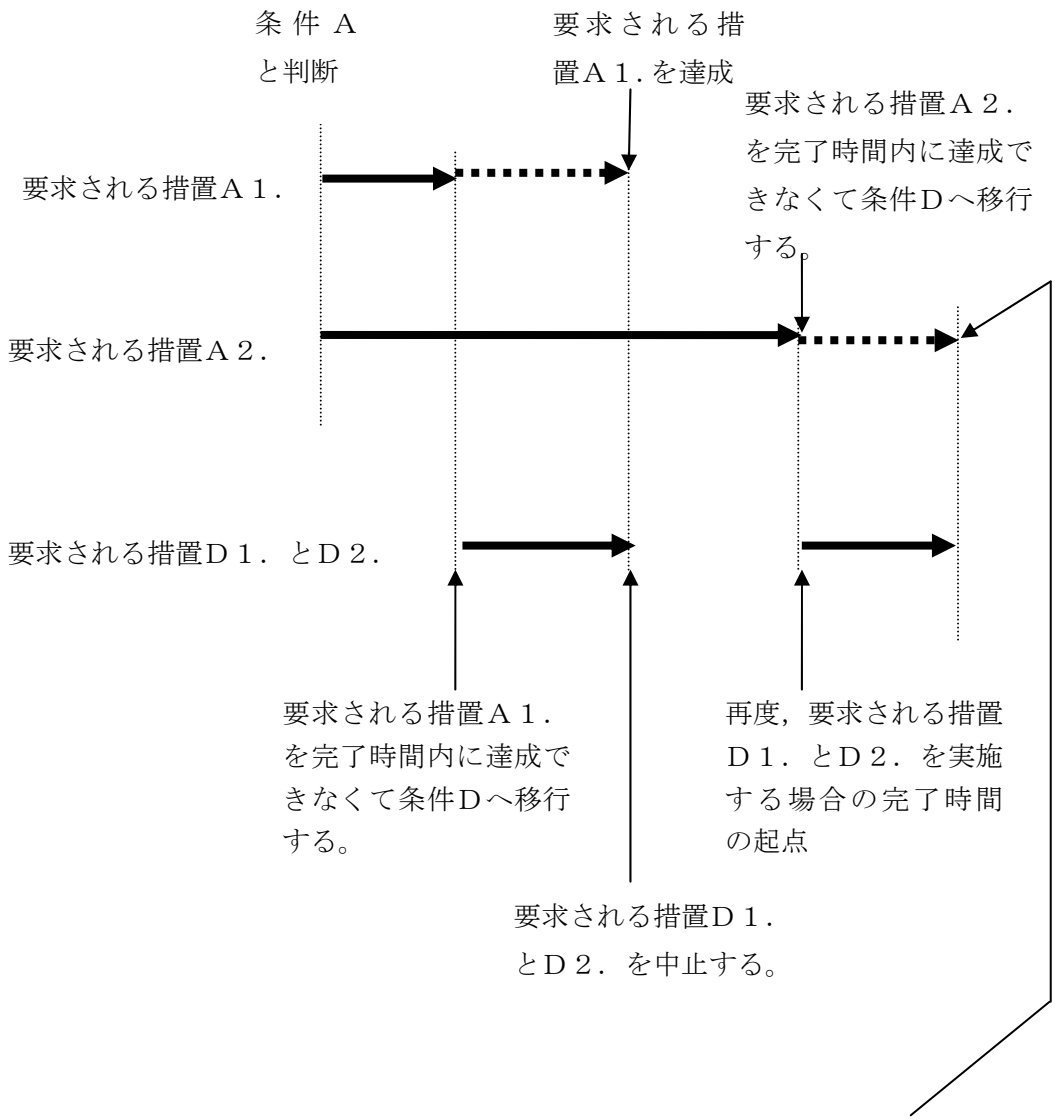
あると判断した時点）に達成させる。（参考図 73－１参照）

（５）（４）において，要求される措置 A2. を３日間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。このときの要求される措置 D1. と D2. 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。（参考図 73－１参照）

（６）条件Ａ（機能Ｘが確認できない場合）の要求される措置 A1. と A2. 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 C2.（又は要求される措置 C1.）を１時間以内に達成すると，条件Ｃから条件Ａ（又は条件Ｂ）に移行する。このとき再度，条件Ａ（又は条件Ｂ）の要求される措置 A1. と A2.（又は要求される措置 B1. と B2.）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（又は条件Ｂ）であると判断した時点である。（参考図 73－２参照）

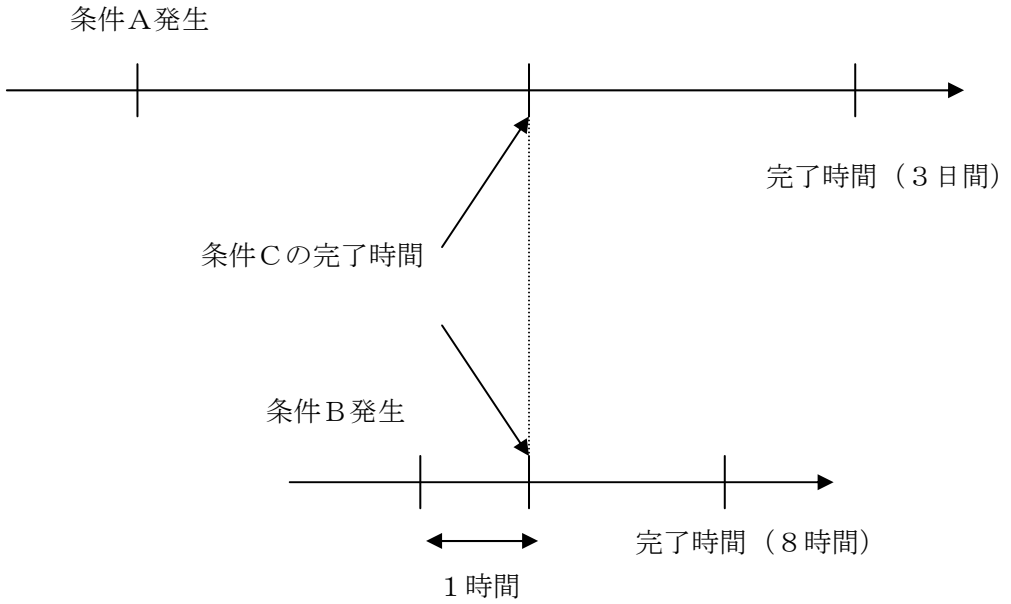
（７）条件Ａ（機能Ｘが確認できない場合）の要求される措置 A1. と A2. を実施中に条件Ｂ（機能Ｙが確認できない場合）であると判断した場合，条件Ｃに移行するが，要求される措置 C2.（又は要求される措置 C1.）の完了時間より前に条件Ａの完了時間が来るときは，条件Ａの完了時間が優先する。このとき，実質的な条件Ｃの完了時間は条件Ａの完了時間と同じであり，要求される措置 A1. と A2. が条件Ａの完了時間内に達成できれば，自動的に条件Ｃの要求される措置は達成され，条件Ｂの完了時間は条件Ｂであると判断した時点を起点とする完了時間となる。また，要求される措置 A1. と A2. が条件Ａの完了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。（参考図 73－３参照）

参考図 73－１



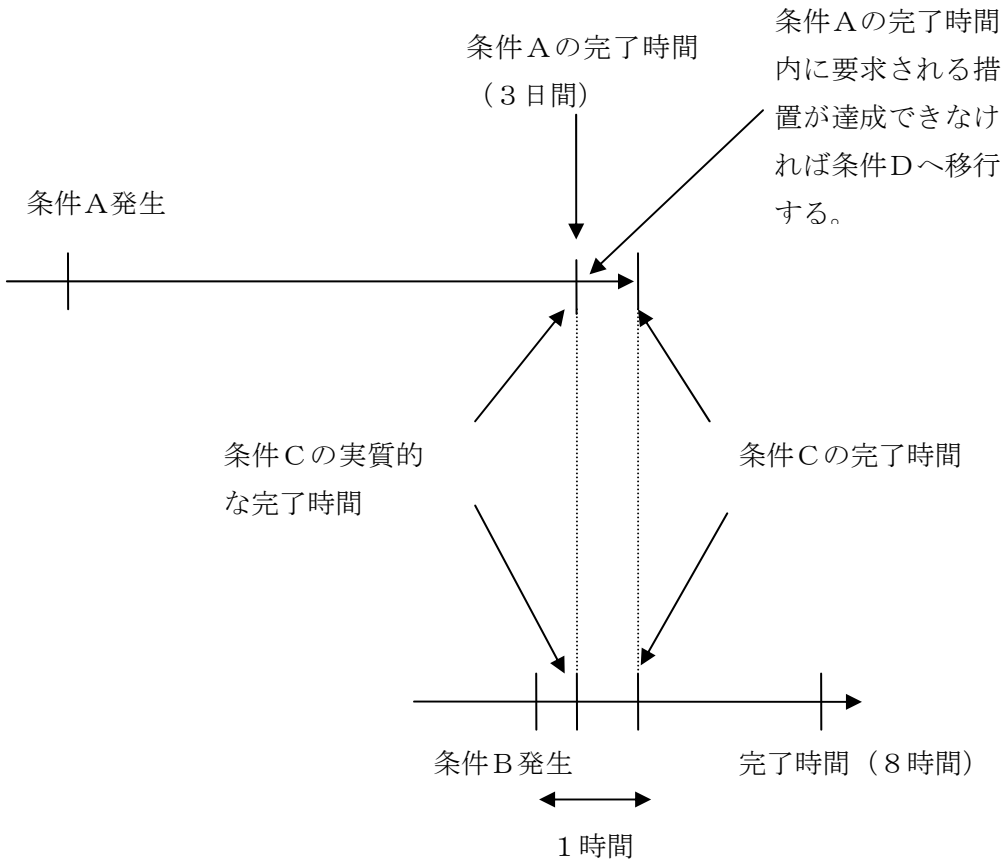
要求される措置Ａ２．が達成できた場合（機能Xが確認できた場合）とは，運転上の制限を満足していることが確認できた場合であり，全ての要求される措置を中止し，運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰を行うことができる。

参考図 73－２



条件Ｃの完了時間内に機能Ｘ又は機能Ｙが確認できれば
条件Ａ又は条件Ｂの本来の完了時間に戻る。

参考図 73－３



条件Ａの完了時間内に機能Ｘが確認できれば，
条件Ｂの本来の完了時間に戻る。

（予防保全を目的とした保全作業を実施する場合）

第 74 条

各ＧＭは，予防保全を目的とした保全作業を実施するため，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※1を要求される完了時間の範囲内で実施する。

２．各ＧＭは，予防保全を目的とした保全作業を実施するため，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保全作業を実施する場合は，あらかじめ必要な安全措置※1を定め，主任技術者の確認を得て実施する。

３．第１項及び第２項の実施については，第 73 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。

４．各ＧＭは，第１項又は第２項に基づく保全作業を行う場合，関係ＧＭと協議し実施する。

５．第１項及び第２項の実施にあたっては，運転上の制限外へ移行した時点を保全作業に対する完了時間の起点とする。

６．各ＧＭは，第１項を実施する場合，運転上の制限外に移行する前に，要求される措置※2を順次実施し，すべて終了した時点から 24 時間以内に運転上の制限外に移行する。

７．各ＧＭは，第１項又は第２項を実施する場合，第 73 条第３項及び第８項に準拠する。

８．第１項及び第２項において，要求される措置又は安全措置を実施できなかった場合，各ＧＭは当該運転上の制限を満足していないと判断する。

９．各ＧＭは，第２項を実施し，当該運転上の制限外から復帰していると判断した場合は，５・６号運転管理部長に報告し，５・６号運転管理部長は主任技術者に報告する。

※１：第３節各条の第２項に基づく事項として同様の措置を実施している場合は，第１項においては要求される措置，第２項においては必要な安全措置に代えることができる。

※２：保全作業を実施する当該設備等に係る措置及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。

（運転上の制限に関する記録）

第 75 条

当直長は，原子炉の状態を変更した場合は，引継日誌に変更した時刻及び原子炉の状態を記録する。

２．当直長は，自ら運転上の制限を満足していないと判断した場合又は燃料ＧＭから運転上の制限を満足していないと判断した連絡を受けた場合，次の各号を引継日誌に記録する。

（１）運転上の制限を満足していないと判断した場合は，当該運転上の制限及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（保全作業を含む）

（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．当直長は，自ら第 74 条第１項又は第２項で定める保全作業を実施した場合又は各ＧＭから第 74 条第１項又は第２項で定める保全作業を実施した連絡を受けた場合，次の各号を引継日誌に記録する。

（１）第 74 条第１項又は第２項で定める保全作業を実施した場合は，適用除外とした運転上の制限，その時刻及び保全作業の内容

（２）要求される措置又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た場合は，復帰した時刻

（異常発生時の基本的な対応）

第 76 条

当直長は，次の各号に示す場合，５・６号運転管理部長に報告する。

（１）原子炉の自動スクラム信号が発信した場合※1

（２）原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず自動スクラム信号が発信しない場合

（３）原子炉を手動スクラムした場合※1

２．当直長は，操作を行っていない制御棒が動作した場合，５・６号運転管理部長に報告するとともに，速やかに当該制御棒を，当初の管理位置※2に適合させる又は全挿入するための措置を講じる。ただし，炉心から全燃料が取り出されている場合を除く。なお，本節でいう操作を行っていない制御棒が動作した場合※3とは次に定めるものをいう。

（１）挿入又は引抜きの操作を行っていない制御棒が当初の管理位置※2から他の位置※4に動作したとき

（２）全挿入位置にある制御棒であって挿入又は引抜きの操作を行っていない制御棒が全挿入位置を超えて更に挿入される方向に動作したとき

３．当直長は，放射性物質の原子炉施設外への漏えいがある場合又はそのおそれがあると判断した場合には，５・６号運転管理部長に報告するとともに，それを抑制するために，原子炉建屋の隔離，気体廃棄物処理系の隔離等の必要な措置を講じる。

４．５・６号運転管理部長及び各ＧＭは，第１項，第２項又は第３項について次に示す必要な措置を講じる。

（１）５・６号運転管理部長は，各ＧＭに異常の原因調査及び対応措置を指示するとともに，異常が発生したことを所長及び主任技術者に報告する。

（２）各ＧＭは，異常の原因調査及び対応措置を実施するとともに，異常の原因及び対応措置について５・６号運転管理部長に報告する。

（３）５・６号運転管理部長は，異常の原因及び対応措置を所長及び主任技術者に報告するとともに，当直長に連絡する。

（４）異常の原因が，第 78 条第３項に該当する場合は，本項（１），（２）及び（３）を省略することができる。

※１：予定された検査による場合，ハーフスクラムした場合又は自動スクラム信号発信前から制御棒が全挿入している場合を除く。

※２：「管理位置」とは，制御棒を管理するために一定の間隔に基づいて設定し，表示することとされている制御棒の位置をいう。

※３：制御棒の動作が，スクラム信号による動作である場合は除く。ただし，第２項（１）又は（２）の動作後にスクラム信号が発生し，制御棒が動作した場合は，操作を行っていない制御棒が動作した場合に該当する。

※４：「他の位置」とは，当初の管理位置から１ノッチ以上離れた位置をいう。

（異常時の措置）

第 77 条

当直長は，第 76 条第１項の異常が発生した場合は，異常の状況，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．当直長は，前項の必要な措置を講じるにあたっては，添付１に示す「原子炉がスクラムした場合の運転操作基準」に従って実施する。

３．第 76 条第１項の異常が発生してから当直長が異常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．当直長は，第３項の判断を行うにあたって，主任技術者の確認を得る。

５．第 76 条第１項の異常の原因が，第 78 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 78 条
当直長は，第 76 条第１項の異常収束後，原子炉を再起動する場合は，その原因に対する対策が講じられていること及び原子炉の状態に応じ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．当直長は，第 76 条第１項の異常収束後，原子炉を再起動する場合は，主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

３．当直長は，第 76 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，所長の承認を得ないで原子炉を再起動することができる。ただし，（１）又は（２）に伴って想定される事象以外に著しい不適合事象が発生した場合を除く。
（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スクラムした場合又は波及防止の措置として原子炉をスクラムさせた場合。
（２）第 17 条第３項の措置として原子炉をスクラムさせた場合。

第５章　燃料管理

（新燃料の運搬）

第７９条

燃料ＧＭは，５号炉又は６号炉にある新燃料を新燃料輸送容器から取り出す場合及び新燃料輸送容器に収納する場合は，原子炉建屋クレーンを使用する。構内用輸送容器から取り出す場合及び構内用輸送容器に収納する場合は、燃料取替機を使用する。

２．燃料ＧＭは，管理対象区域内において，５号炉又は６号炉にある新燃料を運搬する場合は，次の事項を遵守する。

（１）　車両への積付けは，運搬中に移動，転倒又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）　新燃料が臨界に達しない措置を講じること。※1

（４）　法令に適合する容器に封入すること。※1

（５）　容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。

３．　実用炉規則第１３条第４項を適用している間は，本条は適用とならない。

※１：発電所構外より発電所構内に搬入される場合は，発送前確認をもって代えることができる。

（新燃料の貯蔵）

第８０条

燃料ＧＭは，５号炉又は６号炉に新燃料を貯蔵する場合は，次の事項を遵守する。

（１）新燃料貯蔵庫又は使用済燃料プール（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場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。

（３）原子炉建屋クレーン又は燃料取替機を使用すること。

（４）貯蔵施設において新燃料が臨界に達しない措置を講じること。

（燃料の検査）

第８１条

燃料ＧＭ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．燃料ＧＭは，定期検査を行うために原子炉を停止する場合の原子炉冷却材中のよう素１３１の増加量の測定結果から，シッピング検査を行い，燃料の使用の可否を判断する。なお，漏えい又は漏えいの疑い有り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．燃料ＧＭは，第１項又は第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貯蔵ラックに収納することが適切では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．燃料ＧＭは，第１項又は第２項の検査を実施するために燃料を移動する場合は，燃料取替機を使用する。

（燃料取替実施計画）

第８２条

燃料ＧＭは，原子炉運転のための燃料配置を変更する場合は，燃料を装荷するまでに取替炉心の配置及び体制を燃料取替実施計画に定め，主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

２．燃料ＧＭは，第１項の燃料取替実施計画を定める前に，燃料を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）停止余裕

（２）最小限界出力比

（３）燃料棒最大線出力密度

（４）燃料集合体最高燃焼度

３．燃料を装荷した後に，第２項の期間を延長する場合には，あらかじめ燃料ＧＭは，その延長する期間も含め第２項に定める評価及び確認を行い，主任技術者の確認を得て所長に報告する。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。

（燃料移動手順）

第８３条

燃料GMは，原子炉内及び原子炉と使用済燃料プール間の燃料移動を実施する場合は，あらかじめ次の事項を満足する燃料移動手順を作成する。

（１）制御棒を引き抜くセルについては，燃料をすべて取り出しておく。

（２）燃料を装荷するセルについては，制御棒を全挿入しておく。

（３）原子炉運転のための燃料配置に変更する場合は，燃料取替実施計画に定める配置とする。

（４）（１）又は（２）を満足しないセルがある場合は，当該セルに隣接するセルの燃料をすべて取り出す。

（燃料移動）

第８４条

当直長は，第８３条の燃料移動手順に従い，燃料取替機を使用して燃料移動を行う。

２．当直長は，燃料移動時に全制御棒が全挿入の場合は表８４－１－ａについて確認する。

３．当直長は，前項の確認ができない場合は，表８４－２－ａの措置を講じる。

４．当直長は，燃料移動時に制御棒引き抜きを伴う場合は，表８４－１－ｂについて確認する。

５．当直長は，前項の確認ができない場合は，表８４－２－ｂの措置を講じる。

６．当直長は，第２項から第５項の実施にあたっては，第７２～７５条に準拠する。

表８４－１－a

項　　目	頻　　度
１．次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 （１）制御棒が引き抜かれている場合は，燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないこと及び燃料取替機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 （２）燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は，制御棒が引き抜けないこと。	燃料移動開始前※1
２．原子炉モードスイッチが燃料取替位置において１本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒がある場合には，２本目の引抜対象制御棒が選択できないこと）が作動していることを確認する。	燃料移動開始前※1
３．原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。	毎日１回
４．全制御棒が全挿入であることを確認する	２４時間に１回
５．未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度

表８４－１－b

項　　目	頻　　度
１．引き抜く制御棒毎に，当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。※2	制御棒を引き抜く直前
２．引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。※2（ただし，引き抜かれた制御棒を除く）	制御棒を引き抜く直前
３．制御棒が引き抜かれているセルは，燃料すべてが取り除かれていることを確認する。※2	毎日１回
４．１体以上の燃料が装荷されているセルは，制御棒が全挿入されていることを確認する。※2	毎日１回
５．炉心に燃料を装荷する場合は，当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。	燃料を装荷する直前
６．未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度及び制御棒を操作する都度

※１：燃料移動開始前とは，燃料取り出しの工程の前をいう。

※２：第８３条第１項の（４）適用時を除く。

表８４－２－a

条　　件	要求される措置	完了時間
A.表８４－１－aのうち一つ以上が確認できない場合	A１.制御棒の引き抜き及び関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。 及び	速やかに
	A２.燃料装荷を中止する。 及び	速やかに
	A３．１．１体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。 又は	速やかに
	A３．２.表８４－１－aの条件を満足する措置を開始する。	速やかに

表８４－２－b

条　　件	要求される措置	完了時間
A.表８４－１－bのうち一つ以上が確認できない場合	A１.制御棒の引き抜き及び関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。 及び	速やかに
	A２.燃料装荷を中止する。 及び	速やかに
	A３．１．１体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。 又は	速やかに
	A３．２.表８４－１－bの条件を満足する措置を開始する。	速やかに

（使用済燃料の貯蔵）

第８５条

燃料ＧＭは，５号炉又は６号炉の使用済燃料を貯蔵する場合は，次の事項を遵守する。

（１）５号炉又は６号炉の使用済燃料を表８５に定める貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設（以下「使用済燃料貯蔵施設」という。）に貯蔵すること。使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵する場合には，使用済燃料乾式貯蔵容器に収納すること。使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵する場合には，使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に収納すること。

（２）使用済燃料プールにおいては燃料取替機を使用し，使用済燃料共用プールにおいては燃料取扱装置を使用すること。

（３）使用済燃料貯蔵施設において燃料が臨界に達しない措置を講じること。

２．機械第三ＧＭは，使用済燃料共用プール及び使用済燃料輸送容器保管建屋の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。

３．燃料ＧＭは，５号炉及び６号炉の使用済燃料プール並びに使用済燃料乾式キャスク仮保管設備の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。

４．機械第三ＧＭは，使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器の遮へい性能及び除熱性能が保持されていること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。

５．１／２／３／４号炉の当直長は，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器及び使用済燃料輸送貯蔵兼用容器の密封性能及び除熱性能が保持されていることを監視するとともに，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。

表８５

各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設
５号炉	５号炉の使用済燃料プール，使用済燃料共用プール※１又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※２
６号炉	６号炉の使用済燃料プール，使用済燃料共用プール※１，使用済燃料輸送容器保管建屋※３又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※２

※１：使用済燃料共用プールには，使用済燃料プール又は炉内で１９ヶ月以上冷却した燃料を貯蔵する。

※２：使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵容器には，使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで既設については４年以上，増設については１３年以上冷却され，かつ運転中のデータ，シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料（８×８燃料，新型８×８燃料及び新型８×８ジルコニ

ウムライナ燃料）を収納する。使用済燃料輸送貯蔵兼用容器には，使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで１８年以上冷却され，かつ運転中のデータ，シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料（８×８燃料，新型８×８燃料及び新型８×８ジルコニウムライナ燃料）を収納する。

※３：使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵容器には，使用済燃料プールで４年以上冷却され，かつ運転中のデータ，シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料（８×８燃料，新型８×８燃料及び新型８×８ジルコニウムライナ燃料）を収納する。

（使用済燃料の運搬）

第８６条

燃料ＧＭは，５号炉，６号炉又は使用済燃料共用プールにおいて，構内用輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器（以下「容器」という。）から使用済燃料を取り出す場合，使用済燃料プールにおいては燃料取替機を使用し，使用済燃料共用プールにおいては燃料取扱装置（以下「燃料取扱設備」という。）を使用する。

２．燃料ＧＭは，発電所内において，５号炉又は６号炉にある使用済燃料を運搬する場合は，次の事項を遵守し，使用済燃料プールにおいて容器に収納する。

（１）法令に適合する容器を使用すること。

（２）燃料取扱設備を使用すること。

（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及び冷却期間が，容器の収納条件に適合していること。

３．燃料ＧＭは，発電所内において，使用済燃料を収納した容器を運搬する場合は，次の事項を遵守する。

（１）容器の車両への積付けは，運搬中に移動，転倒又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，関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限するとともに，誘導車を配置すること。

（４）車両を徐行させること。

（５）核燃料物質の取扱いに関し，相当の知識及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）容器及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．機械第三ＧＭは，使用済燃料輸送容器保管建屋から使用済燃料乾式貯蔵容器を搬出する場合は，放射線被ばく上の影響が十分小さくなるように取り扱う。

第６章　放射性廃棄物管理

（放射性固体廃棄物の管理）

第８７条

各ＧＭ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※1又は保管する。

（１）原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等は，燃料ＧＭが使用済燃料プールに貯蔵，若しくはチャンネルボックス等については使用済燃料共用プールに貯蔵する。

（２）使用済樹脂及びフィルタスラッジは，当直長が使用済樹脂貯蔵タンク等に貯蔵する。

（３）その他の雑固体廃棄物は，各ＧＭが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を講じ，廃棄物管理ＧＭが固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）に保管する。

（４）廃棄物管理ＧＭは，貯蔵庫に保管されたドラム缶を貯蔵庫以外に一時的に仮置きする場合は，ドラム缶等仮設保管設備※2に運搬するとともに，ドラム缶等仮設保管設備に保管されているドラム缶等※3について以下の事項を実施する。

イ　関係者以外がむやみに立入らないよう，ドラム缶等仮設保管設備又は柵等による区画を行い，立入りを制限する旨を表示する。

ロ　ドラム缶の表面線量当量率が 0.1mSv/h 以下であることを確認し，保管する。

ハ　ドラム缶を３段に積み重ねて設置する場合には，転倒防止対策を施す。

ニ　ドラム缶等仮設保管設備周辺の空間線量率を定期的に測定し，測定結果を表示する。

２．各ＧＭは，放射性固体廃棄物を封入又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１２０－１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ＧＭ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）廃棄物管理ＧＭは，貯蔵庫における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために，１ヶ月に１回貯蔵庫を巡視するとともに，事故前の保管量の推定値を元に保管物の出入りを確認する。

（２）当直長は，使用済樹脂貯蔵タンク等における使用済樹脂及びフィルタスラッジの貯蔵状況を監視し，３ヶ月に１回貯蔵量を確認する。

（３）廃棄物管理ＧＭは，サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等について，事故前の保管量の推定値を元に保管物を確認する。また，燃料ＧＭは，使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チ

ャンネルボックス等について，事故前の貯蔵量の推定値を元に貯蔵物の出入りを確認するとともに，使用済燃料共用プールについては，原子炉内で照射されたチャンネルボックス等の貯蔵状況を確認するために，１ヶ月に１回使用済燃料共用プールを巡視するとともに，３ヶ月に１回貯蔵量を確認する。

~~（４）運営設備ＧＭは，運用補助共用施設の沈降分離タンクにおけるフィルタスラッジの貯蔵状況を監視し，３ヶ月に１回貯蔵量を確認する。~~

（４~~５~~）廃棄物管理ＧＭは，ドラム缶等仮設保管設備におけるドラム缶等の保管状況を確認するために，１ヶ月に１回巡視を行うとともに，３ヶ月に１回保管量を確認する。なお，ドラム缶等の破損等があれば補修等を行う。

４．廃棄物管理ＧＭは貯蔵庫及びサイトバンカの目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

５．各ＧＭは管理対象区域内において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）容器等の車両への積付けは，運搬中に移動，転倒又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。

※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。

※２：ドラム缶等仮設保管設備とは，ドラム缶等を仮置きする蛇腹ハウスをいう。以下，本条において同じ。

※３：ドラム缶等とは，ドラム缶に収納された放射性固体廃棄物，ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物，開口部閉止措置を実施した大型廃棄物をいう。以下，本条において同じ。

（発電所の敷地内で発生した瓦礫等の管理）

第８７条の２

発電所の敷地内及び臨時の出入管理箇所で発生した瓦礫等※１について，廃棄物管理ＧＭ又は放射線安全ＧＭは，以下の事項を実施する。

（１）廃棄物管理ＧＭは，仮設保管設備※２，固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）及び，~~覆土式一時保管施設※３及び伐採木一時保管槽※４を含む~~発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設※３及び伐採木一時保管槽※４を含む。）について，柵，ロープ等により区画を行い，人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また，遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。

（２）放射線安全ＧＭは，臨時の出入管理箇所の一時保管エリアについて，柵，ロープ等により区画を行い，人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また，遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。

２．各ＧＭは，次に定める瓦礫等の種類に応じて，回収したものを一時保管エリアに運搬する。また，切断等の減容処理や発電所敷地内での再利用をすることができる。

（１）発電所敷地内で発生した瓦礫類※５は，各ＧＭが，瓦礫類の線量率を測定し，その線量率に応じて，廃棄物管理ＧＭがあらかじめ定めた線量率の目安値に応じて指定した仮設保管設備，貯蔵庫，覆土式一時保管施設又は発電所内の屋外一時保管エリアに運搬し，遮へいや容器収納，シート養生等の措置を講じる。

（２）発電所において発生した使用済保護衣等※６は，廃棄物管理ＧＭが，袋又は容器に収納して発電所内の一時保管エリアに運搬する。なお，廃棄物管理ＧＭは圧縮等をすることができる。

（３）臨時の出入管理箇所において発生した使用済保護衣等は，放射線安全ＧＭが，袋又は容器に収納して臨時の出入管理箇所の一時保管エリアに運搬する。なお，放射線安全ＧＭは圧縮等をすることができる。

（４）伐採木は，各ＧＭが，発電所内の屋外一時保管エリアに運搬する。配置の際には積載制限，通気性確保，伐採木一時保管槽への収納等の防火対策を講じる。

３．廃棄物管理ＧＭ又は放射線安全ＧＭ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）廃棄物管理ＧＭは，仮設保管設備，貯蔵庫及び，~~覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む~~発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類，使用済保護衣等，伐採木の一時保管状況を確認するために，１週間に１回一時保管エリアを巡視するとともに，１ヶ月に１回一時保管量を確認する。

（２）放射線安全ＧＭは，臨時の出入管理箇所の一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管状況を確認するために，１週間に１回一時保管エリアを巡視するとともに，１ヶ月に１回一時保管量を確認する。

（３）廃棄物管理ＧＭは，覆土式一時保管施設において，覆土完了後，槽内の溜まり水の有無を定期的に確認し，溜まり水が確認された場合には回収する。
（４）廃棄物管理ＧＭは，伐採木一時保管槽において，定期的に温度監視を実施する。
（５）廃棄物管理ＧＭは，仮設保管設備，貯蔵庫及び~~，覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む~~発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類，使用済保護衣等及び伐採木の一時保管エリアの空間線量率並びに空気中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに，線量率測定結果を表示する。
（６）放射線安全ＧＭは，臨時の出入管理箇所の一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管エリアの空間線量率並びに空気中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに，線量率測定結果を表示する。

※１：瓦礫等とは，瓦礫類，使用済保護衣等及び伐採木等の総称をいう。以下，本条において同じ。
※２：仮設保管設備とは，瓦礫等を一時保管する設備のうち，テント，蛇腹ハウス及び雨天練習場等の屋根を設置したものをいう。以下，本条において同じ。
※３：覆土式一時保管施設とは，線量低減対策として覆土による遮へい機能を有する一時保管施設をいう。以下，本条において同じ。
※４：伐採木一時保管槽とは，防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽をいう。以下，本条において同じ。
※５：瓦礫類とは，発電所敷地内において，今回の地震，津波又は水素爆発により発生した瓦礫並びに放射性物質によって汚染された資機材等の総称をいい，回収した土壌を含む。以下，本条において同じ。
※６：使用済保護衣等とは，使用済保護衣及び使用済保護具をいう。以下，本条において同じ。

（放射性液体廃棄物の管理）

第８８条

放射性液体廃棄物の海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

２．５・６号放射線管理ＧＭは，表８８－１に定める項目について，同表に定める頻度で測定し，次の事項を管理する。また，測定した結果を当直長に通知する。

（１）放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水口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）５号炉及び６号炉で発生した放射性液体廃棄物について，復水器冷却水放水口排水中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出量が，表８８－２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）５号炉及び６号炉で発生した放射性液体廃棄物について，復水器冷却水放水口排水中のトリチウムの放出量が，表８８－３に定める放出管理の基準値を超えないように努めること。

３．当直長は，放射性液体廃棄物を放出する場合は，排水モニタを監視し，復水器冷却水放水口より放出する。

表８８－１

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	放射性物質の濃度（主要ガンマ線放出核種）	試料放射能測定装置	放出の都度	・収集タンク ・サンプルタンク
	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	１ヶ月に１回	

表８８－２

項　目	放出管理目標値
放射性液体廃棄物（トリチウムを除く。）	７．４×１０^{10}　Ｂｑ／年

表８８－３

項　目	放出管理の基準値
トリチウム	７．４×１０^{12}　Ｂｑ／年

（放射性気体廃棄物の管理）

第８９条

５・６号放射線管理ＧＭは，表８９－１に定める項目について，同表に定める頻度で測定し，次の事項を管理する。また，測定した結果を当直長に通知する。

（１）排気筒等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）排気筒等からの放射性物質（希ガス，よう素１３１）の放出量が，表８９－２に定める放出管理目標値を超えないように努めること。

２．当直長は，放射性気体廃棄物を放出する場合は，排気筒等より放出し，排気筒モニタを監視する。

表８９－１

分　　類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度
放射性気体廃棄物	・５，６号炉共用排気筒	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時（建屋換気空調系運転時）
		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（建屋換気空調系運転時）
	・５号炉非常用ガス処理系・６号炉非常用ガス処理系	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時（非常用ガス処理系運転時）
		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（非常用ガス処理系運転時）

表８９－２

項　　目	放出管理目標値
放射性気体廃棄物	
希ガス	２．８×１０^{15}　Ｂｑ／年
よう素 131	１．４×１０^{11}　Ｂｑ／年

（放出管理用計測器の管理）

第９０条

各ＧＭは，表９０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，修理又は代替品を補充する。

表９０

分　類	計測器種類	所管ＧＭ	数　量
1．a. 放射性液体廃棄物放出監視用計測器	排水モニタ	計測制御ＧＭ	２台※1
b. 放射性液体廃棄物放出管理用計測器	試料放射能測定装置	保安総括ＧＭ	２台
２．放射性気体廃棄物放出管理用計測器	排気筒モニタ	計測制御ＧＭ	３台※2
	試料放射能測定装置	保安総括ＧＭ	１台※3

※１：５号炉及び６号炉の排水モニタの合計の台数（排水モニタが復旧していない場合には，未復旧の排水モニタを除いた台数とする。）

※２：５，６号炉共用排気筒モニタ，５号炉非常用ガス処理系排気筒モニタ及び６号炉非常用ガス処理系排気筒モニタの合計の台数

※３：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９１条

本章でいう測定頻度に関する考え方は，表９１のとおりとする。

表９１

頻度	考え方
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日及び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

（管理対象区域の設定及び解除）

第９２条

管理対象区域は，添付２－１に示す区域とする。

２．５・６号放射線管理ＧＭは，管理対象区域を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。ただし，管理対象区域境界と周辺監視区域境界が同一の場合であって，周辺監視区域境界に第９８条の措置を講じる場合は，この限りでない。

３．５・６号放射線管理ＧＭは，管理対象区域の解除を行う場合は，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。

４．５・６号放射線管理ＧＭは，添付２－１における建物等の内部の管理対象区域境界付近において，表９２に示す作業を行う場合で，３ヶ月以内に限り管理対象区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって，５・６号放射線管理ＧＭは目的，期間及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，５・６号放射線管理ＧＭ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。

５．５・６号放射線管理ＧＭは，第４項以外で，建物等の内部において一時的に管理対象区域を設定又は解除する場合は，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。設定又は解除にあたって，５・６号放射線管理ＧＭは目的，期間及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，５・６号放射線管理ＧＭ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，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。

６．５・６号放射線管理ＧＭは，第５項にかかわらず，緊急を要する場合は管理対象区域を設定することができる。設定にあたって，５・６号放射線管理ＧＭ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。

７．５・６号放射線管理ＧＭは，第６項における管理対象区域を設定した場合は，設定後において，目的，期間及び場所を明らかにし，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，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５・６号放射線管理ＧＭが確認し，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。

表９２

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

（管理区域の設定及び解除）

第９２条の２

管理区域は，添付２に示す区域とする。

２．５・６号放射線管理ＧＭ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。ただし，壁，柵等の区画物が損壊により区画ができない場合であって，管理対象区域境界に第９２条第２項の措置を講じる場合は，この限りでない。

３．５・６号放射線管理ＧＭは，管理区域の解除を行う場合は，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。

４．５・６号放射線管理ＧＭは，添付２における管理区域境界付近又は管理区域設定・解除予定エリアにおいて，表９２の２に示す作業を行う場合で，３ヶ月以内に限り管理区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって，５・６号放射線管理ＧＭは目的，期間及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，５・６号放射線管理ＧＭ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。

５．５・６号放射線管理ＧＭは，第４項以外で，一時的に管理区域を設定又は解除する場合は，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。設定又は解除にあたって，５・６号放射線管理ＧＭは目的，期間及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，５・６号放射線管理ＧＭ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，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。

６．５・６号放射線管理ＧＭ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。設定にあたって，５・６号放射線管理ＧＭ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。

７．５・６号放射線管理ＧＭ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，期間及び場所を明らかにし，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，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５・６号放射線管理ＧＭが確認し，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。

表９２の２

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

（管理対象区域内における区域区分）

第９３条

５・６号放射線管理ＧＭは，管理対象区域を管理区域と管理区域を除く区域に区分する。

２．管理区域と管理区域を除く区域は，添付２－１に示す区域とする。

３．５・６号放射線管理ＧＭ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，期間及び場所を明らかにする。

（管理対象区域のうち管理区域を除く区域内における区域区分）

第９３条の２

５・６号放射線管理ＧＭは，管理区域を除く管理対象区域を次のとおり区分することができる。

（１）表面汚染密度及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対象区域」という。）

（２）表面汚染密度又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又は超えるおそれのある区域

２．汚染のおそれのない管理対象区域は，添付２－１に示す区域とする。

３．５・６号放射線管理ＧＭ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，期間及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，５・６号放射線管理ＧＭ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。

４．５・６号放射線管理ＧＭは，汚染のおそれのない管理対象区域と第１項（２）で定める区域が隣接する場合は，第１項（２）で定める区域への入口付近に注意事項を掲示する。

５．５・６号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，汚染のおそれのない管理対象区域で表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超える場所を確認した場合は，直ちに当該箇所を区画，第１項（２）に定める区分に変更する等の応急措置を講じるとともに，除染等の措置により管理区域に係る値を超えていないことを確認する。

（管理区域内における区域区分）

第９３条の３

５・６号放射線管理ＧＭは，管理区域を次のとおり区分することができる。

（１）表面汚染密度及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）表面汚染密度又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又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２に示す区域とする。ただし，放射線レベルが高く，区域区分に係る条件を満足できない場合は，第９３条の２第１項（１）又は第９３条の２第１項（２）の区域とみなす。

３．５・６号放射線管理ＧＭ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，期間及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，５・６号放射線管理ＧＭ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。

４．５・６号放射線管理ＧＭは，汚染のおそれのない管理区域と第１項（２）で定める区域が隣接する場合は，第１項（２）で定める区域への入口付近に標識を設ける。

（管理対象区域内における特別措置）

第９４条

管理対象区域内における特別措置が必要な区域は，次に示す区域とする。

（１）放射線レベルが高い場所

（２）放射線レベルが確認されていない場所

（３）滞留水を貯留する場所

２．各ＧＭは，第１項に定める各区域について，次の措置を講じる。

（１）５・６号放射線管理ＧＭは，管理対象区域に立ち入る者が見やすい場所に，第１項（１）及び（２）に示す場所を明確にしたサーベイマップを掲示して周知する他，作業者以外が立ち入る可能性及び措置に伴う被ばくを考慮して必要な場合に限り第１項（１）の場所にロープ等による立入制限の措置を講じる。

（２）各ＧＭは，汚染の広がりを防止するため，第１項（３）の区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は，更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。

３．各ＧＭは，管理対象区域内で作業を行う場合，作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案するとともに，第１項の区域内で作業を行う場合は，放射線防護上の措置について５・６号放射線管理ＧＭのレビューを受ける。

（管理区域内における特別措置）

第９４条の２

５・６号放射線管理ＧＭは，管理区域のうち次の基準を超える場合又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。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又は床，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ＧＭは，第１項の区域内で作業を行う場合，作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案し，５・６号放射線管理ＧＭのレビューを受ける。ただし，巡視・点検その他定型化され，別に所長の承認を得た業務を行うために立入る場合は，この限りでない。

３．各ＧＭ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及び物品等を持ち出す場合は，更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。

４．５・６号放射線管理ＧＭは，床・壁等の損壊や放射線レベルが高い又は未確認であるため第１項の措置を講じることができない場合，管理区域内における特別措置は第９４条に定める管理区域を除く区域における特別措置と同一とする。

（管理対象区域への出入管理）

第９５条

保健安全ＧＭは，管理対象区域へ立ち入る次の者に対して許可を与える。

（１）放射線業務従事者：業務上管理対象区域に立入る者

（２）一時立入者：放射線業務従事者以外の者であって，放射線業務従事者の随行により管理対象区域に一時的に立入る者。ただし，所員又は安定化センター員で緊急作業に従事する間に受けた実効線量が１００ミリシーベルト超過者が管理対象区域で定められた移動経路を経て，管理対象区域でない箇所で執務する場合に限り，放射線業務従事者の随行を必要としない。

２．放射線安全ＧＭは，第１項にて許可していない者について，管理対象区域に立入らせない措置を講じる。ただし，防護管理ＧＭが，あらかじめ立入を許可した者のみが乗車する車両に許可を与え，車両が通過する出入管理箇所においては許可を得た車両以外を管理対象区域に立ち入らせない措置を講じる場合はこの限りでない。

３．放射線安全ＧＭは，管理対象区域の出入管理箇所又は臨時の出入管理箇所において，人の出入り等を監視する。ただし，防護管理ＧＭがあらかじめ立入を許可した者のみが乗車する車両であることを監視する場合及び放射線安全ＧＭが発電所外に設置した臨時の出入管理箇所において人の出入り等を監視する場合はこの限りでない。

