10　防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、当直課長、機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長は、運転上の制限を満足しない場合となった後において、要求される措置の完了時間内に、当該運転上の制限を満足していると判断した場合、又は当該運転上の制限が適用されるモードでなくなった場合は、この要求される措置に記載がある場合を除き、それ以後その要求される措置を継続して実施する必要はない。

11　防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、当直課長、機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長は、運転上の制限を満足しない場合となった後において、当該運転上の制限を満足していると判断した場合は、原子炉主任技術者に報告するとともに当直課長に通知する。当直課長は、原子炉熱出力の上昇又は原子炉起動状態へ近づくモードへの移行を行う場合は、原子炉主任技術者の確認を得る。

12　要求される措置を実施するに当たり、緊急を要する場合、当直課長は、他のグループ長の所管事項であっても、この要求される措置を実施することができる。なお、この場合、その結果を所管グループ長に連絡する。

表 86―１

条　件	要求される措置	完了時間
Ａ．機能Ｘが確認できない場合	A.1　機能Ｘの代替機能を確認する。 及び A.2　機能Ｘを確認する。	１時間 その後の８時間に１回 ３日
Ｂ．機能Ｙが確認できない場合	B.1　機能Ｙを確認する。 又は B.2　原子炉熱出力を 30％以下に下げる。	８時間 ８時間
Ｃ．機能Ｘが確認できない場合及び 機能Ｙが確認できない場合	C.1　機能Ｘを確認する。 又は C.2　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	D.1　モード３にする。 及び D.2　モード４にする。	12 時間 36 時間

(1) 要求される措置 A.1 及び A.2（又は要求される措置 B.1 及び B.2）の完了時間の起点は、いずれも条件Ａ（又はＢ）であると判断した時点（運転上の制限を満足していないと判断した時点と同じ。）である。また、要求される措置 C.1 及び C.2 並びに D.1 及び D.2 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。

(2) 条件Ｂ（機能Ｙが確認できない場合）であると判断した場合、要求される措置 B.1 又は B.2 を実施するが、いずれの措置も８時間以内に達成することが困難と判断した場合は、８時間を待たずに条件Ｄに移行することができる。このとき、要求される措置 D.1 及び D.2 の完了時間の起点は条件Ｄに移行した時点である。

(3) 要求される措置 A.1 を１時間以内に達成できない場合又はその後の８時間ごとの確認ができない場合は、条件Ｄへ移行する。このとき、要求される措置 D.1 及び D.2 の実施と並行して要

求される措置A.1及びA.2を実施し、要求される措置A.1が要求される措置A.2の完了時間である３日以内に達成できた場合は、その時点で要求される措置D.1及びD.2の実施要求はなく、原子炉熱出力は条件Ｄへ移行する前の状態に戻すことができる。その後は、引き続き要求される措置A.2を３日以内（起点は最初に条件Ａであると判断した時点）に達成させる。

(4) (3)において、要求される措置A.2を３日以内に達成できない場合は、その時点から条件Ｄへ移行する。このとき要求される措置D.1及びD.2の完了時間の起点は、改めて条件Ｄに移行した時点であり、最初に条件Ｄへ移行した時点ではない。

(5) 条件Ａ（機能Ｘが確認できない場合）の要求される措置A.1及びA.2を実施中に条件Ｂ（機能Ｙが確認できない場合）であると判断した場合、条件Ｃに移行し、要求される措置C.2（又はC.1）を１時間以内に達成すると、条件Ｃから条件Ａ（又はＢ）に移行する。このとき再度、条件Ａ（又はＢ）の要求される措置A.1及びA.2（又は要求される措置B.1若しくはB.2）を実施することになるが、完了時間の起点は、最初に条件Ａ（又はＢ）であると判断した時点である。

(6) 条件Ａ（機能Ｘが確認できない場合）の要求される措置A.1及びA.2を実施中に条件Ｂ（機能Ｙが確認できない場合）であると判断した場合、条件Ｃに移行するが、要求される措置C.2（又はC.1）の完了時間より前に条件Ａの完了時間がくるときは、条件Ａの完了時間が優先する。このとき、実質的な条件Ｃの完了時間は条件Ａの完了時間と同じであり、要求される措置A.1及びA.2が条件Ａの完了時間内に達成できれば、自動的に条件Ｃの要求される措置は達成され、条件Ｂの完了時間は条件Ｂであると判断した時点を起点とする完了時間となる。また、要求される措置A.1及びA.2が条件Ａの完了時間内に達成できなければ、条件Ｃの要求される措置を実施するしないにかかわらず条件Ｄへ移行する。

（予防保全を目的とした点検・保修を実施する場合）

第87条　防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、当直課長、機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長は、予防保全を目的とした点検・保修を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合は、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置を、その有効性について確率論的リスク評価等を用いて検証した上で、要求される完了時間の範囲内で実施する※1。なお、運用方法については、表86－1の例に準拠するものとする。

2　防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、当直課長、機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長は、予防保全を目的とした点検・保修を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合であって、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置を要求される完了時間の範囲を超えて実施する場合は、あらかじめ必要な安全措置を定め、その有効性について確率論的リスク評価等を用いて検証し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する※1。

3　防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、当直課長、機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長は、表87－1で定める設備について、保全計画に基づき定期的に行う点検・保修を実施する場合は、同表に定める点検時の措置を、その有効性について確率論的リスク評価等を用いて検証した上で、実施する。

4　第1項、第2項及び第3項の実施については、第86条第1項の運転上の制限を満足しない場合とはみなさない。

5　防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、当直課長、機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長は、第1項、第2項又は第3項に基づく点検・保修を行う場合、関係グループ長と協議し実施する。

6　第1項、第2項及び第3項の実施に当たっては、運転上の制限外へ移行した時点を点検・保修に対する完了時間の起点とする。

7　第1項を実施する場合、防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、当直課長、機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長は、運転上の制限外に移行する前に、運転上の制限外に移行した段階で要求される措置※2を順次実施し、その全てが終了した時点から24時間以内に運転上の制限外に移行する。なお、移行前に実施した措置については、移行時点で完了したものとみなす。

8　第1項、第2項又は第3項に基づき運転上の制限外に移行する場合は、第86条第3項、第7項、第8項、第9項及び第10項に準拠する。なお、第3項に基づき運転上の制限外に移行する場合は、「要求される措置」を「点検時の措置」に読み替えるものとする。

9　防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、当直課長、機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長は、第1項の場合において要求される措置を完了時間内に実施できなかった場合、第2項の場合において安全措置を実施できなかった場合、又は第3項の場合において点検時の措置を完了時間内に実施できなかった場合は、当該運転上の制限を満足していないと判断する。

10　防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長は、運転上の制限外へ移行した場合及び運転上の制限外から復帰していると判断した場合は、当直課長に通知する。

11　防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、当直課長、機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長は、第２項に基づく点検・保修又は第３項において、完了時間を超えて点検・保修を実施後、運転上の制限外から復帰していると判断した場合は、原子炉主任技術者に報告する。

※１：この規定第２項に基づく確認として同様の措置を実施している場合は、これに代えることができる。

※２：点検・保修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。

表 87－１

関連条文	点検対象設備	第 87 条適用時期	点検時の措置	実施頻度
第 69 条	・中央制御室非常用循環系	点検対象外号炉が第 69 条の適用モード内	・点検対象外号炉の当該系統が動作可能であることを確認する。	点検前※3 その後の 10 日に１回
第 83 条 (83－10－２)	・水素濃度監視系を構成する弁 ・Ａガスサンプリング圧縮装置 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置指示監視部	点検対象外号炉が第 83 条（83－10－２）の適用モード内	・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置又は電気式水素燃焼装置動作監視装置が動作可能であることを確認する。	点検前※3 その後の 10 日に１回
第 83 条 (83－12－１)	・使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水系を構成する弁（SFP 注水系を１系統確保し実施）	使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	・使用済燃料ピットの水位が EL＋12.70m 以上及び水温が 65℃以下であることを確認する。	点検前※3 その後の１週間に１回
			・可搬型電動低圧注入ポンプ（可搬型電動ポンプ用発電機含む）又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる使用済燃料ピットへのスプレイ系が動作可能であることを至近の記録により確認する。	点検前※3
第 83 条 (83－12－３)	・使用済燃料ピット温度（SA）（指示監視部含む） ・使用済燃料ピット状態監視カメラ ・使用済燃料ピット水位（広域）（使用済燃料ピット監視用空気供給システム含む）指示監視部 ・使用済燃料ピット周辺線量率指示監視部	使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	・使用済燃料ピットの水位が EL＋12.70m 以上及び水温が 65℃以下であることを確認する。	点検前※3 その後の１週間に１回
第 83 条 (83－15－１)	・大容量空冷式発電機 ・大容量空冷式発電機用給油ポンプ（モータ含む） ・大容量空冷式発電機用燃料タンク ・大容量空冷式発電機用給油ポンプによる大容量空冷式発電機への給油系を構成する弁	モード１、２、３、４、５及び６以外	・所要のディーゼル発電機が動作可能であることを確認※4する。	点検前※3 点検期間が完了時間（30 日）を超えて点検を実施する場合は、その後の１か月に１回
			・中容量発電機車又は高圧発電機車が動作可能であることを至近の記録により確認する。	点検前※3
第 83 条 (83－15－４)	・蓄電池（重大事故等対処用） ・蓄電池（３系統目）	モード１、２、３、４、５及び６以外	・所要のディーゼル発電機が動作可能であることを至近の記録により確認する。	点検前※3
			・大容量空冷式発電機が動作可能であることを至近の記録により確認する。	点検前※3
第 83 条 (83－15－６)	・重大事故等対処用変圧器盤 ・重大事故等対処用変圧器受電盤	モード１、２、３、４、５及び６以外	・所内電気設備の系統電圧を確認し、使用可能であることを確認する。	点検前※3 その後の１日に１回
			・発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）及び変圧器車が動作可能であることを至近の記録により確認する。	点検前※3
第 83 条 (83－15－８)	・燃料油貯蔵タンク	モード１、２、３、４、５及び６以外	・中容量発電機車又は高圧発電機車が動作可能であることを至近の記録により確認する。	点検前※3
			・点検対象外の燃料油貯蔵タンクが 147kℓ以上あることを確認する。	点検前※3 その後の１か月に１回
第 83 条 (83－16－１)	・原子炉下部キャビティ水位	モード５	・代替パラメータが動作可能であることを確認する。	点検前※3 その後の１日に１回
	・可搬型格納容器水素濃度計測装置指示監視部	点検対象外号炉が第 83 条(83－16－１)の適用モード内	・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置又は電気式水素燃焼装置動作監視装置が動作可能であることを確認する。	点検前※3 その後の 10 日に１回

表 87－１（続き）

関連条文	点検対象設備	第 87 条適用時期	点検時の措置	実施頻度
第 83 条 (83－19－1)	・緊急時対策所用発電機車による電源系を構成する共通系統	モード１、２、３、４、５、６及び使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	・緊急時対策所（緊急時対策棟内）の立上げに影響を与えないように、点検対象設備を確実に復旧できるよう、体制及び手順を整備する。	点検前※3

※３：運転上の制限外に移行する前に順次実施し、その全てが終了した時点から 24 時間以内に運転上の制限外に移行する。なお、移行前に実施した措置については、移行時点で完了したものとみなす。
※４：「動作可能であることを確認」とは、ディーゼル発電機２基※5を起動し動作可能であることを確認する。ただし、第 87 条適用時期が使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間で、かつ、点検期間が 30 日を超えない場合は、至近の記録により動作可能であることを確認する。
※５：モード１、２、３及び４以外ではディーゼル発電機に非常用発電機１基を含めることができる。

（運転上の制限に関する記録）

第88条　当直課長は、モードを変更した場合は、当直課長引継簿に変更した時刻及びモードを記録する。

2　当直課長は、防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長から運転上の制限を満足しない場合に係る通知を受けた場合、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は、次の各号を当直課長引継簿等に記録する。

(1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合は、当該運転上の制限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（保修作業を含む。）

(3) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、満足していると判断した時刻

3　当直課長は、防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長から運転上の制限外に移行する場合に係る通知を受けた場合、又は自ら運転上の制限外へ移行させた場合は、次の各号を当直課長引継簿等に記録する。

(1) 運転上の制限外へ移行した場合は、当該運転上の制限、移行した時刻及び点検・保修の内容

(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ていると判断した場合は、復帰していると判断した時刻

第４節　異常時の措置

（異常時の基本的な対応）

第 89 条　当直課長は、原子炉施設に次の各号に示す異常が発生した場合、運転管理グループ長に報告する。

(1) 原子炉の自動トリップ信号が発信した場合※1

(2) 原子炉が自動トリップすべき事象が発生したと判断されるにもかかわらず、自動トリップ信号が発信しない場合

(3) 原子炉を手動トリップした場合※1

２　運転管理グループ長は、第１項の報告を受けた場合、関係する各グループ長に、その原因調査及び対応措置を依頼するとともに、所長及び原子炉主任技術者に報告する。

３　関係する各グループ長は、第２項の依頼を受けた場合、原因調査及び対応措置を実施するとともに、その結果を運転管理グループ長に連絡する。

４　運転管理グループ長は、第３項の連絡を受けた場合、原因及び対応措置について、所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに、当直課長に連絡※2する。

５　第１項の異常が発生した原因が、第 91 条第３項に該当する場合は、第２項から第４項を省略することができる。

※１：予定された検査又は確認による場合を除く。

※２：この場合の当直課長への連絡は、その時点での当直業務を担当している当直課長への連絡をいう。

（異常時の措置）

第 90 条　当直課長は、第 89 条第１項の異常に該当する事象が発生した場合、その状況、機器の動作状況等を確認するとともに、原因の除去、拡大防止のために必要な措置を講じる。

２　当直課長は、第１項の必要な措置を講じるに当たっては、添付１に示す「異常時の運転操作基準」に従って実施する。

３　第 89 条第１項の異常に該当する事象が発生してから当直課長がその収束を判断するまでの期間は、第３節「運転上の制限」は適用されない。

４　当直課長は、前項の判断を行う場合、原子炉主任技術者の確認を得る。

５　第 89 条第１項の異常が発生した原因が、第 91 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91条　当直課長は、第89条第１項の異常収束後に原子炉を再起動する場合、その原因に対する対策が講じられていること及び各モードにおいて適用される運転上の制限を満足していることを確認する。

２　当直課長は、第89条第１項の異常収束後に原子炉を再起動する場合、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

３　当直課長は、第89条第１項の異常が発生した原因が、次のいずれかに該当する場合は、第２項によらず原子炉を再起動することができる。

(1) 発電所外で電気事故が発生し、その電気事故の波及で原子炉がトリップした場合又は波及防止の措置として原子炉をトリップさせた場合

(2) 第17条及び第17条の３の措置として原子炉をトリップさせた場合

第５章　燃料管理

（新燃料の運搬）

第 92 条　機械保修グループ長は、新燃料輸送容器から新燃料を取り出す場合は、燃料取扱建屋クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーンのうちから必要な燃料取扱設備を使用する。

２　技術運営グループ長及び機械保修グループ長は、発電所内において、新燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、新燃料輸送容器に収納する。

(1) 機械保修グループ長は、法令に適合する容器を使用すること。

(2) 機械保修グループ長は、燃料取扱建屋クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーンのうちから必要な燃料取扱設備を使用すること。

(3) 技術運営グループ長は、新燃料が臨界に達しない措置を講じること。

(4) 機械保修グループ長は、新燃料取扱クレーンについて、使用済燃料ピットに影響を与えない場所にて固縛等により固定した上で、保管し使用しないこと。

３　技術運営グループ長及び機械保修グループ長は、発電所内において、新燃料を収納した新燃料輸送容器を管理区域外に運搬する場合又は船舶輸送に伴い車両によって運搬する場合は、次の事項を遵守し、運搬前にこれらの措置の実施状況を確認する。

(1) 機械保修グループ長は、容器の車両への積付けに際し、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) 機械保修グループ長は、法令に定める危険物と混載しないこと。

(3) 技術運営グループ長は、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) 機械保修グループ長は、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。

(5) 機械保修グループ長は、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、必要な箇所に見張人を配置すること。

(6) 機械保修グループ長は、車両を徐行させること。

４　機械保修グループ長は、第１項又は第２項の運搬を使用済燃料ピットにおいて実施する場合は、次の事項を遵守する。

(1)　新燃料の落下を防止する措置を講じること。

(2)　使用済燃料ピットクレーン使用時の吊荷の重量及び吊上げ上限高さを管理すること。

５　技術運営グループ長は、第３項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器等の表面の放射性物質の密度（以下「表面汚染密度」という。）が法令に定める表面密度限度の 10 分の１を超えていないことを確認する。ただし、第 104 条第１項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。

６　技術運営グループ長は、管理区域内で第 104 条第１項(1)に定める区域に新燃料を収納した新燃料輸送容器を移動する場合は、移動前に容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の 10 分の１を超えていないことを確認する。

７　技術運営グループ長は、新燃料を発電所外に運搬する場合は、運営統括部長の承認を得る。

８　運営統括部長は、新燃料を収納した新燃料輸送容器が法令で定められた技術基準に適合するもの

であることを確認するための検査を統括する。

9　運営統括部長は、第４条に定める保安に関する組織のうち、新燃料を運搬する組織とは別の組織の者を、検査実施責任者として指名する。

10　前項の検査実施責任者は、新燃料を運搬する場合、次の検査を実施する。

(1) 外観検査

(2) 吊上検査

(3) 重量検査

(4) 表面密度検査

(5) 線量当量率検査

(6) 未臨界検査

(7) 収納物検査

（新燃料の貯蔵）

第93条　技術運営グループ長及び機械保修グループ長は、新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。

(1) 技術運営グループ長は、新燃料貯蔵庫又は使用済燃料ピット（以下「貯蔵施設」という。）に貯蔵し、１か月に１回以上※1、巡視点検により、貯蔵状況等に異常のないことを確認すること。また、使用済燃料ピットにおいて、水面の清浄度及び異物の混入がないこと等を確認すること。

(2) 技術運営グループ長は、貯蔵施設の目につきやすい箇所に燃料貯蔵施設である旨及び貯蔵上の注意事項を掲示すること。また、施錠等により取扱者以外の者がみだりに立ち入りできない措置を講じること。

(3) 機械保修グループ長は、燃料取扱建屋クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーンのうちから必要な燃料取扱設備を使用すること。

(4) 技術運営グループ長は、貯蔵施設において新燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。

(5) 機械保修グループ長は、新燃料取扱クレーンについて、使用済燃料ピットに影響を与えない場所にて固縛等により固定した上で、保管し使用しないこと。

(6) 技術運営グループ長は、新燃料を使用済燃料ピットに貯蔵する場合は、原子炉に全ての燃料が装荷されている状態で、使用済燃料ピットに１炉心以上の使用済燃料ラックの空き容量を確保すること。

(7) 機械保修グループ長は、新燃料の貯蔵に際し、使用済燃料ピットにて取り扱う場合は、新燃料の落下を防止する措置を講じること。

(8) 機械保修グループ長は、使用済燃料ピットクレーン使用時の吊荷の重量及び吊上げ上限高さを管理すること。

※１：毎月１日を始期とする１か月間に１回実施（以下、本章において同じ）。

（燃料の検査）

第94条　技術運営グループ長は、定期事業者検査時に、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とともに、燃料の使用の可否を判断する。

2　前項については、第８章の施設管理に基づき実施する。

3　技術運営グループ長は、第１項の検査の結果、使用済燃料ラックに収納することが適切でないと判断した燃料については、破損燃料容器に収納する等の措置を講じる。

4　機械保修グループ長は、第１項の検査を実施するために燃料を移動する場合は、次の事項を遵守する。

(1) 使用済燃料ピットクレーンを使用すること。

(2) 燃料の移動に際し、燃料の落下を防止する措置を講じること。

(3) 使用済燃料ピットクレーン使用時の吊荷の重量及び吊上げ上限高さを管理すること。

（燃料の取替等）

第95条　技術運営グループ長は、燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷する場合は、取替炉心の配置、燃料装荷のための安全措置、方法、体制を燃料取替実施計画（燃料装荷）に定め、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

2　原子力技術部長及び技術運営グループ長は、取替炉心ごとに原子炉の運転履歴及び燃料配置等の変更によって生じる炉心特性の変化を考慮し、原子炉設置（変更）許可申請書に基づき設定する制限値（燃料の機械設計、核設計及び熱水力設計を考慮した安全評価の解析入力値、設計条件に基づく値又は設計方針による値）を満足することを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 原子力技術部長は、第1項の燃料取替実施計画（燃料装荷）を定める前に、燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷した後の原子炉起動から次回定期事業者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所定の出力で運転できるよう設定した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、その評価結果を技術運営グループ長へ通知する。評価には、妥当性を確認した計算コードを用いることとし、妥当性を確認する体制をあらかじめ定める。

ア 反応度停止余裕

イ 最大線出力密度

ウ 燃料集合体最高燃焼度

エ 水平方向ピーキング係数F^{N}_{XY}

オ 減速材温度係数

カ 出力運転時ほう素濃度

キ 最大反応度添加率

ク 制御棒クラスタ落下時の価値及び核的エンタルピ上昇熱水路係数$F^{N}_{\Delta H}$

ケ 制御棒クラスタ飛出し時の価値及び熱流束熱水路係数F_{Q}

(2) 技術運営グループ長は、取替炉心の安全性の評価結果が、制限値を満足していることの確認を行い、原子炉主任技術者の確認を得て、所長に報告する。

3　燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷した後に、第2項の評価に用いた期間を延長する場合には、あらかじめ原子力技術部長は、その延長する期間も含め第2項に定める評価を行い、その評価結果を技術運営グループ長へ通知する。技術運営グループ長は、その評価結果が、制限値を満足していることの確認を行い、原子炉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。

4　機械保修グループ長は、燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷する場合、又は原子炉から使用済燃料ピットへ取り出す場合は、次の事項を遵守する。

(1) 燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷する場合は、第1項の燃料取替実施計画（燃料装荷）に従うこと。

(2) 燃料取扱建屋クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーン、燃料移送装置、燃料取替クレーンのうちから必要な燃料取扱設備を使用すること。

(3) 燃料の取替に際し、燃料の落下を防止する措置を講じること。

(4) 使用済燃料ピットクレーン使用時の吊荷の重量及び吊上げ上限高さを管理すること。

(5) 新燃料取扱クレーンについて、使用済燃料ピットに影響を与えない場所にて固縛等により固定した上で、保管し使用しないこと。

（使用済燃料の貯蔵）

第 96 条　技術運営グループ長及び機械保修グループ長は、使用済燃料（以下、照射済燃料を含む）を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。

(1) 技術運営グループ長は、各号炉の使用済燃料を表 96－１に定める使用済燃料ピットに貯蔵し、１か月に１回以上、巡視点検により、貯蔵状況等に異常のないことを確認すること。また、使用済燃料ピットにおいて、水面の清浄度及び異物の混入がないこと等を確認すること。

(2) 技術運営グループ長は、使用済燃料ピットの目につきやすい箇所に燃料貯蔵施設である旨及び貯蔵上の注意事項を掲示すること。また、施錠等により取扱者以外の者がみだりに立ち入りできない措置を講じること。

(3) 機械保修グループ長は、使用済燃料ピットクレーンを使用すること。

(4) 技術運営グループ長は、使用済燃料ピットにおいて燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。

(5) 技術運営グループ長は、使用済燃料ラックに収納することが適切でないと判断した使用済燃料については、破損燃料容器に収納する等の措置を講じること。

(6) 機械保修グループ長は、使用済燃料の貯蔵に際し、使用済燃料の落下を防止する措置を講じること。

(7) 機械保修グループ長は、使用済燃料ピット周辺に設置する設備については、使用済燃料ピットに影響を及ぼす落下物となる可能性が考えられる場合は、落下を防止する措置を講じること。

(8) 機械保修グループ長は、使用済燃料ピットクレーン使用時の吊荷の重量及び吊上げ上限高さを管理すること。

(9) 技術運営グループ長は、原子炉に全ての燃料が装荷されている状態で、使用済燃料ピットに１炉心以上の使用済燃料ラックの空き容量を確保することを、(1)に定める巡視点検時に確認すること。

表 96－１

各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料ピット
１号炉	１、２号炉
２号炉	１、２号炉

（使用済燃料の運搬）

第97条　機械保修グループ長は、使用済燃料輸送容器から使用済燃料を取り出す場合は、キャスクピットにおいて、使用済燃料ピットクレーン、燃料取扱建屋クレーンを使用する。