４．放射線安全ＧＭは，第３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。ただし，管理対象区域を周辺監視区域と同一とした場合であって，防護管理ＧＭが周辺監視区域境界に柵を設ける又は標識を掲げる場合は，この限りでない。

５．放射線安全ＧＭは，管理対象区域から退出する者の身体及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。

６．放射線安全ＧＭは，放射線レベルが高いため第５項の措置を講じることができない場合，臨時の出入管理箇所において，管理対象区域から退出する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が，スクリーニングレベル※1を超えないような措置を講じる。

７．放射線安全ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，第９３条の２第１項（２）の区域から汚染のおそれのない管理対象区域に移動する者の身体及び身体に着用している物並びに物品等の表面汚染密度が，バックグラウンドを超えないような措置を講じる。

※１：スクリーニングレベルとは，原子力災害対策本部が定める警戒区域からのスクリーニングレベル（平成 23 年 9 月 16 日付・原子力非常災害対策本部長通知）をいう。以下，第１０３条において同じ。

（管理区域への出入管理）
第９５条の２
管理区域への出入管理は，第９５条に定める管理対象区域への出入管理と同一とする。

（管理対象区域出入者の遵守事項）
第９６条
放射線安全ＧＭは，管理対象区域に出入りする所員又は安定化センター員に，次の事項を遵守させる措置を講じる。
（１）出入管理箇所を経由すること。ただし，放射線安全ＧＭの承認を得て，その指示に従う場合は，この限りでない。
（２）管理対象区域に立入る場合は，個人線量計を着用すること。ただし，一時立入者であって保健安全ＧＭの指示に従う場合は，この限りでない。
（３）管理対象区域に立入る場合は，所定の保護衣及び保護具を着用すること。ただし，下記のいずれかに該当する場合は，この限りではない。
・汚染のおそれのない管理対象区域に立入る場合
・５・６号放射線管理ＧＭの承認を得て，その指示に従う場合
（４）第９４条第１項（３）に係る区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は，更衣及び持ち出す物の養生等を行うこと。
（５）管理対象区域から退出する場合又は管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に移動する場合は，身体及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，第９５条第５項又は第９５条第６項に基づく放射線安全ＧＭ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及び喫煙をしないこと。

（管理区域出入者の遵守事項）
第９６条の２
管理区域出入者の遵守事項は，第９６条に定める管理対象区域出入者の遵守事項と同一とする。

（保全区域）

第９７条

保全区域は，添付３に示す区域とする。

２．防護管理ＧＭは，保全区域を標識等により区別する他，必要に応じて立入制限等の措置を講じる。

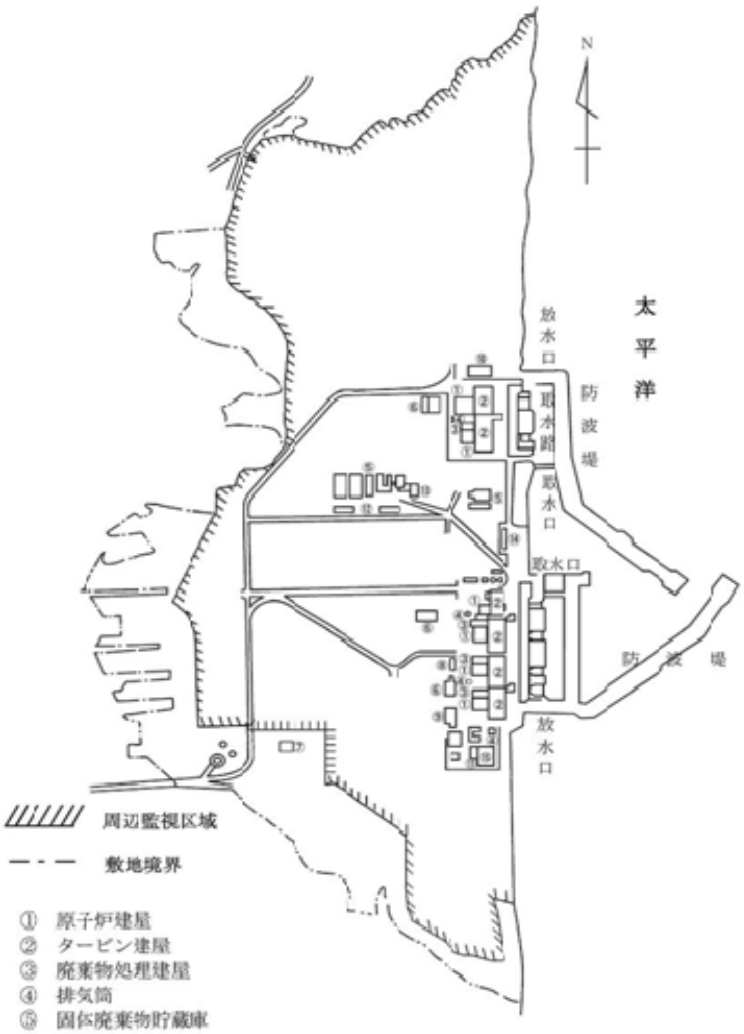
（周辺監視区域）

第９８条

周辺監視区域は，図９８に示す区域とする。

２．防護管理ＧＭは，第１項の周辺監視区域境界に，柵を設ける又は標識を掲げることにより，業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし，当該区域に立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。

図９８


N
太平洋
放水口
防波堤
取水路
取水口
取水口
防波堤
放水口
周辺監視区域
敷地境界
① 原子炉建屋
② タービン建屋
③ 廃棄物処理建屋
④ 排気筒
⑤ 固体廃棄物貯蔵庫
⑥ 超高圧開閉所
⑦ 環境管理棟
⑧ 活性炭式希ガスホールドアップ装置
⑨ 運用補助共用施設
⑩ ディーゼル発電機建屋
⑪ サイトバンカ
⑫ 定検用機材倉庫
⑬ 固体廃棄物貯蔵管理棟
⑭ 使用済燃料輸送容器保管建屋
⑮ 廃棄物集中処理建屋

（線量の評価）

第９９条

保健安全ＧＭは，所員及び安定化センター員の放射線業務従事者の実効線量及び等価線量を表９９に定める項目及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９９

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

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

（管理対象区域内の床，壁等の除染）

第１００条

各ＧＭは，管理対象区域内において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又は発見した場合であって，この汚染の除去を行う場合は，５・６号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭに連絡する。

２．第１項の汚染箇所に係る作業の所管ＧＭは，汚染状況等について５・６号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭの確認を受けた上で，その協力を得ながら汚染の除去等，放射線防護上の必要な措置を講じる。

３．第２項の所管ＧＭは，その措置結果について，５・６号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭの確認を得る。

（外部放射線に係る線量当量率等の測定）

第１０１条

各ＧＭは，表１０１－１及び表１０１－２（第９３条の２第１項（２）の区域内にある汚染のおそれのない管理対象区域内に限る）に定める管理対象区域内における測定項目について，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対象区域については，この限りでない。

２．環境モニタリングＧＭは，表１０１－１に定める周辺監視区域境界付近（測定場所は図１０１に定める。）における測定項目について，同表に定める頻度で測定する。

３．５・６号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，第１項の測定により，環境モニタリングＧＭは，第２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。

４．各ＧＭは，第１項に定める測定結果を５・６号放射線管理ＧＭに連絡する。５・６号放射線管理ＧＭは，測定結果を記入したサーベイマップを作成する。

表１０１－１

場　　所	測定項目	所管 GM	測定頻度
１.管理対象区域内（管理区域内を含む）※1	外部放射線に係る線量当量率	各ＧＭ	放射線レベルに応じて
		５・６号放射線管理ＧＭ※2	毎日運転中に１回※3
	外部放射線に係る線量当量	５・６号放射線管理ＧＭ	１週間に１回
	空気中の放射性物質濃度	５・６号放射線管理ＧＭ	１週間に１回
	表面汚染密度	５・６号放射線管理ＧＭ	１週間に１回
２. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	環境モニタリングＧＭ	３ヶ月に１回
	空気吸収線量率※4	環境モニタリングＧＭ	常時
	空気中の粒子状放射性物質濃度	環境モニタリングＧＭ	３ヶ月に１回

※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

※２：５号炉及び６号炉のエリアモニタにおいて測定する項目

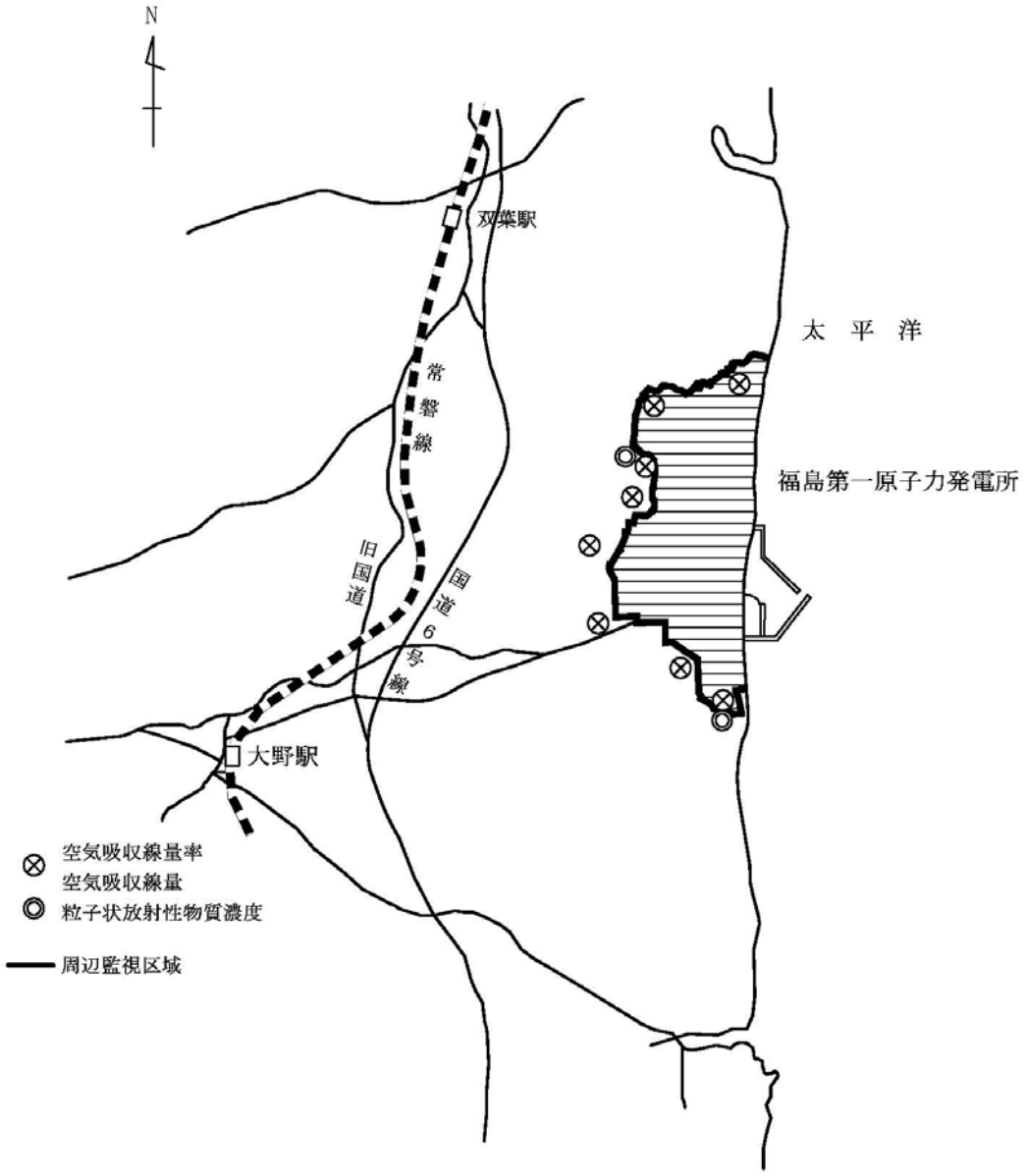
※３：当該エリアが滞留水により人の立ち入れない状況にあり，修理又は代替品の補充が速やかに実施できず，当該エリアの外部放射線に係る線量当量率が定められた頻度で測定できない場合は，他のエリアモニタの計測値で代替する。

※４：モニタリングポストにおいて測定する項目

表１０１－２

場　　所	測定項目	所管ＧＭ	測定頻度
汚染のおそれのない管理対象区域内	表面汚染密度	５・６号放射線管理ＧＭ 又は 作業環境改善ＧＭ	毎日１回 （汚染のおそれのない管理対象区域が設定されている期間）
	空気中の放射性物質濃度		

図１０１



（放射線計測器類の管理）

第１０２条

各ＧＭは，表１０２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，修理又は代替品を補充する。

表１０２

分　　類	計測器種類	所管ＧＭ	数量※1
１．被ばく管理用計測器	電子式線量計	保安総括ＧＭ	１式
	ホールボディカウンタ	保安総括ＧＭ	１台
２．放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	保安総括ＧＭ	７台
	汚染密度測定用サーベイメータ	保安総括ＧＭ	７台
	退出モニタ	保安総括ＧＭ	２台
	試料放射能測定装置	保安総括ＧＭ	１台※2
	集積線量計	保安総括ＧＭ	１式
３．放射線監視用計測器	モニタリングポスト	保安総括ＧＭ	８台
	エリアモニタ	計測制御ＧＭ	８２台※3 ※4
４．環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	保安総括ＧＭ	１台※2
	積算線量計測定装置	保安総括ＧＭ	１台

※１：１号炉，２号炉，３号炉及び４号炉の放射線計測器類と共用で確保する数量（エリアモニタを除く）

※２：表９０の試料放射能測定装置と共用

※３：５号炉及び６号炉におけるエリアモニタの合計の台数。なお，管理区域外測定用の２台を含む。

※４：当該エリアが滞留水により人の立ち入れない状況にあり，修理又は代替品の補充が速やかに実施できない場合には，当該エリアの立入りが可能となった後，速やかに修理又は代替品を補充する。

（管理対象区域外等へ持ち出そうとする物品の測定）

第１０３条

放射線安全ＧＭは，各ＧＭが管理対象区域から搬出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。

２．放射線安全ＧＭは，放射線レベルが高いため第１項の確認ができない場合，は，臨時の出入管理箇所において，各ＧＭが管理対象区域から搬出する物品の表面汚染密度が，スクリーニングレベルを超えていないことを確認する。

３．５・６号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，各ＧＭが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に移動する物品の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。

４．５・６号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，各ＧＭが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に核燃料物質によって汚染された物（新燃料，使用済燃料及び固体廃棄物を除く。）を移動する場合は，容器等の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。

（管理区域外等へ持ち出そうとする物品の測定）

第１０３条の２

管理区域外等へ持ち出そうとする物品の測定は，第１０３条に定める管理対象区域外等へ持ち出そうとする物品の測定と同一とする。

（発電所外への運搬）

第１０４条

各ＧＭは，核燃料物質によって汚染された物（新燃料，使用済燃料及び固体廃棄物を除く。）を発電所外に運搬する場合は，所長の承認を得る。

（管理対象区域内における協力企業の放射線防護）

第１０５条

保安総括ＧＭは，管理対象区域内で作業を行う協力企業に対して，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）管理対象区域出入者の遵守事項

イ．出入方法に関すること。

ロ．個人線量計の着用に関すること。

ハ．保護衣の着用に関すること。

ニ．汚染拡大防止措置に関すること。

ホ．放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙の禁止に関すること。

（２）線量評価の項目及び頻度に関すること。

（３）床，壁等の汚染発見時の措置に関すること。

２．各ＧＭは，管理対象区域内で作業を行う協力企業に対して，第１項に定めた必要事項を遵守させる措置を講じる。

（管理区域内における協力企業の放射線防護）

第１０５条の２

管理区域内における協力企業の放射線防護は，第１０５条に定める管理対象区域内における協力企業の放射線防護と同一とする。

（頻度の定義）

第１０６条

本章でいう測定※1頻度に関する考え方は，表１０６のとおりとする。

表１０６

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日及び１月１日を始期とする各３ヶ月間に１回実施
常時	測定※1可能な状態において常に測定※1することを意味しており，点検時等の測定※1不能な期間を除く。
放射線レベルに応じて	作業場所に応じて下記の測定頻度とする。ただし，測定の結果により作業開始又は作業継続ができないと判断する場合には測定を中断してもよい。 （１）既知の測定データから放射線レベルが低いと判断できない場所 作業予定エリアに入域できるか判断するために，作業開始前に測定を１回実施する。作業中は線量変動の可能性を考慮し，必要に応じて測定を実施する。 （２）既知の測定データから放射線レベルが低いと判断できる場所 作業中の線量変動の可能性を考慮し，必要に応じて測定を実施する。

※１：監視も含む。

第８章　保守管理

（保守管理計画）

第１０７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。

【保守管理計画】

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及び保守管理目標

(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，及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１０７条の２に定める長期保守管理方針を策定又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) 組織は，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，及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

組織は,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，及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

組織は，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) 重要度分類指針において，一般の産業施設よりも更に高度な信頼性の確保及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及び維持が要求される機能を有する設備

(3) 「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和４０年通商産業省令第６２号）（以下,「省令６２号」という。）」に規定される設備
(4) 炉心損傷又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
(5) その他自ら定める設備

5. 保全重要度の設定

組織は，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，系統及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に基づき，ＰＳＡ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，ＰＳＡ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)又は(2)に基づき設定する。

6. 保全活動管理指標の設定，監視計画の策定及び監視

(1) 組織は，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，プラントレベル及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。

ⅰ．７０００臨界時間あたりの計画外自動スクラム回数
ⅱ．７０００臨界時間あたりの計画外出力変動回数
ⅲ．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及びリスク重要度の高い系統機能に対して以下のものを設定する。

ⅰ．予防可能故障（ＭＰＦＦ）回数
ⅱ．非待機（ＵＡ）時間※1

※１：非待機（ＵＡ）時間については，待機状態にある機能及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。

(2) 組織は，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

ⅰ．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。

ⅱ．非待機（ＵＡ）時間の目標値は，点検実績及び第４章第３節（運転上の制限）第１９条から第７１条の第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) 組織は，プラント又は系統の供用開始までに，保全活動管理指標の監視項目，監視方法及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，計画の始期及び期間に関することを含める。

(4) 組織は，監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取及び監視を実施し，その結果を記録する。

7. 保全計画の策定

(1) 組織は，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，計画の始期及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，取替え及び改造計画（7.2 参照）

c) 特別な保全計画（7.3 参照）

(2) 組織は，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，事故及び故障事例などの運転経験

b) 使用環境及び設置環境

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) 組織は，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) 組織は，原子炉停止中又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，点検の方法並びにそれらの実施頻度及び実施時期を定めた点検計画を策定する。

(2) 組織は，構築物，系統及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

ⅰ．時間基準保全

ⅱ．状態基準保全

b) 事後保全

(3) 組織は，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，系統及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，評価方法及び管理基準

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，巡視点検又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

ⅰ．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。

①状態監視データの具体的採取方法

②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，評価方法及び必要な対応を適切に判断するための管理基準

③状態監視データ採取頻度

④実施時期

⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法

ⅱ．巡視点検を実施する時期までに，次の事項を定める。

①巡視点検の具体的方法

②構築物，系統及び機器の状態を監視するために必要なデータ項目，評価方法及び管理基準

③実施頻度

④実施時期

⑤機器の状態が管理基準に達するか又は故障の兆候を発見した場合の対応方法

ⅲ．定例試験を実施する時期までに，次の事項を定める。

①定例試験の具体的方法

②構築物，系統及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，評価方法及び管理基準

③実施頻度

④実施時期

⑤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及び修復時期を定める。

7.2 補修，取替え及び改造計画の策定

(1) 組織は，補修，取替え及び改造を実施する場合は，あらかじめその方法及び実施時期を定めた計画を策定する。また，安全上重要な機器に対する補修工事については，補修工事に対する法令に基づく必要な手続きの要否について確認を行い，法令に基づく必要な手続きの要否及びその内容を記録する。

(2) 組織は，補修，取替え及び改造を実施する構築物，系統及び機器が，所定の機能を発揮しうる状態にあることを検査及び試験により確認・評価する時期までに，次の事項を定める。

a) 検査及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及び試験の項目，評価方法及び管理基準

c) 検査及び試験の実施時期

7.3 特別な保全計画の策定

(1) 組織は，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及び実施時期を定めた計画を策定する。

(2) 組織は，特別な保全計画に基づき保全を実施する構築物，系統及び機器が，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，評価方法及び管理基準

c) 点検の実施時期

8. 保全の実施

(1) 組織は，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) 組織は，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) 組織は，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) 組織は，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，系統及び機器

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※2までに確認･評価し，記録する。

(2) 組織は，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※2までに確認・評価し，記録する。

※２：所定の時期とは，所定の機能が要求される時又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，是正処置及び予防処置

(1) 組織は，以下の a) 及び b) の場合には，不適合管理を行った上で，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，実施頻度及び時期の是正処置並びに予防処置を講じる。

a) 点検・補修等を実施した構築物，系統及び機器が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できない場合

b) 最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合にあって，定めたプロセスに基づき，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) 組織は，(1) a) 及び b) の場合の不適合管理，是正処置及び予防処置について記録する。

11. 保全の有効性評価

組織は，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) 組織は，あらかじめ定めた時期及び内容に基づき，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) 保全データの推移及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) 高経年化技術評価及び定期安全レビュー結果

e) 他プラントのトラブル及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) 組織は，保全の有効性評価の結果を踏まえ，構築物，系統及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，系統及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) 点検及び取替結果の評価

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) 組織は，保全の有効性評価の結果とその根拠及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) 組織は，11.の保全の有効性評価の結果及び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) 組織は，保守管理の有効性評価の結果とその根拠及び改善内容について記録する。

13. 情報共有

組織は，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，ＢＷＲ事業者協議会を通じて他の原子炉設置者と共有する。

（原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び長期保守管理方針）

第１０７条の２

技術ＧＭ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及び構造物※1について，各号炉毎，営業運転を開始した日以後３０年を経過する日までに，また，営業運転を開始した日以後３０年を経過した日以降１０年を超えない期間毎に，実施手順及び実施体制を定め，これに基づき，各ＧＭは，以下の事項を実施する。

⑴ 経年劣化に関する技術的な評価

⑵ 前号に基づく長期保守管理方針の策定

２．各ＧＭは，第１１条の２に定める原子炉の運転期間を変更する場合，その他前項⑴の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，前項⑴の評価の見直しを行い，その結果に基づき長期保守管理方針を変更する。

３．５号炉及び６号炉の長期保守管理方針は添付４に示すものとする。

※１：動作する機能を有する機器及び構造物に関し，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。

第９章　緊急時の措置

（原子力防災組織）

第１０８条

原子力防災ＧＭは，緊急事態が発生した場合に，原子力災害対策活動を行えるよう，原子力防災組織を定めるにあたり，所長の承認を得る。

２．緊急時対策本部の本部長は，所長とする。ただし，原子力防災ＧＭ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。）

（原子力防災組織の要員）

第１０９条

原子力防災ＧＭは，原子力防災組織の要員を定めるにあたり，所長の承認を得る。

（原子力防災資機材等）

第１１０条

各ＧＭ及び安定化センター各ＧＭ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．技術ＧＭ及び発電ＧＭは，緊急時における運転操作に関するマニュアルを作成し，制定及び改定にあたっては，第７条第２項に基づき運営委員会の確認を得る。

（通報経路）

第１１１条

原子力防災ＧＭは，緊急事態が発生した場合の社内及び国，県，町等の社外関係機関との通報経路を定めるにあたり，所長の承認を得る。

（緊急時演習）

第１１２条

原子力防災ＧＭは，原子力防災組織の要員に対して緊急事態に対処するための総合的な訓練を１年に１回以上実施し，所長に報告する。

（通報）

第１１３条

当直長等は，原子炉施設に異常が発生し，その状況が緊急事態である場合は，第１１１条に定める通報経路にしたがって，所長に通報する。

２．所長は，緊急事態の発生について通報を受け，又は自ら発見した場合は，第１１１条に定める通報経路にしたがって，社内及び社外関係機関に通報する。

（緊急時態勢の発令）

第１１４条

所長は，緊急事態が発生した場合は，緊急時態勢を発令して，原子力防災組織の要員を召集し，発電所に緊急時対策本部を設置する。

（応急措置）

第１１５条

本部長は，原子力防災組織を統括し，緊急事態において次の応急措置を実施する。

（１）警備及び避難誘導

（２）放射能影響範囲の推定

（３）医療活動

（４）消火活動

（５）汚染拡大の防止

（６）線量評価

（７）応急復旧

（８）原子力災害の発生又は拡大の防止を図るための措置

（緊急時における活動）

第１１６条

原子力緊急事態宣言発令後，本部長は，第１１５条で定める応急措置を継続実施する。

（緊急時態勢の解除）

第１１７条

本部長は，事象が収束し，緊急時態勢を継続する必要がなくなった場合は，関係機関と協議した上で，緊急時態勢を解除し，その旨を社内及び社外関係機関に連絡する。

第１０章　保安教育

（所員及び安定化センター員への保安教育）

第１１８条

原子炉施設の運転及び管理を行う所員及び安定化センター員への保安教育を実施するにあたり，具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「NK-20-1 保安教育マニュアル」に定め，これに基づき次の各号を実施する。

（１）教育管理ＧＭは，毎年度，原子炉施設の運転及び管理を行う所員及び安定化センター員への保安教育実施計画を表１１８－１，２，３の実施方針に基づいて作成し，主任技術者及び所長の確認を得て安定化センター所長の承認を得る。

（２）教育管理ＧＭは，（１）の保安教育実施計画の策定にあたり，第７条第２項に基づき運営委員会の確認を得る。

（３）各ＧＭ及び安定化センター各ＧＭは，（１）の保安教育実施計画に基づき，保安教育を実施する。教育管理ＧＭは，年度毎に実施結果を所長及び安定化センター所長へ報告する。

ただし，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

（４）教育管理ＧＭは，具体的な保安教育の内容について，定められた頻度に基づき見直しを行う。

表118－1

所員及び安定化センター員への保安教育実施方針（総括表）

保安教育の内容					対象者及び教育時間※2						
					運転員※3					運転員以外の技術系所員	事務系所員
大分類	中分類（実用炉規則第16条の内容）	小分類（項目）	内　　容	実施時期	当直長 当直副長	当直主任 当直副主任 主機操作員	補機操作員	放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者	燃料取替の業務に関わる者		
入所時に実施する教育 ※1	関係法令及び保安規定の遵守に関すること	原子炉等規制法	原子炉等規制法に関連する法令の概要，並びに関係法令及び保安規定の遵守に関すること	入所時（新規配属時）	◎ （1．0時間以上）	◎ （1．0時間以上）	◎ （1．0時間以上）	◎ （1．0時間以上）	◎ （1．0時間以上）	◎ （1．0時間以上）	◎ （1．0時間以上）
	原子炉施設の構造，性能に関すること	設備概要，主要系統の機能	原子炉のしくみ		◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）
			原子炉容器等主要機器の構造に関すること 原子炉冷却系統等主要系統の機能・性能に関すること		◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	○ （0．5時間以上）	×
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		非常の場合に講ずべき処置の概要		◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）
放射線業務従事者教育 ※1	関係法令及び保安規定の遵守に関すること		法，令，労働安全衛生規則及び電離放射線障害防止規則中の関係条項	管理区域内において核燃料物質，使用済燃料またはこれらによって汚染された物を取り扱う業務に就かせる時	対象者及び教育時間は，表118－2参照						
	原子炉施設の構造，性能に関すること		原子炉，放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の構造に関すること								
	放射線管理に関すること		原子炉，放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の取扱いの方法								
			管理区域への立入り及び退去の手順								
			外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視の方法								
			電離放射線が生体の細胞，組織，器官及び全身に与える影響								
	核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること		核燃料物質又は使用済燃料又はこれらによって汚染された物の種類及び性状並びに運搬，貯蔵，廃棄の作業の方法・順序								
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法								
その他反復教育	関係法令及び保安規定の遵守に関すること	原子炉施設保安規定	保安規定（総則，品質保証，体制及び評価，保安教育，記録及び報告）の概要，並びに関係法令及び保安規定の遵守に関すること	1回／10年毎以上	対象者，実施時期及び教育時間については，表118－3参照					○ （1．0時間以上）	○ （1．0時間以上）
	原子炉施設の運転に関すること	運転管理	臨界管理に関すること							○ （1．0時間以上）	×
			運転上の留意事項に関すること，通則に関すること								
			運転上の制限に関すること							×	
			異常時の措置に関すること								
			原子炉物理・理論に関すること								
			巡視点検に関すること								
			定例試験操作に関すること								
			異常時対応（現場機器対応）								
			異常時対応（中央操作室内対応）								
			異常時対応（指揮，状況判断）								
		運転訓練	シミュレータ訓練Ⅰ（直員連携訓練）								
			シミュレータ訓練Ⅱ（起動停止・異常時・警報発生時対応操作）								
			シミュレータ訓練Ⅲ（起動停止・異常時・警報発生時の判断・指揮命令）								
		保守管理	保守管理計画に関すること							○ （1．0時間以上）	
	放射線管理に関すること	放射線管理	放射線測定器の取扱い		◎ （1．0時間以上）	◎ （1．0時間以上）	◎ （1．0時間以上）	◎ （1．0時間以上）	◎ （1．0時間以上）	○ （1．0時間以上）	×
			管理区域への出入り管理等，区域管理に関すること								
			線量限度等，被ばく管理に関すること								
			外部放射線に係る線量当量率等の測定に関すること								
			管理区域外への移動等物品移動の管理に関すること								
			協力企業等の放射線防護に関すること								
	核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること	放射性廃棄物管理	放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関すること		対象者，実施時期及び教育時間については，表118－3参照					○ （0．5時間以上）	×
		燃料管理	燃料管理における臨界管理							○ （0．5時間以上）	
			燃料の検査，取替，運搬及び貯蔵に関すること								
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		緊急事態応急対策等，原子力防災対策活動に関すること（アクシデントマネジメント対応を含む）		◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎※4 （0．5時間以上）	◎※4 （0．5時間以上）	◎※4 （0．5時間以上）	◎※4 （0．5時間以上）

※1：各GM又は安定化センター各GMが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。
※2：各対象者に要求されている教育項目は，対象者となった時点から課せられる。
※3：運転員には作業管理グループ員を含む。
※4：アクシデントマネジメント対応については，支援組織要員を対象とする。

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

表118－2

所員及び安定化センター員への保安教育実施方針（放射線業務従事者教育）

総括表中分類との対応	内　　容	対象者及び教育時間※2							電離則の分類
		運転員※3					運転員以外の技術系所員	事務系所員	
		当直長 当直副長	当直主任 当直副主任 主機操作員	補機操作員	放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者	燃料取替の業務に関わる者			
核燃料物質及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核燃料物質又は使用済燃料の種類及び性状 ②核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	○ （0．5時間以上）	○ （0．5時間以上）	核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物に関する知識
放射線管理に関すること ※1	①管理区域に関すること	◎ （1．5時間以上）	◎ （1．5時間以上）	◎ （1．5時間以上）	◎ （1．5時間以上）	◎ （1．5時間以上）	○ （1．5時間以上）	○ （1．5時間以上）	原子炉施設における作業の方法に関する知識
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	②核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬，貯蔵及び廃棄の作業の方法及び順序								
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	③核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業の方法及び順序								
放射線管理に関すること ※1	④外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視の方法								
放射線管理に関すること ※1	⑤天井，床，壁，設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去の方法								
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法								
・原子炉施設の構造，性能に関すること ・放射線管理に関すること ※1	原子炉，放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の構造及び取扱いの方法	◎ （1．5時間以上）	◎ （1．5時間以上）	◎ （1．5時間以上）	◎ （1．5時間以上）	◎ （1．5時間以上）	○ （1．5時間以上）	○ （1．5時間以上）	原子炉施設に係る設備の構造及び取扱いの方法に関する知識
放射線管理に関すること ※1	①電離放射線の種類及び性質 ②電離放射線が生体の細胞，組織，器官及び全身に与える影響	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	◎ （0．5時間以上）	○ （0．5時間以上）	○ （0．5時間以上）	電離放射線の生体に与える影響
関係法令及び保安規定の遵守に関すること ※1	法，令，労働安全衛生規則及び電離放射線障害防止規則中の関係条項	◎ （1．0時間以上）	◎ （1．0時間以上）	◎ （1．0時間以上）	◎ （1．0時間以上）	◎ （1．0時間以上）	○ （1．0時間以上）	○ （1．0時間以上）	関係法令
放射線管理に関すること ※1	①管理区域への立入り及び退去の手順	◎ （2．0時間以上）	◎ （2．0時間以上）	◎ （2．0時間以上）	◎ （2．0時間以上）	◎ （2．0時間以上）	○ （2．0時間以上）	○ （2．0時間以上）	原子炉施設における作業の方法及び同施設に係る設備の取扱い
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	②核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬，貯蔵及び廃棄の作業								
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	③核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業								
放射線管理に関すること ※1	④外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視								
放射線管理に関すること ※1	⑤天井，床，壁，設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去								
・原子炉施設の構造，性能に関すること ・放射線管理に関すること ※1	⑥原子炉，放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の取扱い								
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置								

※1：各GM又は安定化センター各GMが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。
※2：各対象者に要求されている教育項目は，対象者となった時点から課せられる。
※3：運転員には作業管理グループ員を含む。

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

表118－3

所員及び安定化センター員への保安教育実施方針（運転員）

保安教育の内容			内　容	対象者※1					実施時期及び教育時間
				運転員※2					
中分類	小分類（項目）	細目		当直長 当直副長	当直主任 当直副主任 主機操作員	補機操作員	放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者	燃料取替の業務に関わる者	
関係法令及び保安規定の遵守に関すること	原子炉施設保安規定		保安規定（総則，品質保証，体制及び評価，保安教育，記録及び報告に関する規則）の概要，並びに関係法令及び保安規定の遵守に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	＜当直長，当直副長，当直主任，当直副主任，主機操作員，補機操作員＞ 3年間で30時間以上※3 ※4（下記※4と同枠内） ＜廃棄物処理設備の業務に関わる者＞ 3年間で24時間以上※3 ※4（下記※4と同枠内） ＜燃料取替の業務に関わる者＞ 3年間で3時間以上※3 ※4（下記※4と同枠内）
			保安に関する各組織及び各職務の具体的役割と確認すべき記録	◎	×	×	×	×	
原子炉施設の運転に関すること	運転管理	運転管理Ⅰ	運転上の通則についての概要 運転上の留意事項の概要 運転上の制限の概要 異常時の措置の概要	◎	◎	◎	◎ （廃棄物処理設備に関することのみ）	×	
		原子炉物理（臨界管理等を含む）・理論	炉物理等，原子炉理論の基礎（臨界管理）	◎	◎	◎	×	×	
		巡視点検・定例試験Ⅰ	巡視点検の範囲と確認項目 定例試験の内容と頻度	◎	◎	◎	◎ （廃棄物処理設備に関することのみ）	×	
		異常時対応（現場機器対応）	原子炉の起動停止の概要	◎	◎	◎	×	×	
			各設備の運転操作の概要（現場操作）				◎ （廃棄物処理設備に関することのみ）		
			警報発生時の対応（現場操作）						
			異常時操作の対応（現場操作）				×		
		運転管理Ⅱ	運転上の通則の適用と根拠 運転上の留意事項の基準値と管理方法 運転上の制限の具体的値と制限を満足しない場合の措置 異常時の措置を実施する際のガイドライン	◎	◎	×	×	×	
		巡視点検・定例試験Ⅱ	巡視点検時の確認項目の根拠 定例試験の操作と基準値	◎	◎	×	×	×	
		異常時対応（中央操作室内対応）	原子炉の起動停止に関する操作と監視項目	◎	◎	×	×	×	
			各設備の運転操作と監視項目						
			警報発生時の対応操作（中央操作室）						
			異常時操作の対応（中央操作室）						
		運転管理Ⅲ	運転上の留意事項の根拠と制限を満足しない場合の措置 制限及び制限を満足しない場合の措置の根拠と運用 異常時の措置を実施する際のガイドラインの根拠	◎	×	×	×	×	
		異常時対応（指揮，状況判断）	異常時操作の対応（判断・指揮命令含む） 警報発生時の監視の項目	◎	×	×	×	×	
	運転訓練	シミュレータ訓練Ⅰ	運転操作の連携訓練	◎	◎	◎	×	×	3年間で15時間以上
		シミュレータ訓練Ⅱ	起動停止・異常時・警報発生時対応訓練	×	◎	×	×	×	3年間で9時間以上
		シミュレータ訓練Ⅲ	起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練	◎	×	×	×	×	3年間で9時間以上
	保守管理	保守管理計画に関することⅠ	定期検査時の管理項目の概要	◎	◎	◎	×	×	＜当直長，当直副長，当直主任，当直副主任，主機操作員，補機操作員＞ 3年間で30時間以上※3 ※4（上記※4と同枠内） ＜廃棄物処理設備の業務に関わる者＞ 3年間で24時間以上※3 ※4（上記※4と同枠内） ＜燃料取替の業務に関わる者＞ 3年間で3時間以上※3 ※4（上記※4と同枠内）
		保守管理計画に関することⅡ	定期検査時の管理項目の根拠	◎	×	×	×	×	
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること	放射性廃棄物管理	放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関すること		◎	◎	◎	◎ （廃棄物処理設備に関することのみ）	×	
	燃料管理	燃料の臨界管理に関すること		◎	◎	◎	×	◎	
		燃料の検査・取替・運搬及び貯蔵に関すること							

◎：全員が教育の対象（関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡はあり）
×：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：運転員には作業管理グループ員を含む。
※3：記載するにあたっての考えは，以下のとおり。
・本教育は，同一細目であっても対象者の職位に応じて理解の範囲，深さに差がある。（ある教育で，複数の細目をカバーする場合もある）
・この○年間で○○時間以上とは，運転員が行う一連の教育の時間であり，上表はこの教育時間の中に含まれている。
（上述の表の細目の時間を累積した時間ではない）
・各細目の内容が密接に関わっていることから細目毎の時間の区別は行わない。

（協力企業従業員への保安教育）

第１１９条

各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭは，原子炉施設に関する作業を協力企業が行う場合，当該協力企業従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が表１１９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，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭは，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，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

２．各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭ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協力企業が行う場合，当該協力企業従業員に対し，安全上必要な教育が表１１９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，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭは，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，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

３．発電ＧＭは，放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力企業が行う場合，毎年度，当該業務に従事する従業員に対し，表１１８－１，２，３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」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し，その内容を主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

４．発電ＧＭは，第３項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し，その実施結果を年度毎に所長に報告する。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，発電ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

５．発電ＧＭ又は燃料ＧＭは，燃料取替に関する業務の補助を協力企業が行う場合，毎年度，当該業務に従事する従業員に対し，表１１８－１，２，３の実施方針のうち，「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，その内容を主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

６．発電ＧＭ又は燃料ＧＭは，第５項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し，その実施結果を年度毎に所長に報告する。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，発電ＧＭ又は燃料ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

表119

保安教育実施方針(協力企業)

(1)発電所入所時に安全上必要な教育

保安教育の内容					対象者※2	
大分類	中分類 (実用炉規則第16条の内容)	小分類 (項目)	内　　容	実施時期	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外
入所時に実施する教育※1	原子炉施設の構造・性能に関すること		作業上の留意事項	入所時	◎	○
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		非常の場合に講ずべき処置の概要		◎	◎
	関係法令及び保安規定の遵守に関すること		関係法令及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			対象者及び教育時間※2		電離則の分類
総括表中分類との対応	内　　容	実施時期	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外	
核燃料物質及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核燃料物質又は使用済燃料の種類及び性状 ②核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状	管理区域内において核燃料物質,使用済燃料又はこれらによって汚染された物を取り扱う業務に就かせる時	◎ (0.5時間以上)	×	核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物に関する知識
放射線管理に関すること ※1	①管理区域に関すること		◎ (1.5時間以上)	×	原子炉施設における作業の方法に関する知識
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	②核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬,貯蔵及び廃棄の作業の方法及び順序				
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	③核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業の方法及び順序				
放射線管理に関すること ※1	④外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視の方法				
放射線管理に関すること ※1	⑤天井,床,壁,設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去の方法				
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法				
・原子炉施設の構造,性能に関すること ・放射線管理に関すること ※1	原子炉,放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の構造及び取扱いの方法		◎ (1.5時間以上)	×	原子炉施設に係る設備の構造及び取扱いの方法に関する知識
放射線管理に関すること ※1	①電離放射線の種類及び性質 ②電離放射線が生体の細胞,組織,器官及び全身に与える影響		◎ (0.5時間以上)	×	電離放射線の生体に与える影響
関係法令及び保安規定の遵守に関すること ※1	法,令,労働安全衛生規則及び電離放射線障害防止規則中の関係条項		◎ (1.0時間以上)	×	関係法令
放射線管理に関すること ※1	①管理区域への立入り及び退去の手順		◎ (2.0時間以上)	×	原子炉施設における作業の方法及び同施設に係る設備の取扱い
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	②核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬,貯蔵及び廃棄の作業				
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	③核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業				
放射線管理に関すること ※1	④外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視				
放射線管理に関すること ※1	⑤天井,床,壁,設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去				
・原子炉施設の構造,性能に関すること ・放射線管理に関すること ※1	⑥原子炉,放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の取扱い				
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置				

※1:各GM又は安定化センター各GMが,別途定められた基準に従い,各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については,該当する教育について省略することができる。
※2:各対象者に要求されている教育項目は,対象者となった時点から課せられる。

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

第１１章　　記録及び報告

（記録）

第１２０条

各ＧＭ及び安定化センター各ＧＭは，表１２０－１に定める保安に関する記録を適正に作成し，保存する。なお，記録の作成にあたっては，法令に定める記録に関する事項を遵守する。ただし，汚染等により，適正に保存することができない場合を除く。

２．組織は，表１２０－２に定める保安に関する記録を適正に作成し，保存する。なお，記録の作成にあたっては，法令に定める記録に関する事項を遵守する。

表１２０－１

記録~~（実用炉規則第７条に基づく記録）~~	記録すべき場合※1	保存期間
1．原子炉施設の巡視又は点検の状況並びにその担当者の氏名	毎日１回	巡視又は点検を実施した施設又は設備を廃棄した後５年が経過するまでの期間
２．保全活動管理指標の監視結果及びその担当者の氏名	実施の都度	監視を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後５年が経過するまでの期間
３．点検・補修等の結果（安全上重要な機器※2は除く）及びその担当者の氏名	実施の都度	点検・補修等を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後５年が経過するまでの期間
４．安全上重要な機器※2の点検・補修等の結果（法令に基づく必要な手続きの有無及びその内容を含む※3）及びその担当者の氏名	実施の都度	点検・補修等を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後５年が経過するまでの期間
５．点検・補修等の結果の確認・評価及びその担当者の氏名	実施の都度	確認・評価を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後５年が経過するまでの期間
６．点検・補修等の不適合管理，是正処置，予防処置及びその担当者の氏名	実施の都度	不適合管理，是正処置及び予防処置を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後５年が経過するまでの期間
７．保全の有効性評価，保守管理の有効性評価及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，保守管理の目標又は保守管理の実施に関する計画の改定までの期間
８．熱出力	原子炉に１体以上燃料が装荷されている場合連続して	１０年間
９．炉心の中性子束密度		１０年間
１０．炉心の温度		１０年間

記録~~（実用炉規則第７条に基づく記録）~~	記録すべき場合※1	保存期間
１１．冷却材入口温度	原子炉の状態が運転及び起動において１時間ごと	１０年間
１２．冷却材出口温度		１０年間
１３．冷却材圧力		１０年間
１４．冷却材流量		１０年間
１５．制御棒位置	同上	１年間
１６．再結合装置内の温度	同上	１年間
１７．原子炉に使用している冷却材及び減速材の純度並びにこれらの毎日の補給量	毎日１回	１年間
１８．原子炉内における燃料体の配置	配置又は配置替えの都度	取出後１０年間
１９．運転開始前の点検結果	開始の都度	１年間
２０．運転停止後の点検結果	停止の都度	１年間
２１．運転開始日時	その都度	１年間
２２．臨界到達日時	同上	１年間
２３．運転切替日時	同上	１年間
２４．緊急しゃ断日時	同上	１年間
２５．運転停止日時	同上	１年間
２６．警報装置から発せられた警報の内容※4	同上	１年間
２７．運転責任者の氏名及び運転員の氏名並びに，これらの者の交代の日時及び交代時の引継事項	交代の都度	１年間
２８．使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器，使用済燃料輸送貯蔵兼用容器の蓋間圧力及び表面温度	１ヶ月に１回	１０年間
２９~~８~~．使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置又は配置替えの都度	５年間
~~２９．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~~
３０．燃料体の形状又は性状に関する検査の結果	挿入前及び取出後	取出後１０年間
３１．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
３２．放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の１日間及び３月間についての平均濃度	１日間の平均濃度にあっては毎日１回，３月間の平均濃度にあっては３月ごとに１回	１０年間
３３．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及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

記録~~（実用炉規則第７条に基づく記録）~~	記録すべき場合※1	保存期間
３４．放射線業務従事者の４月１日を始期とする１年間の線量，女子※5の放射線業務従事者の４月１日，７月１日，１０月１日及び１月１日を始期とする各３月間の線量並びに本人の申出等により妊娠の事実を知ることとなった女子の放射線業務従事者にあっては出産までの間毎月１日を始期とする１月間の線量	１年間の線量にあっては毎年度１回，３月間の線量にあっては３月ごとに１回，１月間の線量にあっては１月ごとに１回	※６
３５．４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	※６
３６．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及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
３７．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並びにその運搬の日時及び経路	運搬の都度	１年間
３８．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，又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の日，場所及び方法	廃棄の都度	※７
３９．放射性廃棄物を容器に封入し，又は容器に固型化した場合には，その方法	封入又は固型化の都度	※７
４０．放射性物質による汚染の広がりの防止及び除去を行った場合には，その状況及び担当者の氏名	広がりの防止及び除去の都度	１年間
４１．事故発生及び復旧の日時	その都度	※７
４２．事故の状況及び事故に際して採った処置	同上	※７
４３．事故の原因	同上	※７

記録~~（実用炉規則第７条に基づく記録）~~	記録すべき場合※1	保存期間
４４．事故後の処置	同上	※７
４５．風向及び風速	連続して※８	１０年間
４６．降雨量	同上	１０年間
４７．大気温度	同上	１０年間
４８．保安教育の実施計画	策定の都度	３年間
４９．保安教育の実施日時，項目及び受けた者の氏名	実施の都度	３年間
５０．原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価	評価の都度	※７
５１．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	評価の都度	※７

※１：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，故障又は消耗品の取替により記録不能な期間を除く。

※２：安全上重要な機器とは，安全上重要な機器等を定める告示に定める機器及び構造物をいう。

※３：法令に基づく必要な手続きとは，原子炉等規制法第２６条（変更の許可及び届出等），電気事業法第４７条・第４８条（工事計画）及び第４９条・第５０条（使用前検査）並びに第５２条（溶接安全管理検査）に係る手続きをいう。なお，手続きが不要と判断した場合にも，その理由を併せて記録する。

※４：「警報装置から発せられた警報」とは，省令６２号第２１条第１項に規定する範囲の警報をいう。

※５：妊娠不能と診断された者及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又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

※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：デジタルデータにより保存することができる。

表１２０－２※8

記録（実用炉規則第７条に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間
1.品質保証計画に関する以下の文書		
第3条品質保証計画の「4.2.1a」～d」」に定める文書	変更の都度	変更後５年が経過するまでの期間
2.JEAC4111 の要求事項に基づき作成する以下の記録		
(1)マネジメントレビューの結果の記録	作成の都度	５年
(2)教育，訓練，技能及び経験について該当する記録	作成の都度	５年
(3)業務のプロセス及びその結果が，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	作成の都度	５年
(4)業務に対する要求事項のレビューの結果の記録，及びそのレビューを受けてとられた処置の記録	作成の都度	５年
(5)原子力発電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	作成の都度	５年
(6)設計・開発のレビューの結果の記録，及び必要な処置があればその記録	作成の都度	５年
(7)設計・開発の検証の結果の記録，及び必要な処置があればその記録	作成の都度	５年
(8)設計・開発の妥当性確認の結果の記録，及び必要な処置があればその記録	作成の都度	５年
(9)設計・開発の変更の記録	作成の都度	５年
(10)設計・開発の変更のレビューの結果の記録，及び必要な処置があればその記録	作成の都度	５年
(11)供給者の評価の結果の記録，及び評価によって必要とされた処置があればその記録	作成の都度	５年

記録（実用炉規則第７条に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間
(12)プロセスの妥当性確認で組織が記録が必要とされた活動の記録	作成の都度	５年
(13)業務に関するトレーサビリティの記録	作成の都度	５年
(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	作成の都度	５年
(15)校正又は検証に用いた基準の記録	作成の都度	５年
(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	作成の都度	５年
(17)校正及び検証の結果の記録	作成の都度	５年
(18)内部監査の結果の記録	作成の都度	５年
(19)検査及び試験の合否判定基準への適合の記録	作成の都度	５年
(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	作成の都度	５年
(21)不適合の性質及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録	作成の都度	５年
(22)是正処置の結果の記録	作成の都度	５年
(23)予防処置の結果の記録	作成の都度	５年

※８：表１２０－１を適用する場合は，本表を適用しない。

（報告）

第１２１条

各ＧＭ又は５・６号運転管理部長は，次のいずれかに該当する場合又は該当するおそれがあると判断した場合について直ちに安定化センター所長，所長及び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（第73条）

（２）放射性液体廃棄物又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88条,第89条）

（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101条）

（４）実用炉規則第19条の17第2号から第14号に定める報告事象が生じた場合

（５）第７６条第１項から第３項に定める異常が発生した場合

２．所長は，前項に基づく報告を受けた場合，社長に報告する。

３．第１項又は第２項に基づく報告が，不在で遂行できない場合及び夜間休祭日の報告方法は，「NM-51-11トラブル等の報告マニュアル」による。

４．第１項（１）に該当する場合は，「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき，直ちに原子力規制委員会に報告する。

附　　則

附則（　　）

（施行期日）

第１条

この規定は，原子力規制委員会の認可を受けた日から３０日以内に施行する。

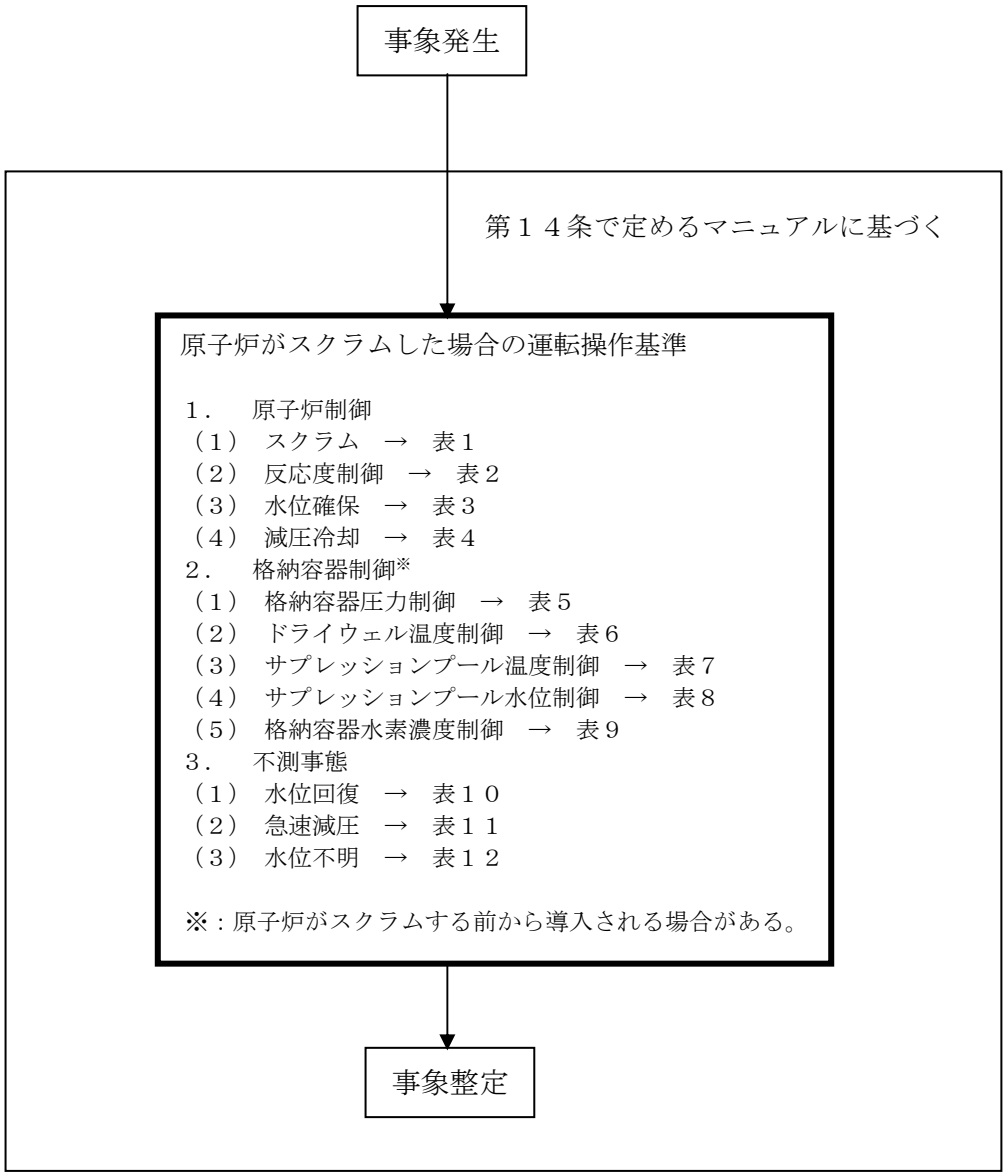
２．第６１条において，非常用発電機の運用を開始するまでは，必要な電力供給が可能な場合，他号炉の非常用ディーゼル発電機又は可搬式発電機を非常用発電設備とみなすことができる。

添付１　原子炉がスクラムした場合の運転操作基準

（第７７条関連）

原子炉がスクラムした場合の運転操作基準

炉心は，原子力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。したがって，著しい放射能の放出となる炉心の大損傷を防止するために，原子炉内の核分裂反応を停止し，炉心冷却形状を維持すること及び発電所外への放射能の放出を防止するために格納容器の健全性を維持することが重要である。このため，原子炉の未臨界維持，原子炉の冷却の確保，格納容器の健全性確保に関して，以下の１２の運転操作基準について定める。なお，この操作基準を使用する際には，当直長の判断に基づいて，より保守的な（安全側の）操作や事象の進展に応じた監視操作の省略等を妨げるものではない。



また，当直長は，以下の一般的な注意事項について留意する。

（１） 原子炉スクラム信号が発生した場合には，制御棒位置表示が挿入されていることを示し,かつ中性子束が減少していることにより原子炉スクラムを確認する。

（２） 原子炉スクラム信号が発生したにもかかわらず，原子炉がスクラムしない場合は直ちに原子炉の手動スクラムを試みる。また，原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず，スクラム回路が作動しない場合は，直ちに原子炉を手動スクラムさせる。

（３） 非常用炉心冷却系，非常用交流電源及び非常用ガス処理系等が自動作動した場合は，２つ以上の独立した計器により状況を確認するまでは，自動作動が正しいものとして対処し，不用意に手動停止しない。

（４） 非常用炉心冷却系，非常用ディーゼル発電機，非常用ガス処理系等が自動作動した場合は，複数の計器により系統の健全性及び注入の有無等を確認する。

（５） 非常用炉心冷却系，非常用ディーゼル発電機，非常用ガス処理系等の自動作動信号が発生したにもかかわらず,非常用炉心冷却系,非常用ディーゼル発電機,非常用ガス処理系等が自動作動しない場合は，直ちに当該設備の手動作動を試みる。また，非常用炉心冷却系，非常用ディーゼル発電機，非常用ガス処理系等の自動的に起動すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず，非常用炉心冷却系，非常用ディーゼル発電機，非常用ガス処理系等が作動しない場合は，直ちに当該設備を手動作動する。

（６） 非常用炉心冷却系が自動作動した場合に，十分な炉心冷却が確保されていることが少なくとも２つ以上の独立した計器により確認できない場合は，非常用炉心冷却系を手動操作してはならない。さらに，炉心冷却が確保され，非常用炉心冷却系の手動操作が必要なくなり，手動停止した場合は，当該系統を必ず自動作動できる状態とする。

（７） 格納容器隔離信号，原子炉建屋隔離信号が発生した場合は，格納容器隔離弁，原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖したことを確認する。

（８） 格納容器隔離信号，原子炉建屋隔離信号が発生したにもかかわらず，格納容器隔離弁，原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は手動で閉鎖することを試みる。また，格納容器隔離弁，原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖する事態が発生したと判断される場合にもかかわらず，格納容器隔離弁，原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は，直ちに手動で閉鎖する。

（９） 格納容器隔離弁，原子炉建屋給排気隔離弁の自動隔離が発生した場合は，放射線モニタの指示を確認し，異常のないことが判明するまで，隔離解除あるいは復旧を行ってはならない。ただし，特段の理由がある場合を除く。

・５号炉

表１

１．原子炉制御
（１）スクラム

①目的
・原子炉を停止する。
・十分な炉心冷却状態を維持する。
・原子炉を冷温停止状態まで冷却する。
・格納容器制御への導入条件を監視する。（原子炉がスクラムしない場合を含む。）

②導入条件
・原子炉スクラム信号が発生した場合
・手動スクラムした場合
・各制御の脱出条件が成立した場合

③脱出条件

④基本的な考え方
・原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。
・単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ，通常停止操作に移行する。
・多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には，移行先の制御を優先し，残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。
・各計器を並行監視し，徴候に応じた制御を行う。
・原子炉制御「スクラム」から要求される操作は，格納容器制御より優先される。ただし，格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と格納容器制御を並行して行う。
・原子炉制御「スクラム」においては，最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し，「原子炉水位」，「原子炉圧力」，「タービン・電源」の各制御を並行して行う。

⑤主な監視操作内容

Ａ．原子炉出力
・「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。
・全制御棒挿入状態を確認する。
・平均出力領域モニタの指示を確認する。
・スクラム排出容器ドレン弁，ベント弁の閉鎖を確認する。
・自動スクラムが失敗した場合には，手動スクラムを行う。
・原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。
・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し，確認できない場合は手動スクラムを行い「反応度制御」へ移行する。また，「反応度制御」に移行した場合には，原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
・原子炉水位，原子炉圧力，原子炉再循環ポンプ速度を確認する。
・平均出力領域モニタ及び起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

Ｂ．原子炉水位
・原子炉水位を確認する。
・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合，格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
・タービン駆動給水ポンプを停止し※，電動駆動給水ポンプ及び給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。

・給復水系（復水器を含む）が正常でない場合，原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系を手動作動する。（原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系が自動作動した場合は不要）
・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には，非常用炉心冷却系の運転状態を確認し，給復水系及び原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は，原子炉制御「水位確保」に移行する。
・原子炉水位が不明になった場合には，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は，不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
・原子炉水位を連続的に監視する。

※：タービン駆動給水ポンプは，原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。

C．原子炉圧力
・原子炉スクラム後，原子炉圧力を確認する。
・主蒸気隔離弁が開の場合，原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また，主復水器が使用可能であることを確認する。
・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は，主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合，「サプレッションプール水温制御」へ移行する。
・主蒸気隔離弁が閉の場合，主蒸気逃がし安全弁を開して，原子炉圧力を調整する。また，主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合，原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお，復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサプレッションプールの水温が上昇するため，残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。
・原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。
・主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D．タービン・電源
・原子炉スクラム後，発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
・タービントリップ状態，発電機トリップ状態を確認する。
・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は，所内電源を確保するとともに，必要に応じて原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系により原子炉水位を調整する。
・主蒸気隔離弁が開の場合，原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また，主復水器が使用可能であることを確認し，空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は，主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
・タービン，発電機の停止状態を確認する。

E．モニタ確認

・各種放射線モニタの指示を確認する。
・各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合，「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

F．復旧

・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
・格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
・原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。
・格納容器隔離信号をリセットし，隔離状態を復旧する。
・原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また，原子炉建屋換気空調系を起動し，非常用ガス処理系を停止する。
・主蒸気隔離弁が閉している場合，開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また，開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
・スクラム原因を究明し，原因除去後スクラムリセットを行う。
・原子炉再循環ポンプが停止した場合，再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
・原子炉を冷温停止する。

G．格納容器制御への導入

・格納容器制御への導入条件を監視する。（原子炉がスクラムしない場合を含む。）

表２

１．原子炉制御
（２）反応度制御

①目的
・スクラム不能異常過渡事象発生時に，原子炉を安全に停止させる。

②導入条件	③脱出条件
・原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合	・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ほう酸水注入系が全量注入完了した場合

④基本的な考え方
・短期的には原子炉の健全性を維持し，長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサプレッションプールの健全性を維持する。
・「ほう酸水注入系」，「水位」，「制御棒」を並行操作する。なお，同時に実行することが不可能な場合は，「ほう酸水注入系」，「水位」，「制御棒」の順に優先させる。

⑤主な監視操作内容

Ａ．原子炉出力
・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合には「反応度制御」の制御棒操作を行いつつ，原子炉制御「水位確保」を並行操作する。
・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上でタービンが運転中の場合は，原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また，タービンが停止中の場合は，原子炉再循環ポンプを停止する。

Ｂ．ほう酸水注入系
・サプレッションプール水温が原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に接近した場合には，ほう酸水注入系を起動する。
・原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。
・ほう酸水注入系を起動した場合には，全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし，全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には，ほう酸水注入系を停止する。

Ｃ．水位
・原子炉水位が不明となった場合，「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。
・原子炉が隔離状態でかつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合，「水位低下」操作に移行する。
・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値以上の場合，「水位低下」操作に移行する。
・「水位低下」操作として，原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。（原子炉水位の下限値はスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位調整値とする。）ただし，原子炉水位がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位調整値以上に維持できない場合は，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上，スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で，かつ原子炉が隔離状態でない場合，「水位維持」操作を行う。

・「水位維持」操作として，給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。ただし，原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合は，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して，原子炉を減圧し給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開しても，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合には，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。
・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合は，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して，原子炉を減圧し給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・主蒸気逃がし安全弁を順次開放しても，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合には，復水補給水系，消火系，残留熱除去冷却海水系を起動して原子炉への注水を開始し，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回って自動減圧系始動タイマが作動した場合には，自動減圧系始動タイマをリセットし，自動減圧系の動作を阻止する。

D．「反応度制御」水位不明

・「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には，不測事態「水位不明」に移行する。
・主蒸気隔離弁，格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁，高圧注水系，並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
・水位不明の場合，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して，原子炉を減圧し，給復水系，制御棒駆動水圧系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で，かつできる限り低くなるように注水する。
・給復水系，制御棒駆動水圧系で注水できない場合，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開し，炉心スプレイ系，低圧注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で，かつできる限り低くなるように注水する。

E．制御棒

・スクラム弁が閉の場合，代替制御棒挿入機能の動作，スクラムパイロット弁電磁弁の電源切又は制御用空気の排気を行う。
・スクラム弁が開の場合，スクラムリセットし，スクラム排出容器水位高リセットを確認し，再度手動スクラム又はスクラム個別スイッチ等によるスクラムを行う。
・制御棒駆動水圧系の水圧を確保し，制御棒を手動挿入する。
・制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁から排水し制御棒を挿入する。

表３

<table>
<tr><td colspan="2">１．原子炉制御
（３）水位確保</td></tr>
<tr><td colspan="2">①目的
・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ，安定に維持する。</td></tr>
<tr><td>②導入条件
・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合
・「反応度制御」において原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合
・「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できる場合
・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合
・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合</td><td>③脱出条件
・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合</td></tr>
<tr><td colspan="2">④基本的な考え方
・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</td></tr>
<tr><td colspan="2">⑤主な監視操作内容
A．水位確保
・原子炉水位，原子炉圧力及び格納容器隔離，並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。
・作動すべきものが不作動の場合は，手動で作動させる。

B．水位
・給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。
・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復，維持できない場合は，有効燃料頂部以上に維持する。
・給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず，原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には制御棒駆動水圧系，復水補給水系，消火系による原子炉注水の準備を行う。
・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は，不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。
・原子炉水位が不明の場合には，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。
・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は，原子炉制御「減圧冷却」に移行する。</td></tr>
</table>

表４

１．原子炉制御
（４）減圧冷却

①目的
・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ，原子炉を減圧し，冷温停止状態へ移行させる。

②導入条件
・原子炉制御「スクラム」において，主蒸気隔離弁が閉状態でかつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。
・原子炉制御「水位確保」において，有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合
・「サプレッションプール水温制御」において，手動スクラム後，サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合
・「サプレッションプール水位制御」において，手動スクラムした場合

③脱出条件
・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し，原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合

④基本的な考え方
・緊急性を要しないため，原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。
・主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には，原子炉冷却材温度変化率及びサプレッションプール水温を十分監視しながら，主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに，サプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また，サプレッションプール水温上昇防止のため，残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。
・水位と減圧を並行操作する。

⑤主な監視操作内容

A．水位
・給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系を使用して，原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。
・原子炉水位が不明の場合には，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。
・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は，不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。

B．減圧
・給復水系による原子炉注水ができない場合，低圧で注水可能な非常用炉心冷却系が少なくとも１台運転可能でなければ，原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。
・主復水器が使用可能である場合，タービンバイパス弁等による減圧を行う。
・主復水器が使用不能であり，かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合，主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。

・主復水器が使用不能であり，かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合，不測事態「急速減圧」に移行する。
・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は，復旧を図る。
・原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。

表５

２．格納容器制御
（１）格納容器圧力制御

①目的
・格納容器圧力を監視し，制御する。

②導入条件	③脱出条件
・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合	・ドライウェル圧力の上昇の原因が，窒素ガス又は空気の漏えいであり，かつドライウェルベントを実施した場合 ・２４時間以内にドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合

④基本的な考え方
・ドライウェル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は，格納容器の健全性を維持して，できる限り放射能放出を抑える目的で，格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧し，格納容器設計圧力以下に維持できない場合は，原子炉を満水にし，格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
・格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合，ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があり，炉心再冠水後速やかにドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。

⑤主な監視操作内容
Ａ．格納容器圧力制御
・ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
・ドライウェル圧力の上昇の原因が，窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は，非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。
・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には，原子炉水位が有効炉心長の３分の２に相当する水位以上で安定し，炉心スプレイ系，低圧注水系の継続的作動を確認した後に，ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。また，「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
・原子炉水位が不明な場合は，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」を行う。
・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつドライウェルスプレイ起動圧力以下の状態が２４時間継続した場合は，サプレッションプールスプレイを起動する。
・サプレッションプール圧力がドライウェルスプレイ起動圧力以上の状態が２４時間継続した場合，又はサプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達した場合は，原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。
・サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力を超え，格納容器最高使用圧力未満の場合は，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は，低圧注水系を一時ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイとして起動し，格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。

Ｂ．原子炉満水

・原子炉水位が有効燃料頂部以下になった場合は，不測事態「水位回復」を行う。
・「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開しているか，又は電動駆動給水ポンプが原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，高圧注水系，原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
・給復水系，制御棒駆動水圧系，低圧で注水可能な非常用炉心冷却系を使用して原子炉へ注水し，注水量を増して，原子炉水位をできるだけ高く維持する。また，必要に応じて，復水補給水系，ほう酸水注入系※，消火系，残留熱除去冷却海水系による原子炉注水を行う。
・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持される場合は，原子炉制御「水位確保」に移行する。
・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は，格納容器ベント準備を行う。

※:ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は,純水補給水系を水源とする。以下，各表において同じ。

Ｃ．格納容器ベント

・サプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は，炉心損傷がないことを確認して，格納容器ベントを実施する。
・格納容器ベントは，不活性ガス系又は非常用ガス処理系のサプレッションプール側ベントラインを優先して使用し，サプレッションプール水位が高い場合は，不活性ガス系又は非常用ガス処理系のドライウェル側ベントラインを使用する。

表６

<table>
<tr><td colspan="2">２．格納容器制御
（２）ドライウェル温度制御</td></tr>
<tr><td colspan="2">①目的
・ドライウェルの空間温度を監視し，制御する。</td></tr>
<tr><td>②導入条件
・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合
・ドライウェル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</td><td>③脱出条件
・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で，かつドライウェル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</td></tr>
<tr><td colspan="2">④基本的な考え方
・ドライウェル空間温度がドライウェル設計温度に到達する前にドライウェルスプレイを起動し，ドライウェル設計温度以下に維持できない場合は，不測事態「急速減圧」に移行する。
・「反応度制御」を実施中は，「反応度制御」を優先する。</td></tr>
<tr><td colspan="2">⑤主な監視操作内容
・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度，又はドライウェル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は，予備のドライウェル換気空調系を運転する。
・ドライウェル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合，通常停止を行う。
・ドライウェル局所温度がドライウェル設計温度に到達する前に，原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイを起動する。ドライウェルスプレイが起動しない場合は，不測事態「急速減圧」に移行する。
・ドライウェル局所温度がドライウェル設計温度以下に維持できないようであれば，不測事態「急速減圧」に移行する。
・ドライウェル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</td></tr>
</table>

表７

２．格納容器制御
（３）サプレッションプール温度制御

①目的
・サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し，制御する。

②導入条件	③脱出条件
・原子炉制御「スクラム」において，主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合	・サプレッションプールのバルク水温が２４時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合 ・サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で，手動スクラムした場合 ・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満となった場合

④基本的な考え方
・サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら，直ちに手動スクラムし，原子炉を減圧する。

⑤主な監視操作内容

Ａ．サプレッションプール水温制御
・サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら，サプレッションプールの冷却を開始する。
・サプレッションプール水温が２４時間以内に通常運転時制限温度以下に下がらない場合，原子炉を通常停止する。
・サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら，手動スクラムし，サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し，サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。

Ｂ．サプレッションプール空間部温度制御
・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションプール冷却を実施するとともに，サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系の異常，主蒸気逃がし安全弁排気管の異常，サプレッションプール・ドライウェル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。
・サプレッションプール空間部温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満に下がらない場合は，サプレッションプール空間部温度がサプレッションプール設計温度に到達する前に，サプレッションプールスプレイを作動させる。さらに，サプレッションプール水温がスクラム制限温度未満の場合は，原子炉を通常停止し，スクラム制限温度以上の場合は手動スクラムする。

表８

２．格納容器制御
（４）サプレッションプール水位制御

①目的
・サプレッションプール水位を監視し，制御する。

②導入条件
・サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合
・サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合

③脱出条件
・サプレッションプール水位が２４時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合
・サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合

④基本的な考え方
・サプレッションプール高水位は，冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から通常運転時高水位限界値以上では原子炉をスクラムし，減圧を開始する。さらに，それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限及び真空破壊弁機能喪失防止の観点からサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には，真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前にドライウェルスプレイを実施し，不測事態「急速減圧」する。最終的には，格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。
・サプレッションプール低水位は，冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点から通常運転時低水位限界値以下では，原子炉をスクラムし，減圧を開始する。また，サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合には，不測事態「急速減圧」へ移行する。

⑤主な監視操作内容

A．サプレッションプール水位制御（高水位）
・サプレッションプール水位が２４時間以内に通常運転時高水位制限値以内に復旧しない場合は，原子炉を通常停止する。
・サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合には，原子炉をスクラムし，原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。
・サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には，真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイを実施するとともに，不測事態「急速減圧」に移行する。なお，サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には，ドライウェルスプレイを作動させない。
・サプレッションプール水位が，格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。

B．サプレッションプール水位制御（低水位）
・サプレッションプール水位が２４時間以内に通常運転時低水位制限値以上に復旧しない場合は，原子炉を通常停止する。
・サプレッションプール水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は，原子炉をスクラムし，原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。
・サプレッションプール水位が，サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合，復水器が使用可能であれば不測事態「急速減圧」（タービンバイパス弁が使用可能）へ移行し，復水器が使用不能であれば不測事態「急速減圧」へ移行する。

表９

<table>
<tr><td colspan="2">２．格納容器制御
（５）格納容器水素濃度制御</td></tr>
<tr><td colspan="2">①目的
・格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し，制御する。</td></tr>
<tr><td>②導入条件
・原子炉制御「スクラム」から導入され，主蒸気隔離弁全閉後，１２時間以内に冷温停止できない場合
・「格納容器圧力制御」においてドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合
・原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合
・原子炉水位が不明の場合</td><td>③脱出条件
・冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し，格納容器内の水素濃度が低下した場合
・主蒸気隔離弁閉，又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</td></tr>
<tr><td colspan="2">④基本的な考え方
・冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には，可燃性ガス濃度制御系を作動させる。
・原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には，格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し，可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。
・再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には，ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。</td></tr>
<tr><td colspan="2">⑤主な監視操作内容
・主蒸気隔離弁全閉後１２時間以内に冷温停止できない場合又は原子炉水位が不明になった場合は，格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素を監視する。
・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合，格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合，又は原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合には，可燃性ガス濃度制御系を作動させる。
・可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては，格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウェルスプレイ又はサプレッションプールスプレイを運転する。
・可燃性ガス濃度制御系の運転は，格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。</td></tr>
</table>

表１０

３．不測事態
（１）水位回復

①目的
・原子炉水位を回復する。

②導入条件
・原子炉制御「スクラム」において，原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合
・原子炉制御「水位確保」において，原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合
・原子炉制御「減圧冷却」において，原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合
・不測事態「急速減圧」において，減圧が完了し，水位が判明しており，かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合

④基本的な考え方
・原子炉水位の徴候に応じて，非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。
・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合，炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために，原子炉停止後，燃料被覆管温度が１２００℃又は燃料被覆管酸化割合が１５％に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって，炉心が露出した時刻を記録し，前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び復水補給水系等を起動する。

⑤主な監視操作内容
Ａ．水位回復
・原子炉水位が不明の場合，不測事態「水位不明」へ移行する。
・原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。
・原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系を起動する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統※のうち，少なくとも２つの系統の起動を試みる。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち，２系統以上の起動ができない場合，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系による注水準備を行う。
・原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復したら，原子炉制御「水位確保」へ移行する。

※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは，高圧復水ポンプ，低圧復水ポンプ，炉心スプレイ系Ａ系，炉心スプレイ系Ｂ系，低圧注水系Ａ系，低圧注水系Ｂ系をいう。以下，各表において同じ。

Ｂ．水位上昇中
・原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系が作動していない場合は，低圧で注水可能な非常用炉心冷却系１台以上の作動を確認して，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動している場合で，かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は，低圧で注水可能な非常用炉心冷却系１台以上の作動を確認して，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動している場合で，かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は，原子炉制御「水位確保」へ移行する。

C．水位下降中

・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系定格流量維持最低圧力以上の場合は，原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系を作動させる。
・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系定格流量維持最低圧力以下の場合，原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は，低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち，１系統以上運転状態とし，不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が１系統も運転状態とすることができない場合は，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系を起動し，不測事態「急速減圧」へ移行する。

不測事態に関しては，「③脱出条件」はない。以下，表１１及び表１２も同じ。

表１１

３．不測事態 （２）急速減圧
①目的 ・原子炉を速やかに減圧する。
②導入条件 ・原子炉制御「減圧冷却」において，サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合 ・「格納容器圧力制御」において，サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 ・「ドライウェル温度制御」においてドライウェル空間部局所温度がドライウェル設計温度を超えた場合 ・不測事態「水位回復」において，原子炉水位が有効燃料頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系定格流量維持最低圧力以下の時，低圧で原子炉へ注水可能な系統，代替注水系が起動できた場合 ・不測事態「水位回復」において，原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系が作動できない時，非常用炉心冷却系が１台以上作動している場合 ・不測事態「水位回復」において，原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動しているが，最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できず，非常用炉心冷却系が１台以上作動している場合 ・不測事態「水位不明」において，低圧で原子炉へ注水可能な系統，代替注水系が起動できた場合 ・「サプレッションプール水位制御」において，サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限以上になった場合 ・「サプレッションプール水位制御」において，サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定下限以下になった場合 ・「サプレッションプール温度制御」において，サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
④基本的な考え方 ・原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は，原子炉隔離時冷却系，高圧注水系等を使用して減圧する。 ・原子炉減圧の結果，原子炉水位が不明になった場合は，不測事態「水位不明」へ移行する。 ・原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
⑤主な監視操作内容 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１系統以上又は代替注水系が起動していることを確認する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。

・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。
・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて１弁も開放できなければ，原子炉隔離時冷却系，高圧注水系を使用して減圧する。
・原子炉減圧が不十分である場合，主蒸気隔離弁を開し，タービンバイパス弁と復水器により減圧する。
・原子炉水位が判明した場合は，不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。
・原子炉水位が不明な場合は，不測事態「水位不明」の「満水注入」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

表１２

３．不測事態
（３）水位不明

①目的
・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。

②導入条件
・「反応度制御」を除き，原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において，原子炉水位が不明になった場合
・「反応度制御」の「水位不明」を実施中に，全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合
・「ドライウェル温度制御」において，ドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合
・不測事態「急速減圧」において，原子炉水位が判明しない場合，又はドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合

④基本的な考え方
・原子炉水位不明時に，給復水系，非常用炉心冷却系，又は代替注水系を使用した原子炉注水操作を行い，さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。
・原子炉注水操作は，使用可能な全ての注水系のうち，１系統以上を作動させ，原子炉圧力とサプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。
・原子炉水位が判明した場合は，原子炉制御「水位確保」へ移行する。

⑤主な監視操作内容

A．注水確保
・水位不明時刻を記録する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１台以上作動した場合は，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１台も作動しない場合は，原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系を作動させる。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１台も作動しない場合は，さらに復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系を作動させ，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系が作動した場合には，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動し，かつ低圧で原子炉へ注水可能な系統，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系の全部が作動しない場合は，低圧で原子炉へ注水可能な系統，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系の復旧を行いこれらの系統が復旧した場合には不測事態「急速減圧」へ移行する。

B．満水注入
・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において，主蒸気逃がし安全弁が１弁以上開放，又は電動駆動給水ポンプによる原子炉注水が可能な場合，「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合，主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，原子炉隔離時冷却系，高圧注水系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し，「満水注入」を行う。

・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において，主蒸気逃がし安全弁が１弁も開放できず，かつ電動駆動給水ポンプによる原子炉注水も不可能な場合は，復水系，炉心スプレイ系，低圧注水系，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに，主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，原子炉隔離時冷却系，高圧注水系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けて原子炉を減圧する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち，いずれか１系統を使用して原子炉へ注水し，注水流量を増加して原子炉を加圧し，原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
・原子炉圧力がサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，低圧で原子炉へ注水可能な系統を１系統ずつ順次起動して，原子炉への注水流量を増加させて，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し，主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系を起動し，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
・主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開とし，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系等を全て起動しても，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，残留熱除去冷却海水系を起動し原子炉への注水を行う。

Ｃ．水位計復旧

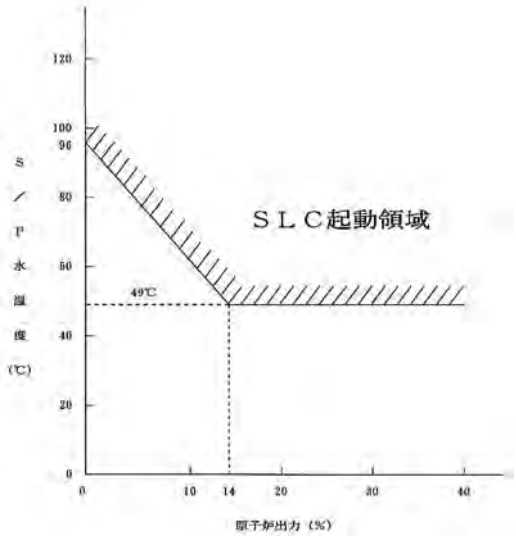
・原子炉圧力がサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば，炉心の健全性は確保されているため，「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。
・原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。
・原子炉への注水を継続し，基準水柱の周囲温度を１００℃以下にし，原子炉水位計を使用可能とする。
・原子炉水位を読み取るため，原子炉注水を停止し，原子炉水位を下げる。
最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には，原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には，「満水注入」へ移行する。

参考

（１）最大未臨界引抜位置：０２位置

（２）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：３％（平均出力領域モニタ）

（３）原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線：下図のとおり



（４）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：５０％（平均出力領域モニタ）

（５）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位調整値：　レベル２　－５００ｍｍ

（６）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値：レベル１＋１０００ｍｍ

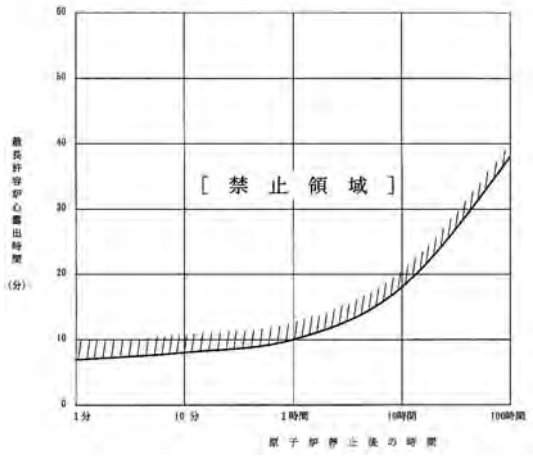
（７）「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：３弁

（８）「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：２弁

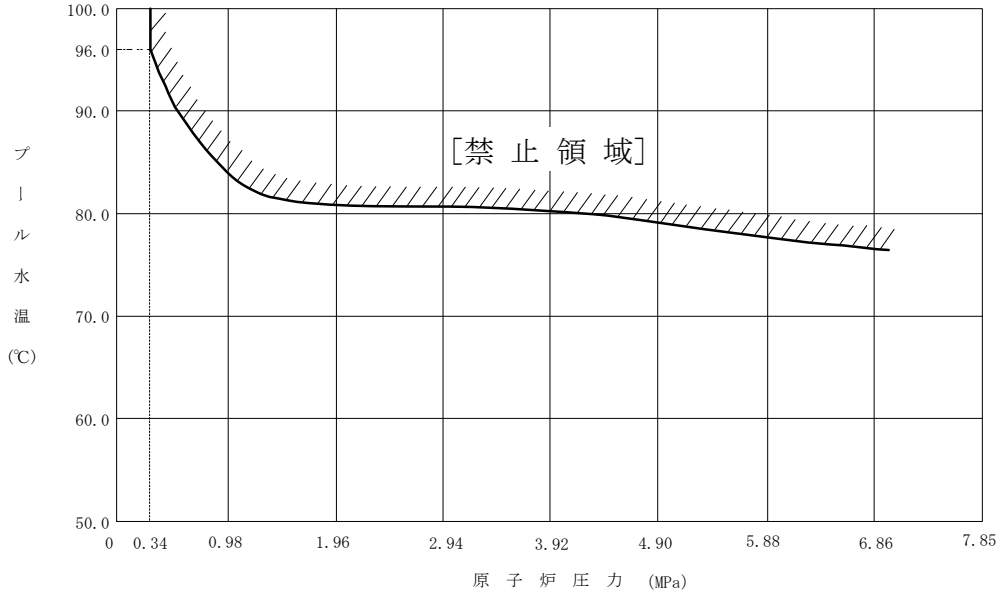
（９）炉心冠水最低圧力：下表のとおり

開いている主蒸気逃がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力 ＭＰａ［gage］
２	３．７３
３	２．５５
４	１．８６
５	１．４７
６	１．１８

（１０）最長許容炉心露出時間：下図のとおり



（１１）サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり



Ｓ／Ｐ熱容量制限値

（１２）残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：

約０．５１７ＭＰａ[gage]以下

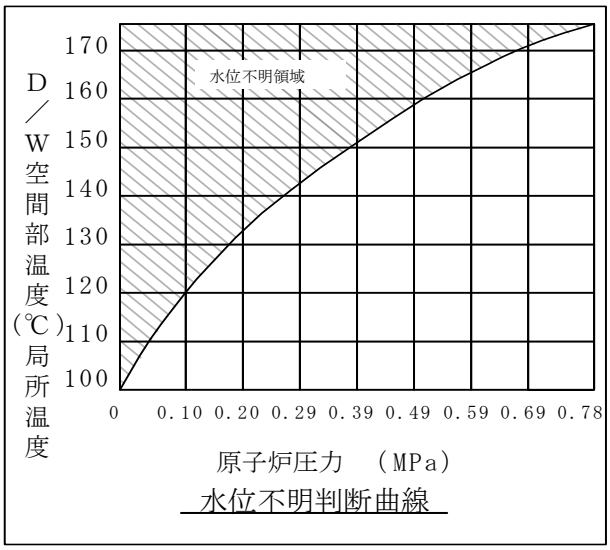
（１３）ドライウェルスプレイ起動圧力：９８ｋＰａ[gage]