2　技術運営グループ長及び機械保修グループ長は、発電所内において、使用済燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、キャスクピットにおいて、使用済燃料輸送容器に収納する。

(1) 機械保修グループ長は、法令に適合する容器を使用すること。

(2) 機械保修グループ長は、使用済燃料ピットクレーン、燃料取扱建屋クレーンを使用すること。

(3) 技術運営グループ長は、使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。

(4) 技術運営グループ長は、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を確認すること。

(5) 機械保修グループ長は、使用済燃料の運搬に際し、使用済燃料等の落下を防止する措置を講じること。

(6) 機械保修グループ長は、使用済燃料ピットクレーン使用時の吊荷の重量及び吊上げ上限高さを管理すること。

3　技術運営グループ長及び機械保修グループ長は、発電所内において、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を管理区域外に運搬する場合は、次の事項を遵守し、運搬前にこれらの措置の実施状況を確認する。

(1) 機械保修グループ長は、容器の車両への積付けに際し、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) 機械保修グループ長は、法令に定める危険物と混載しないこと。

(3) 機械保修グループ長は、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、必要な箇所に見張人を配置すること。

(4) 機械保修グループ長は、車両を徐行させること。

(5) 機械保修グループ長は、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) 技術運営グループ長は、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　技術運営グループ長は、第3項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第104条第1項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。

5　技術運営グループ長は、管理区域内で第104条第1項(1)に定める区域に使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を移動する場合は、移動前に容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。

6　技術運営グループ長は、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、運営統括部長の承認を得る。

7　運営統括部長は、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器が法令で定められた技術基準に適合するものであることを確認するための検査を統括する。

8　運営統括部長は、第4条に定める保安に関する組織のうち、使用済燃料を運搬する組織とは別の組織の者を、検査実施責任者として指名する。

9　前項の検査実施責任者は、使用済燃料を運搬する場合、次の検査を実施する。

(1) 外観検査

(2) 吊上検査
(3) 重量検査
(4) 表面密度検査
(5) 線量当量率検査
(6) 未臨界検査
(7) 収納物検査
(8) 温度測定検査
(9) 気密漏えい検査
(10) 圧力測定検査

第６章　放射性廃棄物管理

（放射性廃棄物管理に係る基本方針）

第98条　発電所における放射性廃棄物に係る保安活動は、放射性物質の放出による公衆被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限り低い水準に保つよう実施する。

（放射性固体廃棄物の管理）

第98条の２　各グループ長（保安統括グループ長、品質保証グループ長、リスク管理グループ長、総務グループ長、防護管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び教育訓練グループ長を除く。）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) 濃縮廃液（洗浄排水高濃縮装置から発生した濃縮廃液は除く。）及び薬品ドレンは、運転管理グループ長が固化装置でドラム缶に固型化し、放射線安全管理グループ長が固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）に保管する。

洗浄排水高濃縮装置から発生した濃縮廃液は、運転管理グループ長が雑固体焼却設備で焼却処理し、放射線安全管理グループ長が貯蔵庫に保管する。

(2) 脱塩塔使用済樹脂は、運転管理グループ長が使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵する。ドラム缶に固型化する場合は、機械保修グループ長が固化装置で固型化し、放射線安全管理グループ長が貯蔵庫に保管する。

(3) 蒸気発生器取替えに伴い取り外した蒸気発生器等及び原子炉容器上部ふた取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた等は、機械保修グループ長が汚染の広がりを防止する措置を講じた上で、放射線安全管理グループ長が貯蔵庫に保管する。

(4) 原子炉内で照射された使用済制御棒等は、技術運営グループ長が使用済燃料ピットに貯蔵する。

(5) その他の雑固体廃棄物は、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長、建築グループ長及び運転管理グループ長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た上で、放射線安全管理グループ長が貯蔵庫又は固体廃棄物搬出検査棟（以下「搬出棟」という。）に保管する。

なお、ドラム缶等の容器に封入するに当たっては、以下の処理を行うことができる。

ア　焼却処理する場合は、運転管理グループ長が雑固体焼却設備で焼却処理する。

イ　圧縮減容する場合は、機械保修グループ長がベイラで圧縮減容する。

ウ　固型化する場合は、放射線安全管理グループ長が廃棄物搬出設備で必要に応じて圧縮減容し、固型化する。

２　放射線安全管理グループ長は、第１項において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131－１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付ける。

３　技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長及び当直課長は、次の事項を確認するとともに、その結果、異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

(1) 放射線安全管理グループ長は、貯蔵庫及び搬出棟における放射性固体廃棄物、蒸気発生器等及び原子炉容器上部ふた等の保管状況を確認するために、１週間に１回、貯蔵庫及び搬出棟を巡視するとともに、３か月に１回、保管量を確認する。

(2) 当直課長は、使用済樹脂貯蔵タンクにおける使用済の樹脂の貯蔵状況を確認するために、１日に１回、使用済樹脂貯蔵タンクの水位を確認する。

また、放射線安全管理グループ長は、使用済樹脂貯蔵タンクにおける使用済の樹脂の貯蔵量を３か月に１回、確認する。

(3) 技術運営グループ長は、使用済燃料ピットにおける原子炉内で照射された使用済制御棒等の貯蔵量を３か月に１回、確認する。

4　放射線安全管理グループ長は、貯蔵庫及び搬出棟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　機械保修グループ長は、管理区域外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、次の措置を講じ、運搬前にこれらの措置の実施状況を確認する。

(1) 法令に適合する容器に封入して運搬すること。ただし、放射性固体廃棄物の放射能濃度が法令に定める限度を超えない場合であって、法令に定める障害防止の措置を講じた場合は、この限りでない。

(2) 容器等の車両への積付けに際し、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。

(3) 法令に定める危険物と混載しないこと。

(4) 容器等の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。

(5) 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、必要な箇所に見張人を配置すること。

(6) 車両を徐行させること。

(7) 核燃料物質等の取扱いに関し、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　放射線安全管理グループ長は、第５項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと、及び容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の 10 分の１を超えていないことを確認する。ただし、第 104 条第１項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。

7　放射線安全管理グループ長は、技術運営グループ長、機械保修グループ長及び運転管理グループ長が管理区域内で第 104 条第１項(1)に定める区域に放射性固体廃棄物を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の 10 分の１を超えていないことを確認する。

8　放射線安全管理グループ長は、放射性固体廃棄物を発電所外に廃棄する場合は、次の事項を実施する。

(1) 埋設する放射性固体廃棄物に関する記録を作成し、発電所外の廃棄に関する措置の実施状況を確認する。

(2) 発電所外の廃棄施設の廃棄事業者へ埋設する放射性固体廃棄物に関する記録を引き渡す。

(3) 放射性固体廃棄物を発電所外に廃棄するに当たって、運営統括部長の承認を得る。

9　機械保修グループ長は、発電所外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は運営統括部長の承認を得る。

10　機械保修グループ長は、第９項の運搬において、運搬前に次の事項を確認する。

(1) 法令に適合する容器に封入されていること。

(2) 法令に定める書類及び物品以外のものが収納されていないこと。

11　機械保修グループ長は、第９項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度を超えていないことを確認する。ただし、第 104 条第１項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。

※１：貯蔵とは、保管の前段階のもので、廃棄とは異なるものをいう（以下、本条について同じ）。

（事故由来放射性物質の降下物の影響確認）

第 98 条の３　放射線安全管理グループ長は、原子炉等規制法及び電気事業法に基づく設計及び工事計画（変更）認可申請書に記載されている設備・機器等（以下「設備・機器等」という。）について、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故由来の放射性物質の降下物（以下「降下物」という。）の影響の有無を確認する場合は、適切な測定方法により、降下物の分布調査を行う。

２　防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、当直課長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、第１項の確認の結果、理論検出限界曲線の検出限界値未満でなかった場合、設備・機器等を廃棄又は資源として有効利用しようとする際には、降下物により汚染されたものとして発電所内で適切に管理する。

（輸入廃棄物の管理）

第 98 条の４　原子力技術部長は、輸入廃棄物を廃棄物管理施設に廃棄する場合は、当該輸入廃棄物が法令に定める基準に適合したものであることを確実にする。

２　原子力技術部長は、輸入廃棄物の管理を実施する組織とは別の組織の者を、検査実施責任者として指名する。

３　前項の検査実施責任者は、検査実施体制を構築し、検査要領書を定め、輸入廃棄物が法令で定める基準に適合することを最終判断する。

（放射性廃棄物でない廃棄物の管理）

第 98 条の５　「原子力施設において設置された資材等又は使用された物品であって、「核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物で廃棄しようとするもの」でない廃棄物」（以下、本条において「放射性廃棄物でない廃棄物」という。）の判断をしようとする対象物の範囲は、管理区域内において設置された金属、コンクリート類、ガラスくず、廃油、プラスチック等（以下、本条において「資材等」という。）及び管理区域内において使用された工具類等（以下、本条において「物品」という。）とする。

２　放射線安全管理グループ長は、管理区域内において設置された資材等又は使用された物品を、放射性廃棄物でない廃棄物と判断する場合、次の各号に基づき実施する。

(1)　第 104 条第１項(1)の区域において設置された資材等については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等により汚染がないことを判断する。

(2)　第 104 条第１項(2)の区域において設置された資材等については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等により汚染がないことを判断する。

なお、汚染された資材等について、汚染部位の特定・分離を行った場合には、残った汚染されていない部位は放射性廃棄物でない廃棄物とすることができる。

また、適切な測定方法により念のための放射線測定評価を行い、測定結果が理論検出限界曲線の検出限界値未満であることを確認する。

(3)　第 104 条第１項(1)の区域において使用された物品については、適切に管理された使用履歴の記録等により汚染がないことを判断する。

(4)　第 104 条第１項(2)の区域において使用された物品については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴の記録等により汚染がないことを判断する。

なお、使用履歴の記録等が適切に管理されていない物品については、適切な測定方法により放射線測定評価を行い、汚染がないことを確認した上で、それ以後に適切な汚染防止対策、使用履歴の記録等の管理が行われている場合には、放射性廃棄物でない廃棄物と判断することができる。

また、適切な測定方法により念のための放射線測定評価を行い、測定結果が理論検出限界曲線の検出限界値未満であることを確認する。

３　防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、当直課長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、放射性廃棄物でない廃棄物と判断されたものについては、管理区域から搬出するまでの間、汚染されたものとの混在防止措置を講じる等、所要の管理を行う。

（放射性液体廃棄物の管理）

第 99 条　運転管理グループ長は、放射性液体廃棄物を放出する場合は、放射線安全管理グループ長の管理の下、復水器冷却水放水路より放出する。

2　放射線安全管理グループ長は、次の事項を管理する。

(1) 放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水路排水中の放射性物質濃度の３か月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないこと。

(2) 復水器冷却水放水路排水中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出量が表 99－１に定める放出管理目標値を超えないように努めること。

3　放射線安全管理グループ長は、復水器冷却水放水路排水中のトリチウムの放出量が表 99－２に定める放出管理の基準値を超えないように努める。

4　放射線安全管理グループ長は、表 99－３に定める項目について、同表に定める頻度で測定する。

表 99－１

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 99－２

項　　目	放出管理の基準値
トリチウム	1.1×10^{14}　Bq／年

表 99－３

分　　類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所
放射性液体廃棄物	放射性物質濃度 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能測定装置	放出の都度	・モニタタンク ・廃液蒸留水モニタタンク ・薬品ドレン蒸留水タンク※1 ・廃液蒸留水タンク※2 ・洗浄排水モニタタンク※1
	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	１か月に１回	

※１：１号炉のみ

※２：２号炉のみ

（放射性気体廃棄物の管理）

第100条　運転管理グループ長、放射線安全管理グループ長又は機械保修グループ長は、放射性気体廃棄物を放出する場合は、放射線安全管理グループ長の管理の下、表100－２に示す排気筒等より放出する。

２　放射線安全管理グループ長は、次の事項を管理する。

(1) 排気筒からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の３か月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。

(2) 排気筒からの放射性物質の放出量が表100－１に定める放出管理目標値を超えないように努めること。

３　放射線安全管理グループ長は、表100－２に定める項目について、同表に定める頻度で測定する。

４　表100－２に示す排気筒等以外の場所において換気を行う場合は、次の事項を行う。ただし、第104条第１項(1)に定める区域における換気は、この限りでない。

(1) 作業の所管グループ長は、フィルタ付局所排気装置等により法令に定める管理区域に係る値を超えないよう拡散防止措置を行う。

(2) 放射線安全管理グループ長は、表100－３に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。ただし、換気によって放出される空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれがない場合は、この限りでない。

表100－１

項　　目	放出管理目標値
放射性気体廃棄物	
希ガス	1.7×10^{15}　Bq／年
よう素131	6.2×10^{10}　Bq／年

表 100－２

分　類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度	放出操作 担当グループ長
放射性気体廃棄物	排気筒	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時	運転管理 グループ長
		よう素 131 濃度 粒子状物質濃度 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能測定装置	１週間に１回	
	廃棄物処理建屋排気口（雑固体焼却炉排気口を含む。）	粒子状物質濃度 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能測定装置	１週間に１回 ※1	運転管理 グループ長
	圧縮固化処理棟排気口	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	放射線安全管理 グループ長
	原子炉格納容器漏えい率検査（Ａ種）排気	粒子状物質濃度 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能測定装置	検査の都度	機械保修 グループ長

※１：雑固体焼却炉排気口は設備稼動中のみ

表 100－３

分　類	測定項目	計測器種類	測定頻度	放出操作 担当グループ長
その他作業等に伴う換気	粒子状物質濃度 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能測定装置	作業の都度※2	作業の所管 グループ長

※２：作業が１週間を超える場合は１週間に１回測定する。

（放出管理用計測器の管理）

第 101 条　放射線安全管理グループ長及び電気計装保修グループ長は、表 101－１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。また、定期的に点検を実施し、機能維持を図る。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。

表 101－１

分　　類	計測器種類	担当グループ長	数　量
放射性液体廃棄物放出管理用計測器	廃棄物処理設備排水モニタ	電気計装保修グループ長	２台
	試料放射能測定装置	放射線安全管理グループ長	２台
放射性気体廃棄物放出管理用計測器	排気筒モニタ	電気計装保修グループ長	４台
	試料放射能測定装置	放射線安全管理グループ長	１台※1

※１：放射性液体廃棄物放出管理用計測器及び表 113－１の試料放射能測定装置と共用

（頻度の定義）

第 102 条　本章でいう測定頻度等に関する考え方は、表 102―１のとおりとする。

表 102―１

頻度	考え方
１日に１回	午前０時を始期とする１日の間に１回実施
１週間に１回	月曜日を始期とする１週間に１回実施
１か月に１回	毎月１日を始期とする１か月間に１回実施
３か月に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か月間に１回実施
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。

第７章　放射線管理

第１節　基本方針

（放射線管理に係る基本方針）

第 103 条　発電所における放射線管理に係る保安活動は、放射線による従業員等の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限り低い水準に保つよう実施する。

第１節の２　区域管理

（管理区域の設定・解除）

第103条の２　管理区域は、添付４に示す区域とする。

２　放射線安全管理グループ長は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。

３　放射線安全管理グループ長は、管理区域を解除する場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。

４　放射線安全管理グループ長は、添付４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103の２－１に示す作業を行う場合は、３か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。設定又は解除に当たっては、放射線安全管理グループ長は、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、放射線安全管理グループ長は、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。

５　放射線安全管理グループ長は、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、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除に当たって、放射線安全管理グループ長は、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、放射線安全管理グループ長は、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

６　放射線安全管理グループ長は、第５項にかかわらず、緊急を要する場合には、管理区域を設定することができる。設定に当たって、放射線安全管理グループ長は、法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。

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

表103の２－１

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

（管理区域内における区域区分）

第104条　放射線安全管理グループ長は、管理区域を次のとおり区分することができる。

(1) 表面汚染密度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４に示す区域とする。

3　放射線安全管理グループ長は、一時的に第１項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間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、放射線安全管理グループ長は、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。

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

（管理区域内における特別措置）

第105条　放射線安全管理グループ長は、管理区域のうち次の基準を超えることを確認した場合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。なお、作業による場合は所管グループ長に指示する。ただし、放射線等の危険性が低い場合は、この限りでない。

(1) 外部放射線に係る線量当量率が１時間につき１ミリシーベルト

(2) 空気中の放射性物質濃度又は床、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　各グループ長は、第１項の区域内で作業を行う場合は、作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案し、放射線安全管理グループ長の承認を得る。

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

（管理区域への出入管理）

第106条　放射線安全管理グループ長は、次に示す立入者の区分により、管理区域への立入許可に係る事項を定め、所長の承認を得る。

(1) 放射線業務従事者：業務上管理区域に立ち入る者

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

2　放射線安全管理グループ長は、第１項に基づき管理区域に立ち入る者に対して許可を与える。

3　放射線安全管理グループ長は、第２項にて許可していない者を管理区域に立ち入らせない措置を講じる。

4　放射線安全管理グループ長は、管理区域の出入管理室において、人の出入り等を監視する。

5　放射線安全管理グループ長は、第４項以外の出入口には、施錠等の人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。

6　放射線安全管理グループ長は、管理区域から退出する者又は管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する者の身体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。ただし、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合は、この限りでない。

（管理区域出入者の遵守事項）

第107条　放射線安全管理グループ長は、管理区域に出入りする所員に、次の事項を遵守させる措置を講じる。

(1) 出入管理室を経由すること。ただし、放射線安全管理グループ長の承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。

(2) 管理区域に立ち入る場合は、個人線量計を着用すること。ただし、一時立入者であって放射線安全管理グループ長の指示に従う場合は、この限りでない。

(3) 管理区域に立ち入る場合は、所定の被服を着用すること。ただし、汚染のおそれのない管理区域に立ち入る場合又は放射線安全管理グループ長の承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。

(4) 第 105 条第１項(2)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、更衣や持ち出す物の養生等を行うこと。

(5) 管理区域から退出する場合又は管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する場合は、身体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、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合又は第 106 条第６項に基づく放射線安全管理グループ長の指示に従う場合は、この限りでない。

(6) 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙をしないこと。

（保全区域）

第108条　保全区域は、添付５に示す区域とする。

２　防護管理グループ長は、保全区域を標識等により区別する。

３　防護管理グループ長は、必要に応じて保全区域への立入制限等の措置を講じる。

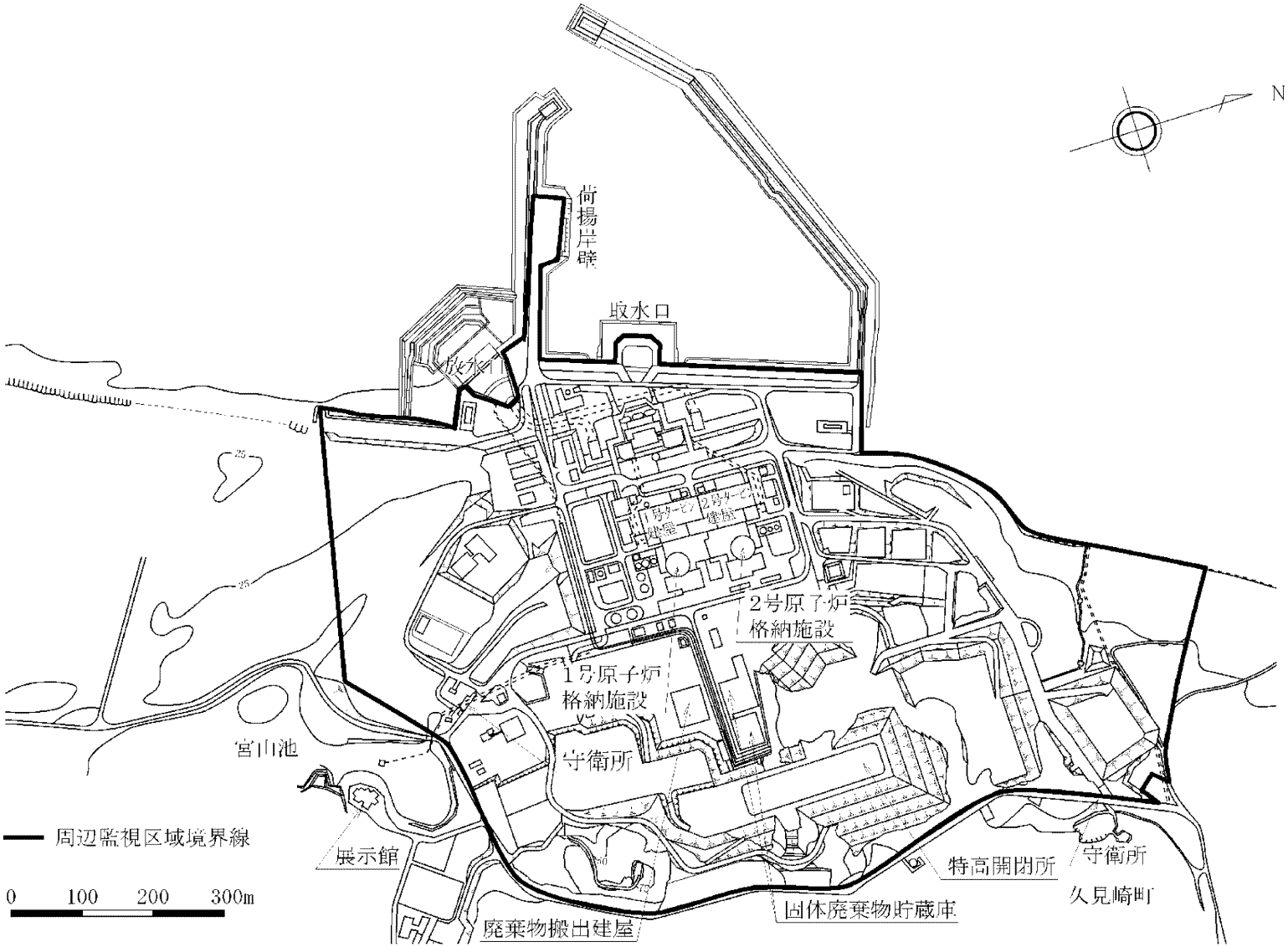
（周辺監視区域）

第109条　周辺監視区域は、図109－１に示す区域とする。

２　防護管理グループ長は、第１項の周辺監視区域境界に、柵を設けるか又は標識を掲げる。ただし、当該区域に立ち入るおそれのないことが明らかな場合は、この限りでない。

３　防護管理グループ長は、業務上立ち入る者以外の者の立ち入りを制限する。

図１０９－１　周辺監視区域



第２節　被ばく管理

（放射線業務従事者の線量管理等）

第110条　各グループ長は、管理区域内で作業を実施する場合、作業内容に応じて作業計画を立案するとともに、放射線防護上必要な措置を講じることで放射線業務従事者の線量低減に努める。

２　放射線安全管理グループ長は、所員の放射線業務従事者の実効線量及び等価線量を表110－１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 110－１

項　　目	頻　　度
外部被ばくによる線量	３か月に１回※1
内部被ばくによる線量	３か月に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か月に１回とする。

（床・壁等の除染）

第111条　各グループ長は、法令に定める表面密度限度を超えるような予期しない汚染を床、壁等に発生させた場合又は発見した場合は、放射線安全管理グループ長に連絡するとともに、汚染拡大防止のため区画等の応急措置を講じる。

２　第１項の汚染に係る作業の所管グループ長は、汚染状況等について放射線安全管理グループ長の確認を受けた上で、その協力を得ながら汚染の除去等、放射線防護上必要な措置を講じる。

３　第２項の所管グループ長は、その措置結果について、放射線安全管理グループ長の確認を得る。

第３節　外部放射線に係る線量当量率等の測定

（外部放射線に係る線量当量率等の測定）

第112条　放射線安全管理グループ長は、管理区域内、周辺監視区域境界付近（測定場所は図112－１に定める。）において、表112－１及び表112－２（第104条第１項(2)の区域内に設定した汚染のおそれのない管理区域内に限る。）に定める外部放射線に係る線量当量率等の項目について、同表に定める頻度で測定する。ただし、人の立ち入れない措置を講じた管理区域については、この限りでない。

２　放射線安全管理グループ長は、第１項の測定により異常が認められた場合は、直ちにその原因を調査し、必要な措置を講じる。

表 112－１

場　　所	測　定　項　目	測 定 頻 度
管理区域内※1	外部放射線に係る線量当量率※2 外部放射線に係る線量当量 空気中の放射性物質濃度※3 表面汚染密度※3	毎日運転中に１回 １週間に１回 １週間に１回 １週間に１回
周辺監視区域境界付近	空気吸収線量 空気吸収線量率※4 空気中の粒子状放射性物質濃度	３か月に１回 常時 ３か月に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：エリアモニタにおいて測定する項目

※３：汚染のおそれのない管理区域は、測定を省略することができる。

※４：モニタリングポストにおいて測定する項目

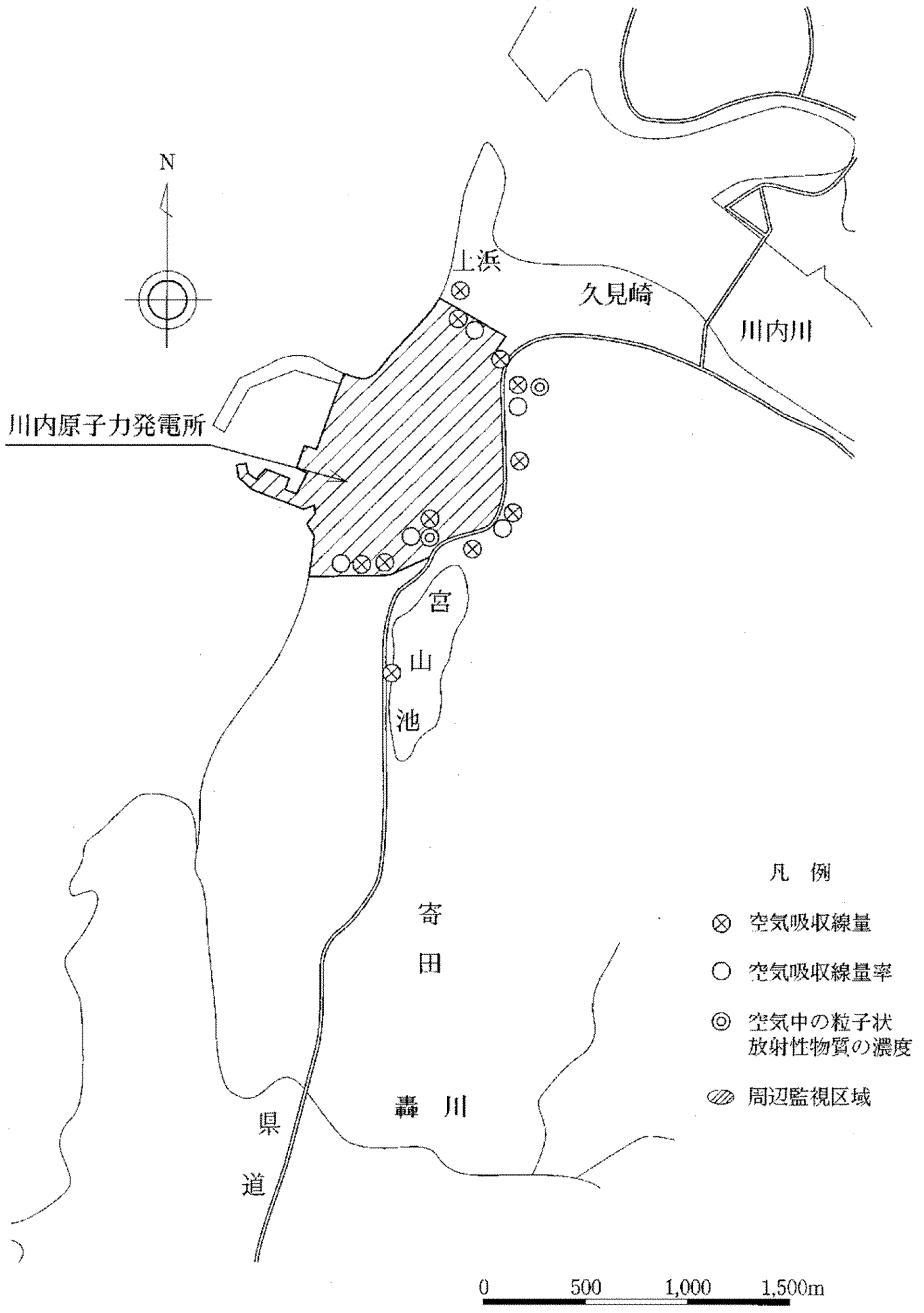
表 112－２

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

（平常時の環境放射線モニタリング）

第112条の２　放射線安全管理グループ長は、周辺環境への放射性物質の影響を確認するため、平常時の環境放射線モニタリングの計画を立案し、その計画に基づき測定を行い評価する。

図１１２－１　　空気吸収線量率等の測定場所



（放射線計測器類の管理）

第113条　放射線安全管理グループ長及び電気計装保修グループ長は、表113－１に定める放射線計測器類について、同表に定める数量を確保する。また、定期的に点検を実施し、機能維持を図る。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。

表 113－１

分　　類	計測器種類	担当グループ長	数　量
被ばく管理用計測器	ホールボディカウンタ	放射線安全管理グループ長	１台
放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ 汚染密度測定用サーベイメータ 退出モニタ 試料放射能測定装置 積算線量計測定装置	放射線安全管理グループ長	３台 ３台 ２台 ３台※1 １台
放射線監視用計測器	モニタリングポスト※2 モニタリングステーション※2	電気計装保修グループ長	３台 ２台
	エリアモニタ※4	電気計装保修グループ長	□台※3
環境放射能用計測器	試料放射能測定装置 積算線量計測定装置	放射線安全管理グループ長	１台 １台

※１：１台は表 101－１の試料放射能測定装置と共用

※２：モニタリングポスト又はモニタリングステーション故障時は、第 83 条（表 83－18）の運転上の制限を確認する。

※３：管理区域外測定用の□を含む。

※４：□

第４節　物品移動の管理

（管理区域外等への搬出及び運搬）

第114条　放射線安全管理グループ長は、各グループ長が管理区域外に搬出する物品又は管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の１を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から搬出される場合は、この限りでない。

２　技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、管理区域外に核燃料物質等（第92条、第97条及び第98条の２に定めるものを除く。以下、本条において同じ。）を運搬する場合又は船舶輸送に伴い車両によって運搬する場合は、第98条の２第５項を準用する。

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

４　放射線安全管理グループ長は、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長が管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に核燃料物質等を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の 10 分の 1 を超えていないことを確認する。

（発電所外への運搬）

第115条　技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、核燃料物質等（第92条、第97条及び第98条の２に定めるものを除く。）を発電所外に運搬する場合は、運営統括部長の承認を得る。

２　技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、運搬にあたっては法令に定める核燃料物質等の区分に応じた輸送物として運搬する。

３　技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、運搬前に次の事項を確認する。

(1) 法令に適合する容器に封入されていること。

(2) 法令に定める書類及び物品以外のものが収納されていないこと。

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

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

４　技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。

第５節　請負会社の放射線防護

（請負会社の放射線防護）

第116条　放射線安全管理グループ長は、管理区域内で作業を行う請負会社に対して、以下に示す放射線防護上の必要な事項を定め、所長の承認を得る。

(1) 管理区域出入者の遵守事項

ア　出入方法に関すること

イ　個人線量計の着用に関すること

ウ　所定の被服の着用に関すること

エ　汚染拡大防止措置に関すること

オ　管理区域内での飲食及び喫煙に関すること

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

第６節　その他

（頻度の定義）

第117条　本章でいう測定頻度等に関する考え方は、表117―１のとおりとする。

表 117－１

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か月に１回	毎月１日を始期とする１か月間に１回実施
３か月に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か月間に１回実施
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。

第８章　施設管理

（施設管理計画）

第 118 条　原子炉施設について原子炉設置（変更）許可を受けた設備に係る事項及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」を含む要求事項への適合を維持し、原子炉施設の安全を確保するため、以下の施設管理計画を定める。

【施設管理計画】

１　定義

本施設管理計画における用語の定義は、以下のとおりとする（以下、本章において同じ）。

(1) 発電所組織　　：第４条に定める組織のうち発電所の組織をいう。

(2) 原子力部門　　：第４条に定める組織のうち原子力発電本部長、原子力管理部長及びその所掌する組織、安全・品質保証部長及びその所掌する組織、原子力建設部長及びその所掌する組織、原子力技術部長及びその所掌する組織、原子燃料部長及びその所掌する組織、廃止措置統括室長及びその所掌する組織、原子力土木建築部長及びその所掌する組織、並びに発電所組織をいう。

(3) PWR事業者連絡会　：国内 PWR プラントの安全安定運転のために、PWR プラントを所有する国内電力会社と国内 PWR プラントメーカの間で必要な技術検討の実施並びに技術情報を共有するための連絡会のことをいう。

２　施設管理の実施方針及び施設管理目標

(1) 社長は、原子炉施設の安全確保を最優先として、施設管理の継続的な改善を図るため、施設管理の現状等を踏まえ、施設管理の実施方針を定める。また、12 の施設管理の有効性評価の結果、及び施設管理を行う観点から特別な状態（7.3 参照）を踏まえ施設管理の実施方針の見直しを行う。

(2) 原子力部門は、施設管理の実施方針に基づき、施設管理の改善を図るための施設管理目標を設定する。また、12 の施設管理の有効性評価の結果、及び施設管理を行う観点から特別な状態（7.3 参照）を踏まえ施設管理目標の見直しを行う。

３　保全プログラムの策定

原子力部門は、２の施設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 の施設管理の有効性評価の結果、及び施設管理を行う観点から特別な状態（7.3 参照）を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。

４　保全対象範囲の策定

原子力部門は、原子炉施設の中から、各号炉ごと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) 原子炉設置（変更）許可申請書及び設計及び工事計画認可申請書で保管及び設置要求があり許可又は認可を受けた設備
(4) 多様性拡張設備※1
(5) 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
(6) その他自ら定める設備

※1：多様性拡張設備とは、技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備

5　施設管理の重要度の設定

原子力部門は、4の保全対象範囲について系統ごとの範囲と機能を明確にしたうえで、構築物、系統及び機器の施設管理の重要度として点検に用いる重要度（以下「保全重要度」という。）と設計及び工事に用いる重要度を設定する。

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

6　保全活動管理指標の設定、監視計画の策定及び監視

(1) 原子力部門は、保全の有効性を監視、評価するために5の施設管理の重要度を踏まえ、施設管理目標の中でプラントレベル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。

①　7000 臨界時間当たりの計画外自動・手動トリップ回数
②　7000 臨界時間当たりの計画外出力変動回数
③　工学的安全施設の計画外作動回数

b　系統レベルの保全活動管理指標

系統レベルの保全活動管理指標として、5(1)の施設管理の重要度の高い系統のうち、重要度分類指針クラス1、クラス2及びリスク重要度の高い系統機能並びに重大事故等対処設備に対

して以下のものを設定する。

① 予防可能故障（ＭＰＦＦ）回数

② 非待機（ＵＡ）時間※2

※２：非待機（ＵＡ）時間については、待機状態にある機能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) 原子力部門は、以下に基づき保全活動管理指標の目標値を設定する。また、11 の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全活動管理指標の目標値の見直しを行う。

a プラントレベルの保全活動管理指標

プラントレベルの保全活動管理指標の目標値は、運転実績を踏まえて設定する。

b 系統レベルの保全活動管理指標

① 予防可能故障（ＭＰＦＦ）回数の目標値は、運転実績、重要度分類指針の重要度、リスク重要度を考慮して設定する。

② 非待機（ＵＡ）時間の目標値は、点検実績及び第４章第３節第 19 条から第 84 条の２の第３項で定める要求される措置の完了時間を参照して設定する。

(3) 原子力部門は、プラント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) 原子力部門は、監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取及び監視を実施し、その結果を記録する。

7 保全計画の策定

(1) 原子力部門は、４の保全対象範囲に対し、以下の保全計画を策定する。なお、保全計画には、計画の始期及び期間に関することを含める。

a 点検計画（7.1 参照）

b 設計及び工事の計画（7.2 参照）

c 特別な保全計画（7.3 参照）

(2) 原子力部門は、保全計画の策定に当たって、５の施設管理の重要度を勘案し、必要に応じて次の事項を考慮する。また、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) 原子力部門は、保全の実施段階での原子炉の安全性が確保されていることを確認するとともに、安全機能に影響を及ぼす可能性のある行為を把握し、保全計画を策定する。

7.1　点検計画の策定

(1) 原子力部門は、原子炉停止中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) 原子力部門は、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) 原子力部門は、選定した保全方式の種類に応じて、次の事項を定める。

a　時間基準保全

点検を実施する時期までに、次の事項を定める。

ⅰ）点検の具体的方法

ⅱ）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

ⅲ）実施頻度

ⅳ）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

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

ⅰ）状態監視データの具体的採取方法

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

ⅲ）状態監視データ採取頻度

ⅳ）実施時期

ⅴ）機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法

②　巡視点検を実施する時期までに、次の事項を定める。

ⅰ）巡視点検の具体的方法

ⅱ）構築物、系統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

ⅲ）実施頻度

ⅳ）実施時期

ⅴ）機器の状態が管理基準に達するか又は故障の兆候を発見した場合の対応方法

③　定例試験を実施する時期までに、次の事項を定める。

ⅰ）定例試験の具体的方法

ⅱ）構築物、系統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

iii）実施頻度

iv）実施時期

v）機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法

c　事後保全

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

(4) 原子力部門は、点検を実施する構築物、系統及び機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを事業者検査※3により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。

a　事業者検査の具体的方法

b　所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な事業者検査の項目、評価方法及び管理基準

c　事業者検査の実施時期

※３：事業者検査とは、点検及び工事に伴うリリースのため、点検及び工事とは別に、要求事項への適合を確認する合否判定行為であり、第118条の４による使用前事業者検査及び第118条の５による定期事業者検査をいう(以下、本条において同じ)。

7.2　設計及び工事の計画の策定

(1) 原子力部門は、設計及び工事を実施する場合は、あらかじめその方法及び実施時期を定めた設計及び工事の計画を策定する。

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

(3) 原子力部門は、工事を実施する構築物、系統及び機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを事業者検査並びに事業者検査以外の検査及び試験（以下「試験等」という。）により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。

a　事業者検査及び試験等の具体的方法

b　所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な事業者検査及び試験等の項目、評価方法及び管理基準

c　事業者検査及び試験等の実施時期

7.3　特別な保全計画の策定

(1) 原子力部門は、原子炉の運転を相当期間※4停止する場合その他原子炉施設がその施設管理を行う観点から特別な状態にある場合は、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) 原子力部門は、特別な保全計画に基づき保全を実施する構築物、系統及び機器が、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

(3) 原子力部門は、運転開始日から起算して30年を経過した原子炉の運転を相当期間※4停止する場合は、原子炉施設の長期的な劣化に関する評価を行い、その結果を適切に考慮したうえで、劣化を管理する観点から特別に実施すべき措置等に施設管理として実施すべきものがある場合には、その内容を(1)に基づき策定する計画に反映する。また、当該評価の実施後10年を超えない期間ごとに再評価を行うとともに、その期間中に当該評価の際に設定した条件又は評価方法を変更する必要が生じた場合は当該評価の見直しを行う。

※4：相当期間とは、例えば次に掲げる期間がおおむね1年以上とする。

・法令上必要な許認可その他の処分を受けていないことにより原子力施設 の運転等を行うことができない場合における当該処分を受けるまでに必要と見込まれる期間

・法令に基づく命令による義務を履行するために原子力施設の運転等を行うことができない場合における当該義務を履行するための期間

8　保全の実施

(1) 原子力部門は、7で定めた保全計画に従って保全を実施する。

(2) 原子力部門は、保全の実施に当たって、第118条の2による設計管理及び第118条の3による作業管理を実施する。

(3) 原子力部門は、保全の結果について記録する。

9　保全の結果の確認・評価

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

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

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

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

10　不適合管理、是正処置及び未然防止処置

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

ａ　保全を実施した構築物、系統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、保全が実施されていることが確認・評価できない場合

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

(3) 原子力部門は、(1)及び(2)の活動を第３条に基づき実施する。

11　保全の有効性評価

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

(1) 原子力部門は、あらかじめ定めた時期及び内容に基づき、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　長期施設管理計画及び7.3(3)に基づき行った長期的な劣化に関する評価の結果

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) 原子力部門は、保全の有効性評価の結果を踏まえ、構築物、系統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うえで、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) 原子力部門は、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　施設管理の有効性評価

(1) 原子力部門は、11の保全の有効性評価の結果及び２の施設管理目標の達成度から、定期的に施設管理の有効性を評価し、施設管理が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

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

13　構成管理

原子力部門は、施設管理を通じ以下の要素間の均衡を維持する。

(1) 設計要件（第３条7.2.1に示す個別業務等要求事項のうち、「構築物、系統及び機器がどのようなものでなければならないか」という要件を含む第118条の２で実施する設計に対する要求事項をいう。）

(2) 施設構成情報（第３条 4.2.1 に示す文書のうち、「構築物、系統及び機器がどのようなものかを示す図書、情報」をいう。）

(3) 物理的構成（実際の構築物、系統及び機器をいう。）

14 情報の共有及び活用

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

また、保安の向上に資するための技術情報について、自らの原子炉施設の保安を向上させるため、第３条 8.5.3 で活用する。

（設計管理）

第 118 条の２　原子力部門は、原子炉施設の工事を行う場合、新たな設計又は過去に実施した設計結果の変更に該当するかどうかを判断する。

２　原子力部門は、第１項において該当すると判断した場合、次の各号に掲げる要求事項を満たす設計を第３条 7.3 に従って実施する。

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

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

(3) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報

(4) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項

３　本条における設計管理には、次条に定める作業管理及び第 118 条の４に定める使用前事業者検査の実施を考慮する。

（作業管理）

第 118 条の３　発電所組織は、前条の設計管理の結果に従い工事を実施する。

２　発電所組織は、原子炉施設の点検及び工事を行う場合、原子炉施設の安全を確保するため次の事項を考慮した作業管理を行う。

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

(2) 供用中の原子炉施設に対する悪影響の防止

(3) 供用開始後の管理上重要な初期データの採取

(4) 作業工程の管理

(5) 供用開始までの作業対象設備の管理

(6) 第 6 章に基づく放射性廃棄物管理

(7) 第 7 章に基づく放射線管理

３　発電所組織は、原子炉施設の状況を日常的に確認し、偶発故障等の発生も念頭に、設備等が正常な状態から外れる又は外れる兆候が認められる場合に、適切に正常な状態に回復させることができるよう、本項及び第 13 条による巡視点検を定期的に行う。

（使用前事業者検査の実施）

第118条の４　発電所関係各部長及び安全品質保証統括室長（以下、本条において「発電所関係各部長等」という。）は、設計及び工事の計画の認可又は設計及び工事の計画の届出（以下、本条において「設工認」という。）の対象となる原子炉施設について、設置又は変更の工事に当たり、設工認に従って行われたものであること、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」へ適合することを確認するための使用前事業者検査（以下、本条において「検査」という。）を統括する。

２　発電所関係各部長等は、第４条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設置又は変更の工事を実施した組織とは別の組織の者を、検査実施責任者として指名する。

３　前項の検査実施責任者は、次の各号を実施する。

(1) 検査の実施体制を構築する。

(2) 検査実施要領書※1を定め、検査を実施する。

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

a　設工認に従って行われたものであること。

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

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

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

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

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

(3) 前号に掲げる供給者とは別の、当該検査業務に係る役務の供給者

５　検査実施責任者は、検査内容及び検査対象設備の重要度に応じて、検査実施責任者及び前項に規定する検査担当者の立会程度を定める。

６　各グループ長（保安統括グループ長、リスク管理グループ長、総務グループ長及び教育訓練グループ長を除く。）は、第３項及び第４項に係る事項について、次の各号を実施する。

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

(2) 検査に係る記録の管理を行う。

(3) 検査に係る要員の教育訓練を行う。

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

a　構造、強度及び漏えいを確認するために十分な方法

b　機能及び性能を確認するために十分な方法

c　その他設工認に従って行われたものであることを確認するために十分な方法

（定期事業者検査の実施）

第118条の５　発電所関係各部長は、原子炉施設が「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に適合するものであることを定期に確認するための定期事業者検査（以下、本条において「検査」という。）を統括する。

２　発電所関係各部長は、第４条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設備等の所管グループとは別の組織の者を、検査実施責任者として指名する。

３　前項の検査実施責任者は、次の各号を実施する。

(1) 検査の実施体制を構築する。

(2) 検査実施要領書※1を定め、検査を実施する。

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

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

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

(1) 第４条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設備等の所管グループとは別の組織の者

(2) 検査対象となる設備の工事又は点検の調達における供給者のなかで、当該工事を実施した組織とは別の組織の者

(3) 前号に掲げる供給者とは別の、当該検査業務に係る役務の供給者

５　検査実施責任者は、検査内容及び検査対象設備の重要度に応じて、検査実施責任者及び前項に規定する検査担当者の立会程度を定める。

６　各グループ長（保安統括グループ長、品質保証グループ長、リスク管理グループ長、総務グループ長、防護管理グループ長、土木グループ長、建築グループ長及び教育訓練グループ長を除く。）は、第３項及び第４項に係る事項について、次の各号を実施する。

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

(2) 検査に係る記録の管理を行う。

(3) 検査に係る要員の教育訓練を行う。

※１：各号炉の特徴に応じ、検査の時期、対象、以下に示す方法その他必要な事項を定めた検査実施要領書を定める。

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

ｂ　試運転その他の機能及び作動の状況を確認するために十分な方法

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

（長期施設管理計画の施設管理計画への反映等）

第118条の６　原子力部門は、法令に基づく手続きにより長期施設管理計画を定め、又は変更を行った場合※1は、長期施設管理計画に記載された以下の措置等のうち施設管理として実施すべきものについて、遅滞なく第118条に基づき定める施設管理計画の施設管理の実施方針その他の必要な箇所に反映する。

(1)　劣化点検、特別点検及び経年劣化に関する技術的な評価

(2)　原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置(監視試験に関する措置を含む)

(3)　技術の旧式化その他の事由により、原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置

２　原子力部門は、第11条の２に定める原子炉の運転期間を変更する場合は、長期施設管理計画の劣化評価への影響の評価を行う。

※１：原子炉等規制法第43条の3の32第１項若しくは第３項の規定により長期施設管理計画の認可を受け、又は同法同条第４項若しくは第７項の規定により長期施設管理計画の変更の認可を受け若しくは変更の届出を行った場合をいう。

第９章　非常時の措置

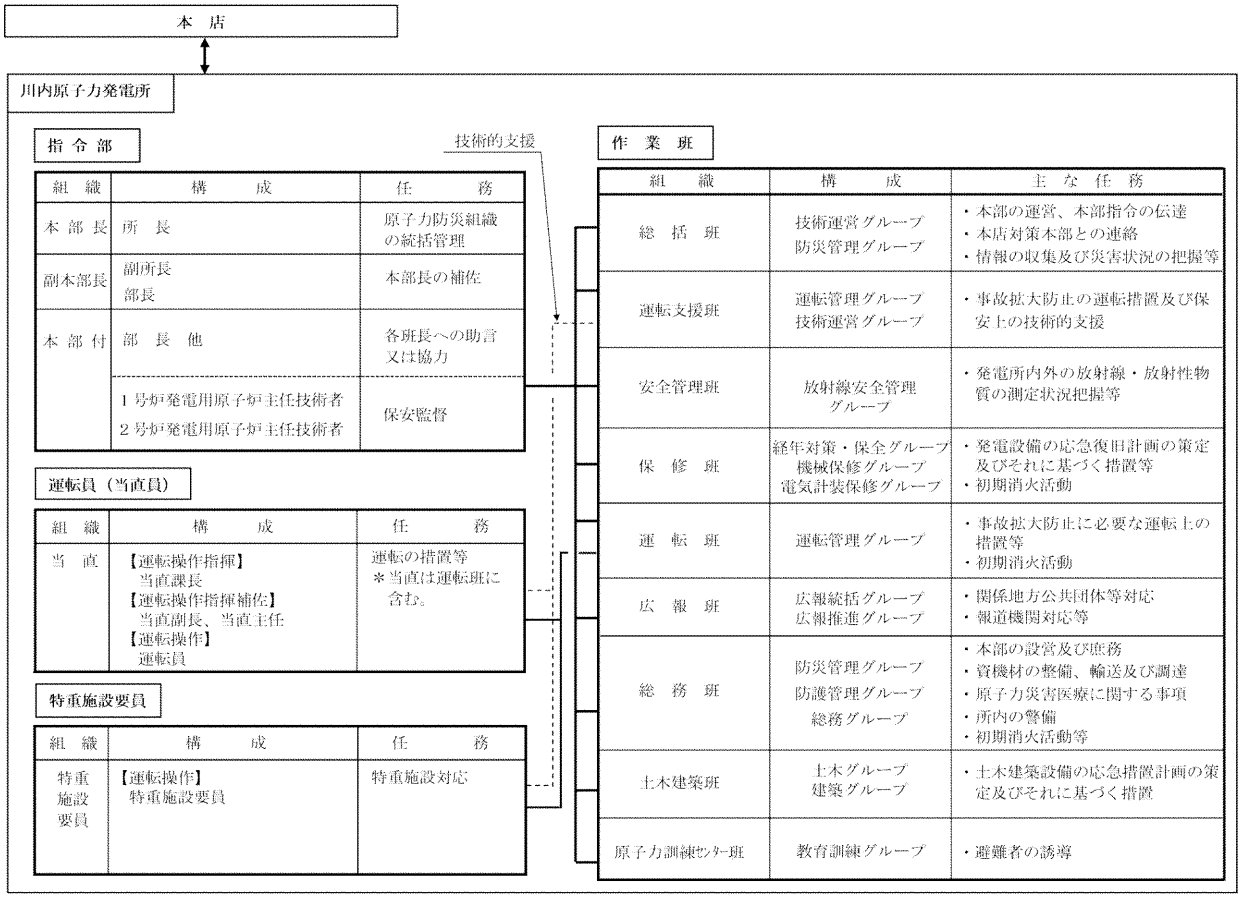
（原子力防災組織）

第 119 条　防災管理グループ長は、原子力災害の発生又は拡大を防止するため、図 119－１に示す原子力防災組織を定めるに当たり、所長の承認を得る。

２　発電所の緊急時対策本部の本部長は、所長とする。ただし、防災管理グループ長は、所長が不在の場合に備えて代行者を定めるに当たり、所長の承認を得る。

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

図 119－１　原子力防災組織



（原子力防災要員）

第120条　防災管理グループ長は、原子力災害対策特別措置法第8条第3項に規定する原子力防災要員を定めるに当たり、所長の承認を得る。

（緊急作業従事者の選定）

第120条の２　防災管理グループ長は、次の各号全ての要件に該当する所員及び請負会社従業員等の放射線業務従事者（女子については、妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者に限る。）から、緊急作業に従事させるための要員（以下「緊急作業従事者」という。）を選定し、所長の承認を得る。