（１４）「急速減圧」時必要最小弁数：１弁

（１５）温度高警報設定点：６６℃

（１６）主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：９０℃

（１７）水位不明判断曲線：下図のとおり



水位不明判断曲線

（１８）サプレッションプールスプレイ起動温度：４９℃

（１９）サプレッションプール水位計測定上限：＋５０ｃｍ

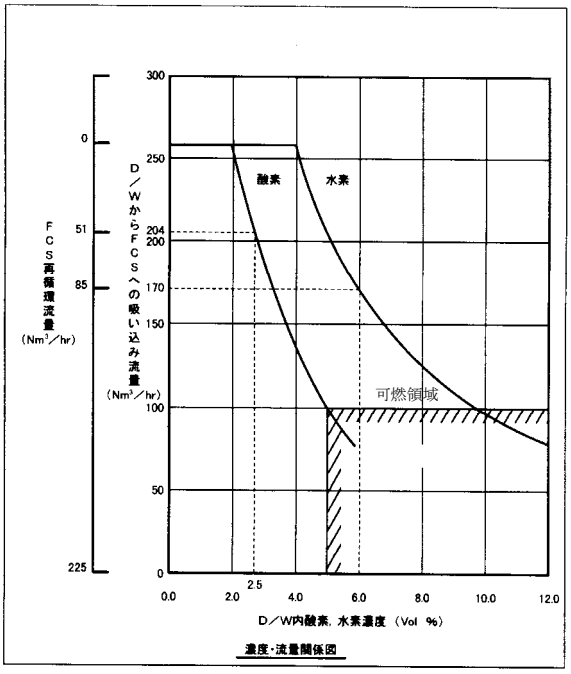
（２０）真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位：＋５．０ｍ

（２１）格納容器ベント最高水位：＋３２ｍ

（２２）サプレッションプール水位計測定下限：－５０ｃｍ

（２３）可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度：３．２％

（２４）ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり



濃度・流量関係図

（２５）可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：１０６ｋＰａ［gage］
（２６）「急速減圧」時必要弁数：５弁
（２７）原子炉圧力容器満水確認最低圧力：０．５９ＭＰａ［gage］
（２８）原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：３弁
（２９）原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数：１弁

・6号炉

表1

<table>
<tr><td colspan="2">1．原子炉制御
（1）スクラム</td></tr>
<tr><td colspan="2">①目的
・原子炉を停止する。
・十分な炉心冷却状態を維持する。
・原子炉を冷温停止状態まで冷却する。
・格納容器制御への導入条件を監視する。（原子炉がスクラムしない場合を含む。）</td></tr>
<tr><td>②導入条件
・原子炉スクラム信号が発生した場合
・手動スクラムした場合
・各制御の脱出条件が成立した場合</td><td>③脱出条件</td></tr>
<tr><td colspan="2">④基本的な考え方
・原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。
・単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ，通常停止操作に移行する。
・多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には，移行先の制御を優先し，残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。
・各計器を並行監視し，徴候に応じた制御を行う。
・原子炉制御「スクラム」から要求される操作は，格納容器制御より優先される。ただし，格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と格納容器制御を並行して行う。
・原子炉制御「スクラム」においては，最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し，「原子炉水位」,「原子炉圧力」,
「タービン・電源」の各制御を並行して行う。</td></tr>
<tr><td colspan="2">⑤主な監視操作内容
A．原子炉出力
・「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。
・全制御棒挿入状態を確認する。
・平均出力領域モニタの指示を確認する。
・スクラム排出容器ドレン弁，ベント弁の閉鎖を確認する。
・自動スクラムが失敗した場合には，手動スクラムを行う。
・原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。
・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し，確認できない場合は手動スクラムを行い「反応度制御」へ移行する。また,「反応度制御」に移行した場合には，原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
・原子炉水位，原子炉圧力，原子炉再循環ポンプ速度を確認する。
・平均出力領域モニタ及び起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

B．原子炉水位
・原子炉水位を確認する。
・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合，格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
・タービン駆動給水ポンプを停止し※，電動駆動給水ポンプ及び給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。</td></tr>
</table>

・給復水系（復水器を含む）が正常でない場合，原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系を手動作動する。（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動作動した場合は不要）
・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には，非常用炉心冷却系の運転状態を確認し，給復水系及び原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は，原子炉制御「水位確保」に移行する。
・原子炉水位が不明になった場合には，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は，不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
・原子炉水位を連続的に監視する。

※：タービン駆動給水ポンプは，原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。

C．原子炉圧力
・原子炉スクラム後，原子炉圧力を確認する。
・主蒸気隔離弁が開の場合，原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また，主復水器が使用可能であることを確認する。
・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は，主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合，「サプレッションプール水温制御」へ移行する。
・主蒸気隔離弁が閉の場合，主蒸気逃がし安全弁を開して，原子炉圧力を調整する。また，主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合，原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお，復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサプレッションプールの水温が上昇するため，残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。
・原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。
・主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D．タービン・電源
・原子炉スクラム後，発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
・タービントリップ状態，発電機トリップ状態を確認する。
・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は，所内電源を確保するとともに，必要に応じて原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系により原子炉水位を調整する。
・主蒸気隔離弁が開の場合，原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また，主復水器が使用可能であることを確認し，空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は，主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
・タービン，発電機の停止状態を確認する。

E．モニタ確認

・各種放射線モニタの指示を確認する。
・各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合，「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

F．復旧

・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
・格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
・原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。
・格納容器隔離信号をリセットし，隔離状態を復旧する。
・原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また，原子炉建屋換気空調系を起動し，非常用ガス処理系を停止する。
・主蒸気隔離弁が閉している場合，開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また，開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
・スクラム原因を究明し，原因除去後スクラムリセットを行う。
・原子炉再循環ポンプが停止した場合，再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
・原子炉を冷温停止する。

G．格納容器制御への導入

・格納容器制御への導入条件を監視する。（原子炉がスクラムしない場合を含む。）

表２

１．原子炉制御
（２）反応度制御

①目的
・スクラム不能異常過渡事象発生時に，原子炉を安全に停止させる。

②導入条件	③脱出条件
・原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合	・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ほう酸水注入系が全量注入完了した場合

④基本的な考え方
・短期的には原子炉の健全性を維持し，長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサプレッションプールの健全性を維持する。
・「ほう酸水注入系」，「水位」，「制御棒」を並行操作する。なお，同時に実行することが不可能な場合は，「ほう酸水注入系」，「水位」，「制御棒」の順に優先させる。

⑤主な監視操作内容

Ａ．原子炉出力
・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合には「反応度制御」の制御棒操作を行いつつ，原子炉制御「水位確保」を並行操作する。
・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上でタービンが運転中の場合は，原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また，タービンが停止中の場合は，原子炉再循環ポンプを停止する。

Ｂ．ほう酸水注入系
・サプレッションプール水温が原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に接近した場合には，ほう酸水注入系を起動する。
・原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。
・ほう酸水注入系を起動した場合には，全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし，全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には，ほう酸水注入系を停止する。

Ｃ．水位
・原子炉水位が不明となった場合，「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。
・原子炉が隔離状態でかつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合，「水位低下」操作に移行する。
・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値以上の場合，「水位低下」操作に移行する。
・「水位低下」操作として，原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。（原子炉水位の下限値は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。）ただし，原子炉水位が高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合は，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上，スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で，かつ原子炉が隔離状態でない場合，「水位維持」操作を行う

・「水位維持」操作として，給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。ただし，原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合は，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して，原子炉を減圧し給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開しても，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合には，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。
・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合は，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して，原子炉を減圧し給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・主蒸気逃がし安全弁を順次開放しても，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合には，復水補給水系，消火系，残留熱除去冷却海水系を起動して原子炉への注水を開始し，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回って自動減圧系始動タイマが作動した場合には，自動減圧系始動タイマをリセットし，自動減圧系の動作を阻止する。

D．「反応度制御」水位不明

・「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には，不測事態「水位不明」に移行する。
・主蒸気隔離弁，格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁，並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
・水位不明の場合，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して，原子炉を減圧し，給復水系，制御棒駆動水圧系，高圧炉心スプレイ系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で，かつできる限り低くなるように注水する。
・給復水系，制御棒駆動水圧系，高圧炉心スプレイ系で注水できない場合，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開し，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で，かつできる限り低くなるように注水する。

E．制御棒

・スクラム弁が閉の場合，代替制御棒挿入機能の動作，スクラムパイロット弁電磁弁の電源切又は制御用空気の排気を行う。
・スクラム弁が開の場合，スクラムリセットし，スクラム排出容器水位高リセットを確認し，再度手動スクラム又はスクラム個別スイッチ等によるスクラムを行う。
・制御棒駆動水圧系の水圧を確保し，制御棒を手動挿入する。
・制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁から排水し制御棒を挿入する。

表３

<table>
<tr><td colspan="2">１．原子炉制御
（３）水位確保</td></tr>
<tr><td colspan="2">①目的
・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ，安定に維持する。</td></tr>
<tr><td>②導入条件
・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合
・「反応度制御」において原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合
・「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できる場合
・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合
・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合</td><td>③脱出条件
・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合</td></tr>
<tr><td colspan="2">④基本的な考え方
・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</td></tr>
<tr><td colspan="2">⑤主な監視操作内容
A．水位確保
・原子炉水位，原子炉圧力及び格納容器隔離，並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。
・作動すべきものが不作動の場合は，手動で作動させる。

B．水位
・給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。
・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復，維持できない場合は，有効燃料頂部以上に維持する。
・給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず，原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には制御棒駆動水圧系，復水補給水系，消火系による原子炉注水の準備を行う。
・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は，不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。
・原子炉水位が不明の場合には，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。
・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は，原子炉制御「減圧冷却」に移行する。</td></tr>
</table>

表４

１．原子炉制御
（４）減圧冷却

①目的
・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ，原子炉を減圧し，冷温停止状態へ移行させる。

②導入条件
・原子炉制御「スクラム」において，主蒸気隔離弁が閉状態でかつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。
・原子炉制御「水位確保」において，有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合
・「サプレッションプール水温制御」において，手動スクラム後，サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合
・「サプレッションプール水位制御」において，手動スクラムした場合

③脱出条件
・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し，原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合

④基本的な考え方
・緊急性を要しないため，原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。
・主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には，原子炉冷却材温度変化率及びサプレッションプール水温を十分監視しながら，主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに，サプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また，サプレッションプール水温上昇防止のため，残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。
・水位と減圧を並行操作する。

⑤主な監視操作内容

A．水位
・給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系を使用して，原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。
・原子炉水位が不明の場合には，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。
・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は，不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。

B．減圧
・給復水系による原子炉注水ができない場合，非常用炉心冷却系が少なくとも１台運転可能でなければ，原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。
・主復水器が使用可能である場合，タービンバイパス弁等による減圧を行う。
・主復水器が使用不能であり，かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合，主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。

・主復水器が使用不能であり，かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合，不測事態「急速減圧」に移行する。
・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は，復旧を図る。
・原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。

表５

２．格納容器制御
（１）格納容器圧力制御

①目的
・格納容器圧力を監視し，制御する。

②導入条件	③脱出条件
・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合	・ドライウェル圧力の上昇の原因が，窒素ガス又は空気の漏えいであり，かつドライウェルベントを実施した場合 ・２４時間以内にドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合

④基本的な考え方
・ドライウェル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は，格納容器の健全性を維持して，できる限り放射能放出を抑える目的で，格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧し，格納容器設計圧力以下に維持できない場合は，原子炉を満水にし，格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
・格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合，ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があり，炉心再冠水後速やかにドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。

⑤主な監視操作内容
Ａ．格納容器圧力制御
・ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
・ドライウェル圧力の上昇の原因が，窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は，非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。
・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には，原子炉水位が有効炉心長の３分の２に相当する水位以上で安定し，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系Ｃ系の継続的作動を確認した後に，ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。また，「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
・原子炉水位が不明な場合は，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」を行う。
・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつドライウェルスプレイ起動圧力以下の状態が２４時間継続した場合は，サプレッションプールスプレイを起動する。
・サプレッションプール圧力がドライウェルスプレイ起動圧力以上の状態が２４時間継続した場合，又はサプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達した場合は，原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。
・サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力を超え，格納容器最高使用圧力未満の場合は，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は，低圧注水系を一時ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイとして起動し，格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。

Ｂ．原子炉満水

・原子炉水位が有効燃料頂部以下になった場合は，不測事態「水位回復」を行う。
・「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開しているか，又は電動駆動給水ポンプが原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
・給復水系，制御棒駆動水圧系，非常用炉心冷却系を使用して原子炉へ注水し，注水量を増して，原子炉水位をできるだけ高く維持する。また，必要に応じて，復水補給水系，ほう酸水注入系※，消火系，残留熱除去冷却海水系による原子炉注水を行う。
・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持される場合は，原子炉制御「水位確保」に移行する。
・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は，格納容器ベント準備を行う。

※:ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は,純水補給水系を水源とする。
以下，各表において同じ。

Ｃ．格納容器ベント

・サプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は，炉心損傷がないことを確認して，格納容器ベントを実施する。
・格納容器ベントは，不活性ガス系又は非常用ガス処理系のサプレッションプール側ベントラインを優先して使用し，サプレッションプール水位が高い場合は，不活性ガス系又は非常用ガス処理系のドライウェル側ベントラインを使用する。

表６

２．格納容器制御 （２）ドライウェル温度制御	
①目的 ・ドライウェルの空間温度を監視し，制御する。	
②導入条件 ・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合 ・ドライウェル局所温度が温度高警報設定点以上の場合	③脱出条件 ・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で，かつドライウェル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合
④基本的な考え方 ・ドライウェル空間温度がドライウェル設計温度に到達する前にドライウェルスプレイを起動し，ドライウェル設計温度以下に維持できない場合は，不測事態「急速減圧」に移行する。 ・「反応度制御」を実施中は，「反応度制御」を優先する。	
⑤主な監視操作内容 ・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度，又はドライウェル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は，予備のドライウェル換気空調系を運転する。 ・ドライウェル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合，通常停止を行う。 ・ドライウェル局所温度がドライウェル設計温度に到達する前に，原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイを起動する。ドライウェルスプレイが起動しない場合は，不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ドライウェル局所温度がドライウェル設計温度以下に維持できないようであれば，不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ドライウェル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。	

表７

２．格納容器制御
（３）サプレッションプール温度制御

①目的
・サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し，制御する。

②導入条件	③脱出条件
・原子炉制御「スクラム」において，主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合	・サプレッションプールのバルク水温が２４時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合 ・サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で，手動スクラムした場合 ・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満となった場合

④基本的な考え方
・サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら，直ちに手動スクラムし，原子炉を減圧する。

⑤主な監視操作内容

Ａ．サプレッションプール水温制御
・サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら，サプレッションプールの冷却を開始する。
・サプレッションプール水温が２４時間以内に通常運転時制限温度以下に下がらない場合，原子炉を通常停止する。
・サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら，手動スクラムし，サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し，サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。

Ｂ．サプレッションプール空間部温度制御
・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションプール冷却を実施するとともに，サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の異常，主蒸気逃がし安全弁排気管の異常，サプレッションプール・ドライウェル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。
・サプレッションプール空間部温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満に下がらない場合は，サプレッションプール空間部温度がサプレッションプール設計温度に到達する前に，サプレッションプールスプレイを作動させる。さらに，サプレッションプール水温がスクラム制限温度未満の場合は，原子炉を通常停止し，スクラム制限温度以上の場合は手動スクラムする。

表８

２．格納容器制御
（４）サプレッションプール水位制御

①目的
・サプレッションプール水位を監視し，制御する。

②導入条件
・サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合
・サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合

③脱出条件
・サプレッションプール水位が２４時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合
・サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合

④基本的な考え方
・サプレッションプール高水位は，冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から通常運転時高水位限界値以上では原子炉をスクラムし，減圧を開始する。さらに，それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限及び真空破壊弁機能喪失防止の観点からサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には，真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前にドライウェルスプレイを実施し，不測事態「急速減圧」する。最終的には，格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。
・サプレッションプール低水位は，冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点から通常運転時低水位限界値以下では，原子炉をスクラムし，減圧を開始する。また，サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合には，不測事態「急速減圧」へ移行する。

⑤主な監視操作内容

A．サプレッションプール水位制御（高水位）
・サプレッションプール水位が２４時間以内に通常運転時高水位制限値以内に復旧しない場合は，原子炉を通常停止する。
・サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合には，原子炉をスクラムし，原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。
・サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には，真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイを実施するとともに，不測事態「急速減圧」に移行する。なお，サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には，ドライウェルスプレイを作動させない。
・サプレッションプール水位が，格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。

B．サプレッションプール水位制御（低水位）
・サプレッションプール水位が２４時間以内に通常運転時低水位制限値以上に復旧しない場合は，原子炉を通常停止する。
・サプレッションプール水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は，原子炉をスクラムし，原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。
・サプレッションプール水位が，サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合，復水器が使用可能であれば不測事態「急速減圧」（タービンバイパス弁が使用可能）へ移行し，復水器が使用不能であれば不測事態「急速減圧」へ移行する。

表９

<table>
<tr><td colspan="2">２．格納容器制御
（５）格納容器水素濃度制御</td></tr>
<tr><td colspan="2">①目的
・格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し，制御する。</td></tr>
<tr><td>②導入条件
・原子炉制御「スクラム」から導入され，主蒸気隔離弁全閉後，１２時間以内に冷温停止できない場合
・「格納容器圧力制御」においてドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合
・原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合
・原子炉水位が不明の場合</td><td>③脱出条件
・冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し，格納容器内の水素濃度が低下した場合
・主蒸気隔離弁閉，又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</td></tr>
<tr><td colspan="2">④基本的な考え方
・冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には，可燃性ガス濃度制御系を作動させる。
・原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には，格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し，可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。
・再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には，ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。</td></tr>
<tr><td colspan="2">⑤主な監視操作内容
・主蒸気隔離弁全閉後１２時間以内に冷温停止できない場合又は原子炉水位が不明になった場合は，格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素を監視する。
・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合，格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合，又は原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合には，可燃性ガス濃度制御系を作動させる。
・可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては，格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウェルスプレイ又はサプレッションプールスプレイを運転する。
・可燃性ガス濃度制御系の運転は，格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。</td></tr>
</table>

表１０

３．不測事態
（１）水位回復

①目的
・原子炉水位を回復する。

②導入条件
・原子炉制御「スクラム」において，原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合
・原子炉制御「水位確保」において，原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合
・原子炉制御「減圧冷却」において，原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合
・不測事態「急速減圧」において，減圧が完了し，水位が判明しており，かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合

④基本的な考え方
・原子炉水位の徴候に応じて，非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。
・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合，炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために，原子炉停止後，燃料被覆管温度が１２００℃又は燃料被覆管酸化割合が１５％に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって，炉心が露出した時刻を記録し，前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び復水補給水系等を起動する。

⑤主な監視操作内容
Ａ．水位回復
・原子炉水位が不明の場合，不測事態「水位不明」へ移行する。
・原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。
・原子炉隔離時冷却系を起動する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統※のうち，少なくとも２つの系統の起動を試みる。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち，２系統以上の起動ができない場合，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系による注水準備を行う。
・原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復したら，原子炉制御「水位確保」へ移行する。

※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは，高圧復水ポンプ，低圧復水ポンプ，
高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系Ａ系，低圧注水系Ｂ系，
低圧注水系Ｃ系をいう。以下，各表において同じ。

Ｂ．水位上昇中
・原子炉隔離時冷却系が作動していない場合は，非常用炉心冷却系１台以上の作動を確認して，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で，かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は，非常用炉心冷却系１台以上の作動を確認して，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で，かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は，原子炉制御「水位確保」へ移行する。

Ｃ．水位下降中
・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は，原子炉隔離時冷却系を作動させる。

・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合，又は原子炉隔離時冷却系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は，低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち，１系統以上運転状態とし，不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が１系統も運転状態とすることができない場合は，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系を起動し，不測事態「急速減圧」へ移行する。

不測事態に関しては，「③脱出条件」はない。以下，表１１及び表１２も同じ。

表１１

３．不測事態 （２）急速減圧
①目的 ・原子炉を速やかに減圧する。
②導入条件 ・原子炉制御「減圧冷却」において，サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合 ・「格納容器圧力制御」において，サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 ・「ドライウェル温度制御」においてドライウェル空間部局所温度がドライウェル設計温度を超えた場合 ・不測事態「水位回復」において，原子炉水位が有効燃料頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の時，低圧で原子炉へ注水可能な系統，代替注水系が起動できた場合 ・不測事態「水位回復」において，原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動できない時，非常用炉心冷却系が１台以上作動している場合 ・不測事態「水位回復」において，原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動しているが，最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できず，非常用炉心冷却系１台以上が作動している場合 ・不測事態「水位不明」において，低圧で原子炉へ注水可能な系統，代替注水系が起動できた場合 ・「サプレッションプール水位制御」において，サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限以上になった場合 ・「サプレッションプール水位制御」において，サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定下限以下になった場合 ・「サプレッションプール温度制御」において，サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
④基本的な考え方 ・原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は，原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。 ・原子炉減圧の結果，原子炉水位が不明になった場合は，不測事態「水位不明」へ移行する。 ・原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
⑤主な監視操作内容 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１系統以上又は代替注水系が起動していることを確認する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。

・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。
・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて１弁も開放できなければ，原子炉隔離時冷却系を使用して減圧する。
・原子炉減圧が不十分である場合，主蒸気隔離弁を開し，タービンバイパス弁と復水器により減圧する。
・原子炉水位が判明した場合は，不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。
・原子炉水位が不明な場合は，不測事態「水位不明」の「満水注入」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

表１２

３．不測事態
（３）水位不明

①目的
・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。

②導入条件
・「反応度制御」を除き，原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において，原子炉水位が不明になった場合
・「反応度制御」の「水位不明」を実施中に，全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合
・「ドライウェル温度制御」において，ドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合
・不測事態「急速減圧」において，原子炉水位が判明しない場合，又はドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合

④基本的な考え方
・原子炉水位不明時に，給復水系，非常用炉心冷却系，又は代替注水系を使用した原子炉注水操作を行い，さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。
・原子炉注水操作は，使用可能な全ての注水系のうち，１系統以上を作動させ，原子炉圧力とサプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。
・原子炉水位が判明した場合は，原子炉制御「水位確保」へ移行する。

⑤主な監視操作内容

Ａ．注水確保
・水位不明時刻を記録する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１台以上作動した場合は，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１台も作動しない場合は，原子炉隔離時冷却系を作動させる。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１台も作動しない場合は，さらに復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系を作動させ，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系が作動した場合には，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系の全部が作動しない場合は，低圧で原子炉へ注水可能な系統，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系の復旧を行いこれらの系統が復旧した場合には不測事態「急速減圧」へ移行する。

Ｂ．満水注入
・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において，主蒸気逃がし安全弁が１弁以上開放，又は電動駆動給水ポンプ，高圧炉心スプレイ系による原子炉注水が可能な場合，「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合，主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し，「満水注入」を行う。

・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において，主蒸気逃がし安全弁が１弁も開放できず，かつ電動駆動給水ポンプ，高圧炉心スプレイ系による原子炉注水も不可能な場合は，復水系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに，主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けて原子炉を減圧する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち，いずれか１系統を使用して原子炉へ注水し，注水流量を増加して原子炉を加圧し，原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
・原子炉圧力がサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，低圧で原子炉へ注水可能な系統を１系統ずつ順次起動して，原子炉への注水流量を増加させて，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し，主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系を起動し，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
・主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開とし，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系等を全て起動しても，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，残留熱除去冷却海水系を起動し原子炉への注水を行う。

Ｃ．水位計復旧

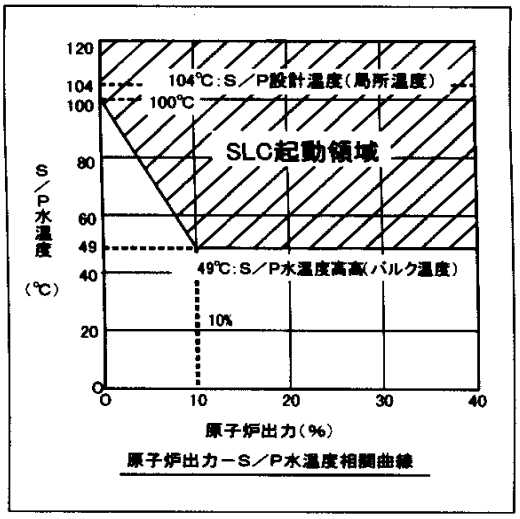
・原子炉圧力がサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば，炉心の健全性は確保されているため，「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。
・原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。
・原子炉への注水を継続し，基準水柱の周囲温度を１００℃以下にし，原子炉水位計を使用可能とする。
・原子炉水位を読み取るため，原子炉注水を停止し，原子炉水位を下げる。
最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には，原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には，「満水注入」へ移行する。

参考

（1）最大未臨界引抜位置：０２位置

（2）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：３％（平均出力領域モニタ）

（3）原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線：下図のとおり



（4）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：５５％（平均出力領域モニタ）

（5）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値：レベル１＋１０００ｍｍ

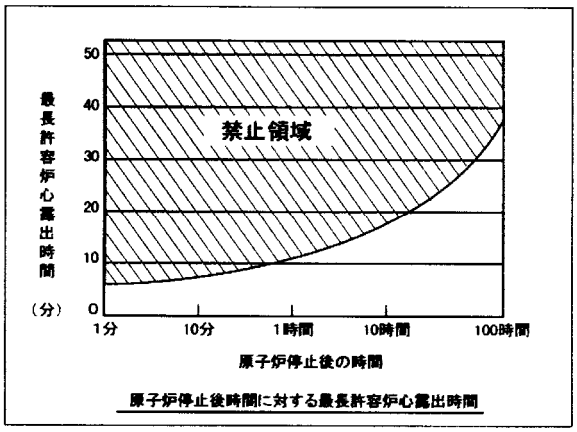
（6）「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：３弁

（7）「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：３弁

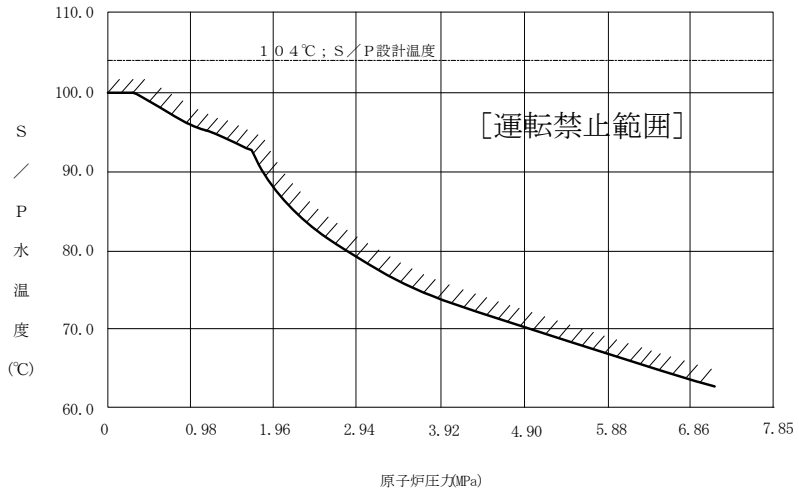
（8）炉心冠水最低圧力：下表のとおり

開いている主蒸気逃がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力 ＭＰａ[gage]
2	５．３０
3	３．６３
4	２．６５
5	２．０６
6	１．７７
7	１．４７

（９）最長許容炉心露出時間：下図のとおり



（１０）サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり



（１１）残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：０．９３ＭＰａ[gage]以下

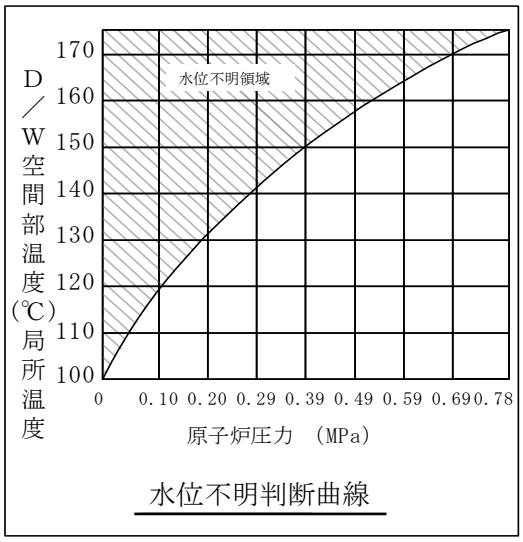
（１２）ドライウェルスプレイ起動圧力：９８ｋＰａ[gage]

（１３）「急速減圧」時必要最小弁数：１弁

（１４）温度高警報設定点：６６℃

（１５）主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：９０℃

（１６）水位不明判断曲線：下図のとおり



水位不明判断曲線

（１７）サプレッションプールスプレイ起動温度：４９℃

（１８）サプレッションプール水位計測定上限：＋５０ｃｍ

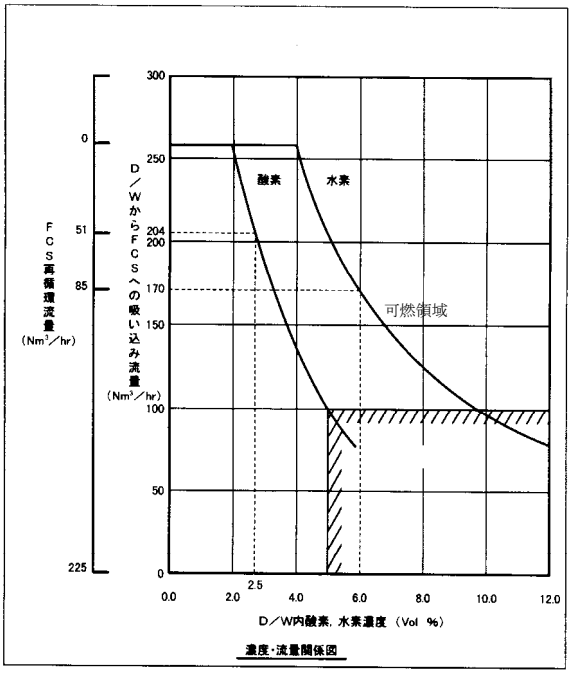
（１９）真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位：＋１３．９５ｍ

（２０）格納容器ベント最高水位：＋３６．６ｍ

（２１）サプレッションプール水位計測定下限：－５０ｃｍ

（２２）可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度：３．２％

（２３）ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり



濃度・流量関係図

（２４）可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：１０６ｋＰａ[gage]
（２５）「急速減圧」時必要弁数：７弁
（２６）原子炉圧力容器満水確認最低圧力：０．５９ＭＰａ[gage]
（２７）原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：４弁
（２８）原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数：１弁

添付２については核物質防護上の理由から
公開しないこととしております。

添付２　　管　理　区　域　図

（第９２条の２及び第９３条の３関連）

添付２－１については核物質防護上の理由から公開しないこととしております。

添付２－１　　管　理　対　象　区　域　図

（第９２条，第９３条及び第９３条の２関連）

添付３については核物質防護上の理由から
公開しないこととしております。

添付３　　保　全　区　域　図

（第９７条関連）

添付４　長期保守管理方針

（第１０７条の２関連）

（1）５号炉　長期保守管理方針（始期：平成２０年４月１８日，適用期間：１０年間）

No.	保守管理の項目	実施時期※1
1	原子炉再循環ポンプ等＊の疲労割れについては，実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。 ＊：原子炉再循環ポンプ（ケーシング） 原子炉圧力容器（給水ノズル，主フランジ，スタッドボルト，下鏡，支持スカート） 原子炉格納容器（機械ペネトレーションベローズ） 炉内構造物（炉心シュラウド，シュラウドサポート） 主蒸気系・給水系炭素鋼配管 原子炉再循環系ステンレス鋼配管 原子炉再循環ポンプ出口弁（弁箱） 原子炉給水入口弁（弁箱） 原子炉給水入口逆止弁（弁箱） 主蒸気隔離弁（弁箱）	中長期
2	原子炉圧力容器の照射脆化については，最新の脆化予測式による評価を実施する。また，その結果を踏まえ，確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の要否を判断し，要の場合はそれを反映した取出計画を策定する。	中長期
3	炉内構造物＊の中性子照射による靭性低下については，日本原子力技術協会「ＢＷＲ炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格　維持規格　JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成 21 年 12 月 25 日付け平成 21・11・18 原院第 1 号）に基づく点検を実施する。また，点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靭性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 ＊：炉内構造物（上部格子板，炉心シュラウド，炉心支持板，周辺及び中央燃料支持金具，制御棒案内管）	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
4	原子炉圧力容器等＊の粒界型応力腐食割れについては，日本原子力技術協会「ＢＷＲ炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格　維持規格　JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成 21 年 12 月 25 日付け平成 21・11・18 原院第 1 号) に基づく点検を実施する。また，点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 ＊：原子炉圧力容器（ノズル，セーフエンド， 制御棒駆動機構ハウジング， 中性子束計測ハウジング， スタブチューブ，ブラケット） 原子炉再循環系ステンレス鋼配管 炉内構造物（上部格子板，炉心支持板，周辺燃料支持金具， 炉心スプレイ配管／スパージャ，給水スパージャ， 差圧検出／ほう酸水注入系配管，ジェットポンプ， 中性子束計測案内管，シュラウドサポート， 制御棒案内管，シュラウドヘッド及び気水分離器， 蒸気乾燥器，ヘッドスプレイノズル) 炉内構造物のシュラウドサポートの粒界型応力腐食割れについては，代表部位の目視点検を定期的に実施するとともに，近接可能な範囲について目視点検を実施する。	中長期
5	気体廃棄物処理系排ガス予熱器等＊の粒界型応力腐食割れについては，耐圧部の溶接部について超音波探傷検査による点検を実施する。 ＊：気体廃棄物処理系排ガス予熱器（胴，管板，水室） 気体廃棄物処理系排ガス復水器（胴，管板） 気体廃棄物処理系排ガス再結合器（胴，鏡板，蓋） 気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
6	炉内構造物＊の照射誘起型応力腐食割れについては，日本原子力技術協会「ＢＷＲ炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格　維持規格　JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成 21 年 12 月 25 日付け平成 21･11･18 原院第 1 号）に基づく点検を実施する。また，点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 ＊：炉内構造物（上部格子板，炉心シュラウド，炉心支持板，周辺燃料支持金具，制御棒案内管）	中長期
7	制御棒（ボロン・カーバイド型）＊の照射誘起型応力腐食割れについては，制御棒の点検を実施し，蓄積した点検データに基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は予防保全措置の実施計画を策定する。 ＊：制御棒（制御材被覆管，シース，タイロッド，ピン，上部ハンドル）	中長期
8	高圧タービン等＊の応力腐食割れについては，超音波探傷検査を実施する。 ＊：高圧タービン（翼・車軸接合部） 低圧タービン（翼・車軸接合部） タービン駆動原子炉給水ポンプ駆動タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては，高圧タービン等の検査結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。	中長期
9	原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッダ及びサプレッションチェンバスプレイヘッダの腐食については，内面の目視点検を実施する。	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
10	原子炉残留熱除去海水系炭素鋼配管等＊の外面腐食については，表面状態を確認し補修塗装を実施するとともに，トレンチ内に設置されたものに対する点検計画を策定し，目視点検を実施する。また，内面腐食については，フランジ部の点検に合わせてライニングの目視点検を実施するとともに，ライニングの健全性の確認結果に基づき，補修の要否を判断し，要の場合は補修を実施する。 ＊：原子炉残留熱除去海水系炭素鋼配管 補機冷却海水系炭素鋼配管 非常用ディーゼル機関付属設備冷却水系配管	中長期
11	気体廃棄物処理系炭素鋼配管の外面腐食については，地中埋設部の代表部位の目視点検を実施する。	中長期
12	可燃性ガス濃度制御系設備等＊の腐食については，肉厚測定を実施する。 ＊：可燃性ガス濃度制御系設備（気水分離器，配管） 蒸気式空気抽出器（胴）	中長期
13	炭素鋼配管及び低合金鋼配管内面のエロージョン・コロージョン及びエロージョンについては，エロージョン・コロージョン及びエロージョンに関する日本機械学会「発電用原子力設備規格　沸騰水型原子力発電所　配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」を踏まえつつ，安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は社内指針を改定する。また，肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管（グランド蒸気系，抽気系）は，今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性の再評価を実施する。 なお，配管の減肉を想定した耐震安全性評価手法に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。	中長期
14	後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については，類似環境下にある機器の取替が行われる場合，調査を実施する。	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
15	機器付基礎ボルト等＊の腐食については，機器の取替が行われる場合，調査を実施する。 ＊：機器付基礎ボルト（基礎ボルト直上部） 後打ちメカニカルアンカ（後打ちメカニカルアンカ直上部，コンクリート埋込部） 後打ちケミカルアンカ（後打ちケミカルアンカ直上部） 主要変圧器（タンク，底板ビーム） 所内変圧器（タンク，底板ビーム） 起動変圧器（タンク，底板ビーム）	中長期
16	可燃性ガス濃度制御系設備の加熱管，再結合器，冷却器及び配管のクリープについては，代表機器の内部の目視点検を実施する。	中長期
17	高圧難燃ＣＶケーブル等＊の絶縁体の絶縁特性低下については，原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果を反映し，長期健全性の再評価を実施する。 ＊：高圧難燃ＣＶケーブル 高圧ＣＶケーブル ＥＶケーブル ＣＶケーブル ＫＧＢケーブル 難燃ＣＶケーブル 難燃ＣＣケーブル 難燃一重同軸ケーブル 一重同軸ケーブル 難燃二重同軸ケーブル 難燃三重同軸ケーブル 難燃ＰＮケーブル 難燃ＰＮケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については，60 年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し，健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
18	端子台等＊の絶縁体の絶縁特性低下については，60 年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し，健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 ＊：端子台（絶縁物：ジアリルフタレート樹脂， ポリフェニレンエーテル樹脂） 同軸コネクタ（絶縁物：ポリエーテルエーテルケトン樹脂， 架橋ポリエチレン） 計測装置のうち回転数検出器（電磁ピックアップ式）	中長期
19	計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式）等＊の特性変化及び温度検出器（熱電対式，測温抵抗体式）の絶縁特性低下については，事故時雰囲気における動作が要求される場合，供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能評価に関して，日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 ＊：計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式） 計測装置のうち圧力検出器（ブルドン管式） 計測装置のうちＳＲＮＭ前置増幅器 計測装置のうち放射線検出器（イオンチェンバ式）	中長期
20	原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部＊の絶縁特性低下については，60 年間の運転期間における熱，放射線，機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。 ＊：原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部 （固定子コイル，口出線・接続部品，ブレーキ電磁コイル）	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
21	原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部＊の絶縁特性低下については，60 年間の運転期間における熱，機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。 ＊：原子炉格納容器外の電動（交流･直流）弁用駆動部 （固定子コイル，口出線・接続部品，ブレーキ電磁コイル，回転子コイル）	中長期
22	原子炉格納容器の電気ペネトレーション（キャニスタ型）の絶縁特性低下及び気密性低下については，60 年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この試験結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。	中長期

※１：実施時期における中長期とは平成２０年４月１８日からの１０年間をいう。

（２）６号炉　長期保守管理方針（始期：平成２１年１０月２４日，適用期間：１０年間）

No.	保守管理の項目	実施時期※1
1	原子炉再循環系ポンプ等＊の疲労割れについては，実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。 ＊：原子炉再循環系ポンプ（ケーシング） 原子炉圧力容器（給水ノズル，主フランジ，スタッドボルト，下鏡，支持スカート） 原子炉格納容器（機械ペネトレーションベローズ） 炉内構造物（炉心シュラウド，シュラウドサポート） 主蒸気系・給水系炭素鋼配管 原子炉再循環系ステンレス鋼配管 原子炉再循環ポンプ出口弁（弁箱） 原子炉給水ライン入口弁（弁箱） 原子炉給水ライン逆止弁（弁箱） 主蒸気隔離弁（弁箱）	中長期
2	原子炉圧力容器の照射脆化については，最新の脆化予測式による評価を実施する。また，その結果を踏まえ，確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の要否を判断し，要の場合はそれを反映した取出計画を策定する。	中長期
3	炉内構造物＊の中性子照射による靭性低下については，日本原子力技術協会「ＢＷＲ炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格　維持規格　JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成 21 年 12 月 25 日付け平成 21・11・18 原院第 1 号）に基づく点検を実施する。また，点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靭性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 ＊：炉内構造物（上部格子板，炉心シュラウド，炉心支持板，周辺及び中央燃料支持金具，制御棒案内管）	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
4	原子炉圧力容器等＊の粒界型応力腐食割れについては，日本原子力技術協会「ＢＷＲ炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格　維持規格　JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成 21 年 12 月 25 日付け平成 21・11・18 原院第 1 号）に基づく点検を実施する。また，点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 ＊：原子炉圧力容器（ノズル，セーフエンド，シール，制御棒駆動機構ハウジング，中性子束計測ハウジング，スタブチューブ，ブラケット） 原子炉再循環系ステンレス鋼配管 主蒸気系（蒸気部）ステンレス鋼配管 炉内構造物（炉心シュラウド，上部格子板，炉心支持板，周辺燃料支持金具，炉心スプレイ配管／スパージャ，差圧検出／ほう酸水注入系配管，ジェットポンプ，中性子束計測案内管，シュラウドサポート，制御棒案内管，残留熱除去系配管，給水スパージャ，シュラウドヘッド及び気水分離器，蒸気乾燥器）	中長期
5	ジェットポンプの粒界型応力腐食割れについては，日本原子力技術協会「ＢＷＲ炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格　維持規格　JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規)」（平成 21 年 12 月 25 日付け平成 21・11・18 原院第 1 号）に基づく点検を実施する。	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
6	気体廃棄物処理系排ガス予熱器等＊の粒界型応力腐食割れについては，探傷可能な範囲の耐圧部の溶接部について超音波探傷検査による点検を実施する。 ＊：気体廃棄物処理系排ガス予熱器（胴，管板，水室） 気体廃棄物処理系排ガス復水器（胴，管板） 気体廃棄物処理系排ガス再結合器（胴，鏡板） 気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管	中長期
7	炉内構造物＊の照射誘起型応力腐食割れについては，日本原子力技術協会「ＢＷＲ炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格　維持規格　JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成 21 年 12 月 25 日付け平成 21･11･18 原院第 1 号）に基づく点検を実施する。また，点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 ＊：炉内構造物（上部格子板，炉心シュラウド，炉心支持板， 周辺燃料支持金具，制御棒案内管）	中長期
8	制御棒（ボロン・カーバイド型）＊の照射誘起型応力腐食割れについては，制御棒の点検を実施し，蓄積した点検データに基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は予防保全措置の実施計画を策定する。 ＊：制御棒（制御材被覆管，シース，タイロッド，ピン， 上部ハンドル）	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
9	高圧タービン等＊の応力腐食割れについては，超音波探傷検査を実施する。 ＊：高圧タービン（翼・車軸接合部） 低圧タービン（翼・車軸接合部） タービン駆動原子炉給水ポンプ駆動タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては，高圧タービン等の検査結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。	中長期
10	原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッダ及びサプレッションチェンバスプレイヘッダの腐食については，内面の目視点検を実施する。	中長期
11	残留熱除去海水系炭素鋼配管等＊の外面腐食については，原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所の定期事業者検査に関する解釈（内規）の制定について」（平成 20 年 6 月 24 日付け平成 20･06･23 原院第 6 号）に基づき，過去の不適合事象に鑑み，別途点検計画を立案し，点検を実施する。また，内面腐食については，フランジ部の点検に合わせてライニングの目視点検を実施するとともに，ライニングの健全性の確認結果に基づき，補修の要否を判断し，要の場合は補修を実施する。 ＊：残留熱除去海水系炭素鋼配管 補機冷却海水系炭素鋼配管 復水補給水系炭素鋼配管 非常用ディーゼル機関付属設備冷却水系配管（海水系）	中長期
12	気体廃棄物処理系炭素鋼配管の外面腐食については，地中埋設部の代表部位の目視点検を実施する。	中長期
13	可燃性ガス濃度制御系設備等＊の腐食については，肉厚測定を実施する。 ＊：可燃性ガス濃度制御系設備（配管） 蒸気式空気抽出器（胴）	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
14	炭素鋼配管及び低合金鋼配管内面のＦＡＣ，ＬＤＩについては，ＦＡＣ，ＬＤＩに関する日本機械学会「発電用原子力設備規格　沸騰水型原子力発電所　配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」を踏まえつつ，安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は社内指針を改定する。また，肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管（グランド蒸気系，原子炉冷却材浄化系）は，今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性の再評価を実施する。 なお，配管の減肉を想定した耐震安全性評価手法に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。	中長期
15	後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については，類似環境下にある機器の取替が行われる場合，調査を実施する。	中長期
16	機器付基礎ボルト等＊の腐食については，機器の取替が行われる場合，調査を実施する。 ＊：機器付基礎ボルト（基礎ボルト直上部） 後打ちメカニカルアンカ （後打ちメカニカルアンカ直上部，コンクリート埋込部） 後打ちケミカルアンカ （後打ちケミカルアンカ直上部） 主要変圧器（タンク，底板ビーム） 所内変圧器（タンク，底板ビーム）	中長期
17	可燃性ガス濃度制御系設備配管のクリープについては，内部の目視点検を実施する。	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
18	高圧難燃ＣＶケーブル等＊の絶縁体の絶縁特性低下については，原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果を反映し，長期健全性の再評価を実施する。 ＊：高圧難燃ＣＶケーブル ＫＧＢケーブル 難燃ＣＶケーブル 難燃一重同軸ケーブル 難燃二重同軸ケーブル 難燃三重同軸ケーブル 難燃ＰＮケーブル 難燃ＰＮケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については，60 年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し，健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。	中長期
19	端子台等＊の絶縁物の絶縁特性低下については，60 年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し，健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 ＊：端子台 （絶縁物：ジアリルフタレート樹脂， ポリフェニレンエーテル樹脂） 同軸コネクタ （絶縁物：テフロン，架橋ポリスチレン）	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
20	計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式）等＊の特性変化及び温度検出器（熱電対式，測温抵抗体式）の絶縁特性低下については，事故時雰囲気における動作が要求される場合，供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能評価に関して，日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 ＊：計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式） 計測装置のうちＳＲＮＭ前置増幅器 計測装置のうち放射線検出器（イオンチェンバ式）	中長期
21	原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部＊の絶縁特性低下については，60 年間の運転期間における熱，放射線，機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。 ＊：原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部 （固定子コイル，口出線・接続部品，ブレーキ電磁コイル）	中長期
22	原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部＊の絶縁特性低下については，60 年間の運転期間における熱，機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。 ＊：原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部 （固定子コイル，口出線・接続部品，ブレーキ電磁コイル， 回転子コイル）	中長期
23	原子炉格納容器の電気ペネトレーション（モジュール型）の絶縁特性低下及び気密性低下については，60 年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この試験結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。	中長期

※１：実施時期における中長期とは平成２１年１０月２４日からの１０年間をいう。

第３編
（保安に係る補足説明）

1.2　火災への対応

1.2.1　火災発生の可能性及び影響評価

1.2.1.1　発電所周辺の大規模火災

(1)　火災発生の可能性

現在，発電所周辺は警戒区域となっており，双葉地方広域市町村圏組合消防本部は警戒区域外に拠点を置き，また住民も避難しているため，発電所敷地周辺で火災が発生した場合に発見が遅れる可能性がある。

また，田畑や林野が管理されず草木が伸び放題になっているため，風が強く乾燥した時期に林野火災が発生した場合には大規模化する恐れがあり，敷地内に火災が延焼する可能性がある。

(2)　影響評価

発電所周辺で発生した大規模火災が敷地内へ延焼してきた場合でも，「1.2.2.1 防火帯」ならびに「1.2.2.2 散水」に示す防火対策により発電設備・炉注水配管等の重要設備への延焼を防止する。

1.2.1.2　敷地内での火災

(1)　施設・設備からの火災

a.　施設・設備からの火災発生の可能性

施設・設備の不具合や劣化により火災が発生する可能性がある。

b.　影響評価

施設・設備については，「1.2.2.3 施設設計及び施設運用」の防火対策を確実に実施することにより，火災発生防止と早期検知・消火に努める。

(2)　危険物貯蔵施設からの火災

a.　施設・設備からの火災発生の可能性

危険物貯蔵施設の損傷や劣化により，危険物が漏えいし，火災が発生する可能性がある。

b.　影響評価

危険物貯蔵施設については，「1.2.2.4 危険物貯蔵所」における防火対策を確実に実施することにより火災を防止する。

(3)　火気作業における火災

a.　火気作業における火災発生の可能性

発電所内における火気作業は，ノロ等の溶滴のある作業としてガス溶接・溶断作業，アーク溶接作業等があり，火花の飛散がある作業としてグラインダー，サンダー作業等がある。これら作業により，火災発生の可能性がある。

b. 影響評価

火気作業においては，「1.2.2.5 火気作業における防火対策」を確実に実施することにより火災を防止する。

(4) 伐採木の自然発火

a. 伐採木の自然発火の可能性

回収した伐採木は枝葉根と幹に分別し，構内の一時保管エリアに一時保管している。

伐採木のうち，幹については通気性が確保されているために自然発火の可能性はほとんどないが，枝葉根については微生物による発酵と酸化反応による発熱が考えられるため，自然発火の可能性がある。

b. 影響評価

伐採木の自然発火の可能性に対し，「2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理 2.1.1.3 対象となる放射性固体廃棄物等と管理方法 (2)運用 b.事故後に発生した瓦礫等（b）伐採木 ⅱ.防火対策」を確実に実施することにより火災を防止する。

1.2.2 防火対策

1.2.2.1 防火帯

○ 発電所周辺からの大規模火災に対しては，発電設備・炉注水配管等の重要設備に火災の影響が及ぶことを確実に防ぐことを目的として，重要設備の周辺に必要な防火帯を確保する。

○ 林野火災の専門家から現地視察を踏まえたご指導を頂き，これに基づき，防火帯形成の為の除草を平成２４年１２月に，また森林の伐採工事については平成２５年３月に実施した。（添付資料－１参照）

○ 防火帯の機能をより確実なものにしていくため毎年１０月中を目途に防火帯機能について点検調査を行い，必要に応じて１２月末までに雑草の除去等を行う。

1.2.2.2 散水

○ 発電所敷地外で火災が発生し，発電所敷地内に延焼する可能性がある場合には，直ちに初動対応として発電所に常駐している初期消火隊により消防車と散水車にて予防散水（発電所構内）を実施することとし，周辺での火勢や敷地内への飛び火の

状況等に応じ自衛消防隊を招集し，散水車を追加し予防散水に当たる計画である。防火水槽等が近辺にある場合は消防車の連結により散水を実施し，防火水槽等が近辺に無い場合は散水車を使って消防用水を運搬し，散水を実施する。

1.2.2.3　施設設計及び施設運用の防火対策

○　特定原子力施設の設計にあたっては，火災を速やかに検知し，消火できる設計とする。また，電気設備の設計にあたっては，所内ケーブル，電源盤等の材料は，実現可能な範囲で不燃性又は難燃性のものを使用する。

○　火災を含めた設備異常の監視に努めるとともに，消火設備を設置して初期消火を行うこととする。

○　今後，平成２５年１２月を目途に次の諸課題について検討を行う。

①　火災検知設備・消火設備の復旧または代替措置

１～４号機建屋内の火災検知設備，本設の消火設備は，震災により損傷しているが，今後施設を運用していくエリアについては，火災検知設備，消火設備の復旧または代替措置について検討を行う。

②　重要設備の火災防護対策（危険物との離間距離，延焼防止策等）

施設の安定化に必要となる重要設備を防護する観点で，電気設備や危険物貯蔵場所等の配置・位置関係を考慮した防火対策について検討を行う。

③　着火源の低減対策（電気設備の信頼性向上）

電気設備については，電気火災発生の可能性を評価するため，これまで設置してきた電気設備の現場調査が必要であり，その結果に基づき設備の信頼性向上策について検討を行う。

1.2.2.4　危険物貯蔵所における防火対策

○　津波により破損したＮｏ．３重油タンクの抜取り作業を平成２５年９月を目途に実施する。他の危険物屋外貯蔵タンクについても平成２５・２６年度を目途に抜取り作業を実施する。危険物の回収作業が完了するまでの期間は，定期的に巡視点検等を行い，漏えいのないことを確認する。

○　津波並びに１，３，４号機爆発によって破損した車両については，１～４号機建屋周辺に残っている一部車両を除き，破損車保管場所に移動後，高線量でない車両の油抜き・バッテリー取外しを平成２４年４月までに実施した。１～４号機建屋周辺に残っている一部車両についても平成２５年度に破損車両保管場所に移動後，線量を確認の上，油抜き・バッテリー取外しを実施する予定。

1.2.2.5　火気作業における防火対策

○　火花飛散防止の養生をする。

○　作業現場の可燃物を除去する。除去できない場合は不燃シートで養生する。
○　屋外で近くに枯草等の可燃物がある場合は予防散水を実施する。
○　周囲で火気厳禁危険物を使用していないことを確認する。
○　消火器を身近に設置する。
○　火気作業保護具の着用。前掛け，革手袋，腕カバー，足カバーを着用しタイベックの露出を防ぐ。
○　火気使用開始，終了を当直に連絡する。
○　作業場退出の際及び火気使用作業終了３０分後に消火確認をする。
○　強風により火気養生が機能しない場合，作業を中断する。
○　危険物貯蔵所や重要設備に対して十分な離間距離を確保できる作業場所を選定する。離間距離が十分に確保できない場合には，上記の防火対策を徹底する等の措置を講じる。

1.2.3　火災発生時の対策

1.2.3.1　初期消火要員体制・消火訓練

○　発電所構内の消火活動を速やかに対応するために，初期消火要員として，重要免震棟を中心に常時１０名以上を駐在させる。１～４号機および屋外の火災については，重要免震棟に常駐する初期消火要員（当直員）３名が先行して消火活動を行い，追って残りの初期消火要員が加勢し消火活動を行う。５，６号機内の火災については，中央操作室に常駐する初期消火要員（当直員）３名が先行して消火活動を行い，同様の消火活動を行う。
○　消火用の消防車として化学消防車１台，水槽付きポンプ車１台を常時可動できる状態で配備する。
○　発電所構内における火災を想定した消火手順書を作成し，これに基づいた消火訓練を初期消火要員に対して計画的・確実に実施していく。

1.2.3.2　火災に対する監視の強化（早期発見）

○　発電所構内においては警備員，初期消火要員，工事監理員が毎日パトロールを実施し，火災等異常の早期発見に努めている。
○　発電所敷地周辺の火災監視用カメラ２台を，発電所構内の通信鉄塔に設置し，敷地内外の監視を行っている。
○　当社社員及び協力企業職員に対して「警戒区域内を通行している際に，火や煙等何らかの異常を発見した場合には，すぐに１１９番通報する」ことを周知・徹底していく。

1.2.3.3　構内の消火設備

○　初期消火に使用する消火器は，立入が制限されている１～４号機建屋内については設備設置エリア毎に設置し，それ以外の建屋については消防法に従って設置している。更に，危険物貯蔵施設周りについては大型消火器を増設している。

○　立入が制限されている１～４号機周りは，１号側の防火水槽と共用プール建屋の消火栓からの採水が可能である。５・６号機周りは消火栓及び採水口，防火水槽からの採水が可能である。

○　発電所敷地周辺からの延焼防止散水のため発電所敷地周辺（西側企業棟付近）にある浄水場の浄水槽から，消防用水を採水する。また，伐採木一時保管エリアには，防火水槽又は散水車を配備して消防用水を確保している。

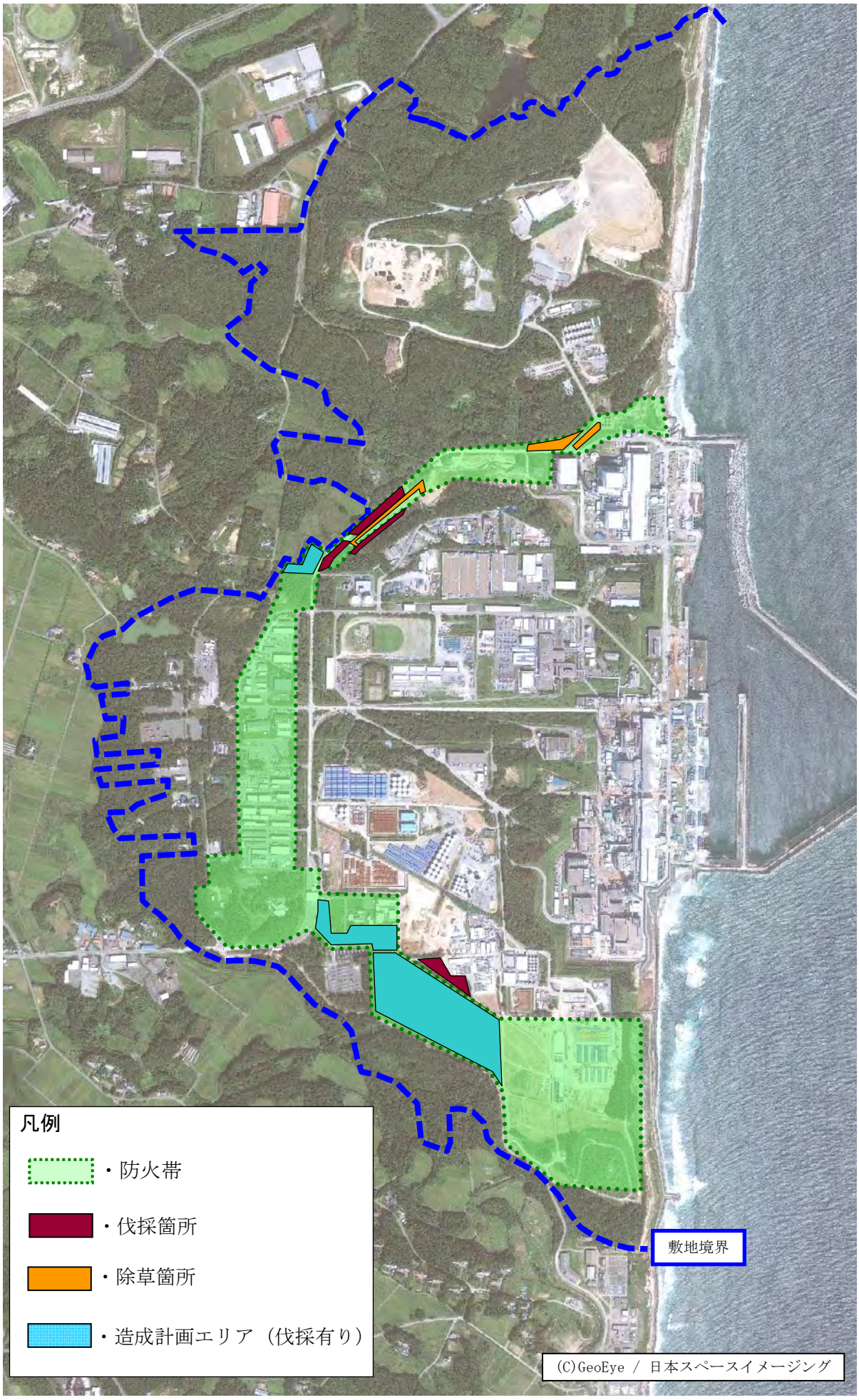
○　新たな水源として，平成２５年３月に発電所構内全域に防火水槽（４０㎥）を３０基設置した。

○　平成２５年度に専用の取水設備とポンプ設備を設置し，平成２５年度～２８年度にかけて，消火配管と屋外消火栓を設置していく予定である。

1.2.4　添付資料

添付資料－１　福島第一原子力発電所における防火帯形成図

福島第一原子力発電所における防火帯形成図



2　放射性廃棄物等の管理に関する補足説明

2.1　放射性廃棄物等の管理

2.1.1　放射性固体廃棄物等の管理

2.1.1.1　概要

放射性固体廃棄物には，濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット，ペレット固化体)), 原子炉内で照射された使用済制御棒, チャンネルボックス等, 使用済樹脂[*1], フィルタスラッジ[*2]，その他雑固体廃棄物があり，固体廃棄物貯蔵庫，サイトバンカ，使用済燃料プール，使用済燃料共用プール，使用済樹脂貯蔵タンク，造粒固化体貯槽等に貯蔵，または保管する。

なお，ドラム缶に収納された放射性固体廃棄物，ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物，開口部閉止措置を実施した大型廃棄物であるドラム缶等の一部は，固体廃棄物貯蔵庫外のドラム缶等仮設保管設備に仮置きする。

事故後に発生した瓦礫等には，瓦礫類，伐採木，使用済保護衣等があり，一時保管エリアを設定して，一時保管する。

一時保管エリアには，固体廃棄物貯蔵庫，覆土式一時保管施設，仮設保管設備，伐採木一時保管槽，屋外の集積場所がある。

また，放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等については，必要に応じて減容等を行う。

＊１：１～６号機，集中環境施設の使用済樹脂（ビーズ状の樹脂）

＊２：１号機原子炉冷却材浄化系フィルター，１～６号機及び共用プールの原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器，燃料プール浄化系ろ過脱塩器，機器ドレンフィルター，床ドレンフィルターより廃棄されたろ過材とその捕獲されたクラッド

2.1.1.2　基本方針

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等については，必要に応じて減容等を行い，その性状により保管形態を分類して，作業員及び公衆の被ばくを達成できる限り低減できるようにし，放射性固体廃棄物等が管理施設外へ漏えいすることのないよう貯蔵，保管，または一時保管する。

また，これまでの発生実績や今後の作業工程から発生量を想定し，適切に保管エリアを確保し管理していくとともに，敷地境界への放射線影響に配慮した中長期的な計画を策定する。

放射性固体廃棄物等は，処理・処分を実施するまでの間，保管期間が長期に亘る可能性があるため，現状実施している仮設設備での保管を，今後，恒久的な貯蔵設備等での保管に移行していく計画を策定する。

2.1.1.3　対象となる放射性固体廃棄物等と管理方法

1～6 号機を含めた発電所敷地内及び臨時の出入管理箇所において発生した放射性固体廃棄物，事故後に発生した瓦礫等を対象とする。

(1)区分

a.放射性固体廃棄物

濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット，ペレット固化体)），原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等，使用済樹脂，フィルタスラッジ，その他雑固体廃棄物

b.事故後に発生した瓦礫等

瓦礫類，伐採木，使用済保護衣等

(2)運用

放射性固体廃棄物等の種類ごとの貯蔵，保管，または一時保管の措置は以下のとおりである。

・濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット固化体)），その他雑固体廃棄物

固体廃棄物貯蔵庫（容器収納，大型廃棄物への開口部閉止措置)，ドラム缶等仮設保管設備（容器収納，大型廃棄物への開口部閉止措置）

・原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等，使用済樹脂，フィルタスラッジ，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット))

サイトバンカ，使用済燃料プール，使用済燃料共用プール，使用済樹脂貯蔵タンク等

・瓦礫類

固体廃棄物貯蔵庫（容器収納，大型瓦礫類への飛散抑制措置)，仮設保管設備（容器未収納)，覆土式一時保管施設（容器未収納)，屋外集積（容器収納，シート等養生，養生なし）

・伐採木

屋外集積（養生なし)，伐採木一時保管槽（容器未収納）

・使用済保護衣等

固体廃棄物貯蔵庫（容器収納，袋詰め)，仮設保管設備（容器収納，袋詰め)，屋外集積（容器収納，袋詰め）

上記の放射性固体廃棄物等について，以下の管理を実施する。

a.放射性固体廃棄物

(a)その他雑固体廃棄物，濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット固化体))

ⅰ.処理・保管

ドラム缶等の容器に封入するか，または放射性物質が飛散しないような措置を講じて，固体廃棄物貯蔵庫に保管する。または，雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム

缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。

ⅱ.管理

(ⅰ)巡視，保管量確認

固体廃棄物貯蔵庫における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために，定期的に目視可能な範囲で巡視し，転倒等の異常がないことを確認する。保管量については，事故前の保管量の推定値を元に，保管物の出入りを確認する。

(ⅱ)管理上の注意事項の掲示

固体廃棄物貯蔵庫の目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

(b)原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等

ⅰ.貯蔵保管

原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等は，使用済燃料プールに貯蔵もしくはサイトバンカに保管する。または，原子炉内で照射されたチャンネルボックス等は使用済燃料共用プールに貯蔵する。

ⅱ.管理

(ⅰ)巡視，貯蔵保管量確認

サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等について，事故前の保管量の推定値を元に保管物を確認する。

使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等の貯蔵量は，事故前の貯蔵量の推定値を元に，貯蔵物の出入りを確認する。

また，使用済燃料共用プールにおける原子炉内で照射されたチャンネルボックス等については，定期的な巡視及び貯蔵量の確認を実施する。

(ⅱ)管理上の注意事項の掲示

サイトバンカの目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

(c)使用済樹脂，フィルタスラッジ，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））

ⅰ.処理・貯蔵保管

使用済樹脂，フィルタスラッジは，使用済樹脂貯蔵タンク等に貯蔵する。または，乾燥造粒装置で造粒固化し，造粒固化体貯槽または，固体廃棄物貯蔵庫に保管するか雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫に保管する。

また，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））は，造粒固化体貯槽に保管する。

ⅱ.管理

(ⅰ)巡視，貯蔵保管量確認

１～４号機及び集中環境施設は監視設備の故障等により確認が困難であり，監視はできないが，以下の容器等の管理により間接的に状態を把握する。

地下階に設置されている容器等については，漏えいしても滞留水として系内にとどまる。地上階に設置されている容器等については，腐食により，放射性廃液等が漏えいした場合に，系外への放出が懸念されるため，点検が可能な容器等については，定期に外観点検または肉厚測定を行い，漏えいのないことを確認する。また，高線量等により外観点検等が困難な容器等については，外観点検または肉厚測定を実施した容器等の点検結果より，劣化状況を想定し，漏えいが発生していないことを確認する。なお，これらの容器等には液体を内包する容器等を含む。

貯蔵量については，事故前の貯蔵量の推定値にて確認する。

造粒固化体貯槽は汚染水処理設備の設置等で確認が困難であり，監視はできない。保管量については，事故前の保管量の推定値にて確認する。

５号機及び６号機については，使用済樹脂貯蔵タンク等における使用済樹脂及びフィルタスラッジの貯蔵状況を定期的に監視し，貯蔵量を確認する。

運用補助共用施設については，沈降分離タンクにおけるフィルタスラッジの貯蔵状況を定期的に監視し，貯蔵量を確認する。

(d) ドラム缶等仮設保管設備におけるその他雑固体廃棄物

ⅰ.仮置き

ドラム缶等を固体廃棄物貯蔵庫外に仮置きする場合は，ドラム缶等仮設保管設備とする。また，ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶の仮置き期間は平成 24 年 12 月から約３年間とし，仮置き後は今後検討する恒久的な設備へ移動する。

ⅱ.管理

(ⅰ)区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう，ドラム缶等仮設保管設備自身または柵等による区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。

(ⅱ)巡視，保管量確認

ドラム缶等仮設保管設備におけるその他雑固体廃棄物の保管状況を確認するために，定期的にドラム缶等仮設保管設備を巡視するとともに，保管量を確認する。なお，ドラム缶等の破損等があれば補修等を行う。

(ⅲ)線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から，ドラム缶等仮設保管設備周辺の空間線量率を定期的に測定し，測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

また，ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶は表面線量率 0.1mSv/h 以下とする。

(ⅳ)ドラム缶転倒防止対策

３段に積み重ねて設置したドラム缶については，転倒防止対策として，最外周の３段目ドラム缶を固縛及び３段目パレットを連結する。さらに，ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶重量は 300kg 以下とする重量管理を実施することにより，パレットの座屈抑制を図る。

b. 事故後に発生した瓦礫等

(a) 瓦礫類

ⅰ. 処理・一時保管

発電所敷地内において，今回の地震，津波，水素爆発による瓦礫や放射性物質に汚染した資機材，除染を目的に回収する土壌等の瓦礫類は，瓦礫類の線量率に応じて，材質により可能な限り分別し，容器に収納して屋外の一時保管エリア，固体廃棄物貯蔵庫，覆土式一時保管施設，仮設保管設備，または屋外の一時保管エリアに一時保管する。または，雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。なお，固体廃棄物貯蔵庫に一時保管する瓦礫類のうち，容器に収納できない大型瓦礫類は，飛散抑制対策を講じて一時保管する。また，瓦礫類については，可能なものは切断，圧縮などの減容処理を行い，敷地内で保管するか，または再利用する。

瓦礫類を回収する際に，アスベスト等の有害物質を確認した場合には法令に則り適切に対応する。

発電所敷地内で発生する瓦礫類の処理フローを図２．１．１－１に示す。

ⅱ. 飛散抑制対策

表面線量率が目安値を超える瓦礫類については，飛散抑制対策を実施する。

目安値は，発電所敷地内の空間線量率を踏まえ，周囲への汚染拡大の影響がない値として設定し，表面線量率が目安値以下の瓦礫類については，周囲の空間線量率と有意な差がないことから，飛散抑制対策は実施しない。

今後，発電所敷地内の空間線量率が変化すれば，それを踏まえ適宜見直す予定である。

飛散抑制対策としては，容器，仮設保管設備，固体廃棄物貯蔵庫，覆土式一時保管施設に収納，またはシートによる養生等を実施する。

ⅲ. 管理

(ⅰ) 区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう，一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。

(ⅱ) 線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から，瓦礫類の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し，測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

(iii)空気中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から，一時保管エリアにおいて空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。また，空気中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより，飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお，測定結果が有意に高い場合には，適切な放射線防護装備を使用するとともに，飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

(iv)遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。また，中期的には瓦礫類の表面線量率によって，遮蔽機能を有した建屋等に移動，一時保管すること等により敷地境界での線量低減を図る。

(v)巡視，保管量確認

一時保管エリアにおける瓦礫類の一時保管状況を確認するために，定期的に一時保管エリアを巡視するとともに，一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。なお，瓦礫類の保管量集計においては，一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため，エリア占有率を定期的に確認する。また，保管容量，受入目安の表面線量率を超えないように保管管理を行う。

一時保管エリアの保管容量，受入目安表面線量率一覧表を表２．１．１－１に示す。

(vi)覆土式一時保管施設における確認

覆土式一時保管施設は，遮水シートによる雨水等の浸入防止対策が施されていることを確認するために，槽内の溜まり水の有無を確認し，溜まり水が確認された場合には回収する。

覆土式一時保管施設における測定ポイント，測定結果表示箇所予定位置図を図２．１．１－２に示す。

(b) 伐採木

ⅰ.処理・一時保管

回収した伐採木は，屋外の一時保管エリアまたは減容して伐採木一時保管槽にて保管するか，雑固体廃棄物焼却炉で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。

なお，伐採木一時保管槽においては，覆土をすることにより線量低減を図る。

ⅱ.防火対策

伐採木の枝葉根と幹の一時保管エリアには，火災時の初動対策として消火器を設置するとともに，以下の防火対策を実施する。

（ⅰ）枝葉根

枝葉根については，微生物による発酵と酸化反応による発熱が考えられることから，屋外集積を行う枝葉根は，温度上昇を抑えるため積載高さを約 5m とし，通気性を確保するとともに，定期的な温度監視を行い，必要に応じて水の散布や通気性を良くするため

に積載した枝葉根の切り崩しを行う。

伐採木一時保管槽に収納する減容された枝葉根は，温度上昇を抑えるため収納高さを約 3m とするとともに，覆土・遮水シートを敷設することで酸素の供給を抑制し，保管槽へのガスの滞留を防ぐためにガス抜き管を設置する。また，定期的な温度監視を行い，温度上昇が見受けられた場合はガス抜き管より窒素を注入し，温度低下を図るとともに，窒素による窒息効果により自然発火のリスクを抑える。

（ⅱ）幹

幹については，微生物による発酵と酸化反応による発熱が起こり難いと考えられるが，通気性を確保するように積載高さを約 5m とする。

ⅲ.飛散抑制対策

屋外集積する伐採木は，シート養生をすることにより，放熱が抑制，蓄熱が促進され，蓄熱火災を生じる恐れがあることから，シート養生による飛散抑制対策は実施しないが，飛散抑制対策が必要となった場合には，飛散防止剤を散布する等の対策を講じる。伐採木一時保管槽については，覆土による飛散抑制対策を行う。

ⅳ.管理

(ⅰ)区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう，一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。

(ⅱ)線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から，伐採木の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し，測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

(ⅲ)空気中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から，一時保管エリアにおいて空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。また，空気中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより，飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお，測定結果が有意に高い場合には，適切な放射線防護装備を使用するとともに，飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

(ⅳ)遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。

(ⅴ)巡視，保管量確認

一時保管エリアにおける伐採木の一時保管状況を確認するために，定期的に一時保管エリアを巡視するとともに，一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。なお，伐採木の保管量集計においては，一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため，エリア占有率を定期的に確認する。また，保管容量，受入目安の表面線量率を超えないように保管管理を行う。

一時保管エリアの保管容量，受入目安表面線量率一覧表を表２．１．１－１に示す。

なお，伐採木一時保管槽は，定期的に温度監視を実施し，火災のおそれのある場合には冷却等の措置を実施する。また，外観確認により遮水シート等に異常がないことを定期的に確認する。

(c)使用済保護衣等

ⅰ.処理・一時保管

発電所及び臨時の出入管理箇所において保管している使用済保護衣等は，保護衣・保護具の種類ごとに分別し，可能なものは圧縮等を実施して袋詰めまたは容器に収納し，決められた場所に一時保管する。または，雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。

ⅱ.管理

(ⅰ)区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう，一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。

(ⅱ)線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から，使用済保護衣等の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し，測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

(ⅲ)空気中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から，一時保管エリアにおいて空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。また，空気中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより，飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお，測定結果が有意に高い場合には，適切な放射線防護装備を使用するとともに，飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

(ⅳ)遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。

(ⅴ)巡視，保管量確認

一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管状況を確認するために，定期的に一時保管エリアを巡視するとともに，一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。また，使用済保護衣等の保管量集計においては，一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため，エリア占有率を定期的に確認する。

2.1.1.4　敷地境界線量低減対策

追加的に放出される放射性物質と敷地内に保管する放射性廃棄物等による敷地境界における実効線量の低減対策を実施する。

瓦礫類，伐採木において考えられる対策を以下に記載する。

a.覆土式一時保管施設の設置，同施設への瓦礫類の移動

線量率の高い瓦礫類については，遮へい機能のある覆土式一時保管施設に保管する。

b. 敷地境界から離れた場所への瓦礫類の移動

敷地境界に近い一時保管エリアに保管している瓦礫類については，敷地境界から離れた一時保管エリアへ移動する。

c. 伐採木への覆土

一時保管エリアに保管している伐採木で，線量率が周辺環境に比べ比較的高い対象物については，伐採木一時保管槽に収納することにより線量低減を図る。

d. 一時保管エリアの仮遮蔽

一時保管エリアに保管中の瓦礫類に土嚢等により仮遮蔽を実施する。

e. 線量評価の見直し

瓦礫類及び伐採木の一時保管エリア，固体廃棄物貯蔵庫，ドラム缶等仮設保管設備について，線源設定を測定値により見直し評価する。

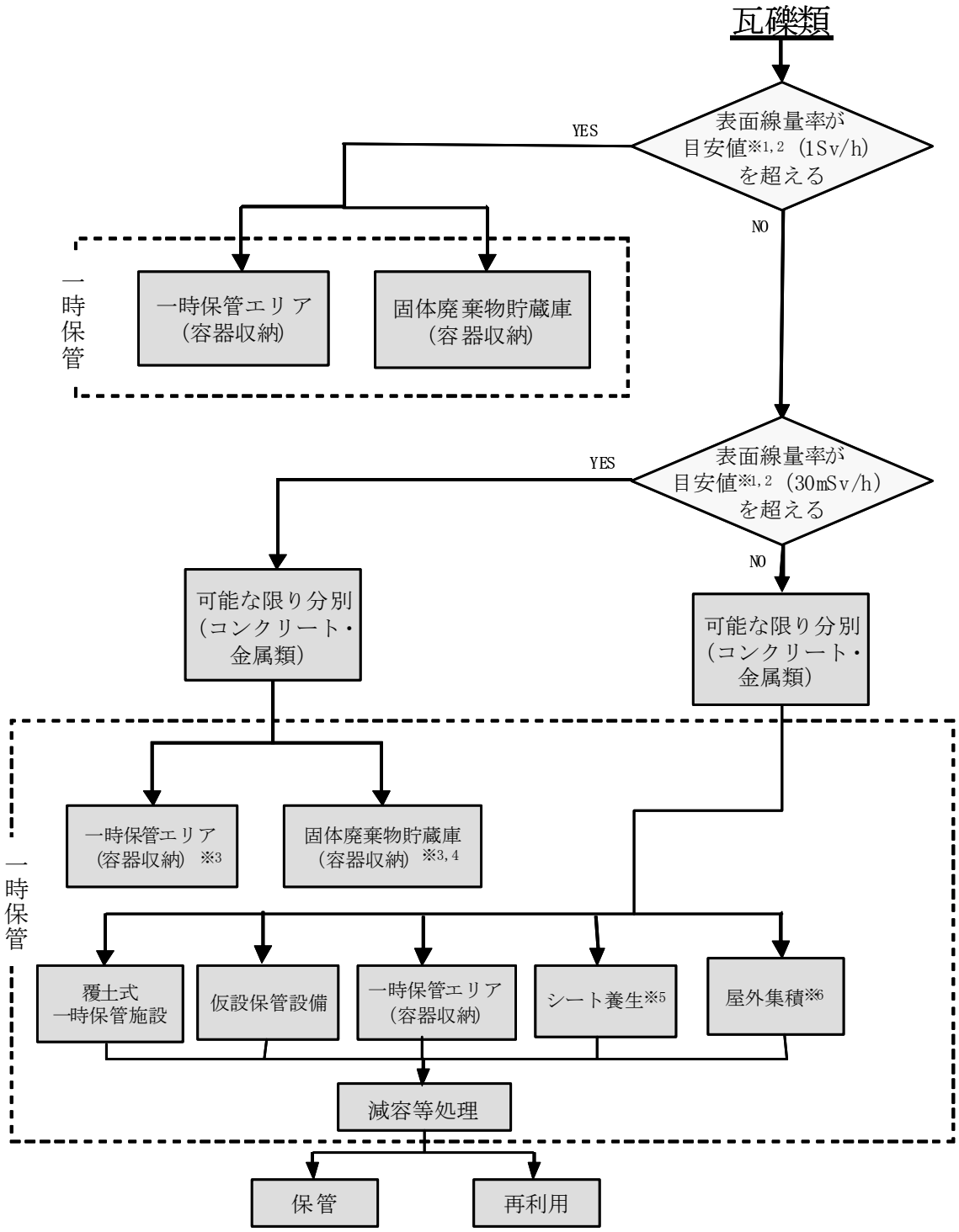
表２．１．１－１　一時保管エリアの保管容量，受入目安表面線量率一覧表

エリア名称	保管物	保管容量（約m^3）	受入目安表面線量率（ｍＳｖ／ｈ）
固体廃棄物貯蔵庫（第１，第２棟）	瓦礫類	3,000	10
固体廃棄物貯蔵庫（第３～第８棟）	瓦礫類	15,000	＞30
一時保管エリアＡ１	瓦礫類	※（ケース１）2,400 （ケース２）4,200	※（ケース１）　30 （ケース２）0.01
一時保管エリアＡ２	瓦礫類	※（ケース１）4,700 （ケース２）7,400	※（ケース１）　30 （ケース２）0.005
一時保管エリアＢ	瓦礫類	3,100	0.01
一時保管エリアＣ	瓦礫類	40,000	0.05（3,000m^3分）， 残り0.1
一時保管エリアＤ	瓦礫類	3,000	0.5
一時保管エリアＥ１	瓦礫類	10,500	1
一時保管エリアＥ２	瓦礫類	1,800	10
一時保管エリアＦ１	瓦礫類	650	10
一時保管エリアＦ２	瓦礫類	7,500	0.1
一時保管エリアＧ	伐採木（枝葉根）	27,000	0.3
一時保管エリアＨ	伐採木（枝葉根・幹）	15,000	0.3
一時保管エリアＪ	瓦礫類	4,800	0.005
一時保管エリアＬ	瓦礫類	16,000	30
一時保管エリアＮ	瓦礫類	6,000	0.1
一時保管エリアＯ	瓦礫類	16,500	0.1
一時保管エリアＰ１	瓦礫類	51,000	0.1（25,500m^3分）， 0.05（25,500m^3分）
一時保管エリアＰ２	瓦礫類	7,100	1
一時保管エリアＱ	瓦礫類	6,100	5
一時保管エリアＲ	伐採木（枝葉根）	6,900	0.3
一時保管エリアＳ	伐採木（枝葉根）	11,400	0.3
一時保管エリアＴ	伐採木（枝葉根）	23,100	0.3
一時保管エリアＵ	瓦礫類	750	0.015（310m^3分），0.020（110m^3分），0.028（330m^3分）
一時保管エリアＶ	伐採木（枝葉根・幹）	15,000	0.3

※高線量の瓦礫類に遮蔽を行って一時保管する場合のケース１と遮蔽を行っていた瓦礫類を他の一時保管エリアに移動した後に低線量瓦礫類を一時保管する場合のケース２により運用する。

・一時保管エリアＩ，Ｍには，バックグラウンド線量率と同等以下の線量率の低い伐採木（幹）を保管する。

・一時保管エリアＨ，Ｖの保管容量には伐採木（幹）は含まれない。



※1 目安値は発電所敷地内の空間線量率を踏まえ適時見直し
※2 目安を判断することができる場合は，表面そのものの測定を実施しないことがある
※3 容器に収納できない大型瓦礫類は，飛散抑制対策を講じて一時保管する
※4 30mSv/h以下の瓦礫類もある
※5 目安値1mSv/h以下の瓦礫類を一時保管する
※6 目安値0.1mSv/h以下の瓦礫類を一時保管する

図２．１．１－１　発電所敷地内で発生する瓦礫類の処理フロー

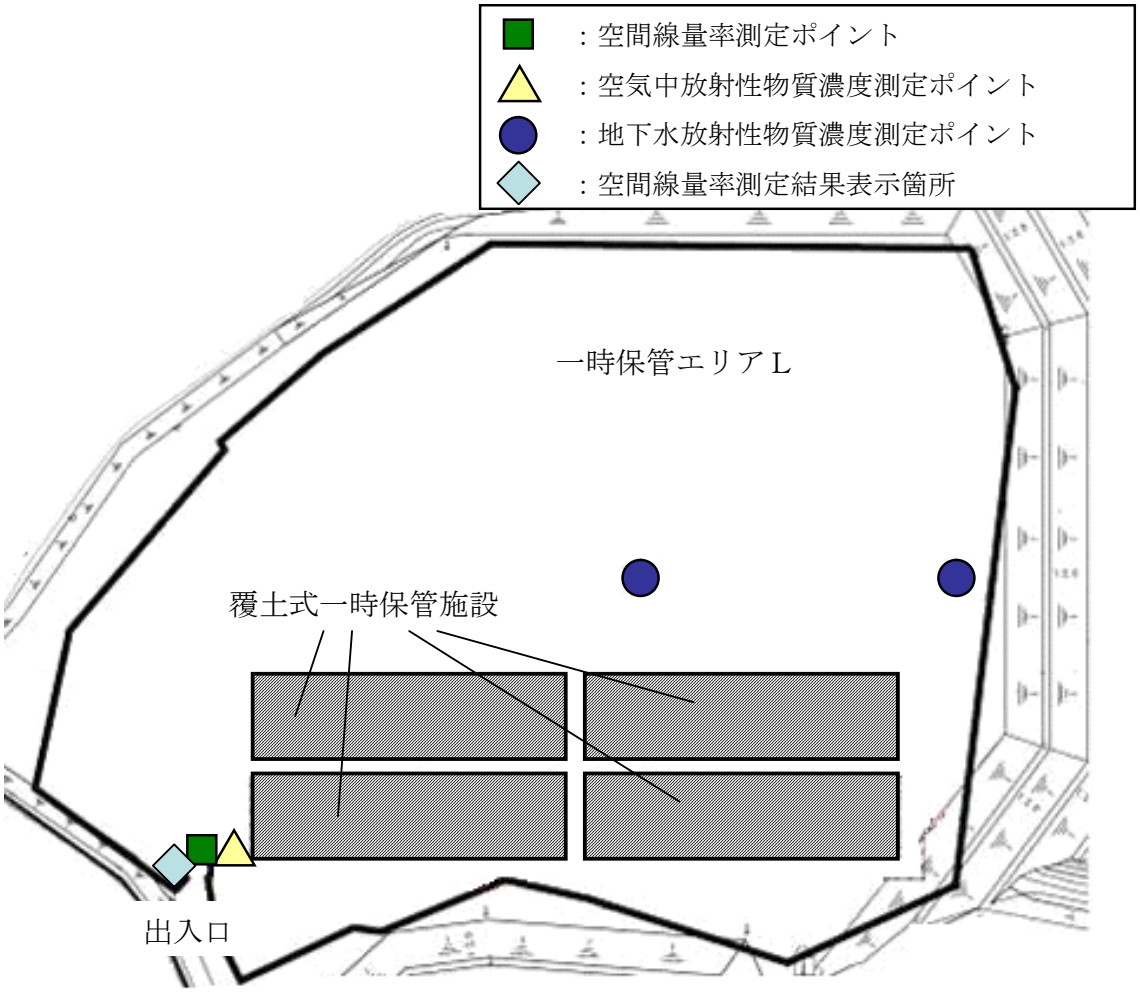


図２．１．１－２　覆土式一時保管施設における測定ポイント，測定結果表示箇所予定位置図

2.1.2　放射性液体廃棄物等の管理

2.1.2.1　　概要

(1)放射性液体廃棄物

放射性液体廃棄物としては，事故発災前に発生していた機器ドレン廃液，床ドレン廃液，化学廃液及び洗濯廃液がある。これら廃液の処理設備は，滞留水に水没又は系統の一部が故障しており，環境への放出は行っていない。また，事故発災後においては，多核種除去設備により汚染水処理設備の処理水及び処理設備出口水に含まれる放射性物質（トリチウムを除く）の低減処理を行い，処理済水をタンクに貯蔵する。