(1) 表120の２－１の緊急作業についての教育を受けた上で、緊急作業に従事する意思がある旨を、社長に書面で申し出た者

(2) 表120の２－１の緊急作業についての訓練を受けた者

(3) 実効線量について250ミリシーベルトを線量限度とする緊急作業に従事する者にあっては、第120条に定める原子力防災要員、原子力災害対策特別措置法第9条第1項に規定する原子力防災管理者又は同法同条第3項に規定する副原子力防災管理者であること。

表120の２－１

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

※１：兼用できる訓練

・第17条の６第４項及び第129条のうち、緊急作業の方法に関する訓練

※２：兼用できる訓練

・第17条の６第４項、第17条の７第１項、第123条及び第129条のうち、緊急作業で使用する施設及び設備の取扱いに関する訓練

（原子力防災資機材等の整備）

第121条　防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、経年対策・保全グループ長、運転管理グループ長及び総務グループ長は、原子力防災組織の活動に必要な放射線障害防護用器具、非常用通信機器等を定めるに当たり、所長の承認を得る。

２　運転管理グループ長は、緊急事態における運転操作に関する社内基準を作成し、制定及び改正に当たっては、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 122 条　防災管理グループ長は、警戒事象が発生した場合、又は特定事象等が発生した場合の社内及び国、県、市等の社外関係機関との連絡経路又は通報経路を定めるに当たり、所長の承認を得る。

（原子力防災訓練）

第 123 条　防災管理グループ長は、原子力防災組織の構成員に対して緊急事態に対処するための総合的な訓練を毎年度１回以上実施し、所長に報告する。

（通　　報）

第 124 条　各グループ長は、警戒事象が発生した場合、又は特定事象等が発生した場合は、第 122 条に定める経路に従って所長に報告する。

２　所長は、警戒事象の発生、又は特定事象等の発生について報告を受け、若しくは自ら発見した場合は、第 122 条に定める経路に従って社内及び社外関係機関に連絡又は通報する。

（緊急時体制の発令）

第 125 条　所長は、警戒事象の発生、又は特定事象等の発生について報告を受け、若しくは自ら発見した場合は、緊急時体制を発令して、原子力防災要員を召集し、発電所に緊急時対策本部を設置する。所長は、緊急時体制を発令した場合は、直ちに原子力管理部長に報告する。

（応急措置）

第 126 条　本部長は、原子力防災組織を統括し、緊急時体制を発令した場合において、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) 原子力災害医療
(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 127 条　原子力緊急事態宣言発出後、本部長は第 126 条で定める応急措置を継続実施する。

（緊急作業従事者の線量管理等）

第127条の２　本部長は、緊急作業従事者が緊急作業期間中に受ける線量を可能な限り低減するため、次の事項を実施する。

(1) 緊急作業従事者が緊急作業に従事する期間中の実効線量及び等価線量を表127の２－１に定める項目及び頻度に基づき評価するとともに、法令に定める線量限度を超えないように被ばく線量の管理を実施する。

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

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

表127の２－１

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

※１：毎月１日を始期とする。

（緊急時体制の解除）

第128条　本部長は、事象が収束し、緊急時体制を継続する必要がなくなった場合は、緊急時体制を解除し、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

（所員への保安教育）

第129条　各グループ長は、「教育訓練基準」に基づき、次に定める事項を実施する。

(1) 教育訓練グループ長は、毎年度、原子炉施設の運転及び管理を行う所員への保安教育の実施計画を表129－１、表129－２及び表129－３の実施方針に基づいて作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

(2) 教育訓練グループ長は、(1)の保安教育の実施計画の策定に当たり、第７条第２項に基づき運営委員会の確認を得る。

(3) 各グループ長は、具体的な保安教育の内容を定め、これに基づき、(1)の保安教育の実施計画に従い、保安教育を実施する。

ただし、各グループ長が、「教育訓練基準」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) 教育訓練グループ長は、年度ごとに(3)の実施結果を取りまとめ所長に報告する。

(5) 教育訓練グループ長は、具体的な保安教育の内容の見直し頻度を定め、これに基づき、各グループ長は、(3)の具体的な保安教育の内容の見直しを行う。

（請負会社従業員への保安教育）

第130条　各グループ長（当直課長を除く。）は、「教育訓練基準」に基づき、次に定める事項を実施する。

(1) 各グループ長（当直課長を除く。）は、原子炉施設に関する作業を請負会社が行う場合は、当該請負会社従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が表130－1の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。

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

(2) 各グループ長（当直課長を除く。）は、原子炉施設に関する作業のうち、管理区域内における業務を請負会社が行う場合は、当該業務に従事する請負会社従業員に対し、安全上必要な教育が表130－1の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

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

(3) 各グループ長（保安統括グループ長、品質保証グループ長、リスク管理グループ長、総務グループ長、防護管理グループ長、当直課長及び教育訓練グループ長を除く。）は、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助又は燃料取替に関する業務の補助を請負会社に行わせる場合は、当該業務に従事する請負会社従業員に対し、表129－1、表129－2及び表129－3の実施方針のうち「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」、「燃料取替の業務に関わる者」に準じる保安教育の実施計画を定めていることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

(4) 各グループ長（保安統括グループ長、品質保証グループ長、リスク管理グループ長、総務グループ長、当直課長及び教育訓練グループ長を除く。）は、重大事故等及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する業務の補助を請負会社に行わせる場合は、当該業務に従事する請負会社従業員に対し、安全上必要な教育が表129－1の実施方針のうち「左記以外の技術系所員」に準じる保安教育「重大事故等及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関すること」の実施計画を定めていることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

(5) 各グループ長（保安統括グループ長、品質保証グループ長、リスク管理グループ長、総務グループ長、当直課長及び教育訓練グループ長を除く。）は、原子炉施設に関する作業のうち、火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害（地震、津波及び竜巻等）及び有毒ガス発生時の措置における業務の補助を請負会社に行わせる場合は、当該業務に従事する請負会社従業員に対し、安全上必要な教育が表129－1の実施方針のうち「左記以外の技術系所員」に準じる保安教育「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害（地震、津波及び竜巻等）及び有毒ガス発生時の措置に関すること」の実施計画を定めていることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

(6) 各グループ長（保安統括グループ長、品質保証グループ長、リスク管理グループ長、総務グループ長、当直課長及び教育訓練グループ長を除く。）は、(3)、(4)及び(5)の保安教育の実施計画に基づいた保安教育が実施されていることを確認し、年度ごとにその実施結果を所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

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

表129－１

保安教育の実施方針（総括表）

保安教育の内容					対象者と教育時間　※３								
					運転員					燃料取扱の業務に関わる者	特重施設要員	左記以外の技術系所長	事務系所長
大分類	中分類 （実用炉規則第92条の内容）	小分類 （項目）	内容	実施時期	当直課長 副長	当直主任 原子炉運転員	ﾀｰﾋﾞﾝ・電気運転員	一・二次系運転員	放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者				
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	原子炉等規制法及び法令等の遵守　※２	原子炉等規制法に関連する法令の概要及び法令等の遵守　※２	入所時（原子力発電所新規配属時）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）
	原子炉施設の構造、性能に関すること	設備概要、主要系統の機能	原子炉のしくみ		◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）
			原子炉容器等主要機器の構造に関すること 原子炉冷却系統等主要系統の機能・性能に関すること		◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	○ （0.5時間以上）	×
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		非常時の場合に講ずべき処置の概要		◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）	◎ （0.5時間以上）
放射線業務従事者教育 ※１	関係法令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の関係条項	管理区域内において、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を取り扱う業務に就かせるとき	対象者と教育時間については、表129－２参照								
	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出の手順										
			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種類及び性状ならびに運搬、貯蔵、廃棄の作業の方法・順序										
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法										
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及び法令等の遵守　※２	総則、品質保証、保安管理体制、保安教育、記録及び報告に関すること及び法令等の遵守　※２	１回／１０年ごと以上	対象者と実施時期、教育時間については、表129－３参照							○ （１時間以上）	○ （１時間以上）
	原子炉施設の運転に関すること	運転管理	臨界管理に関すること									○ （１時間以上）	×
			運転上の留意事項に関すること、通報に関すること										
			運転上の制限に関すること										
			異常時の措置に関すること									×	
			原子炉物理・理論に関すること										
			巡視点検に関すること										
			定期試験操作に関すること										
			異常時対応（現場機器対応）※４										
			異常時対応（特重施設対応）※４										
			異常時対応（中央制御室内対応）※４										
			異常時対応（指揮、状況判断）※４										
		運転訓練	シミュレータ訓練Ⅰ（直員運携訓練）										
			シミュレータ訓練Ⅱ（起動停止・異常時・警報発生時対応訓練）										
			シミュレータ訓練Ⅲ（起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練）										
		施設管理	施設管理計画に関すること									○ （１時間以上）	
	放射線管理に関すること	放射線管理	放射線測定器の取扱い		◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	○ （１時間以上）	×
			管理区域への出入り管理等、区域管理に関すること										
			線量限度等、被ばく管理に関すること										
			外部放射線に係る線量当量率等の測定に関すること										
			管理区域外への移動等物品移動の管理に関すること										
			請負会社等の放射線防護に関すること										
	核燃料物質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		対象者と実施時期、教育時間については、表129－３参照							○ （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	１回／年以上	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）
			重大事故等及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関すること										
			火災発生時の措置に関すること		◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）	◎ （１時間以上）
			内部溢水発生時の措置に関すること										
			火山影響等及びその他自然災害（地震、津波及び竜巻等）発生時の措置に関すること										
			有毒ガス発生時の措置に関すること										

※１：各グループ長が、教育訓練基準に従い、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と認めた者については、該当する教育について省略することができる。
※２：法令等の遵守とは、関係法令及び保安規定の遵守に関することをいう。
※３：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。
※４：重大事故等及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関すること、火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス発生時の措置に関することを含み、その実施時期は、1回／年以上とする。

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

表129－２

保安教育の実施方針（放射線業務従事者教育）

総括表中分類との対応	内　　容	対象者と教育時間　※２									電離放射線障害防止規則の分類
		運　　転　　員					燃料取替の業務に関わる者	特重施設要員	左記以外の技術系所員	事務系所員	
		当直課長 副　　長	当直主任 原子炉運転員	ﾀｰﾋﾞﾝ・電気運転員	一・二次系巡視員	放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者					
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)	○ (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)	○ (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全の作業										
放射線管理に関すること　※１	④外部放射線による線量当量率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　※１ ・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)	○ (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)	○ (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の関係条項	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	○ (1時間以上)	○ (1時間以上)	関係法令
放射線管理に関すること　※１	①管理区域への立入り及び退去の手順	◎ (2時間以上)	◎ (2時間以上)	◎ (2時間以上)	◎ (2時間以上)	◎ (2時間以上)	◎ (2時間以上)	◎ (2時間以上)	○ (2時間以上)	○ (2時間以上)	原子炉施設における作業の方法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全の作業										
放射線管理に関すること　※１	④外部放射線による線量当量率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　※１ ・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：各グループ長が、教育訓練基準に従い、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と認めた者については、該当する教育について省略することができる。

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

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

表129－３

保安教育の実施方針（運転員等）

保安教育の内容			具体的教育内容	対象者　※１							実施時期及び教育時間
				運転員					燃料取替の業務に関わる者	特重施設要員	
中分類	小分類（項目）	細目		当直課長　副　　長	当直主任　原子炉運転員	ﾀｰﾋﾞﾝ・電気運転員	一・二次系巡視員	放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者			
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及び法令等の遵守※４		総則、品質保証、保安管理体制、保安教育、記録及び報告に関する規則の概要及び法令等の遵守※４	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	
			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	原子炉物理・臨界管理	原子炉物理・臨界管理に関すること	◎	◎	◎	◎	×	×	◎	
		運転管理Ⅰ	運転上の通則についての概要	◎	◎	◎	◎	◎（放射性廃棄物処理設備に関することのみ）	×	◎	
			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								
		巡視点検・定期試験Ⅰ	巡視点検の範囲と確認項目	◎	◎	◎	◎	◎（放射性廃棄物処理設備に関することのみ）	×	◎	
			定期的に実施する試験の内容と頻度								
		異常時対応※５（現場機器対応）	原子炉の起動停止の概要	◎	◎	◎	◎	×	×	×	＜運転員＞ ３年間で３０時間以上※２ ※３（下記※３と同枠内）
			各設備の運転操作の概要（現場操作）					◎（放射性廃棄物処理設備に関することのみ）			
			警報発生時の対応操作（現場操作）								
			異常時操作の対応（現場操作）					×			
		異常時対応※５（特重施設対応）	各設備の運転操作の概要 [redacted]	×	×	×	×	×	×	◎	＜放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者＞ ３年間で２４時間以上※２ ※３（下記※３と同枠内）
			警報発生時の対応操作 [redacted]								
			異常時操作の対応 [redacted]								
		運転管理Ⅱ	運転上の通則の適用と根拠	◎	◎	◎	×	×	×	×	＜燃料取替の業務に関わる者＞ ３年間で３時間以上※２ ※３（下記※３と同枠内） ＜特重施設要員＞ ３年間で９時間以上※２ ※３（下記※３と同枠内）
			運転上の留意事項の基準値と管理方法								
			運転上の制限の具体的値と制限を超えた場合の措置								
			異常時の措置を実施する際の運転操作基準								
		巡視点検・定期試験Ⅱ	巡視点検時の確認項目の根拠	◎	◎	◎	×	×	×	×	
			定期的に実施する試験の操作と基準値								
		異常時対応※５（中央制御室内対応）	原子炉の起動停止に関する操作と監視項目	◎	◎	◎	×	×	×	×	
			各設備の運転操作と監視項目								
			警報発生時の対応操作（中央制御室）								
			異常時操作の対応（中央制御室）								
		運転管理Ⅲ	運転上の通則に関する留意事項の根拠と制限を超える場合の措置	◎	×	×	×	×	×	×	
			制限及び制限を超えた場合の措置の根拠と運用								
			異常時の措置を実施する際の運転操作基準の根拠								
		異常時対応※５（指揮、状況判断）	警報発生時の監視項目	◎	×	×	×	×	×	×	
			異常時操作の対応（判断・指揮命令）								
	運転訓練	シミュレータ訓練Ⅰ	運転操作の際の連携訓練	◎	◎	◎	◎	×	×	◎	３年間で１５時間以上
		シミュレータ訓練Ⅱ	起動停止・異常時・警報発生時対応訓練	×	◎	×	×	×	×	×	３年間で９時間以上
		シミュレータ訓練Ⅲ	起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練	◎	×	×	×	×	×	×	３年間で９時間以上
	施設管理	施設管理計画に関することⅠ	定期事業者検査時の検査項目概要	◎	◎	◎	◎	×	×	◎	＜運転員＞ ３年間で３０時間以上※２ ※３（上記※３と同枠内） ＜放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者＞ ３年間で２４時間以上※２ ※３（上記※３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※２ ※３（上記※３と同枠内） ＜特重施設要員＞ ３年間で９時間以上※２ ※３（上記※３と同枠内）
		施設管理計画に関することⅡ	定期事業者検査時の検査項目の根拠	◎	×	×	×	×	×	×	
核燃料物質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		◎	◎	◎	◎	◎（放射性廃棄物処理設備に関することのみ）	×	×	
	燃料管理	燃料の臨界管理に関すること		◎	◎	◎	◎	×	◎	×	
		燃料の検査・取替・運搬及び貯蔵に関すること									

※１：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。
※２：記載するに当たっての考えは、以下のとおり。
・本教育は、同一細目であっても対象者の職位に応じて理解の範囲、深さに差がある（ある教育で、複数の細目をカバーする場合もある）。
・この○年間で○○時間以上とは、運転員が行う一連の教育の時間であり、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。
※４：法令等の遵守とは、関係法令及び保安規定の遵守に関することをいう。
※５：重大事故等及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関すること、火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス発生時の措置に関することを含む。

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

表130－１

保安教育の実施方針（請負会社）

（１）発電所入所時に安全上必要な教育

保安教育の内容					対象者　※３	
大分類	中分類 （実用炉規則第９２条の内容）	小分類 （項目）	内　　容	実施時期	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外
入所時に実施する教育 ※１	原子炉施設の構造・性能に関すること		作業上の留意事項	入所時	◎	○
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		非常時の場合に講ずべき処置の概要		◎	◎
	関係法令及び保安規定の遵守に関すること		法令等の遵守　※４		◎	○

（２）放射線業務従事者に対する教育

保安教育の内容		対象者と教育時間　※３			電離放射線障害防止規則の分類
総括表中分類との対応	内　　容	実施時期	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外	
核燃料物質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　※２	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、核燃料物質若しくは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とき	◎ （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　※２	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　※２	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　※２	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全の作業の方法及び順序				
放射線管理に関すること　※２	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　※２	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　※２	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　※２ ・放射線管理に関すること　※２	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　※２	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　※２	法、令、労働安全衛生規則及び電離放射線障害防止規則の関係条項		◎ （１時間以上）	×	関係法令
放射線管理に関すること　※２	①管理区域への立入り及び退去の手順		◎ （２時間以上）	×	原子炉施設における作業の方法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　※２	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　※２	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全の作業				
放射線管理に関すること　※２	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　※２	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　※２ ・放射線管理に関すること　※２	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　※２	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置				

※１：各グループ長（当直課長を除く。）が、所長により別途承認された基準に従い、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：各グループ長（総務グループ長、教育訓練グループ長及び当直課長を除く。）が、所長により別途承認された基準に従い、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と認めた者については、該当する教育について省略することができる。
※３：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。
※４：法令等の遵守とは、関係法令及び保安規定の遵守に関することをいう。

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

第 11 章　記録及び報告

（記　　録）

第 131 条　各グループ長は、表 131－１及び表 131－２に定める保安に関する記録を適正に※１作成（表 131－１(1)を除く。）し、保存する。ただし、表 131－１(3)イの記録については、原子力部門（原子力発電本部長、原子力管理部門、安全・品質保証部門、原子力建設部門、原子力技術部門、原子燃料部門、廃止措置統括部門、原子力土木建築部門及び発電所組織）が作成し、保存する。なお、記録の作成に当たっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。

２　保安に関する組織は、表 131－３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、記録の作成に当たっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。

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

表 131－１

記録（実用炉規則第 67 条に基づく記録）	記録すべき場合※2	保存期間
(1) 使用前確認の結果	確認の都度	同一事項に関する次の確認の時までの期間
(2) 施設管理の実施状況及びその担当者の氏名 ア　保全活動管理指標の監視結果及びその担当者の氏名 イ　保全の結果及びその担当者の氏名 ウ　保全の結果の確認・評価及びその担当者の氏名 エ　不適合管理、是正処置、未然防止処置及びその担当者の氏名	施設管理の実施の都度	施設管理を実施した発電用原子炉施設の解体又は廃棄をした後５年が経過するまでの期間
(3) 施設管理方針、施設管理目標及び施設管理実施計画の評価の結果及びその評価の担当者の氏名 ア　保全の有効性評価及びその担当者の氏名 イ　施設管理の有効性評価及びその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した発電用原子炉施設の施設管理方針、施設管理目標又は施設管理実施計画の改定までの期間
(4) 熱出力	原子炉に燃料が装荷されている場合連続して	10 年間
(5) 炉心の中性子束密度		10 年間
(6) 炉心の温度		10 年間
(7) 冷却材入口温度	モード１及び２において１時間ごと	10 年間
(8) 冷却材出口温度		10 年間
(9) 冷却材圧力		10 年間
(10)冷却材流量		10 年間
(11)制御棒位置		１年間
(12)－１　再結合装置内の温度 ア　静的触媒式水素再結合装置温度 イ　電気式水素燃焼装置温度	運転中※3 １時間ごと	１年間
(13)原子炉に使用している冷却材の純度及び毎日の補給量	モード１及び２において毎日１回	１年間
(14)原子炉内における燃料体の配置	配置又は配置替えの都度	取出後 10 年間

表 131－１（続き）

記録（実用炉規則第 67 条に基づく記録）	記録すべき場合※2	保存期間
(15)運転開始前の点検結果	開始の都度	１年間
(16)運転停止後の点検結果	停止の都度	１年間
(17)運転開始日時	その都度	１年間
(18)臨界到達日時	その都度	１年間
(19)運転切替日時	その都度	１年間
(20)緊急しゃ断日時	その都度	１年間
(21)運転停止日時	その都度	１年間
(22)警報装置から発せられた警報※4の内容	その都度	１年間
(23)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
(24)運転上の制限の確認及び運転上の制限を満足していないと判断した場合に講じた措置	その都度	１年間（ただし、運転上の制限を満足していないと判断した場合は、当該記録について５年間）
(25)使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置又は配置替えの都度	５年間
(26)使用済燃料の払出し時における放射能の量	払出しの都度	10 年間
(27)燃料体の形状又は性状に関する検査の結果	挿入前及び取出後（装荷予定のない場合を除く。）	取出後 10 年間
(28)原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線遮蔽物の側壁における線量当量率	毎日運転中１回	10 年間
(29)放射性廃棄物の排気口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
(30)管理区域における外部放射線に係る１週間の線量当量、空気中の放射性物質の１週間についての平均濃度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
(31)放射線業務従事者の４月１日を始期とする１年間の線量、女子※5の放射線業務従事者の４月１日、７月１日、10 月１日及び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
(32)４月１日を始期とする１年間の線量が 20 ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該１年間を含む原子力規制委員会が定める５年間の線量	原子力規制委員会が定める５年間において毎年度１回（左欄に掲げる当該１年間以降に限る）	※6
(33)放射線業務従事者が緊急作業に従事した期間の始期及び終期並びに放射線業務従事者の当該期間の線量	その都度	※6

表 131－１（続き）

記録（実用炉規則第 67 条に基づく記録）	記録すべき場合※2	保存期間
(34) 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴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
(35) 発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の日時及び経路	運搬の都度	１年間
(36) 廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄物を容器に封入し、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	その廃棄の都度	※７
(37) 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
(38) 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
(39) 事故の発生及び復旧の日時	その都度	※７
(40) 事故の状況及び事故に際して採った処置	その都度	※７
(41) 事故の原因	その都度	※７
(42) 事故後の処置	その都度	※７
(43) 風向及び風速	連続して	10 年間
(44) 降雨量	連続して	10 年間
(45) 大気温度	連続して	10 年間
(46) 保安教育の実施計画	策定の都度	３年間
(47) 保安教育の実施日時、項目及び受けた者の氏名	実施の都度	３年間

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

※３：添付３「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に定める判断基準により、電気式水素燃焼装置を起動している期間