(2)汚染水等

１～３号機の原子炉を冷却するために注水を行っているが，注水後の水が原子炉建屋等に漏出し滞留水として存在している。また，サブドレン装置を停止しており，サブドレンピット内に水が滞留し，建物地下階には貫通部等を通じて地下水も流入している。その他，降雨により雨水の建屋内への流入も考えられる。

これらの汚染水については，外部に漏れないように建屋内やタンク等に貯蔵しているとともに，その一部を，汚染水処理設備により放射性物質の低減処理（浄化処理）を行い，浄化処理に伴い発生する処理済水をタンクに貯蔵するとともに，淡水化した処理済水は原子炉へ注水する循環再利用を行っている。

５，６号機のタービン建屋等に流入した海水及び地下水は，滞留水として，貯留設備（タンク）へ移送し貯留するとともに，その一部を，浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を行い，構内散水等に使用している。

また，臨時の出入管理箇所において，洗浄機器及びその付属品で人の洗身や車両の洗浄を行なった洗浄水は，決められた場所に一時保管している。

なお，この他に管理対象区域内で発生するものとして，免震重要棟等へ立ち入った者が使用した手洗い水など生活排水や地下水バイパスの実施に伴い汲み上げた地下水があり，一般排水として管理している。

2.1.2.2　　基本方針

事故発災後に発生した放射性液体廃棄物については，以下の対策に取り組むことにより，汚染水の海への安易な放出は行わないものとする。

①増水の原因となる原子炉建屋等への地下水の流入に対する抜本的な対策

②汚染水処理設備の除染能力の向上確保や故障時の代替施設も含めた安定的稼働の確保方策

③汚染水管理のための陸上施設等の更なる設置方策

なお，海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

2.1.2.3　対象となる放射性廃棄物と管理方法

管理対象区域における建屋内，タンク及びサブドレンピット等に貯蔵・滞留している放射性物質を含む水，当該建屋や設備へ外部から流入する水，及びそれらの水処理の各過程で貯蔵している，あるいは発生する液体を対象とする。

(1) 発生源

①１～６号機の原子炉建屋及びタービン建屋等においては，津波等により浸入した大量の海水が含まれるとともに，１～３号機においては原子炉への注水により，原子炉及び原子炉格納容器の損傷箇所から漏出した高濃度の放射性物質を含む炉心冷却水が流入し滞留している。また，１～４号機については，使用済燃料プール代替冷却浄化系からの漏えいがあった場合には，建屋内に排水される。この他，建屋には雨水の流入，及び地下水が浸透し滞留水に混入している。

②建屋地下に接する地盤からの湧水を排水するためのサブドレン設備には，津波による海水が滞留している。建屋には雨水の流入及び地下水が浸透し滞留水に混入している。

③臨時の出入管理箇所においては，人の洗身及び車両の洗浄に使用した洗浄水は，収集し，一時保管している。

１～４号機の建屋内滞留水は，海洋への放出リスクの高まる O.P.4,000㎜到達までの余裕確保のために水位を O.P.3,000㎜付近となるよう管理することとしている。具体的には，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に水圧式の水位計を設置し，免震重要棟で水位を監視しており，２～４号機タービン建屋から集中廃棄物処理建屋へ滞留水を移送している。

(2) 浄化処理

①多核種除去設備による浄化処理

汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性物質（トリチウムを除く）については，多核種除去設備により低減処理を行う。

②１～４号機の浄化処理

滞留水を漏えいさせないよう，プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋へ滞留水を移送し，放射性物質を除去する汚染水処理設備により浄化処理を実施している。除去した放射性物質は環境中へ移行しにくい性状にさせるため，放射性物質を吸着・固定化又は凝集する。

③５，６号機の浄化処理

貯留設備（タンク）へ滞留水を移送し，その一部を浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を実施している。

④サブドレン水の浄化処理

サブドレンピット内の水について，浮遊物質の除去や浄化装置により浄化試験を実施している。

(3) 貯蔵管理

汚染水処理設備の処理済水については，多核種除去設備により，放射性物質（トリチウムを除く）の低減処理を行い，処理済水を処理済水貯留用タンク・槽類に貯留する。

１～４号機のタービン建屋等の高レベルの滞留水については建屋外に滞留水が漏えいしないよう滞留水の水位を管理している。また，万が一，タービン建屋等の滞留水の水位が所外放出レベルに到達した場合には，タービン建屋等の滞留水の貯留先を確保するために，プロセス主建屋に貯留している滞留水の受け入れ先として，高濃度滞留水受タンクを設置している。

１～４号機の廃棄物処理建屋等の地下階に設置されている容器等内の廃液については，漏えいしても滞留水として系内にとどまる。また，地上階に設置されている容器等内の廃液については，腐食により廃液が容器等から漏えいした場合に，系外への放出が懸念されるため，点検が可能な容器等については，定期に外観点検または肉厚測定を行い，漏えいのないことを確認する。また，高線量等により外観点検等が困難な容器等については，外観点検または肉厚測定を実施した容器等の点検結果より，劣化状況を想定し，漏えいが発生していないことを確認する。

高レベル滞留水は処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置），淡水化装置（逆浸透膜装置，蒸発濃縮装置）により処理され，水処理により発生する処理済水は中低濃度タンク（サプレッション･プール水サージタンク，廃液ＲＯ供給タンク，ＲＯ後濃縮塩水受タンク，濃縮廃液貯槽，ＲＯ及び蒸発濃縮装置後淡水受タンク）に貯蔵管理する。

５，６号機のタービン建屋等に流入した海水及び地下水は，滞留水として，貯留設備（タンク）へ移送して貯留し，その一部は，浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を行っている。各タンクは巡視点検により漏えいがないことを定期的に確認する。

臨時の出入管理箇所において，人の洗身及び車両の洗浄に使用した洗浄水は，タンクに一時保管している。一時保管エリアにおける廃棄物等の保管状況を確認するために，定期的に保管エリアを巡視するとともに，保管量を確認する。一時保管エリアは，関係者以外がむやみに立ち入らないよう，周囲を柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示している。一時保管エリアの空間線量率と空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。

なお，同様な管理を継続していくとともに，タンクは必要に応じて増設する。

(4) 再利用

汚染水処理設備により放射性物質を低減し，浄化処理に伴い発生する処理済水は貯蔵を行い，淡水化した処理済水については原子炉の冷却用水等へ再利用する。

５，６号機のタービン建屋等に流入した海水及び地下水は，滞留水として，貯留設備

（タンク）へ移送して貯留し，その一部は，浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を行い，構内散水等に使用する。

(5) 放出管理の方法

地下水の流入量が異常に増加した場合等において，浄化処理した処理済水をやむを得ず放出する際の管理方法について，処理済水を環境に放出する際は，環境への影響を十分に低くするとの考えのもと，告示に定める周辺監視区域外の濃度限度を超えないよう厳重な管理を行うこととする。

具体的には，放出を行う際は，環境への影響を十分に低くするために放出に係る設備を経るとともに，必要な混合，希釈を行うものとし，放出する処理済水については，あらかじめタンク等においてサンプリングを行い，放射性物質の濃度を測定して，放出量及び放水口における濃度を確認することで管理を行う。

なお，海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

2.1.3　放射性気体廃棄物等の管理

2.1.3.1　概要

1～4 号機については事故の影響により排気筒の監視装置は使用不能である。5，6 号機では原子炉建屋内の空気を換気し，主排気筒において放出を監視している。主な放出源と考えられる 1～3 号機原子炉建屋の上部において空気中放射性物質濃度を測定している。また，敷地内の原子炉建屋近傍，敷地境界付近で空気中放射性物質濃度の測定を行い，敷地境界付近では告示の濃度限度を下回ることを確認している。1 号機では，原子炉建屋カバーの排気設備フィルタにより，放射性物質の飛散を抑制している。1～3 号機では原子炉格納容器ガス管理設備が稼働し，格納容器内から窒素封入量と同程度の量の気体を抽出してフィルタにより放出される放射性物質を低減している。

2.1.3.2　基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備により環境中への放出量を抑制するとともに各建屋において可能かつ適切な箇所において放出監視を行う。また，敷地境界付近で空気中放射性物質濃度の測定を行い，敷地境界付近において告示に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度を下回っていることを確認する。

放射性物質を内包する建屋等については放射性物質の閉じ込め機能を回復することを目指し，内包する放射性物質のレベルや想定される放出の程度に応じて，放出抑制を図っていく。実施の検討にあたっては，建屋や設備の損傷状況，作業場所のアクセス方法や線量率，建屋内の濃度や作業環境，今後の建屋の利用計画等を考慮し，測定データや現場調査の結果を基に，実現性を判断の上，可能な方策により計画していく。

今後設置される施設についても，内包する放射性物質のレベル等に応じて必要となる抑制対策をとるものとする。

放射性物質の新たな発生，継続した放出の可能性のある建屋等を対象として，可能かつ適切な箇所において放出監視を行っていく。連続的な監視を行うための測定方法，伝送方法について，現場状況の確認結果をもとに検討し，換気設備を設ける場合は排気口において放出監視を行う。

2.1.3.3　対象となる放射性廃棄物と管理方法

各建屋から発生する気体状（粒子状，ガス状）の放射性物質を対象とする。

⑴発生源

a. 1～3 号機原子炉建屋格納容器

格納容器内の放射性物質を含む気体については，窒素封入量と同程度の量の気体を抽出して原子炉格納容器ガス管理設備のフィルタで放出される放射性物質を低減する。

b. 1～4 号機原子炉建屋

格納容器内の気体について，建屋内へ漏洩したものは原子炉格納容器ガス管理設備で処理されずに，上部開口部（機器ハッチ）への空気の流れによって放出される。

建屋内の空気の流れ及び建屋地下部の滞留水の水位低下により，建屋内の壁面，機器，瓦礫に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，上部開口部（機器ハッチ）より放出される可能性がある。滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出については，移行試験の結果から，極めて少ないと考えている。移行試験は，濃度が高く被ばく線量への寄与も大きいCs-134，Cs-137に着目し，安定セシウムを用いて溶液から空気中への移行量を測定した結果，移行率（蒸留水のセシウム濃度／試料水中のセシウム濃度）が約1.0×10^{-4} %と水温に依らず小さいことが判明している。

1号機については，放射性物質の飛散を抑制するために設置された原子炉建屋カバーの排気設備フィルタにより，カバー天井部の気体を吸引して放射性物質の放出を抑制する。

2 号機については，ブローアウトパネル開口部を閉止する開閉式のパネル架構を，ブローアウトパネル開口部周辺の原子炉建屋壁に固定する。高線量下での作業員の被ばく量低減を図るため，パネル架構は大組みユニット化し，遠隔操作重機により設置する。パネル架構の重量は，原子炉建屋に対して0.1%程度以下であるが，原子炉施設への影響を考慮し，建築基準法に準じて設計する。なお，ブローアウトパネル開口部の閉止後は建屋内作業環境の悪化が懸念されるため，原子炉建屋排気設備を設置して建屋内空気の換気を行う。

3号機及び4号機については，今後，使用済燃料プールからの燃料取り出し時の放射性物質の飛散抑制を目的として作業エリアを被うカバーを設置していく計画であり，燃料取り出し作業時にカバー内を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図るとともに濃度を監視していく予定である。

使用済燃料貯蔵プール水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，Cs-134，Cs-137 に着目し，上述の測定結果から，プール水からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

c. 1～4 号機タービン建屋

建屋地下部の滞留水の水位低下により，壁面，機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが，地下開口部は閉塞されていることから，建屋からの追加放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，原子炉建屋と同様に，極めて少ないと評価している。

d. 1～4 号機廃棄物処理建屋

タービン建屋と同様に，建屋地下部の滞留水の水位低下により，壁面，機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが，地下開口部は閉塞されていることから，建屋からの追加放出は少

ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，同様に極めて少ないと評価している。

e. 集中廃棄物処理施設

プロセス主建屋，サイトバンカ建屋，高温焼却炉建屋，焼却・工作建屋の各建屋について，タービン建屋と同様に，建屋地下部の滞留水の水位低下により，壁面，機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが，地下開口部は閉塞されていることから，建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，同様に極めて少ないと評価している。

また，建屋内に設置されている汚染水処理設備，貯留設備の内，除染装置（セシウム凝集・沈殿），造粒固化体貯槽（廃スラッジ貯蔵）については，内部のガスをフィルタにより放射性物質を除去して排気している。

f. 5，6 号機各建屋

各建屋地下部の滞留水について，建屋外から入ってきた海水及び地下水であり，放射性物質濃度は 1～4 号機に比べ低い。

原子炉建屋については建屋換気系が運転しており，原子炉建屋内の空気をフィルタを通して換気し，主排気筒から放出している。

g. 使用済燃料共用プール

共用プール水について，放射性物質濃度は 1～4 号機に比べ低く，プール水からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

h. 廃スラッジ一時保管施設

汚染水処理設備の除染装置から発生する廃スラッジを処理施設等へ移送するまでの間一時貯蔵する施設では，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気する。

i. 焼却炉建屋

焼却設備の焼却処理からの排ガスは，フィルタを通し，排ガスに含まれる放射性物質を十分低い濃度になるまで除去した後に，焼却設備の排気筒から放出する。

なお，フィルタを通し十分低い濃度になることから，焼却炉建屋からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

j． 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫に保管される放射性固体廃棄物等は，容器やドラム缶等に収納されるため，放射性固体廃棄物等からの放射性物質の追加放出はないものと評価している。

k． 瓦礫等の一時保管エリア

瓦礫等の一時保管エリアは，瓦礫類については周囲への汚染拡大の影響がない値と

して目安値を設定し，目安値を超える瓦礫類は容器，仮設保管設備，覆土式一時保管施設に収納，またはシートによる養生等による飛散抑制対策を行い保管していること，また伐採木については周囲への汚染拡大の影響がないことを予め確認していることから，放射性物質の追加放出は極めて少ないと評価している。

l．使用済セシウム吸着塔一時保管施設

セシウム吸着装置吸着塔，第二セシウム吸着装置吸着塔，高性能容器，処理カラムは，セシウム吸着塔一時保管施設において静的に貯蔵している。使用済みの吸着材を収容する高性能容器，及び，使用済みの吸着材を収容する処理カラムは，セシウム等の主要核種を吸着塔内のゼオライト等に化学的に吸着させ，吸着塔内の放射性物質が漏えいし難い構造となっている。高性能容器は，圧縮活性炭高性能フィルタを介したベント孔を設けており，放射性物質の漏えいを防止している。また，保管中の温度上昇等を考慮しても吸着材の健全性に影響を与えるものでは無いため，吸着材からの放射性物質の離脱は無いものと評価している。このため，放射性物質の追加放出は極めて小さいと評価している。

m．貯留設備（タンク類，地下貯水槽）

貯留設備（タンク類，地下貯水槽）は，汚染水受入れ後は満水保管するため，水位変動が少ないこと，蒸発濃縮装置出口水の放射能濃度測定結果から空気中への放射性物質の移行は極めて低いことから放射性物質の追加放出は極めて少ないと考えている。

n．多核種除去設備

多核種除去設備は，タンク開口部のフィルタにより放射性物質を除去し，排気しているため，放射性物質の追加放出は極めて小さいと考えている。

(2)放出管理の方法

気体廃棄物について，原子炉格納容器ガス管理設備により環境中への放出量を抑制するとともに各建屋において可能かつ適切な箇所において放出監視を行っていく。

①1～3号機原子炉建屋格納容器

1～3 号機は原子炉格納容器ガス管理設備出口において，ガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタにより連続監視する。

②1～4 号機原子炉建屋

1 号機については，原子炉建屋カバー排気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。2 号機については，原子炉建屋排気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。3 号機については，原子炉建屋上部で空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。今後，原子炉建屋 5 階上部で連続監視するためのダスト放射線モニタを設置する。また，4 号機については，建屋内の機器ハッチ開口部付近において監視するが，建屋

内の放射性物質による汚染の程度は 1～3 号機より低いことから，建屋内で空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

③1～4 号機タービン建屋

追加放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は，地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお，建屋内地上部の大物搬入口等の主な開口部付近にて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質の漏えいがないことを確認する。

④1～4 号機廃棄物処理建屋

追加放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は，地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお，建屋内地上部の主な開口部付近にて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質の漏えいがないことを確認する。

⑤集中廃棄物処理施設（プロセス主建屋，サイトバンカ建屋，高温焼却炉建屋，焼却・工作建屋）

追加放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は，地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお，プロセス主建屋，サイトバンカ建屋，高温焼却炉建屋，焼却・工作建屋の各建屋内地上部の主な開口部付近にて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質の漏えいがないことを確認する。

また，建屋内に設置されている汚染水処理設備，貯留設備の内，除染装置（セシウム凝集・沈殿），造粒固化体貯槽（廃スラッジ貯蔵）については，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気しており，除染装置運転時や廃棄物受け入れ時等において，排気中の放射性物質濃度を必要により測定する。

⑥5，6 号機各建屋

主排気筒において，放射性物質濃度をガス放射線モニタにより連続監視する。

⑦使用済燃料共用プール

建屋内プールオペフロ階において，空気中の放射性物質を使用済燃料の取り扱い時等にダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

⑧廃スラッジ一時保管施設

汚染水処理設備の除染装置から発生する廃スラッジを一時貯蔵する施設では，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気し，ダスト放射線モニタで監視する。

⑨焼却炉建屋

焼却設備の排気筒において，放射性物質濃度をガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタにより監視する。

⑩固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫において，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

⑪瓦礫等の一時保管エリア

瓦礫等の一時保管エリアにおいて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

⑫使用済セシウム吸着塔一時保管施設

使用済セシウム吸着塔一時保管施設のエリアにおいては，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

⑬貯留設備（タンク類，地下貯水槽）

貯留設備（タンク類，地下貯水槽）のエリアにおいては，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

⑭多核種除去設備

多核種除去設備においては，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去し，排気しているため，多核種除去設備設置エリアの放射性物質濃度を必要により測定する。

(3)推定放出量

1～3 号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの追加放出は，極めて少ないと考えられるため，1～3 号機原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から検出されている Cs-134 及び Cs-137 を評価対象とし，建屋開口部等における放射性物質濃度及び空気流量等の測定結果から，現在の 1～3 号機原子炉建屋からの放出量を評価した。推定放出量（平成 24 年 10 月時点）は，表２．１．３－１に示す通りである。

表２．１．３－１　気体廃棄物の推定放出量

	Cs-134 (Bq/sec)	Cs-137 (Bq/sec)
1 号機　原子炉建屋	1.7×10^{2}	1.7×10^{2}
2 号機　原子炉建屋	6.9×10^{2}	6.9×10^{2}
3 号機　原子炉建屋	5.2×10^{2}	5.2×10^{2}

（注）平成 24 年 10 月時点の評価値

2.2　線量評価

敷地周辺における線量評価は，プラントの安定性を確認するひとつの指標として，放射性物質の放出抑制に係る処理設備設計の妥当性の確認の観点から放射性物質の放出に起因する実効線量の評価を，施設配置及び遮蔽設計の妥当性の確認の観点から施設からの放射線に起因する実効線量の評価を行う。

2.2.1　大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量

2.2.1.1　評価の基本的な考え方

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量の評価については，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下，「気象指針」という），「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下，「評価指針」という）及び「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（以下，「一般公衆の線量評価」という）を準用する。

外部被ばく及び吸入摂取による実効線量の評価は，原子炉施設周辺でそれぞれ最大の被ばくを与える地点に居住する人を対象とし，外部被ばくについては放射性雲からの γ 線による実効線量と地表に沈着した放射性物質からの γ 線による実効線量を考慮する。

食物摂取による実効線量については，現実に存在する被ばく経路について，食生活の様態等が標準的である人を対象として行うため，敷地周辺で農業・畜産業が行われていない現状では有意な被ばく経路は存在しない。ただし，今後敷地周辺において農業・畜産業が再開されることを見越し，被ばく評価全体において食物摂取による被ばくが占める程度を把握するため，参考として，葉菜及び牛乳摂取による実効線量を評価する。また，今後，敷地周辺での漁業活動等に応じて，現実に存在する食物摂取以外による被ばく経路の実効線量を評価する予定である。

2.2.1.2　計算のための前提条件

(1)気象条件

大気拡散の解析に用いる気象条件は，福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（6 号原子炉施設の変更）（平成 22 年 11 月 12 日付け，平成 19・04・19 原第 18 号にて設置変更許可）の添付書類六の記載と同様とする。

気象条件の採用に当たっては，風向出現頻度及び風速出現頻度について平成 12 年 4 月から平成 22 年 3 月までの 10 年間の資料により検定を行い，代表性に問題ないことを確認した。検定法は，不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順に従った。

棄却検定の結果を表２．２．１－１及び表２．２．１－２に示す。有意水準 5%で棄却された項目は 28 項目中 2 個であった。これは採用した気象条件が長期間の気象状況と比較して異常でないことを示しており，解析に用いる気象条件が妥当であることを示して

いる。

(2)放出源と有効高さ

放出源は各建屋からの排気であるが，「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」で述べたとおり，1～3 号機の原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの放出は無視しうるため，放出位置は 1～3 号機の原子炉建屋とする。

有効高さについて，現在の推定放出位置は原子炉建屋オペレーティングフロア付近であるが，保守的に地上放散とする。

地上放散の保守性については，以下のとおりである。

「気象指針」において，位置(x,y,z)における放射性物質濃度$\chi(x,y,z)$を求める基本拡散式を（2-2-1）式に示す。

$$\chi(x,y,z)=\frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U}\cdot\exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right)\cdot\exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y{}^2}\right)\cdot\left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z{}^2}\right\}+\exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z{}^2}\right\}\right]$$

・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ （2-2-1）式

ここで，

$\chi(x,y,z)$ ：点(x,y,z)における放射性物質の濃度（Bq/m³）

Q ：放出率（Bq/s）

U ：放出源高さを代表する風速（m/s）

λ ：物理的崩壊定数（1/s）

H ：放出源の有効高さ(m)

σ_y ：濃度分布のｙ方向の拡がりのパラメータ（m）

σ_z ：濃度分布のｚ方向の拡がりのパラメータ（m）

このとき，有効高さと同じ高度（$z=H$）の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。被ばく評価地点は地上（$z=0$）であるため，地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。

(3)放出を考慮する核種

放射性物質の放出量は，原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から想定しており，現時点では実際に検出されている Cs-134 及び Cs-137 を評価対象とする。

Cs-134 及び Cs-137 以外の核種には，検出限界未満であることが確認されている核種だけではなく，測定自体ができていないものもあるが，評価結果に大きな影響は与えないものと考えている。これら評価対象としなかった核種の影響度合いについては，「2.2.1.8 Cs 以外の核種の影響について」で詳しく述べる。

(4)線量及び濃度計算地点

線量の計算は，図２．２．１－１に示すとおり，1，2 号機共用排気筒を中心として 16 方位に分割した陸側 9 方位の敷地境界外について行う。ただし，これらの地点より大きな線量を受ける恐れのある地点が別に陸側にある場合は，その地点も考慮する。

1，2 号機共用排気筒から各評価点までの距離は，表２．２．１－３に示す。

2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算

計算は連続放出とし，放出位置毎に行う。単位放出率あたりの地上における放射性物質濃度は，放射性物質の減衰を無視すると（2-2-2）式となる。

$$\chi(x,y,0)=\frac{1}{\pi\sigma_y\sigma_z U}\cdot\exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y{}^2}\right)\cdot\exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_z{}^2}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}2)\text{式}$$

計算地点における年間平均相対濃度 $\overline{\chi}$ は，隣接方位からの寄与も考慮して以下のように計算する。

$$\overline{\chi}=\sum_j \overline{\chi}_{jL}+\sum_j \overline{\chi}_{jL-1}+\sum_j \overline{\chi}_{jL+1} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}3)\text{式}$$

ここで，

j ：大気安定度（A～F）

L ：計算地点を含む方位

計算結果を表２．２．１－４に示す。これに「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表２．１．３－１に示した推定放出量を乗じた結果を表２．２．１－５に示す。1～3 号機合計の濃度が最大となるのは，1，2 号機共用排気筒の南方位約 1,340ｍの敷地境界で，それぞれ約 1.4×10^{-9}Bq/cm^3 である。

2.2.1.4 単位放出量あたりの実効線量の計算

建屋から放出された放射性雲による計算地点における空気カーマ率は，（2-2-4）式により計算する。

$$D=K_1\cdot E\cdot\mu_{en}\cdot\int_0^\infty\int_{-\infty}^{\infty}\int_0^\infty\frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2}\cdot B(\mu r)\cdot\chi(x',y',z')dx'dy'dz' \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}4)\text{式}$$

ここで，

D ：計算地点 $(x,y,0)$ における空気カーマ率（μGy/ｈ）

K_1 ：空気カーマ率への換算係数 $\left(\frac{dis\cdot m^3\cdot\mu Gy}{MeV\cdot Bq\cdot h}\right)$

E ：γ 線の実効エネルギ（MeV/dis）

μ_{en} ：空気に対する γ 線の線エネルギ吸収係数（m^{-1}）

μ ：空気に対する γ 線の線減衰係数（m^{-1}）

r ：放射性雲中の点 (x',y',z') から計算地点 $(x,y,0)$ までの距離（m）

$B(\mu r)$ ：空気に対する γ 線の再生係数で，次式から求める。

$$B(\mu r)=1+\alpha(\mu r)+\beta(\mu r)^2+\gamma(\mu r)^3$$

ただし，μ_{en}，μ，α，β，γ については，0.5MeV の γ 線に対する値を用い，以下のとおりとする。

μ_{en}＝3.84×10^{-3}（m^{-1}）　　μ＝1.05×10^{-2}（m^{-1}）

α＝1.000　　β＝0.4492　　γ＝0.0038

$\chi(x',y',z')$：放射性雲中の点(x',y',z')における濃度（Bq/m^3）

計算地点における単位放出量当たりの年間の実効線量は，計算地点を含む方位及びその隣接方位に向かう放射性雲の γ 線からの空気カーマを合計して，次の（2-2-5）式により計算する。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \left(\overline{D}_L + \overline{D}_{L-1} + \overline{D}_{L+1} \right) \cdots\cdots\cdots\

K ： $3.91\times10^{3}\left(\frac{dis\cdot cm^{3}\cdot mGy}{MeV\cdot Bq\cdot y}\right)\times0.8\left(\frac{mSv}{mGy}\right)$

（0.8（mSv/mGy）は，空気カーマから実効線量への換算係数。）

μ_{en} ：空気の γ 線の線エネルギ吸収係数（1/cm）

$(1-g)$ ：制動放射による損失の補正

E ： γ 線実効エネルギ（MeV/dis）

C_0 ：地表面附近の土壌における放射性物質濃度（Bq/cm^3）

B ：空気，土壌の２層 γ 線ビルドアップ係数（－）

μ_1，μ_2 ：空気及び土壌の γ 線線減衰係数(1/cm)，土壌は Al で代用，ただし，密度は 1.5（g/cm^3）とする。

r_1，r_2，r，ρ，θ，z ：図２．２．１－２に示す

r ：土壌中の任意点(ρ,θ,z)から被ばく点までの距離（cm）

$r^2=(h-z)^2+\rho^2=(r_1+r_2)^2$

$f(z)$ ：放射性物質の土壌中鉛直分布

h ：被ばく点地上高（100cm）

被ばく点が１ｍ程度であれば，これに寄与する放射性物質の範囲は，被ばく点から 10ｍ以内である。このため通常はC_0=一定と考える。したがって，上記式は，

$$H_A=\frac{K}{2}\frac{\mu_{en}}{(1-g)}E\cdot C_0\int_{-\infty}^{0}\int_{0}^{\infty}\frac{B\cdot e^{-(\mu_1\cdot r_1+\mu_2\cdot r_2)}}{r^2}f(z)\cdot\rho\cdot d\rho dz \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}7)$$

式となる。

b. 空気及び土壌のビルドアップ係数（B）

空気，土壌 2 層の γ 線ビルドアップ係数については，広く使用されているビルドアップ係数を使用する。

1） $E>1.801MeV$

$$B(E,\mu r)=1+\left\{0.8-0.214\ln\left(\frac{E}{1.801}\right)\right\}(\mu r)^{g(E)}$$

2） $E\le1.801MeV$

$$B(E,\mu r)=1+0.8(\mu r)^{g(E)}$$

ここで，

$$g(E)=1.44+0.02395E+0.625\ln\left(0.19+\frac{1.0005}{E}\right)$$

$$\mu r=\mu_1 r_1+\mu_2 r_2$$

c. 放射性物質の土壌中鉛直分布$(C=C_0 f(z))$について

放射性物質の土壌中鉛直分布は,「一般公衆の線量評価」より，指数分布で近似できる。

$$C = C_0 \exp(\alpha z) \cdots\cdots\cdots\

$$S_r = \int_{-\infty}^{0} C_r \exp(\alpha z) dz = \frac{C_r}{\alpha} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}13)\text{ 式}$$

$$S_r = \bar{x}_i \cdot \left(V_g + \Lambda \cdot L\right) \frac{f_{1r}}{\lambda_r} \left\{1 - \exp\left(-\lambda_r T_0\right)\right\} K_r \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}14)\text{ 式}$$

$$C_r = \alpha \cdot \bar{x}_i \cdot \left(V_g + \Lambda \cdot L\right) \frac{f_{1r}}{\lambda_r} \left\{1 - \exp\left(-\lambda_r T_0\right)\right\} K_r \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}15)\text{ 式}$$

ただし，

$\bar{x}_i$ ：地上における年間平均濃度（Bq/cm^3）

V_g ：沈着速度（cm/s）

Λ ：降水による洗浄係数（1/s）で，以下の式により求める。

$$\Lambda = 1.2 \times 10^{-4} \cdot I^{0.5}$$

ここで，降水強度I（mm/h）は，気象データより，2.16mm/h とする。

L ：空気中放射性物質濃度の鉛直方向積分値で，

$$L = \int_0^{\infty} \exp\left(-\frac{z_1^2}{2 \cdot \sigma_{zi}^2}\right) dz_1$$

とし，風向別大気安定度別出現回数で平均化する。

λ_r ：物理的崩壊定数（1/s）

T_0 ：放射性物質の放出期間

f_{1r} ：沈着した放射性物質のうち残存する割合（－）

降水時は地表面に全て残存すると仮定し，1.0 とする。

S_r ：放射性物質の地表濃度（Bq/cm^2）

K_r ：降水期間割合（－）

(3)計算結果

$\bar{x}_i$ は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 1.4×10^{-9}Bq/cm^3 を用いる。計算の結果，地表に沈着した放射性物質からの γ 線による実効線量は，Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約 2.9×10^{-2}mSv である。

(4)吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量は，「評価指針」に基づき，次の計算式を用いる。

$$H_I = 365 \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}16)\text{ 式}$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \bar{x}_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}17)\text{ 式}$$

ここで，

H_I ：吸入摂取による年間の実効線量（μSv/年）

365 ：年間日数への換算係数（d/年）

K_{Ii} ：核種 i の吸入摂取による実効線量係数（μSv/Bq）

A_{li} ：核種ｉの吸入による摂取率（Bq/d）

M_a ：呼吸率（cm^3/d）

$\bar{x}_i$ ：核種ｉの年平均地上空気中濃度（Bq/cm^3）

$\bar{x}_i$ は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 1.4×10^{-9}Bq/cm^3 を用いる。その他に評価に必要なパラメータは，表２．２．１－１０及び表２．２．１－１１に示す。計算の結果，吸入摂取による実効線量は，Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約 1.9×10^{-4}mSv である。

なお，吸入摂取の被ばく経路には地表に沈着した放射性物質の再浮遊に起因するものも存在するが，「一般公衆の線量評価」の再浮遊係数（$10^{-8}cm^{-1}$）を用いると再浮遊濃度は約 6.0～7.0×10^{-10}Bq/cm^3 程度であり，被ばく評価全体への寄与は小さい。

2.2.1.6　5 号機及び 6 号機の寄与

5 号機は平成 23 年 1 月 3 日，6 号機は平成 22 年 8 月 14 日に定期検査のため運転を停止しており，「評価指針」において評価対象としている希ガス及びよう素は十分に減衰しているが，保守的に福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（6 号原子炉施設の変更）（平成 22 年 11 月 12 日付け，平成 19・04・19 原第 18 号にて設置変更許可）添付書類九と同様の評価とする。

これによると，希ガスの γ 線による実効線量は 1，2 号機共用排気筒の北方位で最大となり，年間約 4.4×10^{-3}mSv，放射性よう素に起因する実効線量は 1，2 号機共用排気筒の北北西方位で最大となり，年間約 1.7×10^{-4}mSv である。

2.2.1.7　計算結果

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は，最大で年間約 3.0×10^{-2}mSv である。

2.2.1.8　Cs 以外の核種の影響について

(1) γ 線放出核種

γ 線を放出する核種のうち，粒子状の放射性物質はダストサンプリングにより定期的に測定しており，Cs 以外の核種は測定限界未満となっていることから，現在の状態が維持されれば敷地周辺への影響は Cs に比べて軽微である。

一方，希ガスのようなガス状の放射性物質については，これまでの評価から，大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は，地表に沈着した放射性物質からの γ 線の外部被ばくが支配的であり，沈着しないガス状の放射性物質の寄与は小さいと考えられる。

(2) β 線及び α 線放出核種

β 線及び α 線の放出核種で，γ 線を放出しない又は微弱でゲルマニウム半導体検出器による核種分析ができない核種は，現時点で直接分析ができていない。これらの核種は，地表に沈着した放射性物質からの γ 線は無視しうるが，特に α 線を放出する核種は内部被ばくにおける実効線量換算係数が α 線を放出しない核種に比べて 100～1,000 倍程度となる。

Cs との比較可能な測定データとして表２．２．１－１４にグラウンド約西南西における土壌分析結果を示す。表２．２．１－１４では，β 線を放出する主要な核種である Sr と，α 線を放出する主要な核種である Pu が分析されており，その量は Cs に比べ，Sr で 1/1,000 程度，Pu で 1/1,000,000 程度である。この分析結果から，線質による違いを無視しうるほどに放出量は小さく，Cs-134 及び Cs-137 に比べ，線量への寄与は小さいと考えられる。

2.2.1.9　食物摂取による実効線量の計算

2.2.1.9.1　葉菜摂取による実効線量

葉菜摂取による実効線量は，評価対象核種が Cs-134 及び Cs-137 の長寿命核種であることから，沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき，次の計算式を用いる。

$$H_V = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Vi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}18)\text{ 式}$$

$$A_{vi} = \bar{x}_i \cdot \left\{ \frac{V_g \cdot \left(1 - e^{-\lambda_{effi} \cdot t_1}\right)}{\lambda_{effi} \cdot \rho} + \frac{V'_g \cdot B_{vi} \left(1 - e^{-\lambda_{ri} \cdot t_0}\right)}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_t \cdot f_d \cdot M_v \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}19)\text{ 式}$$

ここで，

H_V　：葉菜摂取による年間の実効線量（μSv/年）

365　：年間日数への換算係数（d/年）

K_{Ti}　：核種 i の経口摂取による実効線量換算係数（μSv/Bq）

A_{Vi}　：核種 i の葉菜による摂取率（Bq/d）

V_g　：葉菜への沈着速度(cm/s)

λ_{effi}　：核種 i の葉菜上実効崩壊定数(1/s)

$$\lambda_{effi} = \lambda_{ri} + \lambda_W$$

λ_{ri}　：核種 i の物理的崩壊定数（1/s）

λ_W　：ウェザリング効果による減少係数（1/s）

ρ　：葉菜の栽培密度（g/cm^2）

t_1　：葉菜の栽培期間（s）

V'_g　：葉菜を含む土壌への核種の沈着速度（cm/s）

P_V　：経口移行に寄与する土壌の有効密度（g/cm^2）

B_{Vi}　：土壌 1g 中に含まれる核種 i が葉菜に移行する割合

t_0　：核種の蓄積期間（s）

f_t　：葉菜の栽培期間年間比

f_d　：調理前洗浄による核種の残留比

M_V　：葉菜摂取量（g/d）

評価に必要なパラメータは，表２．２．１－１１～表２．２．１－１３に示す。

$\bar{x}_i$ は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 1.4×10^{-9}Bq/cm^3 を用いて計算した結果，葉菜摂取による実効線量は最大で年間約 5.9×10^{-3}mSv である。

2.2.1.9.2　牛乳摂取による実効線量

牛乳摂取による実効線量は，評価対象核種が Cs-134 及び Cs-137 の長寿命核種であることから，沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき，次の計算式を用いる。

$$H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Mi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2.1\text{-}20)\text{式}$$

$$A_{Mi} = \bar{x}_i \cdot \left\{ \frac{V_{gM} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_{effi} \cdot t_{1M}}\right)}{\lambda_{effi} \cdot \rho_M} + \frac{V'_{gM} \cdot B_{vi} \left(1 - e^{-\lambda_{ri} \cdot t_0}\right)}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_t \cdot Q_f \cdot F_{Mi} \cdot M_M \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2.1\text{-}21)\text{式}$$

ここで,

H_M ：牛乳摂取による年間の実効線量（μ Sv/年）

A_{Mi} ：核種ｉの牛乳による摂取率（Bq/d）

V_{gM} ：牧草への沈着速度(cm/s)

λ_{effi} ：核種ｉの牧草上実効減衰定数(1/s)

$\lambda_{effi} = \lambda_{ri} + \lambda_W$

λ_{ri} ：核種ｉの物理的崩壊定数（1/s）

λ_W ：ウェザリング効果による減少係数（1/s）

ρ_M ：牧草の栽培密度（g/cm^2）

t_{1M} ：牧草の栽培期間（s）

V'_{gM} ：牧草を含む土壌への核種の沈着速度（cm/s）

P_V ：経口移行に寄与する土壌の有効密度（g/cm^2）

B_{Vi} ：土壌 1g 中に含まれる核種ｉが牧草に移行する割合

t_0 ：核種の蓄積期間（s）

f_t ：放牧期間年間比

Q_f ：乳牛の牧草摂取量（g/d）

F_{Mi} ：乳牛が摂取した核種ｉが牛乳に移行する割合（(Bq/cm^3)/(Bq/d)）

M_M ：牛乳摂取量（cm^3/d）

評価に必要なパラメータは，表２．２．１－１１～表２．２．１－１３に示す。

$\bar{x}_i$ は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 1.4×10^{-9}Bq/cm^3 を用いて計算した結果，牛乳摂取による実効線量は最大で年間約 9.5×10^{-3}mSv である。