※４：「警報装置から発せられた警報」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第 47 条第１項及び第２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

表 131－２

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

表 131－３

記録（実用炉規則第 67 条に基づく記録）※8	記録すべき場合	保存期間
(1) 品質方針及び品質目標	変更の都度	変更後５年が経過するまでの期間
(2) 品質マニュアル ア　品質マニュアル（要則） イ　品質マニュアル（基準）	変更の都度	変更後５年が経過するまでの期間
(3) 品管規則の要求事項に基づき作成する“手順書等”である次の文書 ア　文書管理基準 イ　原子力内部監査要則 ウ　未然防止処置基準 エ　改善措置活動管理基準	変更の都度	変更後５年が経過するまでの期間
(4) 実効性のあるプロセスの計画的な実施及び管理がなされるようにするために必要な次の文書 ア　マネジメントレビュー管理基準 イ　発電用原子炉主任技術者の保安監督に関する基準 ウ　保安活動に関する関係法令等遵守活動基準 エ　原子力安全文化醸成活動管理基準 オ　教育訓練基準 カ　設計・調達管理基準 キ　試験・検査基準 ク　異常時通報連絡処置基準 ケ　非常事態対策基準 コ　安全委員会運営基準 サ　安全運営委員会運営基準 シ　評価改善活動管理基準 ス　品質保証委員会運営基準 セ　技術基準 ソ　運転基準 タ　燃料管理基準 チ　放射線管理基準 ツ　化学管理基準 テ　保修基準 ト　土木建築基準 ナ　停止時保安管理基準 ニ　防護基準 ヌ　火災防護計画（基準） ネ　施設管理基準 ノ　燃料技術基準 ハ　ボイラー・タービン及び電気主任技術者の保安監督に関する基準 ヒ　カルデラ火山モニタリング対応基準 フ　カルデラ火山モニタリングに伴う原子炉停止対応基準 ヘ　カルデラ火山モニタリングに伴う燃料体等の搬出等対応基準 ホ　原子力発電所土木建築設備保守基準 マ　返還廃棄物管理基準	変更の都度	変更後５年が経過するまでの期間

表 131－３（続き）

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

※８：表 131－１及び表 131－２に掲げるものを除く。

（報　　告）

第 132 条　各グループ長は、次に定める事項について、直ちに所長及び原子炉主任技術者に報告する。

(1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合（実用炉規則第 87 条第 9 号に定める事象が生じた場合）（第 86 条関連）

(2) 第 89 条第 1 項に定める異常が発生した場合（第 89 条関連）

(3) 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 99 条又は第 100 条関連）

(4) 外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合（第 112 条関連）

(5) 実用炉規則第 134 条第 2 号から第 14 号に定める報告事象が生じた場合

2　前項に定める事項が発生した場合は、「異常時通報連絡処置基準」に定めた報告体制に従い、社長に報告する。

3　第 1 項(1)又は(5)に定める事項が発生した場合は、直ちに原子力規制委員会に報告する。

附　　則

（施行期日）

1　この規定は、2025 年 12 月 26 日から施行する。

2　第 73 条（ディーゼル発電機　－モード１、２、３及び４以外－）の表 73－１について、非常用発電機の運用を開始するまでは、所要の電力供給が可能な場合、他の号炉のディーゼル発電機又は移動式発電装置を非常用発電機とみなすことができる。

3　格納容器真空逃がし装置取替工事に伴う変更に係る規定については、各号炉の格納容器真空逃がし装置取替工事に係る使用前確認終了日以降に適用することとし、それ以前は従前の例による。

4　タービン動補助給水ポンプ取替工事に伴う変更に係る規定については、各号炉のタービン動補助給水ポンプ取替工事に係る使用前確認終了日以降に適用することとし、それ以前は従前の例による。

5　１号炉及び２号炉使用済燃料ピット共用化に伴う変更に係る規定については、各号炉の使用済燃料ピット共用化に係る使用前確認終了日以降に適用することとし、それ以前は従前の例による。

＜第３項の従前の例＞

（原子炉格納容器）

第55条　モード１、２、３及び４において、原子炉格納容器は、表55－１で定める事項を運転上の制限とする。

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

（中　略）

(3) 運転管理グループ長は、定期事業者検査時に、表55－６で定める系統の原子炉格納容器自動隔離弁が模擬信号により隔離動作することを確認する。

（中　略）

表55－６

化学体積制御系統	抽出ライン １次冷却材ポンプ封水戻りライン
安全注入系統	蓄圧タンクN_2供給ライン 蓄圧タンクテストライン
補機冷却水系統	制御棒駆動装置冷却水出入口ライン 余剰抽出冷却器冷却水出入口ライン 冷却材ドレン冷却器冷却水出口ライン 原子炉格納容器空調装置冷却水出入口ライン １次冷却材ポンプ・モータ冷却水出入口ライン
廃棄物処理系統	原子炉格納容器冷却材ドレンタンクベントライン 原子炉格納容器冷却材ドレンタンクN_2供給ライン 原子炉格納容器冷却材ドレンタンクガス分析器ライン 原子炉格納容器冷却材ドレン冷却器出口ライン 原子炉格納容器サンプポンプ出口ライン 加圧器逃がしタンクN_2供給ライン 加圧器逃がしタンク１次系補給水供給ライン 加圧器逃がしタンクガス分析器ライン
試料採取系統	加圧器蒸気部サンプリングライン 加圧器液相部サンプリングライン ループ高温側サンプリングライン 原子炉格納容器モニタサンプルライン 蓄圧タンクサンプリングライン
換気空調系統	原子炉格納容器真空逃がしライン 原子炉格納容器給気ライン 原子炉格納容器排気ライン 原子炉格納容器圧力逃がしライン 原子炉格納容器内作業用排気ライン
蒸気発生器 ブローダウン系統	蒸気発生器ブローダウンサンプルライン 蒸気発生器ブローダウンライン
消火用水系統	消火用水系原子炉格納容器入口ライン
１次冷却材ポンプ消火系統	１次冷却材ポンプCO_2消火装置ライン
炉内計装用ガスパージ系統	炉内計装用ガスパージライン
制御用空気系統	原子炉格納容器行き制御用空気ライン
空調用冷水系統	制御棒位置指示装置冷却用冷却水出入口ライン

＜第４項の従前の例＞

添付３　重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準

重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等

表－２

操作手順

２．原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等

①　方針目的

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、１次系のフィードアンドブリード又は蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を冷却することを目的とする。

また、原子炉を冷却するために１次冷却材及び２次冷却材の保有水を監視及び制御することを目的とする。

② 対応手段等

フロントライン系故障時

１　１次系のフィードアンドブリード

当直課長は、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁による原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出する操作を組み合わせた１次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。格納容器再循環サンプ水位が、再循環切替可能水位に到達すれば中央制御室で高圧再循環運転に切替える。

２　蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

(1) 海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給

当直課長は、復水タンク及び２次系純水タンクが使用できない場合、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行うため、海水をＡ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプへ直接供給し、蒸気発生器へ注水する。

(配慮すべき事項)

１　蒸気発生器広域水位計について

蒸気発生器広域水位計は常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。

１次系のフィードアンドブリードを開始する全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位

サポート系故障時

１　ポンプの機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水））

(1) 手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復

当直課長は、直流電源が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を使用し、蒸気加減弁を押上げること及び蒸気入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

＜第４項の従前の例＞

添付３　重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準

重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等

表－３

操作手順 ３．原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
（中略）
（配慮すべき事項） １　優先順位 蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を優先して使用し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、充てん／高圧注入ポンプによる原子炉注入と加圧器逃がし弁開による１次系のフィードアンドブリードを行う。 補助給水ポンプの優先順位は、外部電源又はディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、代替電源からの給電時は燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用する。 ２　主蒸気逃がし弁操作時の留意事項 主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。 １次冷却材喪失が発生した場合、蒸気発生器伝熱管の破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損を確認する。 蒸気発生器伝熱管破損の徴候が見られた場合、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。 ３　蒸気発生器広域水位計について 蒸気発生器広域水位計は常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。 １次系のフィードアンドブリードを開始する全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位
サポート系故障時 １　ポンプの機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）） (1) 手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復 当直課長は、直流電源が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を使用し蒸気加減弁を押上げること及び蒸気入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行う。 ２　弁の機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）） (1) 現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復

＜第５項の従前の例＞

（使用済燃料の貯蔵）

第 96 条　技術運営グループ長及び機械保修グループ長は、使用済燃料（以下、照射済燃料を含む）を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。

(1) 技術運営グループ長は、各号炉の使用済燃料を表 96－１に定める使用済燃料ピットに貯蔵し、１か月に１回以上、巡視点検により、貯蔵状況等に異常のないことを確認すること。また、使用済燃料ピットにおいて、水面の清浄度及び異物の混入がないこと等を確認すること。

＜中略＞

表 96－１

各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料ピット
１号炉	１号炉
２号炉	２号炉

添付１　異常時の運転操作基準

（第 90 条関連）

異常時の運転操作基準

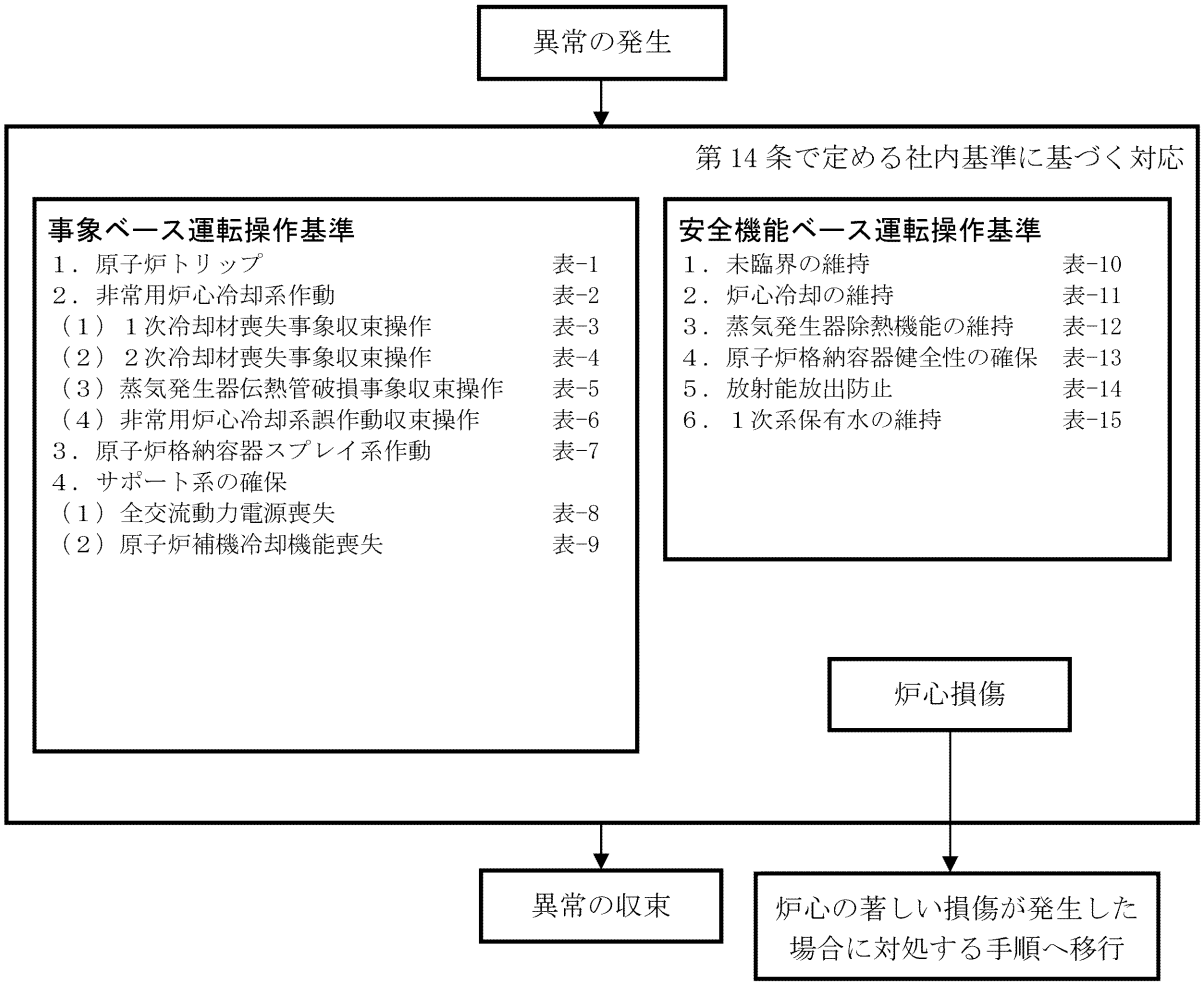
炉心は発電所において最大の放射能インベントリを有する部分であるので、著しい放射能の放出となる炉心の損傷を防止するために、原子炉内の核分裂反応を停止し炉心の冷却を維持すること、及び発電所外への放射能の放出を防止するために、原子炉格納容器の健全性を確保することを目的として、原子炉の未臨界の維持、原子炉冷却の維持、原子炉格納容器健全性の確保に関する以下の事象ベース運転操作基準及び安全機能ベース運転操作基準を定め、異常発生時の運転操作を実施する場合の指針として使用する。

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

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

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

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



表－１

事象ベース運転操作基準

１．原子炉トリップ

① 目　的

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

② 導入条件

・原子炉トリップ設定値に達した場合
・原子炉を手動トリップした場合

③ 主な監視操作内容

原子炉トリップの確認

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

タービン・発電機トリップの確認

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

蒸気発生器による除熱確認

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

加圧器圧力・水位の整定

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

表－２

事象ベース運転操作基準

２．非常用炉心冷却系作動

① 目　的

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

② 導入条件

・非常用炉心冷却系作動設定値に達した場合

③ 主な監視操作内容

非常用炉心冷却系警報の確認

１．非常用炉心冷却系作動の警報発信を確認する。

非常用炉心冷却系作動信号の確認

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

原子炉トリップの確認

１．非常用炉心冷却系作動信号による原子炉トリップを確認する。

非常用炉心冷却系作動機器の確認

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

主給水系隔離状態の確認

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

中央制御室換気系隔離状態の確認

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

主蒸気系隔離状態の確認

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

原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認

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

原子炉冷却系の状況確認

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

事象判別

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

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

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

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

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

事象ベース運転操作基準

２．非常用炉心冷却系作動

(1) １次冷却材喪失事象収束操作

① 目　的

・１次冷却材喪失事象発生時に原子炉を安全に停止し冷却する。

② 主な監視操作内容

【原子炉格納容器内での１次冷却材喪失事象】

非常用炉心冷却系の停止条件の確認

１．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。
- １次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下
- 加圧器水位が下端以上
- 電動補助給水ポンプ１台分の給水、又は１基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上

２．非常用炉心冷却系の停止条件を満足せず、燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、〔非常用炉心冷却系再循環切替〕へ移行する。

モード５(低温停止)への移行

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

〔非常用炉心冷却系再循環切替〕

１．低圧注入系及び高圧注入系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプに切替える。
- 非常用炉心冷却系の格納容器再循環サンプ切替が不能となった場合は、〔非常用炉心冷却系再循環切替不能〕へ移行する。

２．格納容器再循環サンプを水源として長期的な冷却を継続する。
- 非常用炉心冷却系の格納容器再循環サンプ切替後に、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系が設計どおり作動していなければ、〔非常用炉心冷却系再循環切替後の原子炉補機冷却機能喪失〕へ移行する。

〔非常用炉心冷却系再循環切替不能〕

１．非常用炉心冷却系の格納容器再循環サンプへの切替を試みる。

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

３．主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させ、破断流を減少させる。

４．１次冷却系への注入を長期間続けるために、燃料取替用水タンクに水を補給する。

５．原子炉格納容器スプレイ系と低圧注入系との接続による非常用炉心冷却系の代替再循環を開始する。

６．燃料取替用水タンク水位が、水位異常低以下となれば、燃料取替用水タンクを水源としている全てのポンプを停止し、水位が回復してくれば、運転を再開する。

７．非常用炉心冷却系の再循環切替が成功すれば、非常用炉心冷却系の代替再循環を停止する。

〔非常用炉心冷却系再循環切替後の原子炉補機冷却機能喪失〕

1．原子炉補機冷却水が供給されている機器を停止する。
2．原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプ運転台数に合わせた系統構成に組み合わせ、〔非常用炉心冷却系再循環切替〕に戻る。
3．原子炉補機冷却水ポンプ全台停止中の場合は、低圧注入系の冷却のため空調用冷水系により代替補機冷却を開始する。
・代替補機冷却が開始できるまでの間、炉心出口温度が１次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上に達した場合には、高圧注入系又は、代替補機冷却を実施していない低圧注入系を間欠運転する。
・空調用冷水系による代替補機冷却ができない場合は、移動式大容量ポンプ車を用いた海水通水による代替補機冷却を行い、高圧、低圧再循環運転を実施する。
4．１次冷却材温度が飽和温度以上に達すれば、代替補機冷却を開始した低圧注入系を起動する。

【原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合】

1．燃料取替用水タンク水が、破断点から流出するのを防止するため、余熱除去系を燃料取替用水タンクより隔離する。
2．１次冷却材圧力が低下傾向で、炉心出口温度が１次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上に達すれば、主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。
3．余熱除去系を１次冷却系より隔離する。
・隔離できていなければ、〔破断点が隔離できない場合〕へ移行する。
4．余熱除去系の系統分離を行い、破断系統を確認する。
5．モード５（低温停止）に移行する。

〔破断点が隔離できない場合〕

1．燃料取替用水タンク水の消費を減らすため、燃料取替用水タンクを水源とするポンプは、高圧注入系１系統のみとする。
2．１次冷却系への注入を長期間続けるために、燃料取替用水タンクに水を補給する。
3．主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。
4．非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、満足している場合は、高圧注入系を充てん系に切替える。
・満足していない場合には、充てん系による崩壊熱除去が可能となった時点で、高圧注入系を充てん系に切替える。
5．余熱除去系の系統分離を行い、健全側余熱除去系による１次冷却系の冷却を行う。
・余熱除去系による１次冷却系の冷却ができなければ、加圧器逃がし弁を強制開とし、非常用炉心冷却系再循環運転に必要な水量を確保する。
6．非常用炉心冷却系再循環運転を行う。
7．健全側余熱除去系が確認できない場合は、蒸気発生器２次側による１次冷却系の冷却を行う。

表－４

事象ベース運転操作基準

２．非常用炉心冷却系作動

(2) ２次冷却材喪失事象収束操作

① 目　的

・２次冷却材喪失事象発生時に原子炉を安全に停止し未臨界を維持する。

② 主な監視操作内容

蒸気発生器の隔離

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

非常用炉心冷却系の停止条件の確認

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

モード５(低温停止)への移行

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

〔全蒸気発生器の異常な減圧〕

１．破損蒸気発生器の隔離を試みる。
・隔離に成功すれば、非常用炉心冷却系の停止条件の確認に戻る。
２．１次冷却系の希釈の停止を確認する。
３．１次冷却系の過冷却を防止しつつ、蒸気発生器の除熱機能を維持するために、補助給水流量の調整を行う。
４．１次冷却材温度を確認し、安定又は低下していない場合は、主蒸気逃がし弁により１次冷却系の冷却を行う。
５．復水タンク水位が、補助給水系代替水源切替水位となれば、補助給水系の水源を代替水源に切替える。
６．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。
・１次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下
・加圧器水位が下端以上
・１次冷却材圧力が安定又は上昇
７．モード５（低温停止）に移行する。

事象ベース運転操作基準

２．非常用炉心冷却系作動

（3）蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作

① 目　的

・蒸気発生器伝熱管破損事象発生時に原子炉を安全に停止し冷却する。

② 主な監視操作内容

破損蒸気発生器の隔離

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

２次系からの汚染拡大防止措置

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

１次冷却系の減圧

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

非常用炉心冷却系の停止条件の確認

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

モード５（低温停止）への移行

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

〔蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続〕

１．破損蒸気発生器の隔離を確認する。
　・隔離に成功し、破損蒸気発生器２次側圧力の低下が停止すれば、１次冷却系の減圧に戻る。
２．健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。
３．１次冷却系への注入を長期間続けるため、燃料取替用水タンクへ水を補給する。
４．破損蒸気発生器２次側への漏えいを低減するため、サブクールを確保できる範囲で１次冷却系を減圧する。
５．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。
　・１次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下
　・加圧器水位が下端以上
　・電動補助給水ポンプ１台分の給水、又は１基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上

６．余熱除去系による１次冷却系の冷却を行い、モード５（低温停止）に移行する。余熱除去系による１次冷却系の冷却ができなければ、加圧器逃がし弁を強制開とし、非常用炉心冷却系再循環運転に必要な水量を満足する水量を確保する。
７．非常用炉心冷却系代替再循環運転を行う。

〔蒸気発生器伝熱管破損時減圧操作不能〕

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

表－６

事象ベース運転操作基準

２．非常用炉心冷却系作動

（4）非常用炉心冷却系誤作動収束操作

① 目　的

・誤作動時に原子炉を安全に停止する。

② 主な監視操作内容

非常用炉心冷却系の停止条件の確認

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

モード３（高温停止状態）の確立

１．ほう酸濃縮を実施し、モード３（高温停止状態）を確立する。

事象ベース運転操作基準

３．原子炉格納容器スプレイ系作動

① 目　的

・原子炉格納容器の健全性を確保する。

② 導入条件

・原子炉格納容器スプレイ系作動設定値に達した場合

③ 主な監視操作内容

原子炉格納容器スプレイ系警報の確認

１．原子炉格納容器スプレイ系作動、格納容器隔離作動の警報発信を確認する。

原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認

１．原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信していることを確認する。なお、原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて発信させる。

原子炉格納容器スプレイ系作動機器の確認

１．原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパ及び機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。
　・原子炉格納容器スプレイ系不作動の場合は、『安全機能ベース運転操作基準「原子炉格納容器健全性の確保」』へ移行する。
２．原子炉格納容器圧力が通常圧力に低下すれば、原子炉格納容器スプレイ系を停止する。
３．燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、原子炉格納容器スプレイ系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプに切替える。
　・原子炉格納容器スプレイ系の格納容器再循環サンプ切替が不能となった場合は、〔原子炉格納容器スプレイ系再循環切替不能〕へ移行する。

〔原子炉格納容器スプレイ系再循環切替不能〕

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

事象ベース運転操作基準

４．サポート系の確保

（1）全交流動力電源喪失

① 目　的

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

② 導入条件

・全ての非常用母線及び常用母線の電圧が零ボルト

③ 主な監視操作内容

原子炉トリップの確認

１．原子炉トリップの確認を行う。

タービン・発電機トリップの確認

１．タービントリップ、発電機トリップの確認を行う。

全交流動力電源喪失判断

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

１次系からの漏えいの有無及び漏えい規模の確認

１．１次冷却材漏えいの有無及び漏えい規模を判断する。
２．１次冷却材漏えいの規模が小さい場合は、代替電源の確保、代替炉心注入の準備、アニュラス空気浄化系及び中央制御室空調系の準備並びに原子炉格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

補助給水流量の確認

１．補助給水流量により補助給水機能が健全であることを確認する。

２次系による強制冷却

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

使用済燃料ピット冷却状態確認及び保有水確保

１．使用済燃料ピットの冷却状態を確認し、水位低下が見られれば必要に応じて水補給を行う。

代替電源からの受電

１．代替電源（大容量空冷式発電機等）から受電したことを確認する。

所内直流電源の確保

１．代替電源からの給電が長期にわたり行えない場合は、蓄電池（重大事故等対処用）からの受電や不要な直流負荷を切り離す。
２．蓄電池（重大事故等対処用）の電圧が低下する前に、蓄電池(３系統目)からの受電を実施する。

１次冷却材ポンプ封水系統、原子炉補機冷却水系統の隔離

１．１次冷却材ポンプ封水系統及び原子炉補機冷却水系統の隔離を行う。

蓄圧タンク隔離

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

代替炉心注入

１．１次冷却材圧力が１次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力未満となり、代替炉心注入系の準備が整えば代替炉心注入を開始する。

再循環運転

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

原子炉格納容器内自然対流冷却の開始

１．原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上となり、移動式大容量ポンプ車からの海水供給が可能となれば格納容器再循環ユニットへの海水通水により、原子炉格納容器内自然対流冷却を開始する。