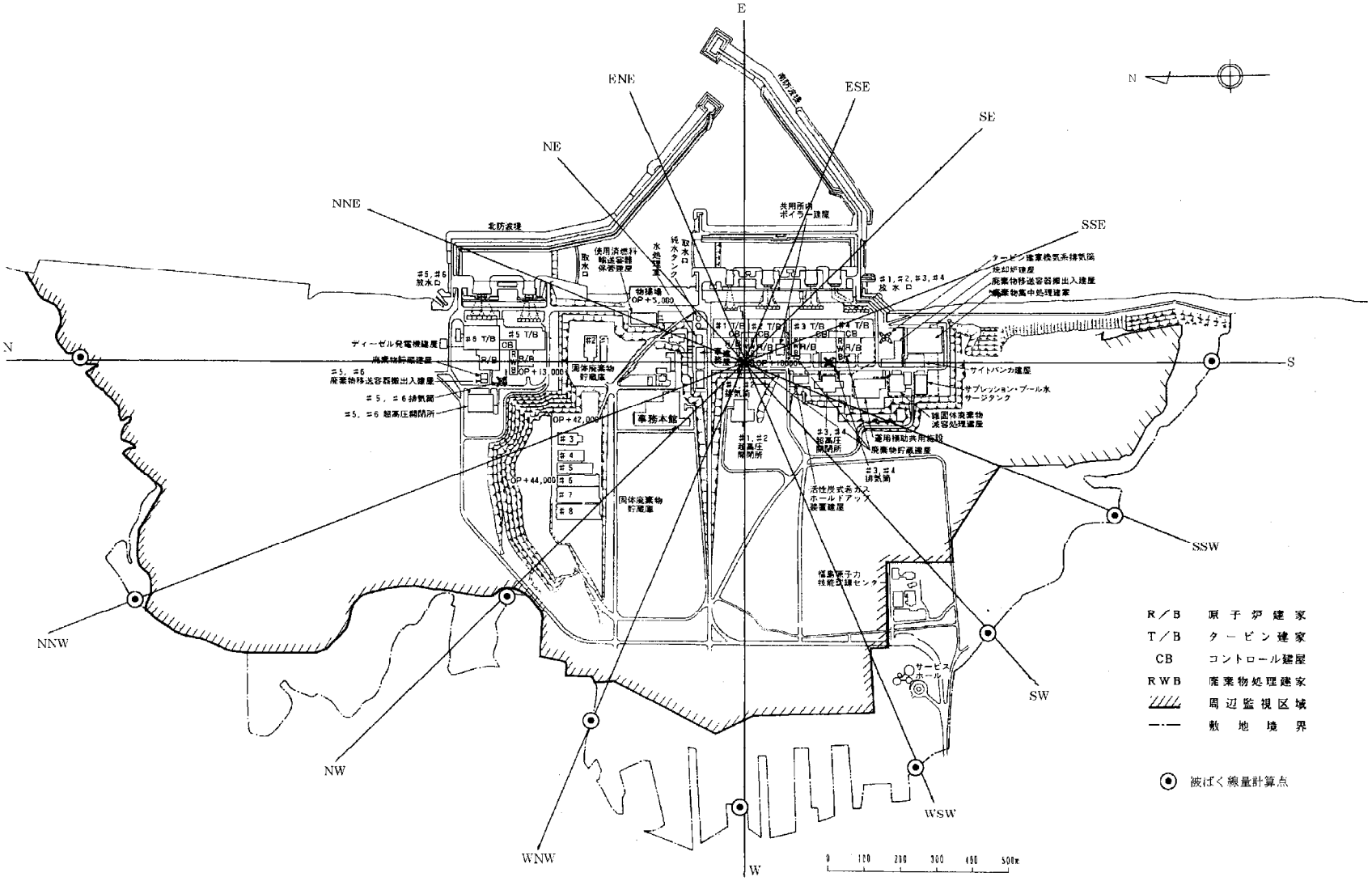


図２．２．１－１　被ばく線量計算地点（敷地境界）

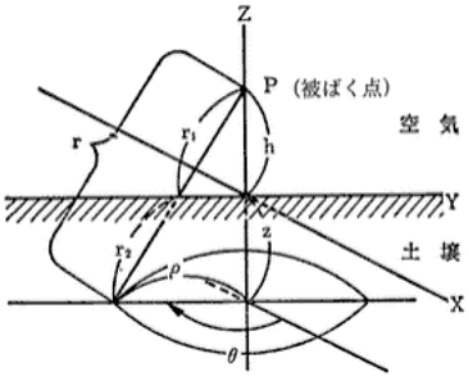


図２．２．１－２　沈着評価モデル

表２．２．１－１　風向分布に対する棄却検定表

風向＼統計年度	平成 12	平成 13	平成 14	平成 15	平成 16	平成 17	平成 18	平成 19	平成 20	平成 21	平均値	検定年	棄却限界		判定
												昭和 54	上限	下限	○採択 ×棄却
N	7.23	8.90	8.40	7.79	5.92	5.27	4.52	4.98	4.67	5.34	6.30	6.35	10.18	2.43	○
NNE	5.62	6.26	6.24	6.51	4.37	6.68	7.16	5.39	5.40	7.41	6.10	4.71	8.28	3.92	○
NE	3.69	3.54	3.91	3.42	2.44	3.94	4.55	3.28	3.31	4.15	3.62	2.84	4.99	2.25	○
ENE	2.15	2.59	2.45	2.05	1.75	2.14	2.64	2.45	2.23	2.74	2.32	1.92	3.05	1.59	○
E	2.12	1.84	2.12	1.85	1.95	2.28	2.12	2.09	2.10	1.79	2.03	1.43	2.40	1.65	×
ESE	1.98	2.06	2.06	2.14	1.97	2.28	1.98	2.37	2.31	1.95	2.11	1.73	2.48	1.74	×
SE	2.69	2.63	2.80	2.63	2.71	2.82	2.87	2.71	3.27	2.67	2.78	2.74	3.23	2.33	○
SSE	6.20	5.14	6.36	7.05	9.52	8.76	8.47	8.31	10.42	6.85	7.71	6.52	11.62	3.79	○
S	11.59	9.61	10.29	13.54	12.54	10.91	10.43	10.22	9.42	12.01	11.06	9.90	14.22	7.89	○
SSW	6.14	5.83	5.57	5.40	5.24	4.89	4.81	4.54	4.24	6.19	5.29	6.28	6.86	3.71	○
SW	3.88	4.11	3.04	3.13	3.70	3.73	3.30	3.63	2.76	3.41	3.47	3.72	4.46	2.48	○
WSW	3.99	4.77	4.00	4.35	7.54	6.71	5.72	6.68	4.40	3.93	5.21	3.56	8.40	2.02	○
W	8.45	8.90	7.66	6.63	8.95	9.44	7.81	9.31	7.82	7.47	8.25	6.26	10.41	6.08	○
WNW	8.50	8.13	7.85	7.45	9.83	9.57	9.25	10.58	10.81	7.89	8.99	9.68	11.81	6.16	○
NW	11.27	10.93	11.90	11.65	12.55	12.19	14.71	14.60	16.56	10.72	12.71	14.46	17.30	8.12	○
NNW	13.35	13.79	14.31	12.97	7.80	7.32	8.67	7.84	8.35	13.96	10.83	16.76	18.03	3.64	○
静穏	1.13	0.98	1.04	1.42	1.24	1.07	0.99	1.02	1.93	1.53	1.24	1.13	1.97	0.51	○

表２．２．１－２　風速分布に対する棄却検定表

風速階級＼統計年度	平成 12	平成 13	平成 14	平成 15	平成 16	平成 17	平成 18	平成 19	平成 20	平成 21	平均値	検定年	棄却限界		判定
												昭和 54	上限	下限	○採択 ×棄却
～ 0.4	1.13	0.98	1.04	1.42	1.24	1.07	0.99	1.02	1.93	1.53	1.24	1.13	1.97	0.51	○
0.5 ～ 1.4	6.66	5.19	6.74	7.01	6.68	7.61	6.63	7.02	5.64	6.65	6.58	6.27	8.22	4.94	○
1.5 ～ 2.4	11.57	9.85	11.70	11.43	10.62	12.11	12.69	12.94	10.57	11.01	11.45	10.21	13.75	9.14	○
2.5 ～ 3.4	13.13	13.21	14.04	13.83	13.59	14.06	15.21	16.14	13.14	12.53	13.89	13.06	16.44	11.34	○
3.5 ～ 4.4	13.62	13.98	15.59	13.07	12.73	15.12	15.19	15.12	14.47	13.07	14.20	14.30	16.66	11.73	○
4.5 ～ 5.4	12.96	12.77	13.74	12.76	13.27	14.27	14.25	13.86	13.00	12.43	13.33	14.50	14.89	11.77	○
5.5 ～ 6.4	10.91	12.21	11.23	10.29	11.43	11.82	11.33	11.68	10.83	11.85	11.36	12.05	12.71	10.00	○
6.5 ～ 7.4	9.20	9.44	9.03	8.98	9.35	8.88	8.54	8.63	8.94	8.99	9.00	9.26	9.67	8.33	○
7.5 ～ 8.4	6.90	7.48	5.78	6.83	6.86	6.24	6.23	5.64	7.17	7.48	6.66	6.46	8.22	5.10	○
8.5 ～ 9.4	4.83	5.66	3.71	4.42	4.60	4.45	3.82	3.43	4.95	5.06	4.49	4.57	6.12	2.87	○
9.5 ～	9.10	9.22	7.38	9.95	9.62	4.36	5.11	4.53	9.35	9.40	7.80	8.19	13.20	2.40	○

表２．２．１－３　1，2 号機共用排気筒から敷地境界までの距離

計算地点の方位	1，2 号機共用排気筒から敷地境界までの距離（m）
S	1,340
SSW	1,100
SW	1,040
WSW	1,270
W	1,270
WNW	1,170
NW	950
NNW	1,870
N	1,930
S 方向沿岸部	1,400

表２．２．１－４　単位放出率あたりの年間平均濃度（(Bq/cm^3)/(Bq/s)）

放出位置／評価位置	1 号原子炉建屋	2 号原子炉建屋	3 号原子炉建屋
S	約 8.6×10^{-13}	約 9.6×10^{-13}	約 1.1×10^{-12}
SSW	約 7.6×10^{-13}	約 8.8×10^{-13}	約 1.1×10^{-12}
SW	約 3.7×10^{-13}	約 4.1×10^{-13}	約 4.8×10^{-13}
WSW	約 3.7×10^{-13}	約 4.0×10^{-13}	約 4.2×10^{-13}
W	約 3.1×10^{-13}	約 3.2×10^{-13}	約 3.1×10^{-13}
WNW	約 3.9×10^{-13}	約 3.8×10^{-13}	約 3.5×10^{-13}
NW	約 6.3×10^{-13}	約 5.7×10^{-13}	約 4.8×10^{-13}
NNW	約 5.5×10^{-13}	約 5.1×10^{-13}	約 4.6×10^{-13}
N	約 8.1×10^{-13}	約 7.5×10^{-13}	約 6.8×10^{-13}
S 方向沿岸部	約 8.0×10^{-13}	約 8.9×10^{-13}	約 1.1×10^{-12}

表２．２．１－５　Cs-134 及び Cs-137 の年間平均濃度(Bq/cm^3)

放出位置／評価位置	1 号 原子炉建屋	2 号 原子炉建屋	3 号 原子炉建屋	合計
S	約 1.5×10^{-10}	約 6.7×10^{-10}	約 6.0×10^{-10}	約 1.4×10^{-9}
SSW	約 1.3×10^{-10}	約 6.1×10^{-10}	約 5.5×10^{-10}	約 1.3×10^{-9}
SW	約 6.4×10^{-11}	約 2.9×10^{-10}	約 2.5×10^{-10}	約 6.0×10^{-10}
WSW	約 6.5×10^{-11}	約 2.8×10^{-10}	約 2.2×10^{-10}	約 5.6×10^{-10}
W	約 5.4×10^{-11}	約 2.2×10^{-10}	約 1.6×10^{-10}	約 4.4×10^{-10}
WNW	約 6.8×10^{-11}	約 2.6×10^{-10}	約 1.8×10^{-10}	約 5.2×10^{-10}
NW	約 1.1×10^{-10}	約 3.9×10^{-10}	約 2.5×10^{-10}	約 7.5×10^{-10}
NNW	約 9.6×10^{-11}	約 3.6×10^{-10}	約 2.4×10^{-10}	約 6.9×10^{-10}
N	約 1.4×10^{-10}	約 5.2×10^{-10}	約 3.5×10^{-10}	約 1.0×10^{-9}
S 方向沿岸部	約 1.4×10^{-10}	約 6.2×10^{-10}	約 5.5×10^{-10}	約 1.3×10^{-9}

表２．２．１－６　Cs-134 の単位放出率あたりの実効線量（(μSv/年)/(Bq/s)）

放出位置 / 評価位置	1 号原子炉建屋	2 号原子炉建屋	3 号原子炉建屋
S	約 7.7×10^{-7}	約 8.5×10^{-7}	約 9.8×10^{-7}
SSW	約 7.0×10^{-7}	約 7.6×10^{-7}	約 8.3×10^{-7}
SW	約 4.5×10^{-7}	約 5.2×10^{-7}	約 6.1×10^{-7}
WSW	約 4.0×10^{-7}	約 4.2×10^{-7}	約 4.3×10^{-7}
W	約 3.7×10^{-7}	約 3.7×10^{-7}	約 3.6×10^{-7}
WNW	約 3.9×10^{-7}	約 3.9×10^{-7}	約 3.8×10^{-7}
NW	約 6.9×10^{-7}	約 6.7×10^{-7}	約 7.2×10^{-7}
NNW	約 5.9×10^{-7}	約 5.8×10^{-7}	約 5.5×10^{-7}
N	約 7.8×10^{-7}	約 7.4×10^{-7}	約 6.8×10^{-7}
S 方向沿岸部	約 8.5×10^{-7}	約 9.6×10^{-7}	約 1.1×10^{-6}

表２．２．１－７　Cs-137 の単位放出率あたりの実効線量（(μSv/年)/(Bq/s)）

放出位置 / 評価位置	1 号原子炉建屋	2 号原子炉建屋	3 号原子炉建屋
S	約 3.0×10^{-7}	約 3.3×10^{-7}	約 3.8×10^{-7}
SSW	約 2.7×10^{-7}	約 2.9×10^{-7}	約 3.2×10^{-7}
SW	約 1.7×10^{-7}	約 2.0×10^{-7}	約 2.3×10^{-7}
WSW	約 1.6×10^{-7}	約 1.6×10^{-7}	約 1.6×10^{-7}
W	約 1.4×10^{-7}	約 1.4×10^{-7}	約 1.4×10^{-7}
WNW	約 1.5×10^{-7}	約 1.5×10^{-7}	約 1.5×10^{-7}
NW	約 2.6×10^{-7}	約 2.6×10^{-7}	約 2.8×10^{-7}
NNW	約 2.3×10^{-7}	約 2.2×10^{-7}	約 2.1×10^{-7}
N	約 3.0×10^{-7}	約 2.8×10^{-7}	約 2.6×10^{-7}
S 方向沿岸部	約 3.3×10^{-7}	約 3.7×10^{-7}	約 4.3×10^{-7}

表２．２．１－８　Cs-134 の放射性雲からのγ線に起因する実効線量（μSv/年）

放出位置 / 評価位置	1 号 原子炉建屋	2 号 原子炉建屋	3 号 原子炉建屋	合計
S	約 1.3×10^{-4}	約 5.9×10^{-4}	約 5.1×10^{-4}	約 1.2×10^{-3}
SSW	約 1.2×10^{-4}	約 5.3×10^{-4}	約 4.3×10^{-4}	約 1.1×10^{-3}
SW	約 7.9×10^{-5}	約 3.6×10^{-4}	約 3.2×10^{-4}	約 7.5×10^{-4}
WSW	約 7.0×10^{-5}	約 2.9×10^{-4}	約 2.2×10^{-4}	約 5.8×10^{-4}
W	約 6.5×10^{-5}	約 2.6×10^{-4}	約 1.9×10^{-4}	約 5.1×10^{-4}
WNW	約 6.8×10^{-5}	約 2.7×10^{-4}	約 2.0×10^{-4}	約 5.4×10^{-4}
NW	約 1.2×10^{-4}	約 4.7×10^{-4}	約 3.8×10^{-4}	約 9.6×10^{-4}
NNW	約 1.0×10^{-4}	約 4.0×10^{-4}	約 2.8×10^{-4}	約 7.9×10^{-4}
N	約 1.4×10^{-4}	約 5.1×10^{-4}	約 3.6×10^{-4}	約 1.0×10^{-3}
S 方向沿岸部	約 1.5×10^{-4}	約 6.7×10^{-4}	約 5.8×10^{-4}	約 1.4×10^{-3}

表２．２．１－９　Cs-137 の放射性雲からのγ線に起因する実効線量（μSv/年）

放出位置 / 評価位置	1 号 原子炉建屋	2 号 原子炉建屋	3 号 原子炉建屋	合計
S	約 5.2×10^{-5}	約 2.3×10^{-4}	約 2.0×10^{-4}	約 4.8×10^{-4}
SSW	約 4.7×10^{-5}	約 2.0×10^{-4}	約 1.7×10^{-4}	約 4.1×10^{-4}
SW	約 3.0×10^{-5}	約 1.4×10^{-4}	約 1.2×10^{-4}	約 2.9×10^{-4}
WSW	約 2.7×10^{-5}	約 1.1×10^{-4}	約 8.6×10^{-5}	約 2.2×10^{-4}
W	約 2.5×10^{-5}	約 9.9×10^{-5}	約 7.1×10^{-5}	約 1.9×10^{-4}
WNW	約 2.6×10^{-5}	約 1.0×10^{-4}	約 7.6×10^{-5}	約 2.1×10^{-4}
NW	約 4.6×10^{-5}	約 1.8×10^{-4}	約 1.4×10^{-4}	約 3.7×10^{-4}
NNW	約 3.9×10^{-5}	約 1.5×10^{-4}	約 1.1×10^{-4}	約 3.0×10^{-4}
N	約 5.2×10^{-5}	約 2.0×10^{-4}	約 1.4×10^{-4}	約 3.9×10^{-4}
S 方向沿岸部	約 5.7×10^{-5}	約 2.6×10^{-4}	約 2.2×10^{-4}	約 5.3×10^{-4}

表２．２．１－１０　吸入摂取の評価パラメータ[1]

パラメータ	記号	単位	数値
呼吸率	M_a	cm^3/d	2.22×10^7

表２．２．１－１１　実効線量換算係数[2]

元素	吸入摂取（K_{Ti}）（μSv/Bq）	経口摂取（K_{Ti}）（μSv/Bq）
Cs-134	9.6×10^{-3}	1.9×10^{-2}
Cs-137	6.7×10^{-3}	1.3×10^{-2}

表２．２．１－１２　葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ

経路	パラメータ	記号	単位	数値
葉菜摂取	核種の葉菜への沈着速度[1][3]	V_g	cm/s	1
	ウェザリング効果による減少定数[3]	λ_w	1/s	5.73×10^{-7}（14 日相当）
	葉菜の栽培密度[1]	ρ	g/cm^2	0.23
	葉菜の栽培期間[3]	t_1	s	5.184×10^6（60 日）
	葉菜を含む土壌への核種の沈着速度[3]	V_g'	cm/s	1
	経根移行に寄与する土壌の有効密度[3]	P_v	g/cm^2	24
	核種の蓄積期間	t_0	s	3.1536×10^7（1 年間）
	葉菜の栽培期間年間比[1]	f_t	—	0.5
	調理前洗浄による核種の残留比[3]	f_d	—	1
	葉菜摂取量（成人）[1]	M_v	g/d	100
牛乳摂取	核種の牧草への沈着速度[1]	V_{gM}	cm/s	0.5
	ウェザリング効果による減少定数[3]	λ_w	g/cm^3	5.73×10^{-7}（14 日相当）
	牧草の栽培密度[4]	ρ_M	g/cm^3	0.07
	牧草の栽培期間[4]	t_{1M}	s	2.592×10^6（30 日間）
	牧草を含む土壌への核種の沈着速度[3]	V_{gM}'	cm/s	1
	経根移行に寄与する土壌の有効密度[3]	P_v	g/cm^2	24
	放牧期間年間比[1]	f_t	—	0.5
	乳牛の牧草摂取量[3]	Q_f	g/d wet	5×10^4
	牛乳摂取量（成人）[1]	M_M	cm^3/d	200

表２．２．１－１３　葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ[4]

元素	土壌1g中に含まれる核種iが葉菜及び牧草に移行する割合（B_{vi}）	乳牛が摂取した核種iが牛乳に移行する割合（F_{Mi}）((Bq/cm^3)/(Bq/d))
Cs	1.0×10^{-2}	1.2×10^{-5}

（出典）

[1] 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針　平成13年3月29日，原子力安全委員会一部改訂

[2] 実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示　平成13年3月21日　経済産業省告示

[3] 発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について　平成13年3月29日，原子力安全委員会一部改訂

[4] U.S.NRC :Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50,Appendix I, Regulatory Guide 1.109, Revision 1,1977

表２．２．１－１４　土壌分析結果

	土壌（Bq/kg）（グラウンド約西南西500m）	分析日
Cs-134	4.1×10^{5}	2011年11月7日
Cs-137	4.7×10^{5}	2011年11月7日
Sr-89	1.8×10^{2}	2011年10月10日
Sr-90	2.5×10^{2}	2011年10月10日
Pu-238	2.6×10^{-1}	2011年10月31日
Pu-239	1.1×10^{-1}	2011年10月31日
Pu-240	1.1×10^{-1}	2011年10月31日

2.2.2　敷地内各施設からの直接線ならびにスカイシャイン線による実効線量

2.2.2.1 線量の評価方法

(1) 線量評価点

直接線及びスカイシャイン線による実効線量は，線源から離れると急激に小さくなるため，線源となる施設をいくつかのエリアに分け，各エリアで敷地境界線量が最大となる地点での線量，またはエリア内各線源から敷地境界までの最短の地点での線量の合計値を計算する。

具体的には，使用済セシウム吸着塔保管施設等がある敷地南エリア，液体廃棄物の貯留設備（タンク類）等がある敷地南西エリア，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備と固体廃棄物貯蔵庫等のある敷地西エリア及び瓦礫類の一時保管エリアがある敷地北エリアとする。

なお，今後，施設と評価点との高低差を加味し，各施設からの影響を考慮した敷地境界における最大実効線量評価地点を算出する予定である。

(2)評価に使用するコード

MCNP 等，他の原子力施設における評価で使用実績があり，信頼性の高いコードを使用する。

(3)線源及び遮蔽

線源は各施設が内包する放射性物質量に容器厚さ，建屋壁，天井等の遮蔽効果を考慮して設定する。内包する放射性物質量や，遮蔽が明らかでない場合は，設備の表面線量率を測定し，これに代えるものとする。

対象設備は事故処理に係る高レベル放射性汚染水処理設備，固体廃棄物貯蔵庫，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備及び瓦礫類，伐採木の一時保管エリア等とし，現に設置あるいは現時点で設置予定があるものとする。

2.2.2.2　敷地南エリア

2.2.2.2.1　高レベル放射性汚染水処理設備

評価対象とするのは，高レベル放射性汚染水処理設備のうち，使用済セシウム吸着塔一時保管施設及び高レベル滞留水受タンクであり，現に設置，あるいは設置予定のある設備を評価する。使用済セシウム吸着塔一時保管施設におけるセシウム吸着装置（KURION）吸着塔については，平成 24 年７月７日までに使用済セシウム吸着塔一時保管施設に保管した使用済吸着塔の線量率測定結果をもとに線源条件を設定する。（添付資料－１）

(1) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

a.　第一施設

容　　量：セシウム吸着装置吸着塔：536 体
第二セシウム吸着装置吸着塔：142 体

ⅰ.セシウム吸着装置（KURION）吸着塔

放射能強度：低線量吸着塔　Cs-134：約 2.2×10^{14}Bq　Cs-136：約 4.1×10^{11}Bq
Cs-137：約 2.6×10^{14}Bq
中線量吸着塔　Cs-134：約 5.6×10^{14}Bq　Cs-136：約 1.1×10^{12}Bq
Cs-137：約 6.7×10^{14}Bq
高線量吸着塔　Cs-134：約 3.8×10^{13}Bq　Cs-136：約 7.2×10^{10}Bq
Cs-137：約 4.6×10^{13}Bq

遮　　蔽：吸着塔側面：鉄 177.8mm（高線量吸着塔 85.7mm）
吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm（高線量吸着塔 174.5mm）
吸着塔二次蓋：鉄 127mm（高線量吸着塔 55mm）
コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ 403mm），密度 2.30g/cm^3
ボックスカルバート追加コンクリート遮蔽（施設西端，厚さ 200mm，密度 2.30g/cm^3）
ボックスカルバート間通路土嚢：高さ 4m，密度 1.8g/cm^3）

評価結果：約 0.31mSv/年
約 0.28mSv/年（保管体数を 476 体に制限した場合）
約 0.22mSv/年（保管体数を 196 体に制限した場合）

ⅱ.第二セシウム吸着装置（SARRY）吸着塔

放射能強度：Cs-134：3.0×10^{15}Bq
Cs-137：3.0×10^{15}Bq

遮　　蔽：吸着塔側面：鉄 35mm，鉛 190.5mm
吸着塔上面：鉄 35mm，鉛 250.8mm

評価結果：約 0.22mSv/年
約 0.16mSv/年（保管体数を 112 体に制限した場合）

b.　第二施設

容　　量：高性能容器（HIC）：736 体

放射能強度：表２．２．２－１参照

遮　　蔽：コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ 400mm），密度 2.30g/cm^3

評価結果：約 0.21mSv/年

表２．２．２－１　評価対象核種及び放射能濃度（1/2）

核種	放射能濃度（Bq／cm^3）		
	スラリー（鉄共沈処理）	スラリー（炭酸塩沈殿処理）	吸着材３
Fe-59	5.55E+02	1.33E+00	0.00E+00
Co-58	8.44E+02	2.02E+00	0.00E+00
Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	9.12E+04
Sr-89	1.08E+06	3.85E+05	0.00E+00
Sr-90	2.44E+07	8.72E+06	0.00E+00
Y-90	2.44E+07	8.72E+06	0.00E+00
Y-91	8.12E+04	3.96E+02	0.00E+00
Nb-95	3.51E+02	8.40E-01	0.00E+00
Tc-99	1.40E+01	2.20E-02	0.00E+00
Ru-103	6.37E+02	2.01E+01	0.00E+00
Ru-106	1.10E+04	3.47E+02	0.00E+00
Rh-103m	6.37E+02	2.01E+01	0.00E+00
Rh-106	1.10E+04	3.47E+02	0.00E+00
Ag-110m	4.93E+02	0.00E+00	0.00E+00
Cd-113m	0.00E+00	5.99E+03	0.00E+00
Cd-115m	0.00E+00	1.80E+03	0.00E+00
Sn-119m	6.72E+03	0.00E+00	0.00E+00
Sn-123	5.03E+04	0.00E+00	0.00E+00
Sn-126	3.89E+03	0.00E+00	0.00E+00
Sb-124	1.44E+03	3.88E+00	0.00E+00
Sb-125	8.99E+04	2.42E+02	0.00E+00
Te-123m	9.65E+02	2.31E+00	0.00E+00
Te-125m	8.99E+04	2.42E+02	0.00E+00
Te-127	7.96E+04	1.90E+02	0.00E+00
Te-127m	7.96E+04	1.90E+02	0.00E+00
Te-129	8.68E+03	2.08E+01	0.00E+00
Te-129m	1.41E+04	3.36E+01	0.00E+00
I-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-134	0.00E+00	0.00E+00	2.61E+05
Cs-135	0.00E+00	0.00E+00	8.60E+05
Cs-136	0.00E+00	0.00E+00	9.73E+03

表２．２．２－１　評価対象核種及び放射能濃度（2/2）

核種	放射能濃度（Bq／cm^3）		
	スラリー（鉄共沈処理）	スラリー（炭酸塩沈殿処理）	吸着材３
Cs-137	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05
Ba-137m	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05
Ba-140	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Ce-141	1.74E+03	8.46E+00	0.00E+00
Ce-144	7.57E+03	3.69E+01	0.00E+00
Pr-144	7.57E+03	3.69E+01	0.00E+00
Pr-144m	6.19E+02	3.02E+00	0.00E+00
Pm-146	7.89E+02	3.84E+00	0.00E+00
Pm-147	2.68E+05	1.30E+03	0.00E+00
Pm-148	7.82E+02	3.81E+00	0.00E+00
Pm-148m	5.03E+02	2.45E+00	0.00E+00
Sm-151	4.49E+01	2.19E-01	0.00E+00
Eu-152	2.33E+03	1.14E+01	0.00E+00
Eu-154	6.05E+02	2.95E+00	0.00E+00
Eu-155	4.91E+03	2.39E+01	0.00E+00
Gd-153	5.07E+03	2.47E+01	0.00E+00
Tb-160	1.33E+03	6.50E+00	0.00E+00
Pu-238	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Pu-239	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Pu-240	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Pu-241	1.13E+03	5.48E+00	0.00E+00
Am-241	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Am-242m	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Am-243	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Cm-242	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Cm-243	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Cm-244	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Mn-54	1.76E+04	4.79E+00	0.00E+00
Co-60	8.21E+03	6.40E+00	0.00E+00
Ni-63	0.00E+00	8.65E+01	0.00E+00
Zn-65	5.81E+02	1.39E+00	0.00E+00

c.　第三施設（平成 25 年度中頃運用開始予定）

容　　量：高性能容器：3,456 体

放 射 能 強 度：表２．２．２－１参照

遮　　蔽：コンクリート製ボックスカルバート：150mm（通路側 400mm），密度 2.30g/cm^3

蓋：重コンクリート 400mm，密度 3.20g/cm^3

評 価 結 果：約 0.17mSv/年（概算値）

(2) 廃スラッジ一時保管施設

合 計 容 量：約 630m^3

放 射 能 濃 度：約 1.0×10^{7}Bq/cm^3

遮　　蔽：炭素鋼 25mm，コンクリート 1,000mm（密度 2.1g/cm^3）

（貯蔵建屋外壁で 1mSv/時）

評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(3) 高濃度滞留水受タンク

合 計 容 量：約 2,800m^3

放 射 能 濃 度：約 1.0×10^{7}Bq/cm^3

遮　　蔽：SS400 9mm，盛土 2,500mm（密度 1.2g/cm^3）

（満水時の地表で 0.04μSv/時）

評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

2.2.2.2.2　伐採木一時保管エリア

瓦礫類，伐採木，ドラム缶等の線量評価は，次に示す条件で MCNP コードにより評価する。

なお，保管エリアが満杯となった際には，実際の線源形状に近い形で MCNP コードにより再評価することとする。（添付資料－２）

伐採木一時保管エリアについては，今後搬入が予想される伐採木の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1)一時保管エリアＳ

貯　蔵　容　量：約 11,400m^3

貯　蔵　面　積：約 3,800m^2

積 上 げ 高 さ：約 3m

表 面 線 量 率：0.3mSv/時（未保管）

遮　　蔽：覆土：厚さ 0.5m（密度 1.2g/cm^3）
評価点までの距離 ：約 550m
線　源　形　状 ：円柱
か　さ　密　度 ：木 0.1g/cm^3
評　価　結　果 ：約 0.0005mSv/年

(2)一時保管エリアT
貯　蔵　容　量：約 23,100m^3
貯　蔵　面　積：約 7,700m^2
積　上　げ　高　さ：約 3m
表　面　線　量　率：0.3mSv/時（未保管）
遮　　蔽：覆土：厚さ 0.7m（密度 1.2g/cm^3）
評価点までの距離 ：約 320m
線　源　形　状 ：円柱
か　さ　密　度 ：木 0.1g/cm^3
評　価　結　果 ：約 0.0058mSv/年

2.2.2.2.3　瓦礫類一時保管エリア

瓦礫類，伐採木，ドラム缶等の線量評価は，次に示す条件で MCNP コードにより評価する。

なお，保管エリアが満杯となった際には，実際の線源形状に近い形で MCNP コードにより再評価することとする。（添付資料－２）

瓦礫類一時保管エリアについては，今後搬入が予想される瓦礫類の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。なお，一時保管エリア U については保管する各機器の形状，保管状態を考慮した体積線源として各々評価する。また，機器本体の放射化の可能性が否定出来ないことから，核種は Co-60 とする。

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1)一時保管エリア J
貯　蔵　容　量：約 4,800m^3
エ　リ　ア　面　積：約 1,600m^2
積　上　げ　高　さ：約 3m
表　面　線　量　率：0.005mSv/時（未保管）
評価点までの距離 ：約 270m
線　源　形　状 ：円柱
か　さ　密　度 ：鉄 0.3g/cm^3

評　価　結　果：約 0.0097mSv/年

(2)一時保管エリアN

貯　蔵　容　量：約 6,000m^3
エ　リ　ア　面　積：約 2,000m^2
積　上　げ　高　さ：約 3m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 490m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0167mSv/年

(3)一時保管エリアU

貯　蔵　容　量：約 750m^3
エ　リ　ア　面　積：約 450m^2
積　上　げ　高　さ：約 4.3m
表　面　線　量　率：0.015 mSv/時（未保管），0.020 mSv/時（未保管），0.028 mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 260m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 7.86g/cm^3 またはコンクリート 2.15g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0254mSv/年

2.2.2.2.4　計算結果

セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）の運用開始前は，セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）の KURION 吸着塔，SARRY 吸着塔の保管体数をそれぞれ 476 体以下，112 体以下に制限し，セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）を除いた場合，敷地南エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は，使用済セシウム吸着塔一時保管施設等に起因する分が約 0.65mSv/年，伐採木に起因する分が約 0.0063mSv/年，瓦礫類に起因する分が約 0.0518mSv/年，合計 0.71mSv/年となる。

セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）の運用開始以降については，セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）の KURION 吸着塔を，西エリアに設置するセシウム吸着塔一時保管施設（第四施設）に移動し保管体数を 196 体以下に制限し，SARRY 吸着塔の保管体数を 112 体以下に制限することにより，敷地南エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は，使用済セシウム吸着塔一時保管施設等に起因する分は約 0.76mSv/年，伐採木に起因する分が約 0.0063mSv/年，瓦礫類に起因する分が約 0.0518mSv/年，合計 0.82mSv/年となる。

また，平成 25 年３月末においてもセシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）の運用開始前と同様である。

2.2.2.3　敷地南西エリア

2.2.2.3.1　貯留設備（タンク類）

貯留設備（タンク類）は，現に設置，あるいは設置予定のあるタンクを対象とし，設置エリア毎に線源を設定する。

蒸発濃縮廃液用タンクは，タンク上部の合計面積と同一の上部面積で，同一容量の円柱型の体積線源とし，放射能濃度は，水分析結果を基に線源条件を設定する。RO 濃縮水貯槽のうち，設置エリアと敷地境界が近い RO 濃縮水貯槽 6，RO 濃縮水貯槽 7，RO 濃縮水貯槽 9，RO 濃縮水貯槽 10，及び RO 濃縮水貯槽 12 については，タンクの形状をモデル化し，線源と評価点の高低差を考慮する。その他設置済みの RO 濃縮水貯槽，計画中の RO 濃縮水貯槽，サプレッションプール水サージタンク，及び受タンク等については，各設置エリアのタンク上部の合計面積と同一の上部面積で，同一容量の円柱型の体積線源とする。放射能濃度は，RO 濃縮水貯槽 6，RO 濃縮水貯槽 7，RO 濃縮水貯槽 9，RO 濃縮水貯槽 10，及び RO 濃縮水貯槽 12 については，水分析結果を基に線源条件を設定し，その他設置済みの RO 濃縮水貯槽，地下貯水槽，受タンク等については，RO 濃縮水貯槽 6，RO 濃縮水貯槽 7，RO 濃縮水貯槽 9，RO 濃縮水貯槽 10，及び RO 濃縮水貯槽 12 の水分析結果から比較的放射能濃度の高い RO 濃縮水貯槽 6 の濃度で代用する。また，計画中の RO 濃縮水貯槽の運用開始後の RO 濃縮水貯槽 6 の A 及び B，多核種除去設備稼働により空きタンクとなる RO 濃縮水貯槽 12，計画中の RO 濃縮水貯槽，及びサプレッションプール水サージタンクには，原則として，RO 装置の再循環運転を実施しない比較的放射能濃度の低い線源条件を設定する。

遮蔽はタンク厚さとする。

貯留設備の種類別タンクの合計容量，放射性物質濃度及び遮蔽は以下のとおりである。

(1) 蒸発濃縮廃液用タンク

合　計　容　量：約 10,000m^3

放 射 能 濃 度：表２．２．２－２参照

遮　　蔽：側面：SS400（12mm または 9mm）

上面：SS400（9mm）

(2) RO 濃縮水貯槽

a. RO 濃縮水貯槽 6

容　　量：A：約 4,200m^3，B：約 5,300m^3，C：7,400m^3，D：約 7,400m^3

放 射 能 濃 度：表２．２．２－２参照

遮　　蔽：側面：SS400（12mm）

上面：SS400（6mm）

b. RO 濃縮水貯槽 7

容　　量：A：約 4,200m^3，B：約 4,200m^3
放 射 能 濃 度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm）
　　上面：SS400（6mm）

c. RO 濃縮水貯槽 9

容　　量：A：約 4,200m^3，B：約 4,200m^3
放 射 能 濃 度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm）
　　上面：SS400（6mm）

d. RO 濃縮水貯槽 10

容　　量：A：約 6,300m^3，B：約 5,300m^3，C：5,300m^3
放 射 能 濃 度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm）
　　上面：SS400（6mm）

e. RO 濃縮水貯槽 12

容　　量：A：約 11,000m^3，B：約 8,400m^3，C：約 12,000m^3，D：約 13,000m^3，E：約 8,400m^3
放 射 能 濃 度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm）
　　上面：SS400（6mm）

f. その他設置済みの RO 濃縮水貯槽

合 計 容 量：約 124,000m^3
放 射 能 濃 度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm，9mm または 6mm）
　　上面：SS400（9mm，6mm または 4.5mm）

g. 計画中の RO 濃縮水貯槽

容　　量：約 17,000m^3
放 射 能 濃 度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm）
　　上面：SS400（6mm）

(3) 地下貯水槽

合　計　容　量：約 52,000m^3
放 射 能 濃 度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：盛土 600mm（密度 1.2g/cm^3）

(4) サプレッションプール水サージタンク

合　計　容　量：約 7,000m^3
放 射 能 濃 度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：側面：SM41A（15.5mm）
　　上面：SM41A（6mm）

(5) RO 処理水一時貯槽

貯蔵している液体の放射能濃度が 10^{-2}Bq/cm^3 程度と低いため，評価対象外とする。

(6) RO 処理水貯槽

貯蔵している液体の放射能濃度が 10^{-2}Bq/cm^3 程度と低いため，評価対象外とする。

(7) 受タンク等

合　計　容　量：約 2,100m^3
放 射 能 濃 度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：側面：SS400（6mm）
　　上面：SS400（4.5mm）

(8) 低レベル用タンク

貯蔵している液体の放射能濃度が 10^{0}Bq/cm^3 程度と低く，設置位置も他のタンクに比べて敷地境界から十分に遠いため，評価対象外とする。

(9) メガフロート

貯蔵している液体の放射能濃度が 10^{-1}Bq/cm^3 程度未満と低く，設置位置も港湾であり，他のタンクに比べて敷地境界から十分に遠いため，評価対象外とする。

表２．２．２－２　評価対象核種及び放射能濃度

		放射能濃度（Bq／cm³）						
		Cs-134	Cs-137 (Ba-137m)	Co-60	Mn-54	Sb-125 (Te-125m)	Ru-106 (Rh-106)	Sr-90 (Y-90)
(1)蒸発濃縮廃液用タンク								
蒸発濃縮廃液用タンク		3.0E+01	3.7E+01	1.7E+01	7.9E+01	4.5E+02	7.4E+00	2.8E+05
(2)RO 濃縮水貯槽								
RO 濃縮水貯槽 6	A	－	1.5E+01	－	－	1.2E+02	1.3E+02	4.1E+05
	B	－	8.0E+00	－	－	8.7E+01	9.8E+01	2.9E+05
	C	8.9E+00	2.3E+01	5.0E+00	6.9E+00	8.7E+01	7.6E+01	2.5E+05
	D	－	8.1E+00	2.8E+00	－	9.4E+01	9.3E+01	2.7E+05
RO 濃縮水貯槽 7	A	1.2E+01	2.2E+01	－	4.7E+00	1.1E+02	4.9E+01	2.1E+05
	B	1.5E+01	2.6E+01	2.0E+00	－	1.2E+02	4.8E+01	1.4E+05
RO 濃縮水貯槽 9	A	9.2E+00	1.6E+01	－	9.0E+00	7.7E+01	4.3E+01	1.5E+05
	B	－	8.8E+00	3.5E+00	3.9E+00	8.5E+01	4.2E+01	1.6E+05
RO 濃縮水貯槽 10	A	－	1.3E+01	－	3.6E+00	1.1E+02	4.6E+01	1.6E+05
	B	1.5E+01	2.1E+01	4.1E+00	5.7E+00	1.1E+02	4.4E+01	1.6E+05
	C	6.2E+00	1.0E+01	2.5E+00	5.6E+00	7.3E+01	5.5E+01	1.4E+05
RO 濃縮水貯槽 12	A	3.1E+00	6.3E+00	－	－	2.5E+01	1.2E+01	3.7E+04
	B	4.7E+00	7.6E+00	7.6E+00	5.1E+00	3.6E+01	1.7E+01	6.5E+04
	C	2.0E+00	3.7E+00	1.4E+00	6.7E-01	2.4E+01	2.5E+00	1.0E+04
	D	2.1E+00	3.9E+00	9.5E-01	6.3E-01	2.1E+01	2.9E+00	1.1E+04
	E	1.0E+01	1.7E+01	7.6E-01	－	2.7E+01	8.5E+00	3.7E+04
その他設置済みの RO 濃縮水貯槽		8.2E+00	1.3E+01	3.3E+00	5.0E+00	9.7E+01	9.9E+01	3.0E+05
計画中の RO 濃縮水貯槽		1.3E+01	2.4E+01	1.1E+01	6.0E+00	3.0E+01	1.3E+01	6.0E+04
計画中の RO 濃縮水貯槽の運用後の RO 濃縮水貯槽 6 の A，B 及び RO 濃縮水貯槽 12		1.3E+01	2.4E+01	1.1E+01	6.0E+00	3.0E+01	1.3E+01	6.0E+04
(3)地下貯水槽								
地下貯水槽		8.2E+00	1.3E+01	3.3E+00	5.0E+00	9.7E+01	9.9E+01	3.0E+05
(4)サプレッションプール水サージタンク								
サプレッションプール水サージタンク		1.3E+01	2.4E+01	1.1E+01	6.0E+00	3.0E+01	1.3E+01	6.0E+04
(7)受タンク等								
受タンク等		8.2E+00	1.3E+01	3.3E+00	5.0E+00	9.7E+01	9.9E+01	3.0E+05

2.2.2.3.2　伐採木一時保管エリア

伐採木一時保管エリアについては，今後搬入が予想される伐採木の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。（添付資料－２）

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1)一時保管エリアＲ

貯　蔵　容　量：約 6,900m³

貯　蔵　面　積：約 2,300m²

積　上　げ　高　さ：約 3m

表　面　線　量　率：0.3mSv/時（未保管）
遮　　蔽：覆土：厚さ 0.5m（密度 1.2g/cm^3）
評価点までの距離：約 600m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木 0.1g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0003mSv/年

2.2.2.3.3　瓦礫類一時保管エリア

瓦礫類一時保管エリアについては，今後搬入が予想される瓦礫類の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。（添付資料－２）

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1)一時保管エリアO

貯　蔵　容　量：約 16,500m^3
エ　リ　ア　面　積：約 5,500m^2
積　上　げ　高　さ：約 3m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 800m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0014mSv/年

2.2.2.3.4　計算結果

計画中の RO 濃縮水貯槽の運用開始前の敷地南西エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は，各施設の最大評価値として，貯留設備に起因する分が約 0.91mSv/年(概算値)，伐採木に起因する分が約 0.0003mSv/年，瓦礫類に起因する分が約 0.0014mSv/年，合計約 0.91mSv/年となる。

計画中の RO 濃縮水貯槽の運用を開始する前に，RO 濃縮水貯槽 6 の A 及び B の RO 濃縮水を地下貯水槽に移送する。また，RO 濃縮水貯槽 6 の A 及び B と，多核種除去設備稼働により空きタンクとなる RO 濃縮水貯槽 12 には，原則として，RO 装置の再循環運転を実施しない比較的放射能濃度の低い RO 濃縮水を貯留する。これにより，計画中の RO 濃縮水貯槽の運用以降は，貯留設備に起因する分が約 0.95mSv/年(概算値)，伐採木に起因する分が約 0.0003mSv/年，瓦礫類に起因する分が約 0.0014mSv/年，合計約 0.96mSv/年となる。

また，平成 25 年３月末においても計画中の RO 濃縮水貯槽の運用開始前と同様である。

2.2.2.4　敷地西エリア

2.2.2.4.1　使用済燃料乾式キャスク仮保管設備

使用済燃料乾式キャスク仮保管設備については，線源スペクトル，線量率，乾式キャスク本体の寸法等の仕様は，工事計画認可申請書又は核燃料輸送物設計承認申請書等，乾式キャスクの設計値及び収納する使用済燃料の収納条件に基づく値とする。なお，乾式キャスクの線量率は，側面，蓋面，底面の 3 領域に分割し，ガンマ線，中性子線毎にそれぞれ表面から 1m の最大線量率で規格化する。乾式キャスクの配置は，設備の配置設計を反映し，隣接する乾式キャスク等による遮蔽効果を考慮し，敷地境界における直接線及びスカイシャイン線の合計の線量率を評価する。