事象ベース運転操作基準

４．サポート系の確保

(2) 原子炉補機冷却機能喪失

① 目　的

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

② 導入条件

・原子炉補機冷却水サージタンク水位が維持できない場合又は、原子炉補機冷却水系統の機能が喪失した場合

③ 主な監視操作内容

補機冷却水系統の機能回復操作

１．現場の状況を確認し、原子炉補機冷却水系統の機能回復に努める。

原子炉手動停止

１．手動による原子炉トリップを行う。

１次冷却材ポンプ手動停止

１．１次冷却材ポンプを全台停止する。

原子炉補機冷却水系統の状態確認

１．原子炉補機冷却水系統の状態を確認する。

・原子炉補機冷却水系統の漏えいがあり、原子炉補機冷却水サージタンク水位が維持できない場合は、【原子炉補機冷却水系統の漏えいの場合】へ移行する。

・原子炉補機冷却水系統の漏えいがなく、原子炉補機冷却水ポンプが全台停止している場合は、充てん系ポンプを全台停止し、制御用空気系の空気供給を所内用空気系へ切替え、１次冷却材ポンプ封水系統、原子炉補機冷却水系統の隔離及び使用済燃料ピット冷却状態確認及び保有水確保を行い、【原子炉補機冷却水系機能喪失の場合】へ移行する。

【原子炉補機冷却水系統の漏えいの場合】

原子炉補機冷却水ヘッダ隔離（破断ヘッダの確認）

１．運転中の原子炉補機冷却水ポンプを停止する。

２．健全ヘッダからの流出を防止するため系統分離を行う。

原子炉補機冷却水系統隔離後の処置

１．充てん系ポンプを全台停止する。

２．制御用空気系の空気供給を所内用空気系より行う。

３．原子炉補機冷却水サージタンクに補給されていることを確認する。

１次冷却材ポンプ封水系統、原子炉補機冷却水系統の隔離

１．１次冷却材ポンプ封水系統及び原子炉補機冷却水系統の隔離を行う。

使用済燃料ピット冷却状態確認及び保有水確保

１．使用済燃料ピットの冷却状態を確認し、水位低下が見られれば、必要に応じて水補給を行う。

破断箇所の特定

１．破断箇所が判明したら、破断ヘッダに対応した措置に移行する。

２．破断箇所が不明の場合には、充てん系ポンプ停止後の措置へ移行する。

破断ヘッダに対応した措置

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

【原子炉補機冷却水系機能喪失の場合】

１次系からの漏えいの有無及び漏えい規模の確認

1．１次冷却材漏えいの有無及び漏えい規模を判断する。
2．１次冷却材漏えいの規模が小さい場合は、代替炉心注入の準備、アニュラス空気浄化系及び中央制御室空調系の準備並びに原子炉格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

充てん系ポンプ停止後の措置

1．非常用炉心冷却系作動信号及び原子炉格納容器スプレイ系作動信号発信時に作動する機器の自動起動ブロックを行う。
2．余熱除去系による冷却ができるまで、主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により２次系強制冷却を行う。
3．余熱除去系による冷却ができるまで、加圧器逃がし弁により１次冷却系の減圧を行う。
4．非常用炉心冷却系作動信号が発信された場合は、非常用炉心冷却系作動信号をリセットし、必要な機器の起動は、原子炉補機冷却水ポンプ起動後に手動にて行う。

蓄圧タンク隔離

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

代替炉心注入

1．１次冷却材圧力が１次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力未満となり、代替炉心注入系の準備が整えば代替炉心注入を開始する。

原子炉補機冷却水系機能回復の確認

1．健全ヘッダ側の原子炉補機冷却水サージタンクに水位が確認されれば、【原子炉補機冷却水系機能回復の場合】へ移行する。
・原子炉補機冷却水系機能が回復していなければ、移動式大容量ポンプ車からの海水供給による再循環運転へ移行する。
2．【海水冷却機能喪失の場合】は、海水冷却機能回復の確認へ移行する。

再循環運転

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

原子炉格納容器内自然対流冷却の開始

1．原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上となり、移動式大容量ポンプ車からの海水供給が可能となれば、格納容器再循環ユニットへの海水通水により、原子炉格納容器内自然対流冷却を開始する。

【原子炉補機冷却水系機能回復の場合】

原子炉補機冷却水ポンプ運転可能の場合

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

【海水冷却機能喪失の場合】

1．原子炉の手動停止を行い１次冷却材ポンプを全台停止、制御用空気系の空気供給を所内用空気系とした後、原子炉補機冷却水温度を確認し、以下の措置を実施する。

〔安全系補機の冷却水制限温度未満の場合〕

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

〔安全系補機の冷却水制限温度以上の場合〕

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

海水冷却機能回復の確認

1．海水冷却機能が回復すれば、海水系統、原子炉補機冷却水系統を復旧後、必要補機を起動しモード５（低温停止）に移行する。
・回復していなければ、移動式大容量ポンプ車からの海水供給による再循環運転へ移行する。

表－10

安全機能ベース運転操作基準

１．未臨界の維持

① 目　的

・原子炉を停止し、未臨界を維持する。

・原子炉停止後の未臨界性を確保する。

② 導入条件	④ 脱出条件
・原子炉出力が５％以上、又は中間領域起動率が正	・原子炉出力が５％未満、及び中間領域起動率が零又は負
・中性子源領域起動率が正、又はＰ－６以上で中間領域起動率が－0.2DPMより大	・中性子源領域起動率が零又は負、及びＰ－６以上で中間領域起動率が－0.2DPM以下

③ 主な監視操作内容

【原子炉出力が５％以上、又は中間領域起動率の正が確認された場合】

１．原子炉トリップを確認し、できていなければ次のいずれかにより原子炉をトリップさせる。
- 手動原子炉トリップ
- MGセットの電源を断
- 制御棒手動挿入
- 現地原子炉トリップしゃ断器の開放

２．多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）作動警報が発信した場合、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）による以下の作動状態を確認する。
- タービントリップ
- 主蒸気隔離弁の閉止
- 補助給水ポンプの起動

３．タービントリップを確認し、できていなければ次のいずれかによりタービンをトリップさせる。
- 手動タービントリップ
- 主蒸気隔離弁、及び主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止
- 蒸気加減弁の閉止
- 現地タービントリップ

４．蒸気発生器２次側の給水量を確認し、給水量を調整する。

５．ほう酸水注入を実施する。

６．ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。

７．１次冷却材温度を確認し、低下していれば、主蒸気隔離弁及び主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。

８．蒸気発生器２次側圧力を確認し、低下している蒸気発生器があれば、当該蒸気発生器を隔離する。

９．原子炉出力が５％未満、及び中間領域起動率の零又は負の確認ができなければ、「順序５」へ戻る。

【中性子源領域起動率が正、又はＰ－６以上で中間領域起動率が－0.2DPMより大が確認された場合】

１．ほう酸水注入を実施する。

２．ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。

３．１次冷却材温度を確認し、低下していれば、主蒸気隔離弁及び主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。

４．蒸気発生器２次側圧力を確認し、低下している蒸気発生器があれば、当該蒸気発生器を隔離する。

５．中性子源領域起動率が零、又は負、及びＰ－６以上で中間領域起動率が－0.2DPM以下を確認できなければ、「順序１」に戻る。

安全機能ベース運転操作基準

２．炉心冷却の維持

① 目　的

・炉心の冷却が不適切な場合、炉心冷却機能の回復を図るための適切な運転操作を行い、炉心冷却を維持する。

② 導入条件	④ 脱出条件
・ 炉心出口温度が１次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上又は、安全注入動作を伴う１次冷却材喪失事象時に全ての高圧注入流量が確認できない場合	・炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下で少なくとも１系統の高圧注入系又は低圧注入系による注入がなされていること
・１次冷却系が飽和状態又は過熱状態	・炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度未満

③ 主な監視操作内容

【炉心出口温度が１次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上の場合】

１．少なくとも１系統の非常用炉心冷却系による注入を確認する。
　・非常用炉心冷却系により注入されていない場合は、非常用炉心冷却系の回復を図る。
　・非常用炉心冷却系による注入ができなければ、【非常用炉心冷却系の確立ができない場合】へ移行する。
２．蒸気発生器へ給水されていることを確認する。
　・蒸気発生器へ給水されていない場合は、給水の回復を図る。
３．主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。
４．炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下であることが確認できなければ、「順序２」に戻る。

【非常用炉心冷却系の確立ができない場合】

１．充てん系による注入を試みる。
２．蒸気発生器へ給水されていることを確認する。
　・給水されていない場合は、給水の回復を図る。
　・給水の回復ができず、蓄圧注入系、低圧注入系による注入が可能であれば、加圧器逃がし弁の強制開により１次冷却系を減圧し、蓄圧注入系、低圧注入系による注入を行う。
３．主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。
４．炉心出口温度が飽和温度以下、及び少なくとも１系統の高圧注入系又は低圧注入系による注入が確認できなければ、「順序２」に戻る。

【１次冷却系が飽和状態又は過熱状態となった場合】

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

安全機能ベース運転操作基準

３．蒸気発生器除熱機能の維持

① 目　的

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

② 導入条件

・全蒸気発生器狭域水位が下端以下及び補助給水流量が電動補助給水ポンプ１台分の給水流量未満

・いずれかの蒸気発生器圧力が主蒸気安全弁作動設定値圧力以上で上昇継続

④ 脱出条件

・１次冷却材圧力が健全蒸気発生器圧力より低い場合

又は

・余熱除去系による除熱ができる場合

又は

・補助給水流量が電動補助給水ポンプ１台分の給水流量以上、又はいずれかの蒸気発生器狭域水位が下端以上

③ 主な監視操作内容

蒸気発生器蒸気放出経路の確保

１．主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁による蒸気放出経路の回復を図る。

蒸気発生器給水の確保

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

１次系フィードアンドブリード運転

１．非常用炉心冷却系作動信号を手動にて発信させる。

２．加圧器逃がし弁を強制開とし１次系フィードアンドブリード運転を開始する。

１次系フィードアンドブリード停止

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

２．蒸気発生器２次側による１次冷却系の冷却後、余熱除去系統による冷却を行う。
・余熱除去系統が使用出来ない場合は、蒸気発生器２次側による１次冷却系の冷却を行う。

表－13

安全機能ベース運転操作基準

４．原子炉格納容器健全性の確保

① 目　的

・原子炉格納容器圧力上昇により、原子炉格納容器の健全性が脅かされる可能性がある場合、原子炉格納容器圧力上昇を減少させるための適切な運転操作を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。

② 導入条件	④ 脱出条件
・原子炉格納容器圧力が、原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上及び原子炉格納容器スプレイ系不作動	・原子炉格納容器スプレイ系が作動し、原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器最高使用圧力以下となった場合

③ 主な監視操作内容

１．格納容器隔離信号により、自動作動する弁及びダンパが正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。

２．１系統以上の原子炉格納容器スプレイ系の起動を試みる。

３．２次冷却材喪失事象の場合は、破損蒸気発生器の隔離を行う。

４．原子炉格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。

５．原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却を行う。

６．原子炉格納容器スプレイ系が１系統以上作動し、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以下へ低下することが確認できなければ、「順序２」に戻る。

表－14

安全機能ベース運転操作基準

５．放射能放出防止

① 目　的

・原子炉格納容器から環境に放射性物質が放出される可能性がある場合、原子炉格納容器内放射能レベル低減のための適切な運転操作を行い、放射性物質放出を防止する。

② 導入条件	④ 脱出条件
・原子炉格納容器内高レンジエリアモニタ指示値が１×10^{3}ｍＳｖ／ｈ以上及び原子炉格納容器スプレイ系不作動	・原子炉格納容器スプレイ系作動

③ 主な監視操作内容

１．格納容器隔離信号を手動で発信する。

２．格納容器隔離信号により自動作動する弁及びダンパが正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。

３．原子炉格納容器内放射線レベルが、１×10^{4}ｍＳｖ／ｈに達すれば非常用炉心冷却系作動信号、原子炉格納容器スプレイ系作動信号を手動で発信し、原子炉格納容器スプレイ系を起動する。

表－15

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

参考

	１号炉及び２号炉
再循環切替水位	燃料取替用水タンク水位計 計器スパンの 16％
燃料取替用水タンク水位異常低	燃料取替用水タンク水位計 計器スパンの３％
補助給水系代替水源切替水位	復水タンク水位計 計器スパンの５％
加圧器水位低抽出水隔離弁閉設定値	加圧器水位計 計器スパンの 17％

添付２　火災、内部溢水、火山現象、自然災害、有毒ガス対応及び火山活動のモニタリング等に係る実施基準

火災、内部溢水、火山現象、自然災害、有毒ガス対応及び火山活動のモニタリング等に係る実施基準

本「実施基準」は、火災、内部溢水、火山影響等発生時、その他自然災害が発生した場合及び有毒ガスを確認した場合に対処しうる体制を維持管理していくための実施内容、並びに火山活動のモニタリング等の活動を行うために必要な体制を維持管理していくための実施内容について定める。

1　火　　災

防災管理グループ長は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の1.1項から1.5項を含む火災防護計画を策定し、所長の承認を得る。また、防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、火災防護計画に基づき、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。

1.1　専用回線を使用した通報設備の設置

防災管理グループ長は、中央制御室から消防機関へ通報するための専用回線を使用した通報設備を設置する。

1.2　要員の配置

(1) 防災管理グループ長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。

(2) 防災管理グループ長は、原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、第119条に定める必要な要員を配置する。

(3) 防災管理グループ長は、上記体制以外の通常時及び火災発生時における火災防護対策を実施するための要員を以下のとおり配置する。

ア　火災予防活動に関する要員

防火管理者及び防災管理者を中心に、各建屋、階及び部屋等を単位として、火元責任者を置く。

イ　初期消火活動要員

通報連絡者、運転員、特重施設要員及び専属消防隊による初期消火活動要員として、10名以上を発電所に常駐させる。

ウ　自衛消防隊

(ｱ)　火災による人的又は物的な被害を最小限にとどめるため、所長を本部長とする自衛消防隊を設置する。

(ｲ)　自衛消防隊は、９つの班で構成され、各班には、責任者である班長（管理職）を配置するとともに、自衛消防隊を統括する統括管理者を置く。

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

1.3　教育訓練の実施

(1) 防災管理グループ長及び運転管理グループ長は、火災防護の対応に関する以下の教育訓練を定期的に実施する。

ア　火災防護教育

(ｱ)　防災管理グループ長は、全所員に対して、以下の教育訓練を実施する。また、専属消防隊に対して、以下の教育訓練が実施されていることを確認する。

a　原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される安全機能を有する構築物、系統及び機器の機能を火災から防護することを目的として、火災から防護すべき機器等の火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した教育訓練

b　原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される重大事故等対処施設の機能を火災から防護することを目的として、火災から防護すべき機器等の火災の発生防止並びに火災の早期感知及び消火のそれぞれを考慮した教育訓練

c　原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される安全機能を有する構築物、系統及び機器の機能を火災から防護することを目的とした可燃物の持ち込み管理についての教育訓練

d　安全施設を外部火災から防護するために必要な以下の教育訓練

(a)　外部火災発生時の初期消火活動に関する教育訓練

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

(c)　森林火災から外部火災防護施設を防護するための防火帯の設定に係る教育訓練

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

e　特重施設を外部火災から防護するために必要な以下の教育訓練

外部火災によるばい煙発生時及び有毒ガス発生時における外気取入ダンパの閉止及び換気空調系の停止により、建屋内へのばい煙及び有毒ガスの侵入を防止することについての教育訓練

f　火災が発生した場合の初期消火活動及び内部溢水を考慮した消火活動に関する教育訓練

イ　初期消火活動要員による総合訓練

防災管理グループ長は、通報連絡者、運転員及び特重施設要員に対して、初期消火活動等を確認する総合的な教育訓練を実施する。また、専属消防隊に対して、同内容の教育訓練が実施されていることを確認する。

ウ　消防訓練（防火対応）

防災管理グループ長は、全所員に対して、火災が発生した場合における一連の自衛消防活動を確認する教育訓練を実施する。また、専属消防隊に対して、同内容の教育訓練が実施されていることを確認する。

エ　運転員及び特重施設要員に対する訓練

運転管理グループ長は、運転員及び特重施設要員に対して、火災発生時の運転操作等の教育訓練を実施する。

1.4　資機材の配備

(1) 防災管理グループ長は、化学消防自動車、泡消火薬剤等の消火活動のために必要な資機材を配備する。

(2) 防災管理グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長及び運転管理グループ長は、火災防護対策のために必要な資機材を配備する。

1.5　手順書の整備

(1) 防災管理グループ長は、原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するため、以下の項目を含む火災防護計画を策定し、所長の承認を得る。

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

イ　原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域及び火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の３つの深層防護の概念に基づく火災防護対策

ウ　重大事故等対処施設を設置する火災区域及び火災区画を考慮した火災の発生防止並びに火災の早期感知及び消火の２つの深層防護の概念に基づく火災防護対策

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

オ　安全施設及び特重施設を外部火災から防護するための運用等

(2) 防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び建築グループ長は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを規定文書に定める。

ア　初期消火活動

各グループ長は、火災発生現場の確認及び中央制御室への連絡並びに消火器、消火栓等を用いた初期消火活動を実施する。

イ　消火設備故障時の対応

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

ウ　消火設備のうち、自動消火設備を設置する火災区域又は火災区画における火災発生時の対応

(ｱ)　当直課長は、火災感知器が作動した場合、火災区域又は火災区画からの退避警報及び自動消火設備の作動状況の確認を実施する。

(ｲ)　当直課長は、自動消火設備の作動後の消火状況の確認及びプラント運転状況の確認等を実施する。

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

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

(ｲ)　当直課長は、消火が困難な場合、職員の退避確認後に固定式消火設備を手動操作により作動させ、その作動状況、消火状況及びプラント運転状況の確認等を実施する。

オ　原子炉格納容器内における火災発生時の対応

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

(ｲ)　当直課長は、広範囲な火災又は原子炉格納容器内へ進入できないと判断した場合、プラントを停止するとともに、原子炉格納容器スプレイ設備を使用した消火活動、消火状況の確認、プラント運転状況の確認及び必要な運転操作を実施する。

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

(ｱ)　当直課長は、高感度煙感知器により火災を検知し、火災を確認した場合、常駐する運転員による二酸化炭素消火器を用いた初期消火活動及びプラント運転状態の確認等を実施する。

(ｲ)　当直課長及び機械保修グループ長は、煙の充満により運転操作に支障がある場合、火災発生時の煙を排気するための排煙設備を起動する。

キ　水素濃度検知器が設置される火災区域又は火災区画における水素濃度上昇時の対応

当直課長は、換気設備の運転状態の確認及び換気設備の追加起動等を実施する。

ク　火災発生時の煙の充満により消火活動に支障を生じた際のポンプ室の消火活動

当直課長及び機械保修グループ長は、火災発生時の煙の充満によりポンプ室の消火活動に支障がある場合は、煙を排気できる可搬式の排風機を準備し、起動する。

ケ　屋外消火配管の凍結防止対策の対応

当直課長は、外気温度が０℃まで低下した場合、屋外の消火設備の凍結を防止するために消火栓及び消火配管のブロー弁を微開する。

コ　防火帯の維持・管理

防災管理グループ長及び土木グループ長は、防火帯の維持・管理を実施する。

サ　外部火災によるばい煙発生時の対応

当直課長は、ばい煙発生時、外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止又は中央制御室及び安全補機開閉器室の閉回路循環運転による建屋内へのばい煙の侵入の防止を実施する。

防災管理グループ長は、ばい煙発生時、換気空調系の停止による緊急時対策所（緊急時対策棟内）内へのばい煙の侵入の防止を実施する。

シ　外部火災による有毒ガス発生時の対応

当直課長は、有毒ガス発生時、外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止又は中央制御室及び安全補機開閉器室の閉回路循環運転による建屋内への有毒ガスの侵入の防止を実施する。

防災管理グループ長は、有毒ガス発生時、換気空調系の停止による緊急時対策所（緊急時対策棟内）内への有毒ガスの侵入の防止を実施する。

ス　火災予防活動（巡視点検）

各グループ長（保安統括グループ長、品質保証グループ長、リスク管理グループ長、総務グループ長、防護管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び教育訓練グループ長を除く。）は、巡視点検により、火災発生の有無の確認を実施する。

セ　火災予防活動（可燃物管理）

(ｱ)　防災管理グループ長は、原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画については、当該施設を火災から防護するため、恒設機器及び点検等に使用する可燃物（資機材）の総発熱量が、制限発熱量を超えない管理（持込みと保管）を実施する。

(ｲ)　防災管理グループ長は、ケーブルトレイを除く電線管等に敷設する火災防護対象ケーブル（電気盤及び制御盤を除く。）（以下「火災防護対象ケーブル」という。）について、火災源に対する対策を考慮した系統分離対策に係る運用を行う場合※、互いに相違する系列の火災防護対象ケーブルのいずれか一方の火災防護対象ケーブルから水平距離６ｍの範囲内は、可燃性物質を原則持ち込まない運用として、原子炉容器に燃料が装荷されている期間は、当該範囲内に原子炉の安全確保等に必要な資機材以外の可燃性物質を持ち込まない管理を実施する。

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

また、各グループ長（当直課長を除く。）は、火災防護対象ケーブルを敷設する火災区域又は火災区画のうち火災防護対象ケーブルから水平距離６ｍの範囲外は、当該場所で発生する火災が当該火災防護対象ケーブルに影響を及ぼさないように、早期に火災を感知し消火するための措置として、監視人の配置及び消火設備の配備等を実施する。

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

(ｳ)　防災管理グループ長は、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域については、当該施設を火災から防護するため、可燃物を置かない管理を実施する。

ソ　火災予防活動（火気作業等の管理）

各グループ長は、火災区域又は火災区画において、溶接等の火気作業を実施する場合、火気作業前に計画を策定するとともに、火気作業時の養生、消火器等の配備、監視人の配置等を実施する。

タ　延焼防止

防災管理グループ長は、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域では、周辺施設及び植生との離隔を確保し、火災区域内及び火災区域の周辺の植生区域については除草等の管理を実施し、延焼防止を図る。

チ　火災鎮火後の原子炉施設への影響確認

各グループ長（保安統括グループ長、品質保証グループ長、リスク管理グループ長、総務グループ長、防護管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び教育訓練グループ長を除

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

ツ　地震発生時における火災発生の有無の確認

各グループ長（保安統括グループ長、品質保証グループ長、リスク管理グループ長、総務グループ長、防護管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び教育訓練グループ長を除く。）は、最寄りの気象庁震度観測点において震度５弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、原子炉施設の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。

テ　施設管理、点検

防災管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、運転管理グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、火災防護に必要な設備の要求される機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

ト　火災影響評価条件の変更の要否確認

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

(ｲ)　防災管理グループ長は、評価条件を定期的に確認し、評価結果に影響を及ぼす可能性がある場合は、発電所敷地内外で発生する火災が安全施設へ影響を与えないこと及び火災の二次的影響に対する適切な防護対策が施されていることを確認するために、外部火災影響評価の再評価を実施する。

1.6　定期的な評価

(1) 防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、1.1 項から 1.5 項の活動の実施結果について、防災管理グループ長に報告する。

(2) 防災管理グループ長は、1.1 項から 1.5 項の活動の実施結果を取りまとめ、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、火災防護計画の見直しを行う。

1.7　原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長、建築グループ長及び当直課長は、火災の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者及び関係グループ長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

2　内部溢水

防災管理グループ長は、内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の2.1項から2.4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、計画に基づき、内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。

2.1　要員の配置

(1) 防災管理グループ長は、原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、第119条に定める必要な要員を配置する。

2.2　教育訓練の実施

(1) 防災管理グループ長は、全所員に対して、内部溢水全般（評価内容、溢水経路、防護すべき設備、水密扉、堰等の設置の考え方等）の運用管理に関する教育訓練を定期的に実施する。

(2) 防災管理グループ長は、全所員に対して、火災が発生した場合の初期消火及び放水時の注意事項に関する教育訓練を定期的に実施する。また、専属消防隊に対して、同内容の教育訓練が実施されていることを定期的に確認する。

(3) 運転管理グループ長は、運転員及び特重施設要員に対して、内部溢水発生時の運転操作等に関する教育訓練を定期的に実施する。

2.3　資機材の配備

(1) 防災管理グループ長及び機械保修グループ長は、内部溢水発生時に使用する資機材を配備する。

2.4　手順書の整備

(1) 防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び建築グループ長は、内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを規定文書に定める。

ア　内部溢水発生時の措置

当直課長は、配管の想定破損による溢水が発生した場合、基準地震動による地震力により耐震Ｂ、Ｃクラスの機器が破損し溢水が発生した場合及びその他の溢水が発生した場合の措置を行う。