貯　蔵　容　量：65 基(乾式貯蔵キャスク 20 基及び輸送貯蔵兼用キャスク 45 基)
エ　リ　ア　面　積：約 80m×約 96m
遮　蔽：コンクリートモジュール　200mm(密度 2.15g/cm^3)
評価点までの距離：エリア北西コーナーから約 270m
評価結果の種類：MCNP コードによる評価結果
評　価　結　果：約 0.07mSv/年

2.2.2.4.2　固体廃棄物貯蔵庫

瓦礫類，伐採木，ドラム缶等の線量評価結果は，次に示す条件で MCNP コードにより評価する。

第１及び第２固体廃棄物貯蔵庫については，回収した瓦礫類の保管に活用するため，実測した線量率に今後の活用も考慮した表面線量率を設定し，核種を Cs-134 及び Cs-137 として評価するものとする。

第３～第８固体廃棄物貯蔵庫については，放射性固体廃棄物や一部を活用して瓦礫類，使用済保護衣等を保管，または一時保管するため，実測した線量率に今後の活用も考慮した表面線量率を設定し，核種を Co-60 として評価するものとする。

第６～第８固体廃棄物貯蔵庫地下には，放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫類を保管するが，遮蔽効果が高いことから地下保管分については，設置時の工事計画認可申請書と同様に評価対象外とする。

評価に用いる値は以下のとおり。

(1)第１固体廃棄物貯蔵庫

貯　蔵　容　量：約 1,000m^3
エ　リ　ア　面　積：約 840m^2
積　上　げ　高　さ：約 1.2m
表　面　線　量　率：約 1.0mSv/時
遮　蔽：天井及び壁：鉄板厚さ 約 0.5mm
評価点までの距離：約 760m

線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート 2.0g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0034mSv/年

(2)第 2 固体廃棄物貯蔵庫
貯　蔵　容　量：約 2,000m^3
エ　リ　ア　面　積：約 1,100m^2
積　上　げ　高　さ：約 1.8m
表　面　線　量　率：約 5.3mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 180mm，密度 約 2.2g/cm^3
評価点までの距離：約 760m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート 2.0g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0198mSv/年

(3)第 3 固体廃棄物貯蔵庫
貯　蔵　容　量：約 7,400m^3
エ　リ　ア　面　積：約 2,300m^2
積　上　げ　高　さ：約 3.2m
表　面　線　量　率：約 0.006mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 180mm，密度 約 2.2g/cm^3
評価点までの距離：約 480m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート 2.0g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0003mSv/年

(4)第 4 固体廃棄物貯蔵庫
貯　蔵　容　量：約 7,400m^3
エ　リ　ア　面　積：約 2,300m^2
積　上　げ　高　さ：約 3.2m
表　面　線　量　率：約 0.002mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 700mm，密度 約 2.2g/cm^3
評価点までの距離：約 430m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート 2.0g/cm^3
評　価　結　果：0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(5)第5固体廃棄物貯蔵庫

貯　蔵　容　量：約2,500m^3
エ　リ　ア　面　積：約800m^2
積　上　げ　高　さ：約3.2m
表　面　線　量　率：約0.21mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約500mm, 密度 約2.2g/cm^3
評価点までの距離：約380m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート2.0g/cm^3
評　価　結　果：約0.0003mSv/年

(6)第6固体廃棄物貯蔵庫

貯　蔵　容　量：約12,200m^3（1階部分）
エ　リ　ア　面　積：約3,800m^2
積　上　げ　高　さ：約3.2m
表　面　線　量　率：約0.15mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約500mm, 密度 約2.2g/cm^3
評価点までの距離：約350m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート2.0g/cm^3
評　価　結　果：約0.0011mSv/年

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(7)第7固体廃棄物貯蔵庫

貯　蔵　容　量：約17,200m^3（1階部分）
エ　リ　ア　面　積：約5,400m^2
積　上　げ　高　さ：約3.2m
表　面　線　量　率：約0.11mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約500mm, 密度 約2.2g/cm^3
評価点までの距離：約320m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート2.0g/cm^3
評　価　結　果：約0.0015mSv/年

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(8)第８固体廃棄物貯蔵庫

貯　　蔵　　容　　量：約 17,200m^3（１階部分）
エ　リ　ア　面　積：約 5,400m^2
積　上　げ　高　さ：約 3.2m
表　面　線　量　率：約 0.12mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 600mm，密度 約 2.2g/cm^3
評価点までの距離：約 280m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート 2.0g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0009mSv/年

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

2.2.2.4.3　ドラム缶等仮設保管設備

ドラム缶等仮設保管設備は，事故前に固体廃棄物貯蔵庫に保管されていた放射性固体廃棄物を仮置きするため，収納スペース内の直方体体積線源，核種を Co-60 として評価する。また，評価条件における「保管済」は実測値による評価，「未保管」は受入上限値による評価を表す。

貯　　蔵　　容　　量：約 23,000 本（ドラム缶換算）
（内，ドラム缶約 15,000 本：未保管，大型廃棄物約 8,000 本（ドラム缶換算）：保管済）
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（ドラム缶：未保管），約 0.002mSv/時（大型廃棄物：保管済）

(1)ドラム缶等仮設保管設備（ドラム缶）

貯　　蔵　　容　　量：約 9,300m^3
エ　リ　ア　面　積：約 3,000m^2
積　上　げ　高　さ：約 3.1m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 390m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：鉄 0.7g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0815mSv/年

(2)ドラム缶等仮設保管設備（大型廃棄物）

貯　　蔵　　容　　量：約 6,200m^3
エ　リ　ア　面　積：約 2,000m^2

積　上　げ　高　さ：約 3.1m
表　面　線　量　率：約 0.002mSv/時（保管済）
評価点までの距離：約 360m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0014mSv/年

2.2.2.4.4　瓦礫類一時保管エリア

瓦礫類一時保管エリアについては，今後搬入が予想される瓦礫類の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。（添付資料－２）

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1) 一時保管エリアQ

貯　蔵　容　量：約 6,100m^3
エ　リ　ア　面　積：約 1,700m^2
積　上　げ　高　さ：約 3.6m
表　面　線　量　率：5mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 720m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0614mSv/年

2.2.2.4.5　伐採木一時保管エリア

伐採木一時保管エリアについては，今後搬入が予想される伐採木の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。（添付資料－２）

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1) 一時保管エリアM

表面線量率がバックグランド線量率と同等以下の伐採木（幹）を一時保管するため，評価対象外とする。

(2)一時保管エリアV

貯　蔵　容　量：約 15,000m^3
貯　蔵　面　積：約 3,000m^2
積　上　げ　高　さ：約 5m

表　面　線　量　率：0.3mSv/時（未保管）
評価点までの距離　：約 670m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木 0.05g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0123mSv/年
なお，当該エリアには表面線量率がバックグランド線量率と同等以下の伐採木（幹）も一時保管する。

2.2.2.4.6　多核種除去設備

多核種除去設備については，各機器に表２．２．２－３及び表２．２．２－４に示す核種，放射能濃度が内包しているとし，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN-S により求め，3 次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した結果，敷地西エリアにおける多核種除去設備に起因する直接線及びスカイシャイン線の線量は，約 0.16mSv/年となる。

放射能強度　：表２．２．２－３，表２．２．２－４参照

遮　蔽
：鉄（HIC 用遮蔽材）　112mm
：鉄（循環タンク用遮蔽材）　100mm
：鉄（吸着塔用遮蔽材）　50mm
：鉛（クロスフローフィルタ他用遮蔽材）　8mm，4mm
：鉛（循環弁スキッド，クロスフローフィルタスキッド）18mm，9mm

表２．２．２－３　評価対象核種及び放射能濃度（汚染水・スラリー・前処理後の汚染水）
(1/2)

No.	核種	放射能濃度（Bq／cm^3）			
		汚染水 （処理対象水）	スラリー （鉄共沈処理）	スラリー （炭酸塩沈殿処理）	前処理後の 汚染水
1	Fe-59	3.45E+00	5.55E+02	1.33E+00	1.06E-02
2	Co-58	5.25E+00	8.44E+02	2.02E+00	1.61E-02
3	Rb-86	2.10E+01	0.00E+00	0.00E+00	4.19E+00
4	Sr-89	2.17E+04	1.08E+06	3.85E+05	9.11E+01
5	Sr-90	4.91E+05	2.44E+07	8.72E+06	2.06E+03
6	Y-90	4.91E+05	2.44E+07	8.72E+06	2.06E+03
7	Y-91	5.05E+02	8.12E+04	3.96E+02	3.03E-03
8	Nb-95	2.19E+00	3.51E+02	8.40E-01	6.69E-03
9	Tc-99	8.50E-02	1.40E+01	2.20E-02	1.70E-06
10	Ru-103	6.10E+00	6.37E+02	2.01E+01	2.98E-01
11	Ru-106	1.06E+02	1.10E+04	3.47E+02	5.15E+00
12	Rh-103m	6.10E+00	6.37E+02	2.01E+01	2.98E-01
13	Rh-106	1.06E+02	1.10E+04	3.47E+02	5.15E+00
14	Ag-110m	2.98E+00	4.93E+02	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	4.68E+02	0.00E+00	5.99E+03	4.77E+01
16	Cd-115m	1.41E+02	0.00E+00	1.80E+03	1.43E+01
17	Sn-119m	4.18E+01	6.72E+03	0.00E+00	2.51E-01
18	Sn-123	3.13E+02	5.03E+04	0.00E+00	1.88E+00
19	Sn-126	2.42E+01	3.89E+03	0.00E+00	1.45E-01
20	Sb-124	9.05E+00	1.44E+03	3.88E+00	4.27E-02
21	Sb-125	5.65E+02	8.99E+04	2.42E+02	2.67E+00
22	Te-123m	6.00E+00	9.65E+02	2.31E+00	1.84E-02
23	Te-125m	5.65E+02	8.99E+04	2.42E+02	2.67E+00
24	Te-127	4.95E+02	7.96E+04	1.90E+02	1.51E+00
25	Te-127m	4.95E+02	7.96E+04	1.90E+02	1.51E+00
26	Te-129	5.40E+01	8.68E+03	2.08E+01	1.65E-01
27	Te-129m	8.75E+01	1.41E+04	3.36E+01	2.68E-01
28	I-129	8.50E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.70E+00
29	Cs-134	6.00E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.20E+01
30	Cs-135	1.98E+02	0.00E+00	0.00E+00	3.95E+01
31	Cs-136	2.24E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.47E-01

表２．２．２－３　評価対象核種及び放射能濃度（汚染水・スラリー・前処理後の汚染水）
(2/2)

No.	核種	放射能濃度（Bq／cm^3）			
		汚染水 （処理対象水）	スラリー （鉄共沈処理）	スラリー （炭酸塩沈殿処理）	前処理後の 汚染水
32	Cs-137	8.25E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.65E+01
33	Ba-137m	8.25E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.65E+01
34	Ba-140	1.29E+01	0.00E+00	0.00E+00	2.58E+00
35	Ce-141	1.08E+01	1.74E+03	8.46E+00	6.48E-05
36	Ce-144	4.71E+01	7.57E+03	3.69E+01	2.83E-04
37	Pr-144	4.71E+01	7.57E+03	3.69E+01	2.83E-04
38	Pr-144m	3.85E+00	6.19E+02	3.02E+00	2.31E-05
39	Pm-146	4.91E+00	7.89E+02	3.84E+00	2.94E-05
40	Pm-147	1.67E+03	2.68E+05	1.30E+03	9.99E-03
41	Pm-148	4.86E+00	7.82E+02	3.81E+00	2.92E-05
42	Pm-148m	3.13E+00	5.03E+02	2.45E+00	1.87E-05
43	Sm-151	2.79E-01	4.49E+01	2.19E-01	1.67E-06
44	Eu-152	1.45E+01	2.33E+03	1.14E+01	8.70E-05
45	Eu-154	3.77E+00	6.05E+02	2.95E+00	2.26E-05
46	Eu-155	3.06E+01	4.91E+03	2.39E+01	1.83E-04
47	Gd-153	3.16E+01	5.07E+03	2.47E+01	1.89E-04
48	Tb-160	8.30E+00	1.33E+03	6.50E+00	4.98E-05
49	Pu-238	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
50	Pu-239	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
51	Pu-240	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
52	Pu-241	7.00E+00	1.13E+03	5.48E+00	4.20E-05
53	Am-241	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
54	Am-242m	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
55	Am-243	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
56	Cm-242	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
57	Cm-243	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
58	Cm-244	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
59	Mn-54	1.07E+02	1.76E+04	4.79E+00	4.86E-02
60	Co-60	5.00E+01	8.21E+03	6.40E+00	5.10E-02
61	Ni-63	6.75E+00	0.00E+00	8.65E+01	6.89E-01
62	Zn-65	3.62E+00	5.81E+02	1.39E+00	1.11E-02

表２．２．２－４　評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）(1/2)

No.	核種	放射能濃度（Bq／cm^3）					
		吸着材１／４	吸着材２	吸着材３	吸着材６	吸着材５	吸着材７
1	Fe-59	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.54E+02	0.00E+00	0.00E+00
2	Co-58	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.35E+02	0.00E+00	0.00E+00
3	Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	9.12E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	Sr-89	0.00E+00	1.27E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	Sr-90	0.00E+00	2.88E+07	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	Y-90	0.00E+00	2.88E+07	0.00E+00	4.31E+04	0.00E+00	0.00E+00
7	Y-91	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.43E+01	0.00E+00	0.00E+00
8	Nb-95	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.78E+01	0.00E+00	0.00E+00
9	Tc-99	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.23E-02
10	Ru-103	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.91E+03
11	Ru-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.75E+04
12	Rh-103m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.21E+02	0.00E+00	3.91E+03
13	Rh-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.72E+03	0.00E+00	6.75E+04
14	Ag-110m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.98E+05	0.00E+00	0.00E+00
16	Cd-115m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.10E+05	0.00E+00	0.00E+00
17	Sn-119m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.67E+03	0.00E+00	0.00E+00
18	Sn-123	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.75E+04	0.00E+00	0.00E+00
19	Sn-126	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.12E+03	0.00E+00	0.00E+00
20	Sb-124	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.25E+02	0.00E+00
21	Sb-125	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.90E+04	0.00E+00
22	Te-123m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.69E+02	0.00E+00
23	Te-125m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.90E+04	0.00E+00
24	Te-127	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.22E+04	0.00E+00
25	Te-127m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.22E+04	0.00E+00
26	Te-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.42E+03	0.00E+00
27	Te-129m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.92E+03	0.00E+00
28	I-129	3.70E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
29	Cs-134	0.00E+00	0.00E+00	2.61E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
30	Cs-135	0.00E+00	0.00E+00	8.60E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
31	Cs-136	0.00E+00	0.00E+00	9.73E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

表２．２．２－４　評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）(2/2)

No.	核種	放射能濃度（Bq／cm^3）					
		吸着材１／４	吸着材２	吸着材３	吸着材６	吸着材５	吸着材７
32	Cs-137	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
33	Ba-137m	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05	2.41E+05	0.00E+00	0.00E+00
34	Ba-140	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.77E+04	0.00E+00	0.00E+00
35	Ce-141	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.48E-01	0.00E+00	0.00E+00
36	Ce-144	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.13E+00	0.00E+00	0.00E+00
37	Pr-144	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.13E+00	0.00E+00	0.00E+00
38	Pr-144m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.38E-01	0.00E+00	0.00E+00
39	Pm-146	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.30E-01	0.00E+00	0.00E+00
40	Pm-147	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.46E+02	0.00E+00	0.00E+00
41	Pm-148	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.26E-01	0.00E+00	0.00E+00
42	Pm-148m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.74E-01	0.00E+00	0.00E+00
43	Sm-151	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.45E-02	0.00E+00	0.00E+00
44	Eu-152	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.27E+00	0.00E+00	0.00E+00
45	Eu-154	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.30E-01	0.00E+00	0.00E+00
46	Eu-155	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.68E+00	0.00E+00	0.00E+00
47	Gd-153	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.77E+00	0.00E+00	0.00E+00
48	Tb-160	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	7.28E-01	0.00E+00	0.00E+00
49	Pu-238	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
50	Pu-239	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
51	Pu-240	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
52	Pu-241	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.14E-01	0.00E+00	0.00E+00
53	Am-241	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
54	Am-242m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
55	Am-243	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
56	Cm-242	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
57	Cm-243	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
58	Cm-244	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
59	Mn-54	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	7.10E+02	0.00E+00	0.00E+00
60	Co-60	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	7.46E+02	0.00E+00	0.00E+00
61	Ni-63	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.01E+04	0.00E+00	0.00E+00
62	Zn-65	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.62E+02	0.00E+00	0.00E+00

2.2.2.4.7　使用済セシウム吸着塔一時保管施設

(1) 第四施設

容　　量：セシウム吸着装置吸着塔：680 体
　　第二セシウム吸着装置吸着塔：212 体

ⅰ.セシウム吸着装置（KURION）吸着塔

放 射 能 強 度：低線量吸着塔　Cs-134：約 2.2×10^{14}Bq　Cs-136：約 4.1×10^{11}Bq
　　Cs-137：約 2.6×10^{14}Bq
　　中線量吸着塔　Cs-134：約 5.6×10^{14}Bq　Cs-136：約 1.1×10^{12}Bq
　　Cs-137：約 6.7×10^{14}Bq
　　高線量吸着塔　Cs-134：約 3.8×10^{13}Bq　Cs-136：約 7.2×10^{10}Bq
　　Cs-137：約 4.6×10^{13}Bq

遮　　蔽：吸着塔側面：鉄 177.8mm（高線量吸着塔 85.7mm）
　　吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm（高線量吸着塔 174.5mm）
　　吸着塔二次蓋：鉄 127mm（高線量吸着塔 55mm）
　　コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ 400mm），密度 2.30g/cm^3

評 価 結 果：約 0.017mSv/年

ⅱ.第二セシウム吸着装置（SARRY）吸着塔

放 射 能 強 度：Cs-134：3.0×10^{15}Bq
　　Cs-137：3.0×10^{15}Bq

遮　　蔽：吸着塔側面：鉄 35mm，鉛 190.5mm
　　吸着塔上面：鉄 35mm，鉛 250.8mm

評 価 結 果：約 0.033mSv/年

2.2.2.4.8　計算結果

敷地西エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は，各施設の最大評価値としては，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に起因する分が約 0.07mSv/年，固体廃棄物貯蔵庫に起因する分が約 0.0273mSv/年，ドラム缶等仮設保管設備に起因する分が約 0.0829mSv/年，多核種除去設備に起因する分が約 0.16mSv/年，瓦礫類に起因する分が約 0.0614mSv/年，伐採木に起因する分が約 0.0123mSv/年，セシウム吸着塔一時保管施設に起因する分が約 0.05mSv/年，合計約 0.47mSv/年となる。

また，平成 25 年３月末においても同様である。

2.2.2.5　敷地北エリア

2.2.2.5.1　瓦礫類及び伐採木一時保管エリア

瓦礫類及び伐採木の一時保管エリアについては，実測した線量率に今後搬入が予想される瓦礫類及び伐採木の量と線量率を考慮した表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。なお，核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。（添付資料－２）

また，評価条件における「保管済」は実測値による評価，「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1) 瓦礫類一時保管エリア

ａ．一時保管エリアＡ１

一時保管エリアＡ１は，高線量の瓦礫類に遮蔽を行って一時保管する場合のケース１と遮蔽を行っていた瓦礫類を他の一時保管エリアに移動した後に低線量瓦礫類を一時保管する場合のケース２により運用する。

（ケース１）

貯　蔵　容　量：約 2,400m^3
エ　リ　ア　面　積：約 800m^2
積　上　げ　高　さ：約 4m
表　面　線　量　率：30mSv/時（未保管）
遮　　蔽：側面（南側以外）
土嚢：高さ約 3m，厚さ約 1m，密度約 1.5g/cm^3
高さ約 1m，厚さ約 0.8m，密度約 1.5g/cm^3
コンクリート壁：高さ約 3m，厚さ約 120mm，密度約 2.1g/cm^3
鉄板：高さ約 1m，厚さ約 22mm，密度約 7.8g/cm^3
側面（南側）
土嚢：厚さ約 0.8m，密度約 1.5g/cm^3
鉄板：厚さ約 22mm，密度約 7.8g/cm^3
上部
土嚢：厚さ約 0.8m，密度約 1.5g/cm^3
鉄板：厚さ約 22mm，密度約 7.8g/cm^3
評価点までの距離：約 230m
線　源　形　状：四角柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0027mSv/年

（ケース２）

貯　蔵　容　量：約 4,200m^3

エ　リ　ア　面　積：約 1,400m^2

積　上　げ　高　さ：約 3m

表　面　線　量　率：0.01mSv/時（未保管）

遮　　蔽：コンクリート壁：高さ 約 3m，厚さ 約 120mm，密度 約 2.1g/cm^3

評価点までの距離：約 240m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評　価　結　果：約 0.0193mSv/年

ｂ．一時保管エリアＡ２

一時保管エリアＡ２は，高線量の瓦礫類に遮蔽を行って一時保管する場合のケース１と遮蔽を行っていた瓦礫類を他の一時保管エリアに移動した後に低線量瓦礫類を一時保管する場合のケース２により運用する。

（ケース１）

貯　蔵　容　量：約 4,700m^3

エ　リ　ア　面　積：約 1,500m^2

積　上　げ　高　さ：約 4m

表　面　線　量　率：30mSv/時（未保管）

遮　　蔽：側面（東側以外）

土嚢：高さ約 3m，厚さ約 1m，密度約 1.5g/cm^3

高さ約 1m，厚さ約 0.8m，密度約 1.5g/cm^3

コンクリート壁：高さ約 3m，厚さ約 120mm，密度約 2.1g/cm^3

鉄板：高さ約 1m，厚さ約 22mm，密度約 7.8g/cm^3

側面（東側）

土嚢：厚さ約 0.8m，密度約 1.5g/cm^3

鉄板：厚さ約 22mm，密度約 7.8g/cm^3

上部

土嚢：厚さ約 0.8m，密度約 1.5g/cm^3

鉄板：厚さ約 22mm，密度約 7.8g/cm^3

評価点までの距離：約 210m

線　源　形　状：四角柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評　価　結　果：約 0.0050mSv/年

（ケース２）

貯　蔵　容　量：約 7,400m^3

エ　リ　ア　面　積：約 2,500m^2

積　上　げ　高　さ：約 3m

表　面　線　量　率：0.005mSv/時（未保管）

遮　　蔽：コンクリート壁：高さ 約 3m，厚さ 約 120mm，密度 約 2.1g/cm^3

評価点までの距離：約 220m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評　価　結　果：約 0.0189mSv/年

ｃ．一時保管エリアＢ

①エリア１

貯　蔵　容　量：約 1,900m^3

エ　リ　ア　面　積：約 600m^2

積　上　げ　高　さ：約 3m

表　面　線　量　率：0.01mSv/時

評価点までの距離：約 260m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評　価　結　果：約 0.0114mSv/年

②エリア２

貯　蔵　容　量：約 1,200m^3

エ　リ　ア　面　積：約 400m^2

積　上　げ　高　さ：約 3m

表　面　線　量　率：0.01mSv/時

評価点までの距離：約 310m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評　価　結　果：約 0.0042mSv/年

ｄ．一時保管エリアＣ

すべて未保管としたエリア全体の評価を MCNP で実施し，その結果を基に比例計算によって，保管済分と未保管分に分けて評価した。

貯　蔵　容　量：約 40,000m^3（内，保管済約 28,000m^3，未保管約 12,000m^3）
エ　リ　ア　面　積：約 13,400m^2
積　上　げ　高　さ：約 3m
表　面　線　量　率：約 0.01mSv/時（保管済），0.1 mSv/時（未保管），0.05mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 310m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 0.5256mSv/年（全て 0.1mSv/時として評価した場合）

・保管済約 28,000m^3
　評価結果：約 0.0368mSv/年
・未保管約 9,000m^3（0.1mSv/時）
　評価結果：約 0.1183mSv/年
・未保管約 3,000m^3（0.05mSv/時）
　評価結果：約 0.0198mSv/年

ｅ．一時保管エリアＤ

すべて未保管としたエリア全体の評価を MCNP で実施し，その結果を基に比例計算によって，保管済分と未保管分に分けて評価した。

貯　蔵　容　量：約 3,000m^3（内，保管済約 2,400m^3，未保管約 600m^3）
エ　リ　ア　面　積：約 1,000m^2
積　上　げ　高　さ：約 3m
表　面　線　量　率：約 0.09mSv/時（保管済），0.5mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 540m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0272mSv/年（全て 0.5mSv/時として評価した場合）

・保管済約 2,400m^3
　評価結果：約 0.0038mSv/年
・未保管約 600m^3
　評価結果：約 0.0055mSv/年

ｆ．一時保管エリアＥ１

すべて未保管としたエリア全体の評価を MCNP で実施し，その結果を基に比例計算に

よって，保管済分と未保管分に分けて評価した。

貯　蔵　容　量：約 10,500m^3（内，保管済約 3,200m^3，未保管約 7,300m^3）

エ　リ　ア　面　積：約 3,500m^2

積　上　げ　高　さ：約 3m

表　面　線　量　率：約 0.11mSv/時（保管済），1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 660m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評　価　結　果：約 0.0403mSv/年（全て 1mSv/時として評価した場合）

・保管済約 3,200m^3

評価結果：約 0.0014mSv/年

・未保管約 7,300m^3

評価結果：約 0.0281mSv/年

ｇ．一時保管エリアＥ２

貯　蔵　容　量：約 1,800m^3

エ　リ　ア　面　積：約 500m^2

積　上　げ　高　さ：約 3.6m

表　面　線　量　率：10mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 810m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評　価　結　果：約 0.0219mSv/年

ｈ．一時保管エリアＦ１

貯　蔵　容　量：約 650m^3

エ　リ　ア　面　積：約 220m^2

積　上　げ　高　さ：約 3m

表　面　線　量　率：約 1.8mSv/時（保管済）

評価点までの距離：約 700m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評　価　結　果：約 0.0059mSv/年

ｉ．一時保管エリアＦ２

貯　蔵　容　量：約 7,500m^3

エ　リ　ア　面　積：約 1,500m^2

積　上　げ　高　さ：約 5m

表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 690m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評　価　結　果：約 0.0018mSv/年

ｊ．一時保管エリアＬ

覆土式一時保管施設 1 槽毎に評価した。

貯　蔵　容　量：約 4,000m^3×4

貯　蔵　面　積：約 1,400m^2×4

積　上　げ　高　さ：約 5m

表　面　線　量　率：30mSv/時（未保管）

遮　　蔽：覆土：厚さ 1m（密度 1.2g/cm^3）

評価点までの距離：約 260m，約 180m，約 270m，約 200m

線　源　形　状：直方体

か　さ　密　度：鉄 0.5g/cm^3

評　価　結　果：約 0.0075mSv/年，約 0.0254mSv/年，約 0.0059mSv/年，約 0.0193mSv/年

ｋ．一時保管エリアＰ１

貯　蔵　容　量：約 51,000m^3

エ　リ　ア　面　積：約 17,000m^2

積　上　げ　高　さ：約 3m

表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管約 25,500m^3），0.05 mSv/時（未保管約 25,500m^3）

評価点までの距離：約 550m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評　価　結　果：約 0.0303mSv/年

ｌ．一時保管エリアＰ２

貯　蔵　容　量：約 7,100m^3

エ　リ　ア　面　積：約2,000m^2
積　上　げ　高　さ：約3.6m
表　面　線　量　率：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約550m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約0.0876mSv/年

(2)伐採木一時保管エリア

ｉ．一時保管エリアＧ

①エリア１

貯　蔵　容　量：約8,400m^3
貯　蔵　面　積：約2,800m^2
積　上　げ　高　さ：約3m
表　面　線　量　率：0.3mSv/時
遮　蔽：覆土：厚さ0.7m（密度1.2g/cm^3）
評価点までの距離：約210m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木0.1g/cm^3
評　価　結　果：約0.0167mSv/年

②エリア２

貯　蔵　容　量：約18,600m^3
貯　蔵　面　積：約6,200m^2
積　上　げ　高　さ：約3m
表　面　線　量　率：0.3mSv/時
遮　蔽：覆土：厚さ0.7m（密度1.2g/cm^3）
評価点までの距離：約270m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木0.1g/cm^3
評　価　結　果：約0.0097mSv/年

ｊ．一時保管エリアＨ

貯　蔵　容　量：約15,000m^3
貯　蔵　面　積：約5,000m^2
積　上　げ　高　さ：約3m

表　面　線　量　率：0.3mSv/時
遮　　蔽：覆土：厚さ 0.7m（密度 1.2g/cm^3）
評価点までの距離：約 610m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木 0.1g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0002mSv/年
なお，当該エリアには表面線量率がバックグランド線量率と同等以下の伐採木（幹）も一時保管する。

ｋ．一時保管エリアⅠ
表面線量率がバックグランド線量率と同等以下の伐採木（幹）を一時保管するため，評価対象外とする。

2.2.3.5.2　雑固体廃棄物焼却設備
雑固体廃棄物焼却設備については，雑固体廃棄物と焼却灰を線源として，直接線は QAD，スカイシャイン線は，ANISN＋G33 コードにて評価を行う。
遮蔽は，焼却炉建屋の建屋壁，天井のコンクリート厚さを考慮する。なお，焼却灰については，重量コンクリートによる遮蔽を考慮する。

焼却炉建屋
容　　量：雑固体廃棄物：約 2,170m^3
　　焼却灰：約 85m^3
線　源　強　度：表２．２．２－５参照
遮　　蔽：コンクリート（密度 2.15g/cm^3）300mm～700mm
　　重量コンクリート（密度 3.715 g/cm^3）：50mm
評価点までの距離：約 530m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：雑固体廃棄物：0.134g/cm^3
　　焼却灰：0.5g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0008mSv／年

表２．２．２－５　評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度（Bq／cm^3）	
	雑固体廃棄物	焼却灰
Mn-54	5.4E+00	4.0E+02
Co-58	2.5E-02	1.9E+00
Co-60	1.5E+01	1.1E+03
Sr-89	2.1E-01	1.6E+01
Sr-90	1.3E+03	9.9E+04
Ru-103	1.9E-04	1.4E-02
Ru-106	5.0E+01	3.7E+03
Sb-124	2.8E-02	2.1E+00
Sb-125	4.7E+01	3.5E+03
I-131	5.1E-25	3.8E-23
Cs-134	4.6E+02	3.4E+04
Cs-136	3.4E-17	2.5E-15
Cs-137	1.3E+03	9.4E+04
Ba-140	2.1E-15	1.6E-13
合計	3.2E+03	2.4E+05

2.2.2.5.3　計算結果

敷地北エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は，各施設の最大評価値としては，瓦礫類に起因する分が約 0.4731mSv/年，伐採木に起因する分が約 0.0266mSv/年，雑固体廃棄物焼却設備に起因する分が約 0.0008mSv/年，合計約 0.51mSv/年となる。

また，平成 25 年３月末における敷地北エリアの評価値は，瓦礫類に起因する分が約 0.4426mSv/年，伐採木に起因する分が約 0.0266mSv/年，合計約 0.47mSv/年となる。

2.2.2.6　添付資料

添付資料－１　セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）におけるセシウム吸着装置（KURION）吸着塔の線源条件について

添付資料－２　瓦礫類および伐採木一時保管エリアにおける敷地境界線量評価について

添付資料－１

セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）におけるセシウム吸着装置（KURION）吸着塔の線源条件について

1. 概要

セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）におけるセシウム吸着装置吸着塔（KURION）の線源条件については，滞留水中の放射能濃度の低下等に伴い，吸着塔内のセシウム吸着量が運転当初から変化していることから，使用済セシウム吸着塔側部の線量率の実測値に基づき，実態を反映した線源条件とした。

2. 線源設定

当初設計では，滞留水の性状及び吸着材の吸着性能から，吸着塔あたりの放射能濃度を表１に示すように推定し，この場合の吸着塔側面線量率を，MCNP コードによる評価により14mSv/時と評価した。吸着塔側部の線量率測定から，各吸着塔を，低線量吸着塔（10mSv/時未満），中線量吸着塔（10mSv/時以上 40mSv/時未満），高線量吸着塔（40mSv/時以上）に分類した。平成24年７月７日までに一時保管施設に保管した177本のうち，低線量吸着塔，中線量吸着塔，高線量吸着塔側部の線量率平均値がそれぞれ 5mSv/時，12.9mSv/時，95mSv/時であることから，低線量吸着塔・中線量吸着塔については，当初設計との比率に応じて，それぞれの分類に属する吸着塔あたりのセシウム吸着量を表１のように設定した。また，低線量吸着塔・中線量吸着塔の遮蔽厚が７インチであるのに対し，高線量吸着塔は，すべて前段の油分等除去用の SMZ スキッドから発生した３インチ遮蔽の吸着塔であるため，３インチ遮蔽をモデル化して吸着塔側面線量率が 95mSv/時となるように線源条件を設定した。なお，177 塔のうち，低線量吸着塔，中線量吸着塔，高線量吸着塔がそれぞれ 106 本，63 本，８本であり，今後の使用済吸着塔は低線量吸着塔になることが予想されることから，それぞれの吸着塔を 344 塔，172 塔，20 塔とした。

表１　セシウム吸着装置吸着塔の線源条件

	Cs-134 (Bq)	Cs-136 (Bq)	Cs-137 (Bq)	吸着塔側面線量率 (mSv/時)
当初設計吸着塔	約 6.0×10^{14}	約 1.1×10^{12}	約 7.3×10^{14}	14（計算値）
低線量吸着塔	約 2.2×10^{14}	約 4.1×10^{11}	約 2.6×10^{14}	5
中線量吸着塔	約 5.6×10^{14}	約 1.1×10^{12}	約 6.7×10^{14}	12.9
高線量吸着塔	約 3.8×10^{13}	約 7.2×10^{10}	約 4.6×10^{13}	95

3. 線源設定の保守性

平成 24 年 7 月 7 日までに一時保管施設に保管した 177 本のうち，平成 23 年 6 月から 9 月，平成 23 年 10 月から 12 月，平成 24 年 1 月から 3 月，平成 24 年 4 月から 6 月に発生した使用済吸着塔の低線量吸着塔，中線量吸着塔，高線量吸着塔の割合を図１に示す。平成 23 年６月の運転開始初期には中・高線量吸着塔の割合が高かったが，滞留水中の放射能濃度低下に伴い，低線量吸着塔の割合が高くなっている。高線量吸着塔は平成 24 年の運転では発生しておらず，中線量吸着塔も直近ではほとんど発生していないことから，今後は高線量吸着塔が発生せず，ほとんどが低線量吸着塔であると予想される。また，図２に示すように，発生時期が遅いほど表面線量率が低下しており，これまでに発生した吸着塔の側面線量率の平均値を基に今後の発生分も含めて線源設定することは，保守的と言える。

運用にあたっては，各々の平均値が設定条件を超えないように管理を行う。

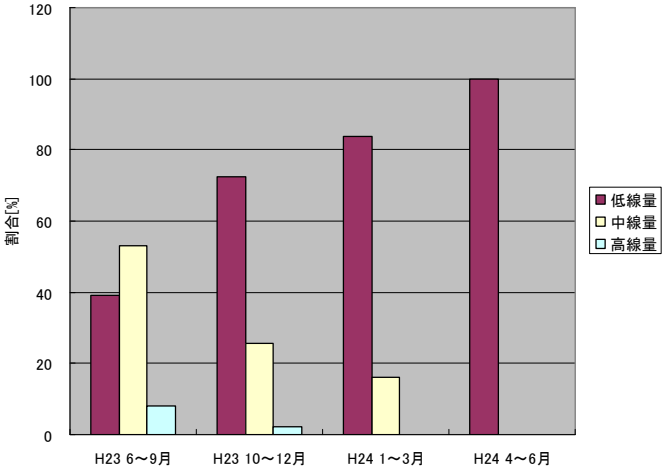


図１　一時保管施設に保管した使用済吸着塔の発生時期による割合の変化

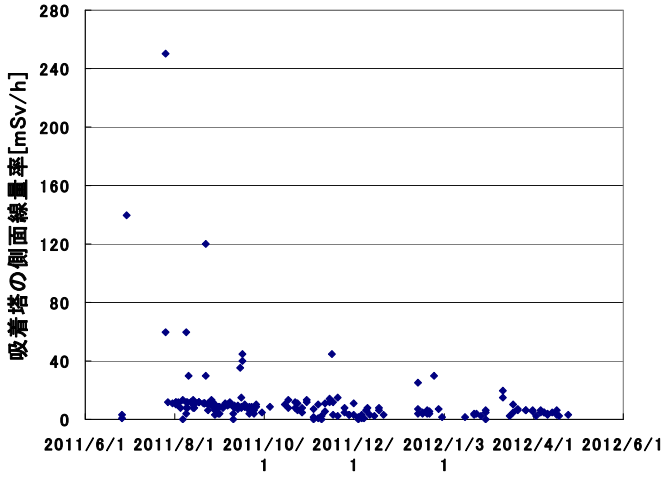


図２　一時保管施設に保管した使用済吸着塔の発生時期と表面線量率分布

添付資料－２

瓦礫類および伐採木一時保管エリアにおける敷地境界線量評価について

敷地周辺における線量評価のうち，瓦礫類および伐採木一時保管エリアからの放射線に起因する実効線量を評価するため、各エリアの線源形状をモデル化し，ＭＣＮＰコードを用いて評価している。

一時保管エリアのうち，保管される廃棄物の形状が多種多様で，一時保管エリアを設定する時点で，線源の規模は確定できるが線源形状が変動する可能性がある一時保管エリアについては，線源形状を円柱にモデル化した評価を行った。（図１）

なお，円柱にモデル化している一時保管エリアについては，保管完了後に実績を反映し，線源を実態に近い形状にモデル化した詳細な評価を行うこととする。対象となる一時保管エリアを表１に示す。

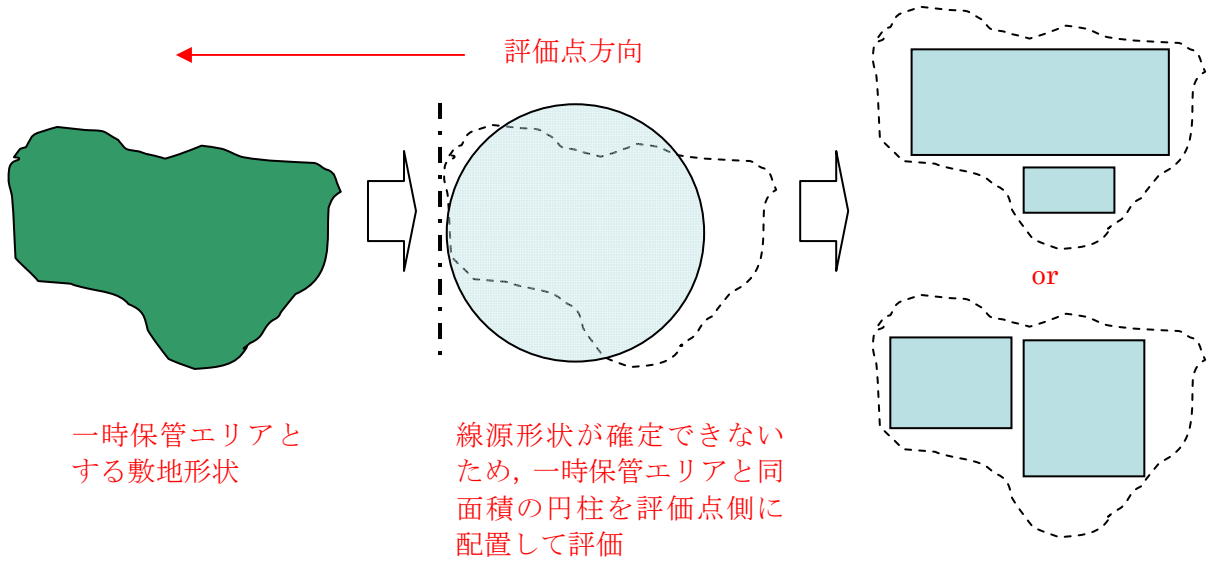


図１　線量評価イメージ

表１　詳細評価実施エリア

エリア名称
一時保管エリアＡ１ （ケース２）
一時保管エリアＡ２ （ケース２）
一時保管エリアＢ
一時保管エリアＣ
一時保管エリアＤ
一時保管エリアＥ１
一時保管エリアＥ２
一時保管エリアＦ１
一時保管エリアＦ２
一時保管エリアＧ
一時保管エリアＨ
一時保管エリアＪ
一時保管エリアＮ
一時保管エリアＯ
一時保管エリアＰ１
一時保管エリアＰ２
一時保管エリアＱ
一時保管エリアＲ
一時保管エリアＳ
一時保管エリアＴ
一時保管エリアＶ

2.2.3　線量評価のまとめ

追加的に放出される放射性物質と敷地内に保管する放射性廃棄物等により，一般公衆が受ける実効線量は，気体廃棄物放出分で約 0.03mSv/年，敷地内各施設からの直接線及びスカイシャイン線の線量分で約 0.96mSv/年（敷地を４つに分けたエリアのうちで実効線量が最大となるエリアの評価値：敷地南西エリア）となり，合計約 0.99mSv/年である。

また，平成 25 年３月における実効線量は，気体廃棄物放出分で約 0.03mSv/年，敷地内各施設からの直接線及びスカイシャイン線の線量分で約 0.91mSv/年（敷地を４つに分けたエリアのうちで実効線量が最大となるエリアの評価値：敷地南西エリア）となり，合計約 0.94mSv/年であることから１mSv/年未満を満足する。

2.2.4　事故当初に放出された放射性物質の影響について

平成 24 年 1 月 2 日～平成 24 年 1 月 8 日のモニタリングポスト指示値の平均と年間換算値（8760 時間）を表２．２．４－１に示す。

最も低い敷地北側の MP-1 においても年間約 35mSv であり，これは 2.2.3 までに評価した追加的な放射性物質の放出に起因する実効線量及び各施設からの直接並びに散乱放射線による実効線量を大きく上回っている。また，空気中の放射性物質濃度も，追加放出分の評価値が約 1.4×10^{-8} Bq/cm^3 に対し，西門におけるダストサンプリング結果が 10^{-7}～10^{-6} Bq/cm^3 と 2 桁程度高い値となっており，過去に沈積した放射性物質が再浮遊しているものと考えられる。

これらのことから，現状は事故当初に放出し，沈積した放射性物質の影響が支配的であり，今後敷地周辺で居住するに当たっては，既に沈積した放射性物質の除去がより重要であることを示している。

表２．２．４－１　モニタリングポストの指示値と年間換算値

	指示値 （μSv/h）	年間換算値 （mSv/年）
MP-1	4	約 35
MP-2	19	約 170
MP-3	12	約 110
MP-4	11	約 96
MP-5	14	約 120
MP-6	33	約 290
MP-7	89	約 780
MP-8	68	約 600