イ　消火水放水時における注意喚起

防災管理グループ長は、機能喪失高さが低い防護すべき設備について、消火水放水時における注意喚起をするため、機能喪失高さ及び注意事項の表示を行う。

ウ　運転時間実績管理

技術運営グループ長は、運転実績（高エネルギ配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の２％又はプラント運転期間の１％より小さい）により低エネルギ配管と

している系統についての運転時間実績管理を行う。

エ　水密扉の閉止状態の管理

当直課長は、中央制御室及び[redacted]において水密扉監視設備の警報監視により、水密扉の閉止状態の確認を行う。また、各グループ長は、水密扉開放後の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。

オ　内部溢水発生時の原子炉施設への影響確認

各グループ長（保安統括グループ長、品質保証グループ長、リスク管理グループ長、総務グループ長、防護管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び教育訓練グループ長を除く。）は、原子炉施設に内部溢水が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。

カ　施設管理、点検

(ｱ)　機械保修グループ長、電気計装保修グループ長及び運転管理グループ長は、火災時に消火水を放水した場合、消火水による防護すべき設備の要求される機能への影響の有無を確認するために、放水後に適切な点検を行う。

(ｲ)　機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長は、防護すべき設備が蒸気環境に曝された場合、防護すべき設備の要求される機能を維持するために、適切な点検を行う。

(ｳ)　機械保修グループ長は、海水ポンプエリア内で溢水が発生した場合に、排水を期待する床ドレンが閉塞しないように、日常点検又は定期点検を行う。

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

(ｵ)　経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、浸水防護施設及び防護すべき設備の要求される機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

キ　溢水評価条件の変更の要否確認

防災管理グループ長は、設備改造や資機材の持込みにより評価条件に見直しがある場合、都度、溢水評価への影響確認を行う。

2.5　定期的な評価

(1) 防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、2.1項から2.4項の活動の実施結果について、防災管理グループ長に報告する。

(2) 防災管理グループ長は、2.1項から2.4項の活動の実施結果を取りまとめ、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。

2.6　原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長、建築グループ長及び当直課長は、内部溢水の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判

断した場合は、所長、原子炉主任技術者及び関係グループ長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

3　火山影響等発生時、降雪

防災管理グループ長は、火山影響等及び降雪発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の3.1項から3.4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、計画に基づき、火山影響等及び降雪発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。

3.1 要員の配置

(1) 防災管理グループ長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。

(2) 防災管理グループ長は、原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、第119条に定める必要な要員を配置する。

また、休日、時間外（夜間）に発生した場合に備え、第12条に定める必要な要員を配置する。

ア　要員の非常召集

所長（原子力防災管理者）は、降灰予報等により発電所への多量の降灰が予想され、原子力災害が発生するおそれがある場合、緊急時体制を発令し、第119条に定める要員を非常召集するとともに、自らを本部長とする緊急時対策本部を設置する。

なお、休日、時間外（夜間）においては、緊急時対策本部要員（指揮者等）は、第12条に定める緊急時対策本部要員（４名）及び重大事故等対策要員（36名）を非常召集し、緊急時対策本部要員の全体指揮者は、緊急時対策本部要員を発電所へ非常召集する。

3.2 教育訓練の実施

(1) 防災管理グループ長は、全所員に対して、火山影響等発生時及び積雪に対する運用管理に関する教育訓練を定期的に実施する。

(2) 運転管理グループ長は、運転員及び特重施設要員に対して、火山影響等発生時の運転操作等に関する教育訓練を定期的に実施する。

(3) 経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、各グループ員に対して、火山影響等発生時及び積雪に対する運用管理に関する教育訓練を定期的に実施する。

(4) 経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、各グループ員に対して、火山影響等発生時及び積雪より防護すべき施設の施設管理、点検に関する教育訓練を定期的に実施する。

(5) 防災管理グループ長及び運転管理グループ長は、第12条に定める緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員及び当直員に対して、火山影響等発生時における対応要員の役割に応じた教育訓練を定期的に実施する。

3.3 資機材の配備

(1) 防災管理グループ長及び運転管理グループ長は、降下火砕物の除去等の屋外作業時に使用する道具や防護具等を配備する。

(2) 機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長は、火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要なディーゼル発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプ用の着脱可能なフィルタ（500 メッシュ）その他の資機材並びに通信連絡設備の確保に必要な資機材を配備する。

(3) 防災管理グループ長は、緊急時対策所の居住性確保に必要な資機材を配備する。

3.4 手順書の整備

(1) 防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び建築グループ長は、火山影響等及び降雪発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを規定文書に定める。

ア　アクセスルート確保

機械保修グループ長は、降灰状況を踏まえ、タンクローリによる燃料供給に必要な発電所内のアクセスルートの降下火砕物の除去を実施する。

イ　降下火砕物の侵入防止

当直課長は、外気取入口に設置している平型フィルタ等の差圧監視、外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止又は中央制御室及び安全補機開閉器室の閉回路循環運転による建屋内への降下火砕物の侵入防止を実施する。

防災管理グループ長は、換気空調系の停止による緊急時対策所（緊急時対策棟内）内への降下火砕物の侵入防止を実施する。

ウ　降下火砕物及び積雪の除去作業

(ｱ)　機械保修グループ長、電気計装保修グループ長及び当直課長は、降灰時又は降灰後、施設の機能に影響が及ばないよう、換気空調設備のフィルタの取替・清掃作業、水循環系のストレーナ清掃作業、碍子及びガス絶縁開閉装置の絶縁部の洗浄作業を実施する。

(ｲ)　機械保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、降灰時、海水ポンプ、復水タンク、燃料取替用水タンク、２次系純水タンク、補助ボイラ燃料タンク、海水ストレーナ及び降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋における降下火砕物の堆積量が15cmにならないよう除去するとともに、降灰後は、長期的な堆積により施設に悪影響を及ぼさないよう適宜除去する。なお、降灰予報等により発電所への多量の降灰が予想され、緊急時体制を発令し、緊急時対策本部が設置された場合は、緊急時対策本部にて実施する。

また、上記以外の屋外に設置されている重大事故等対処設備に対する降下火砕物及び積雪の除去作業については、降灰及び降雪状況を踏まえ、設備に悪影響を及ぼさないよう適宜実施する。

エ　ディーゼル発電機の機能を維持するための対策

緊急時対策本部は、ディーゼル発電機の機能を維持するため、火山影響等発生時はディーゼル発電機吸気フィルタの閉塞防止措置を講じ、火山影響等発生時においてディーゼル発電機を運転する場合は、適宜、吸気フィルタの交換、清掃を実施する。

(ｱ)　ディーゼル発電機へのフィルタコンテナ接続

緊急時対策本部は、火山影響等発生時においてディーゼル発電機吸気フィルタの閉塞を防止するため、フィルタの取替・清掃が容易なフィルタコンテナを吸気フィルタへ接続する。

a　手順着手の判断基準

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

なお、その後降灰予報が発表され、発電所への降灰が「多量」未満となった場合は、体制を解除する。

(ｲ)　ディーゼル発電機による給電

当直課長は、火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、原子炉を停止した場合は、炉心崩壊熱の除去を維持継続する必要があるため、ディーゼル発電機から給電を行う。

a　手順着手の判断基準

火山影響等発生時において外部電源喪失が発生した場合。

(ｳ)　蒸気発生器２次側及び余熱除去系を用いた炉心冷却

当直課長は、火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、原子炉を停止した場合は、炉心崩壊熱の除去を維持継続する必要があるため、ディーゼル発電機からの給電により蒸気発生器２次側及び余熱除去系による炉心冷却を行う。

a　手順着手の判断基準

火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、ディーゼル発電機による給電を開始した場合。

(ｴ)　ディーゼル発電機フィルタコンテナのフィルタ取替・清掃

緊急時対策本部は、火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、ディーゼル発電機が起動した場合において、吸気フィルタの閉塞を防止するため、フィルタの取替・清掃を行う。

a　手順着手の判断基準

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

オ　タービン動補助給水ポンプを用いた炉心を冷却するための対策

当直課長は、火山影響等発生時において外部電源喪失及びディーゼル発電機が機能喪失した場合は、タービン動補助給水ポンプを使用し蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

(ｱ)　タービン動補助給水ポンプを用いた炉心冷却

当直課長は、火山影響等発生時において、外部電源喪失及びディーゼル発電機が機能喪失した場合は、タービン動補助給水ポンプを用いた蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

a　手順着手の判断基準

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

カ　可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた炉心の著しい損傷防止及び同ポンプの機能を維持するための対策

当直課長及び緊急時対策本部は、火山影響等発生時においてディーゼル発電機及びタービン動補助給水ポンプが機能喪失した場合は、炉心の著しい損傷を防止するため可搬型ディーゼル注入ポンプを使用し蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

また、緊急時対策本部は、可搬型ディーゼル注入ポンプ吸気フィルタの閉塞防止措置を講じ、可搬型ディーゼル注入ポンプ運転時は、適宜、吸気フィルタの取替・清掃を実施する。

(ｱ)　可搬型ディーゼル注入ポンプの移動及びフィルタコンテナ接続

緊急時対策本部は、火山影響等発生時において可搬型ディーゼル注入ポンプの機能を維持するための対策として、可搬型ディーゼル注入ポンプの移動及びフィルタの取替・清掃が容易なフィルタコンテナを吸気口へ接続する。

a　手順着手の判断基準

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

なお、その後降灰予報が発表され、発電所への降灰が「多量」未満となった場合は、体制を解除する。

(ｲ)　可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた炉心冷却

当直課長は、火山影響等発生時において、全交流動力電源喪失となり蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う際に、タービン動補助給水ポンプによる給水ができない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

a　手順着手の判断基準

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

(ｳ)　可搬型ディーゼル注入ポンプフィルタコンテナのフィルタ取替・清掃

緊急時対策本部は、火山影響等発生時において全交流動力電源喪失となりタービン動補助給水ポンプによる給水ができず可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する場合において、可搬型ディーゼル注入ポンプの吸気フィルタの閉塞を防止するため、フィルタの取替・清掃を行う。

a　手順着手の判断基準

火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、ディーゼル発電機２台がともに機能喪失し、かつタービン動補助給水ポンプによる給水ができず可搬型ディーゼル注入ポンプを起動した場合。

キ　緊急時対策所の居住性確保に関する対策

緊急時対策本部は、火山影響等発生時において、必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するため、換気空調系の停止及び居住性確保に必要な扉の開放を確認することにより緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性を確保する。換気空調系停止中は、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を監視する。

(ｱ)　手順着手の判断基準

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

なお、その後降灰予報が発表され、発電所への降灰が「多量」未満となった場合は、体制を解除する。

ク　通信連絡設備に関する対策

緊急時対策本部は、火山影響等発生時において、通信連絡手段を確保するため、通信連絡設備のうち、降下火砕物の影響を受けない有線系の設備を複数手段確保する。

通信連絡設備は、ディーゼル発電機の機能が喪失した場合、可搬型発電機（以下「通信連絡設備用発電機」という。）より給電する。

火山影響等発生時において通信連絡設備用発電機吸気フィルタの閉塞を防止するため、フィルタの取替・清掃が容易なフィルタコンテナ（ディーゼル発電機用のものを兼用）を吸気口へ接続する。

通信連絡設備用発電機の機能が喪失した場合には、火山影響等発生時の手順において最低限必要となる発電所内の通信連絡機能を確保するため、乾電池で使用可能な携帯型有線通話装置を使用する。

(ｱ)　手順着手の判断基準

a　通信連絡設備用発電機による給電準備

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

なお、その後降灰予報が発表され、発電所への降灰が「多量」未満となった場合は、体制を解除する。

b　通信連絡設備用発電機による給電開始

火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、１号炉及び２号炉のディーゼル発電機全台が機能喪失した場合。

火山影響等発生時の対策における主な作業

作業手順No	対応手段		要員	要員数	想定時間
1	ディーゼル発電機へのフィルタコンテナ接続		保修対応要員	4	1時間10分
2	ディーゼル発電機フィルタコンテナのフィルタ取替・清掃		保修対応要員	4	2時間 （1交換サイクル当たり）
			運転員等（現場）	4	
3	可搬型ディーゼル注入ポンプの移動及びフィルタコンテナ接続		保修対応要員	10	2時間33分
4	可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた炉心冷却における水源切り替え	系統構成（逆止弁の弁体取り外し前）	運転員等（現場）	2	1時間
		逆止弁の弁体取り外し	保修対応要員	2	2時間
		系統構成（逆止弁の弁体取り外し後）	運転員等（現場）	2	30分
5	可搬型ディーゼル注入ポンプフィルタコンテナのフィルタ取替・清掃		保修対応要員	4	1時間 （1交換サイクル当たり）
6	通信連絡設備用発電機による給電準備		保修対応要員	4	1時間40分
7	通信連絡設備用発電機による給電開始	通信連絡設備用発電機ケーブル接続等	保修対応要員	4	1時間
		系統構成	運転員等（現場）	1	50分
8	可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給作業		保修対応要員	4	2時間
9	通信連絡設備用発電機の燃料油補給作業		保修対応要員	2	7時間

ケ　噴火発生時の原子炉施設への影響確認

各グループ長（保安統括グループ長、品質保証グループ長、リスク管理グループ長、総務グループ長、防護管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び教育訓練グループ長を除く。）は、原子炉施設に10cmを超える降下火砕物が確認された場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。

コ　施設管理、点検

経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、火山事象より防護すべき施設の要求される機能を維持するため、降灰後における降下火砕物による静的荷重、腐食、磨耗等の影響について、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

3.5 定期的な評価

(1) 防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、3.1項から3.4項の活動の実施結果について、防災管理グループ長に報告する。

(2) 防災管理グループ長は、3.1項から3.4項の活動の実施結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。

3.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長、建築グループ長及び当直課長は、火山影響等発生時及び降雪の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者及び関係グループ長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

(1) 火山影響等発生時における原子炉停止の判断基準

ア 外部電源が第71条の運転上の制限を逸脱し、完了時間内に措置を講じることができない場合

イ 原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があり、プラントの運転を継続できないと判断した場合

(ｱ) 降灰予報等を用いた手順着手の判断基準に基づき対応に着手し、かつ、第71条に定める外部電源３回線のうち、１回線が動作不能となり、動作可能な外部電源が２回線となった場合（送電線の点検時を含む。）又は全ての外部電源が他の回線に対し独立性を有していない場合

3.7 その他関連する活動

(1) 原子力管理部長は、以下の活動を実施することを規定文書に定める。

ア 新たな知見の収集、反映

原子力管理部長は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合の火山事象の評価を行い、必要な事項を適切に反映する。

4　地　　震

防災管理グループ長は、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の4.1項から4.4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、計画に基づき、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。

4.1　要員の配置

(1) 防災管理グループ長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。

(2) 防災管理グループ長は、原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、第119条に定める必要な要員を配置する。

4.2　教育訓練の実施

(1) 防災管理グループ長は、全所員に対して、地震発生時の運用管理に関する教育訓練を定期的に実施する。

(2) 運転管理グループ長は、運転員及び特重施設要員に対して、地震発生時の運転操作等に関する教育訓練を定期的に実施する。

4.3　資機材の配備

(1) 運転管理グループ長は、地震発生時に使用する資機材を配備する。

4.4　手順書の整備

(1) 防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び建築グループ長は、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを規定文書に定める。

ア　波及的影響防止

(ｱ)　防災管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、波及的影響を防止するよう現場を維持するため、機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。

(ｲ)　防災管理グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、機器・配管等の設置及び点検資材等の仮設・仮置時における、耐震重要施設（耐震Ｓクラス施設）及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備を含む。）、特重施設、特重施設を津波から防護するための津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物（以下「耐震重要

施設等」という。）に対する下位クラス施設※1の波及的影響（４つの観点※2及び溢水・火災の観点）を防止する。

※１：耐震Ｂクラス及びＣクラス施設に加え、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備を含む。）、可搬型重大事故等対処設備、並びに常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設を考慮する。

※２：４つの観点とは、以下をいう。

a　設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響

b　耐震重要施設等と下位クラス施設との接続部における相互影響

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

d　建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設等への影響

イ　設備の保管

(ｱ)　防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長及び運転管理グループ長は、可搬型重大事故等対処設備について、地震による周辺斜面の崩壊、溢水・火災等の影響により重大事故等に対処するために必要な機能を喪失しないよう、固縛措置、分散配置、転倒防止対策等による適切な保管がなされていることを確認する。

(ｲ)　機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長は、可搬型重大事故等対処設備等のうち、屋外の車両型設備、転倒防止フレーム型設備及び可搬型電動ポンプ用発電機について、離隔距離を基に必要な設備間隔を定め適切な保管がなされていることを確認する。

ウ　地震発生時の原子炉施設への影響確認

各グループ長（保安統括グループ長、品質保証グループ長、リスク管理グループ長、総務グループ長、防護管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び教育訓練グループ長を除く。）は、最寄りの気象庁震度観測点において震度５弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、以下の対応を行うとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。

(ｱ)　各グループ長（保安統括グループ長、品質保証グループ長、リスク管理グループ長、総務グループ長、防護管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び教育訓練グループ長を除く。）は、原子炉施設の損傷の有無を確認する。

(ｲ)　技術運営グループ長は、使用済燃料ピットにおいて、水面の清浄度及び異物の混入がないこと等を確認する。

4.5　定期的な評価

(1) 防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、4.1 項から 4.4 項の活動の実施結果について、防災管理グループ長に報告する。

(2) 防災管理グループ長は、4.1項から4.4項の活動の実施結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。

4.6　原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長、建築グループ長及び当直課長は、地震の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者及び関係グループ長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

4.7　その他関連する活動

(1) 原子力管理部長、原子力建設部長及び原子力土木建築部長は、以下の活動を実施することを規定文書に定める。

ア　新たな知見の収集、反映

原子力管理部長は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合の基準地震動の評価を行い、必要な事項を適切に反映する。

イ　波及的影響防止

原子力建設部長は、4つの観点以外の新たな波及的影響の観点の抽出を実施する。

ウ　地震観測及び影響確認

(ｱ)　原子力土木建築部長は、原子炉施設のうち安全上特に重要なものに対して、地震観測等により振動性状の把握及び施設の機能に支障のないことの確認を行うとともに、適切な観測を継続的に実施するために、必要に応じ、地震観測網の拡充を計画する。

(ｲ)　原子力管理部長は、原子炉施設のうち安全上特に重要なものに対する振動性状の確認結果を受けて、その結果をもとに施設の機能に支障のないことを確認する。

5　津　　波

防災管理グループ長は、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の5.1項から5.4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、計画に基づき、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。

5.1　要員の配置

(1) 防災管理グループ長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。

(2) 防災管理グループ長は、原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、第119条に定める必要な要員を配置する。

5.2　教育訓練の実施

(1) 防災管理グループ長は、全所員に対して、津波防護の運用管理に関する教育訓練を定期的に実施する。

(2) 運転管理グループ長は、運転員に対して、津波発生時の運転操作等に関する教育訓練を定期的に実施する。

(3) 経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、各グループ員に対して、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び津波影響軽減施設並びに特定重大事故等対処施設の設計において想定する津波による浸水に対する浸水対策設備の施設管理、点検に関する教育訓練を定期的に実施する。

5.3　資機材の配備

(1) 運転管理グループ長は、津波発生時に使用する資機材を配備する。

5.4　手順書の整備

(1) 防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び建築グループ長は、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを規定文書に定める。

ア　津波の襲来が予想される場合の対応

(ｱ)　当直課長は、発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合、原則として循環水ポンプ停止（原子炉停止）、原子炉の冷却操作を実施する。ただし、以下の場合はその限りではない。

a　大津波警報が誤報であった場合

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

(ｲ)　機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長は、燃料等輸送船に関し、津波警報等が発令された場合、荷役作業を中断し、陸側作業員及び輸送物の退避に関する措置を実施する。

(ｳ)　技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長は、緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う。

(ｴ)　当直課長は、津波監視カメラ及び取水ピット水位計による津波の襲来状況の監視を実施する。

イ　水密扉の閉止状態の管理

当直課長は、中央制御室において水密扉監視設備の警報監視により、水密扉の閉止状態の確認を行う。また、各グループ長は、水密扉開放後の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。

ウ　津波発生時の原子炉施設への影響確認

各グループ長（保安統括グループ長、品質保証グループ長、リスク管理グループ長、総務グループ長、防護管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び教育訓練グループ長を除く。）は、発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。

エ　施設管理、点検

経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び津波影響軽減施設並びに特定重大事故等対処施設の設計において想定する津波による浸水に対する浸水対策設備の要求される機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

オ　津波評価条件の変更の要否確認

(ｱ)　防災管理グループ長は、設備改造等を行う場合、都度、津波評価への影響確認を行う。

(ｲ)　防災管理グループ長は、津波評価に係る評価条件を定期的に確認する。

5.5　定期的な評価

(1) 防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、5.1 項から 5.4 項の活動の実施結果について、防災管理グループ長に報告する。

(2) 防災管理グループ長は、5.1 項から 5.4 項の活動の実施結果を取りまとめ、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。

5.6　原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長、建築グループ長及び当直課長は、津波の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者及び関係グループ長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

5.7　その他関連する活動

(1) 原子力管理部長は、以下の活動を実施することを規定文書に定める。

ア　新たな知見の収集、反映

原子力管理部長は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合の基準津波の評価を行い、必要な事項を適切に反映する。

6　竜　　巻

防災管理グループ長は、竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の6.1項から6.4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、計画に基づき、竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。

6.1　要員の配置

(1) 防災管理グループ長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。

(2) 防災管理グループ長は、原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、第119条に定める必要な要員を配置する。

6.2　教育訓練の実施

(1) 防災管理グループ長は、全所員に対して、竜巻防護の運用管理に関する教育訓練を定期的に実施する。

また、全所員に対して、竜巻発生時における車両退避等の訓練を実施する。

(2) 運転管理グループ長は、運転員に対して、竜巻発生時の運転操作等に関する教育訓練を定期的に実施する。

(3) 経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、各グループ員に対して、竜巻対策設備の施設管理、点検に関する教育訓練を定期的に実施する。

6.3　資機材の配備

(1) 機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長は、竜巻対策として固縛に使用する資機材を配備する。

6.4　手順書の整備

(1) 防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び建築グループ長は、竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを規定文書に定める。

ア　飛来物管理

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

(ｲ)　各グループ長（保安統括グループ長、品質保証グループ長、リスク管理グループ長、総務グループ長、防護管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び教育訓練グループ長を除く。）は、屋外の重大事故等対処設備等を固縛することにより、重大事故等対処設備等

の機能を損なわないよう及び他の設備に悪影響を与えないよう管理を実施する。また、各グループ長（保安統括グループ長、品質保証グループ長、リスク管理グループ長、総務グループ長、防護管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び教育訓練グループ長を除く。）は、屋外の重大事故等対処設備等の保管場所に保管する資機材等を固縛することにより、重大事故等対処設備等に波及的影響を及ぼすことがないよう管理を実施する。

(ｳ) 防災管理グループ長は、車両に関する入構管理を行う。

※１：設計飛来物である鋼製材の寸法等は、以下のとおり。

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

イ 竜巻の襲来が予想される場合の対応

(ｱ) 防災管理グループ長は、車両に関して停車している場所に応じて退避又は固縛することにより飛来物とならない管理を実施する。

(ｲ) 防災管理グループ長及び当直課長は、海水ポンプエリア及びディーゼル建屋の水密扉、屋外タンクエリアの防護扉及びタンクローリ車庫入口扉の閉止状態の確認を実施する。

(ｳ) 機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、燃料取扱作業及びクレーンの作業を中止し、ジブクレーンについては、ジブを倒伏位置でレスト台に固定する。

(ｴ) 各グループ長（保安統括グループ長、品質保証グループ長、リスク管理グループ長、総務グループ長、防護管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び教育訓練グループ長を除く。）は、車両型等の重大事故等対処設備等の地震時の横滑り等を考慮して地震後の機能を保持するものについて、通常時は拘束せず固縛し、竜巻襲来のおそれがある場合には、たるみ巻取装置により固縛のたるみを巻き取ることで拘束する。

ウ 竜巻防護ネットの取付け及び取外操作等

各グループ長は、竜巻防護ネットの取付け及び取外操作、飛来物発生防止設備の操作を実施する。

エ 代替設備又は予備品確保

機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長は、竜巻の襲来により、安全施設の構造健全性が維持できない場合には、代替設備又は予備品を確保する。

オ 施設が損傷した場合の措置

機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長は、竜巻の襲来により、安全施設に損傷を発見した場合は、速やかな補修を実施する。

カ 竜巻発生時の原子炉施設への影響確認

各グループ長（保安統括グループ長、品質保証グループ長、リスク管理グループ長、総務グループ長、防護管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び教育訓練グループ長を除く。）は、発電所敷地内に竜巻が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。

キ　施設管理、点検

(ｱ)　経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、竜巻対策設備の要求される機能を保持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

(ｲ)　電気計装保修グループ長は、たるみ巻取装置の機能が喪失した場合、速やかに機能を復帰するための補修を行う。

6.5　定期的な評価

(1) 防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、6.1 項から 6.4 項の活動の実施結果について、防災管理グループ長に報告する。

(2) 防災管理グループ長は、6.1 項から 6.4 項の活動の実施結果を取りまとめ、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。

6.6　原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長、建築グループ長及び当直課長は、竜巻の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者及び関係グループ長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

6.7　その他関連する活動

(1)　原子力管理部長は、以下の活動を実施することを規定文書に定める。

ア　新たな知見の収集、反映

原子力管理部長は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合の竜巻の評価を行い、必要な事項を適切に反映する。

7　火山活動のモニタリング等

(1) 原子力土木建築部長は、破局的噴火の可能性が十分小さいことを継続的に確認することを目的に火山活動のモニタリングを行う体制の整備として、次の 7.1 項から 7.3 項を含む計画を策定するとともに、計画に基づき、火山活動のモニタリングのための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。

(2) 原子力管理部長及び原子力技術部長は、破局的噴火への発展の可能性につながる結果が観測された場合における必要な判断・対応を行う体制の整備として、次の 7.3 項を含む計画を策定するとともに、計画に基づき、破局的噴火への発展の可能性がある場合における原子炉停止、燃料体等の搬出等のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。

7.1　要員の配置

(1) 原子力土木建築部長は、火山活動のモニタリングのための活動を行うために必要な要員を配置する。

7.2　教育訓練の実施

(1) 原子力土木建築部長は、火山活動のモニタリングのための活動を行う要員に対して、火山活動のモニタリングのための活動に関する教育訓練を定期的に実施する。

7.3　手順書の整備

(1) 原子力管理部長、原子力技術部長及び原子力土木建築部長は、火山活動のモニタリングのための活動及び破局的噴火への発展の可能性がある場合における原子炉停止、燃料体等の搬出等のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを規定文書に定める。

ア　火山活動のモニタリングのための活動

(ｱ)　原子力土木建築部長は、対象火山に対して火山活動のモニタリングを実施し、第三者の助言を得た上で、１年に１回、評価を行い、その結果を社長へ報告する。

(ｲ)　原子力土木建築部長は、対象火山に顕著な変化が生じた場合、第三者の助言を得た上で、破局的噴火への発展性の評価を行い、その結果を社長へ報告する。

(ｳ)　原子力土木建築部長は、火山活動のモニタリングのための活動を実施する。火山活動のモニタリングのための活動の手順には、以下を含める。

a　対象火山の選定

b　対象火山の状態（噴火状況や観測状況）に応じた監視レベルの設定

c　監視レベルの移行判断基準（マグマ供給率及び地殻変動）の設定

d　評価方法（手法の選択、観測・調査データの充実、信頼性の確保）

e　定期的な評価及び対応（平常時～注意時）

f　臨時の評価及び対応（警戒時～緊急時）

g　公的機関への評価結果の報告

h　新たな知見を反映した観測手法、判断基準等の見直し

イ　原子炉停止、燃料体等の搬出等の実施指示

社長は、破局的噴火への発展の可能性があると報告を受けた場合、原子力管理部長に原子炉停止、原子力技術部長に燃料体等の搬出等の実施を指示する。

ウ　原子炉停止の計画策定

(ｱ)　原子力管理部長は、破局的噴火への発展の可能性があると評価された場合における社長からの指示を受け、原子炉停止の計画を策定し、社長の承認を得た上で、原子炉停止に係る対応を所長へ指示する。原子炉停止の計画には以下を含める。

a　発電機解列日

b　原子炉停止日

c　原子炉容器からの燃料取り出し完了期限

(ｲ)　原子力管理部長は、破局的噴火への発展の可能性がある場合に備え、原子炉停止計画策定手順を定める。

エ　燃料体等の搬出等の計画策定

(ｱ)　原子力技術部長は、破局的噴火への発展の可能性があると評価された場合における社長からの指示を受け、燃料体等の搬出等の計画を策定し、社長の承認を得た上で、燃料体等の搬出等に係る対応を所長へ指示する。燃料体等の搬出等の計画には以下を含める。

a　燃料体等の搬出優先順位

b　貯蔵方法の選定・調達

c　輸送方法の選定・調達

d　体制の確立

(ｲ)　原子力技術部長は、破局的噴火への発展の可能性がある場合に備え、燃料体等の搬出等に係る以下の項目について事前に検討を行う。

a　貯蔵方法に関すること

b　輸送方法に関すること

c　体制に関すること

(ｳ)　原子力技術部長は、破局的噴火への発展の可能性がある場合に備え、燃料体等の搬出等のための計画策定手順を定める。

7.4　定期的な評価

(1) 原子力管理部長、原子力技術部長及び原子力土木建築部長は、7.1 項から 7.3 項に基づき、火山活動のモニタリングのための活動及び破局的噴火への発展の可能性がある場合における原子炉停止、燃料体等の搬出等のための活動を行うために必要な体制の整備状況について、１年に１回以上定期的に評価するとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。

7.5　その他関連する活動

(1) 技術運営グループ長、経年対策・保全グループ長及び運転管理グループ長は、以下の活動を実施することを規定文書に定める。

ア　原子炉停止及び燃料体等の搬出等の対応

(ｱ)　所長は、原子力管理部長及び原子力技術部長の指示を受け、原子炉停止及び燃料体等の搬出等の対応を技術運営グループ長、機械保修グループ長及び運転管理グループ長へ指示する。

(ｲ)　技術運営グループ長、機械保修グループ長、運転管理グループ長及び当直課長は、所長の指示を受け、原子炉停止及び燃料体等の搬出等を実施する。

8　有毒ガス

防災管理グループ長は、有毒ガス発生時における運転員、緊急時対策所で重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員及び特重施設要員の防護のための活動を行う体制の整備として、次の8.1項から8.4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、防災管理グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、計画に基づき、有毒ガス発生時における運転員、緊急時対策本部要員及び特重施設要員の防護のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。

8.1　要員の配置

(1) 防災管理グループ長及び放射線安全管理グループ長は、発電所構内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）に随行・立会する者（以下「立会人」という。）及び有毒ガスの発生を終息させるために必要な措置（以下「終息活動」という。）を行う要員等を配置する。

8.2　教育訓練の実施

(1) 放射線安全管理グループ長は、全所員に対して、有毒ガス発生時における運転員、緊急時対策本部要員及び特重施設要員の防護のための活動に係る教育訓練を定期的に実施する。

(2) 放射線安全管理グループ長は、運転員、緊急時対策本部要員、特重施設要員、立会人及び終息活動を行う要員に対して、有毒ガス発生時における防護具の着用のための教育訓練を定期的に実施する。

8.3　資機材の配備

(1) 防災管理グループ長及び放射線安全管理グループ長は、有毒ガス発生時における運転員、緊急時対策本部要員及び特重施設要員の防護のための活動を行うために必要な防護具等の資機材を配備する。

8.4　手順書の整備

(1) 防災管理グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び建築グループ長は、有毒ガス発生時における運転員、緊急時対策本部要員及び特重施設要員の防護のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを規定文書に定める。

ア　有毒ガス防護の確認に関する手順

(ｱ)　放射線安全管理グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長は、発電所敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）に対して、(ｲ)項、(ｳ)項及びウ項の実施により、運転員、緊急時対策本部要員及び特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。

(ｲ)　放射線安全管理グループ長は、発電所敷地内並びに中央制御室等から半径10km近傍に新たな有毒化学物質及び有毒化学物質の性状、貯蔵状況等の変更を確認し、固定源の見直しが

ある場合は、有毒ガスが発生した場合の吸気中の有毒ガス濃度評価を実施し、評価結果に基づき必要な有毒ガス防護を実施する。可動源の見直しがある場合は、必要な有毒ガス防護を実施する。

(ｳ) 機械保修グループ長、土木グループ長は、有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤、覆い、中和槽等（以下「防液堤等」という。）について、適切に運用管理を実施する。

イ 有毒ガス発生時の防護に関する手順

(ｱ) 防災管理グループ長、放射線安全管理グループ長及び運転管理グループ長は、可動源に対して、立会人の随行、通信連絡手段による連絡、中央制御室空調装置、緊急時対策所換気設備及び[redacted]換気設備の隔離、防護具の着用並びに終息活動等の対策を実施する。

(ｲ) 防災管理グループ長及び運転管理グループ長は、予期せぬ有毒ガスの発生に対して、防護具の着用及び防護具のバックアップ体制整備の対策を実施する。

ウ 施設管理、点検

経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減するための防液堤等は、有毒ガス影響を軽減する機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修・取替えを行う。

8.5 定期的な評価

(1) 防災管理グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、8.1項から8.4項の活動の実施結果について、防災管理グループ長に報告する。

(2) 防災管理グループ長は、8.1 項から8.4 項の活動の実施結果を取りまとめ、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直し等必要な措置を行う。

8.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長、建築グループ長及び当直課長は、有毒ガスの影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者及び関係グループ長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

添付３　重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準

重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準

本「実施基準」は、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合に対処しうる体制を維持管理していくための実施内容について定める。

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

１　重大事故等対策

(1) 社長は、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備に当たって、財産（設備等）保護よりも安全を優先することを方針として定める。

(2) 原子力管理部長は、以下に示す重大事故等発生時における原子炉主任技術者の職務等について、「発電用原子炉主任技術者の保安監督に関する基準」に定め、社長の承認を得る。

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

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

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

エ　原子炉主任技術者は、非常召集ルート圏内に原子炉ごとに各１名（計２名）を配置する。

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

(3) 防災管理グループ長は、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の1.1項及び1.2項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。

また、防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長、建築グループ長及び教育訓練グループ長は、計画に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備を実施する。

(4) 防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の1.3項及び表－１から表－19に示す「重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等」を含む手順を整備し、1.1(1)アの要員にこの手順を遵守させる。

(5) 原子力管理部長は、重大事故等発生時における本店が行う支援に関する活動を行う体制の整備として、次の1.1項及び1.2項を含む計画を策定するとともに、計画に基づき、本店が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。

1.1　体制の整備、教育訓練の実施及び資機材の配備

(1) 体制の整備

ア　防災管理グループ長は、以下に示す重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを規定文書に定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を確立する。

(ｱ)　所長は、重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速、かつ、円滑に行うため、緊急時体制を発令し、緊急時対策本部要員の非常召集、通報連絡を行い、第119条に定める原子力防災組織を設置し、発電所に自らを本部長とする緊急時対策本部の体制を整え対処する。また、事故対処に必要な場合には、あらかじめ規定文書に定めた手順等によることなく、事故収束に必要な措置を講じる。

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

また、本部長の下に副本部長を設置し、副本部長は本部長を補佐し、本部長が不在の場合は、副本部長あるいは、本部付の代行者がその職務を代行する。

(ｳ)　所長は、緊急時対策本部に重大事故等対策を実施する実施組織として、事故拡大防止に必要な運転上の措置を行う運転班（当直員を含む。）、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織として、事故拡大防止の運転措置及び保安上の技術的支援を行う運転支援班、実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織を編成し、専門性及び経験を考慮した作業班を構成する。

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

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

(ｵ)　所長は、緊急時対策本部における全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理し、１号炉及び２号炉の同時被災時は原子炉ごとの指揮者を指名する。

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

また、実施組織及び支援組織の各班には責任者である班長（グループ長）を配置し、班長が欠けた場合に備え、あらかじめ代行順位を定めた副班長（グループ長、課長又は副長）を配置する。

(ｷ)　所長は、原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合、直ちに緊急時体制を発令するとともに原子力管理部長へ報告する。

(ｸ)　実施組織である緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員を発電所構内及び近傍に常時確保し、確保した重大事故等対策要員により、重大事故等対策に対応する。

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

a　運転班は、運転員（当直員）の任務、事故拡大防止に必要な運転上の措置、原子炉施設の保安維持を行う。

b　保修班は、原子炉施設（土木建築設備を除く。）の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置並びに原子炉施設の消火活動を行う。

c　安全管理班は、発電所及びその周辺（周辺海域）における放射線量並びに放射性物質の濃度の状況把握、災害対策活動に従事する緊急時対策本部要員の被ばく管理、放射線管理上の立入制限区域の設定管理、中央制御室及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）におけるチェンジングエリア設置を行う。

d　土木建築班は、原子炉施設のうち、土木建築設備の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置を行う。

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

a　緊急時対策本部は、１号炉及び２号炉の同時被災の場合において、本部長の指示により原子炉ごとに指名した指揮者の指示のもと、原子炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する。

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

c　１号炉及び２号炉の原子炉主任技術者は、原子炉ごとの保安監督を誠実かつ、最優先に行う。

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

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

a　技術支援組織は、事故拡大防止のための運転措置の支援及び保安上の技術的支援を行う運転支援班で構成する。

b　運転支援班は、炉心損傷へ至った場合において、プラント状態の把握及び事故進展の予測、パラメータの監視、パラメータがあらかじめ定められたしきい値を超えた場合に操作を実施した場合の実効性及び悪影響の評価並びに操作の優先順位を踏まえた操作の選定を行い実施組織へ実施すべき操作の指示を行う。

c　運営支援組織は、総括班、広報班、総務班及び原子力訓練センター班で構成し、必要な役割の分担を行い実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。

d　総括班は、緊急時対策本部の運営、情報の収集、災害状況の把握、関係官庁及び関係地方公共団体への通報連絡、燃料貯蔵状況の管理並びに各班へ本部指令事項の連絡を行う。

e　広報班は、関係地方公共団体の対応、報道機関の対応及び避難者の誘導（展示館来館者）を行う。

f　総務班は、緊急時対策本部構成員の動員状況の把握、緊急時対策本部要員と資機材の輸送車手配及び運搬、防災資機材の整備、輸送及び調達、緊急医療対応、正門の出入管理並びに緊急時対策本部要員に対する食料の調達配給を行う。

g　原子力訓練センター班は、避難者の誘導（原子力訓練センター見学者）を行う。

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

(ｼ)　地震により緊急呼出システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常召集連絡ができない場合でも地震（最寄りの気象庁震度観測点において、震度５弱以上の地震）の発生により原子力防災要員が発電所に自動参集する。

(ｽ)　重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために実施組織に必要な要員として、第12条に規定する運転員、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員及び特重施設要員について、以下のとおり役割及び人数を割り当て確保する。

a　原子力防災組織の統括管理及び全体指揮を行う全体指揮者、原子炉ごとの統括管理及び原子炉ごとの指揮を行う指揮者並びに通報連絡を行う通報連絡者の緊急時対策本部要員４名、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長、号炉間連絡、運転操作助勢を行う当直主任及び運転員、運転操作対応を行う運転員の当直員12名、初動の運転対応及び保修対応を行う重大事故等対策要員（初動）20名（以下「初動対応要員」という。）、初動後の保修対応を行う重大事故等対策要員（初動後）の16名（以下「初動後対応要員」という。）の合計52名及びプラント状態に応じた特重施設要員を確保する。

b　重大事故等対策要員のうち初動対応要員は、中央制御室に参集するとともに、緊急時対策本部要員と初動後対応要員は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）に参集し、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員の任務に応じた対応を行う。

c　高線量下の対応においても、社員及び協力会社社員を含め要員を確保する。

d　特重施設要員は、運転操作指揮を行う当直課長又は当直副長と連携し、[redacted]から特重施設を用いた対応を行う。

(ｾ)　休日、時間外（夜間）を含めて必要な緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員を非常召集できるよう、定期的に召集連絡訓練を実施する。

(ｿ)　実施組織及び支援組織が実効的に活動するための以下の施設及び設備等について管理する。

a　支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するための緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む。）を備えた緊急時対策所（緊急時対策棟内）

b　実施組織が中央制御室、緊急時対策所（緊急時対策棟内）及び現場との連携を図り作業内容及び現場状況の情報共有を実施するための携帯型通話設備等

c　照明の電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施できるようヘッドライト及び懐中電灯等の照明

(ﾀ)　支援組織の役割については、以下のとおりとし、重大事故等対策を円滑に実施する。

a　発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるように衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行う。

b　原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、緊急時対策本部の総括班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、本店対策本部と緊急時対策本部間において、衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）等を使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。

c　本店対策本部との連絡を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本店原子力防災組織で構成する本店対策本部で実施し、緊急時対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行う。

イ　原子力管理部長は、以下に示す本店対策本部の役割分担及び責任者などを規定文書に定め、体制を確立する。

(ｱ)　原子力管理部長は、発電所における緊急時体制発令の報告を受けた場合、直ちに社長に報告し、社長は本店における緊急時体制を発令する。

(ｲ)　社長は、緊急時体制を発令した場合、速やかに原子力施設事態即応センターに本店対策本部を設置し、原子力災害対策活動を実施するため本店対策本部長としてその職務を行う。なお、社長が不在の場合は副社長又は執行役員がその職務を代行する。

本店対策本部は、情報の収集及び災害状況把握を行う総括班、事故拡大防止措置の支援を行う原子力技術班、外部電源や通信連絡設備に関する支援を行う復旧支援班、自治体及びプレス対応を行う広報班並びに資機材及び食料の調達運搬を行う支援班から構成する。

(ｳ)　本店対策本部長は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定している支援拠点の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を勘案した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な原子力防災要員等を派遣するとともに、災害対策支援に必要な資機材等の運搬を実施する。

(ｴ)　本店対策本部長は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織から技術的な支援が受けられる体制を整備する。

ウ　防災管理グループ長及び原子力管理部長は、重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、社内外の関係各所と連係し、適切、かつ、効果的な対応を検討できる体制を確立する。

また、機能喪失した設備の保守を実施するための放射線量低減及び放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理等の事態収束活動を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力活動体制を継続して構築する。

(2) 教育訓練の実施

ア　力量の維持向上のための教育訓練

教育訓練グループ長は、力量の維持向上のための教育訓練の実施計画を作成する。

防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、運転管理グループ長及び教育訓練グループ長は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員及び特重施設要員に対して、事象の種類及び事象の進展に応じて的確、かつ、柔軟に対処するために必要な力量の維持向上を図るため、以下の教育訓練について、規定文書に基づき実施する。

(ｱ)　表－１から表－19に記載した対応手段を実施するために必要とする手順及び重大事故等発生時における緊急時制御室の対応手順を教育訓練項目として定め、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員及び特重施設要員の役割に応じた教育訓練を計画的

に実施する。

a　運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員及び特重施設要員に対し、役割に応じた教育訓練項目を年１回以上実施する。

なお、作業・操作の類似がない教育訓練項目については、教育訓練を年２回実施し、うち１回は机上による教育訓練とする。

b　運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員及び特重施設要員に対し、役割に応じ実施するａ項の教育訓練結果を評価し、力量が維持されていることを確認する。

(ｲ)　重大事故等対策を行う運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員及び特重施設要員に対し、以下の教育訓練等を実施する。

a　運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員及び特重施設要員に対し、役割に応じた重大事故等発生時の原子炉施設の挙動に関する知識並びに的確な状況把握、確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識の向上を図る知識ベースの教育訓練を年１回以上実施する。

b　運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員及び特重施設要員に対し、役割に応じた過酷事故の内容、基本的な対処方法等、知識ベースの理解向上に資する教育訓練を年１回以上実施する。重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を確認するための総合的な教育訓練を年１回以上実施する。

c　各グループ員等に対し、重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、普段から定期点検並びに運転に必要な操作、保守点検活動及び重大事故等対策の資機材を用いた教育訓練を自ら行うよう指導し、原子炉施設及び予備品等について熟知させ実務経験を積ませる。

d　(ｱ) a 項の教育訓練において、事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した教育訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した教育訓練を実施する。

e　設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた教育訓練を行う。

イ　成立性の確認訓練

教育訓練グループ長は、成立性の確認訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

運転管理グループ長及び教育訓練グループ長は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員及び特重施設要員に対し、以下の成立性の確認訓練を規定文書に基づき実施する。

(ｱ)　成立性の確認訓練を以下のａ項、ｂ項に定める頻度、内容で計画的に実施する。

ａ　中央制御室主体の操作に係る成立性確認

(a)　中央制御室主体の操作に係る成立性確認（シミュレータによる成立性確認）

中央操作主体、重要事故シーケンスの類似性及び操作の類似性の観点から整理したⅠからⅦの重要事故シーケンスについて、運転員（当直員）、重大事故等対策要員のうち運転対応要員（以下「運転員等」という。）及び特重施設要員を対象に年１回以上実施する。なお、特重施設要員については、Ⅲの重要事故シーケンスを除く。

Ⅰ　２次系からの除熱機能喪失

Ⅱ　原子炉格納容器の除熱機能喪失

Ⅲ　原子炉停止機能喪失

Ⅳ　非常用炉心冷却設備（ECCS）注水機能喪失（中破断 LOCA）

Ⅴ　非常用炉心冷却設備（ECCS）再循環機能喪失（大破断 LOCA）

Ⅵ　格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）

Ⅶ　原子炉冷却材の流出（運転停止中）

(b)　成立性の確認の評価方法

重要事故シーケンスの有効性評価上の解析条件のうち操作条件等を評価のポイントとして規定文書に定め、当直課長の指示の下、適切な対応ができていることを以下のとおり評価する。

Ⅰ　重要事故シーケンスに応じた対応において、当直課長からの指示に対して、運転員等及び特重施設要員が適切に対応し、報告することにより連携が図られていること

Ⅱ　解析上の操作条件が満足されるように対応できること

Ⅲ　手順書に従い確実な対応ができること

ｂ　現場主体の操作に係る成立性確認

(a)　技術的能力の成立性確認

現場主体で実施する表－20 の対応手段のうち、有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段について、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員を対象に年１回以上実施する。

(b)　机上訓練による有効性評価の成立性確認

現場主体、重要事故シーケンスの類似性及び現場作業の類似性の観点から整理したⅠからⅤの重要事故シーケンスについて、重大事故等対策要員のうち保修対応要員及び特重施設要員を対象に年１回以上実施する。なお、特重施設要員については、Ⅳの重要事故シーケンスを除く。

Ⅰ　全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合）

Ⅱ　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

Ⅲ　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

Ⅳ　使用済燃料ピット水の小規模な喪失

Ⅴ　全交流動力電源喪失（運転停止中）

(c)　現場訓練による有効性評価の成立性確認

現場主体、重要事故シーケンスの類似性及び現場作業の類似性の観点から整理したⅠ及びⅡの重要事故シーケンスについて、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員及び特重施設要員で構成する班の中から任意の班※を対象に年１回以上実施する。

Ⅰ　全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合）

Ⅱ　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

※　成立性の確認を行う班については、毎年特定の班に偏らないように配慮する。また、重要事故シーケンスごとに異なる班を指定する。

(d)　成立性の確認の評価方法

Ⅰ　技術的能力の成立性確認は、有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段について、役割に応じた対応が必要な要員数で想定時間内に実施するために必要とする手順に沿った訓練結果をもとに、算出された訓練時間と表－20 に記載した対応手段ごとの想定時間を比較し評価する。

Ⅱ　机上訓練による有効性評価の成立性確認は、有効性評価の重要事故シーケンスについて、必要な役割に応じて求められる現場作業等ができること及び当直課長と特重施設要員の連携ができることの確認事項を規定文書に定め、満足することを評価する。

Ⅲ　現場訓練による有効性評価の成立性確認は、有効性評価の成立性担保のために必要な操作が完了すべき時間であるホールドポイント及び当直課長と特重施設要員の連携ができることの確認事項を規定文書に定め、満足することを評価する。

Ⅳ　(a)項及び(c)項の成立性の確認は、多くの訓練項目に対して効果的に行うため、以下の条件により実施する。

なお、(c)項の成立性確認は（Ⅳ）項、（Ⅴ）項は適用しない。

（Ⅰ）　実施に当たっては、原則、一連で実施することとするが、長時間を要する成立性の確認については、分割して実施する。

（Ⅱ）　弁の開閉操作、水中ポンプの海水への投入、機器の起動操作等により、原子炉施設の系統や設備に悪影響を与えるもの、訓練により設備が損傷又は劣化を促進するおそれのあるもの等については、模擬操作を実施する。

（Ⅲ）　訓練用のモックアップがある場合は、（Ⅱ）項の模擬操作ではなく、モックアップを使用した訓練を実施する。実施に当たっては、移動時間を考慮する。

（Ⅳ）　他の訓練の作業・操作待ちがある場合は、連携の訓練を確実に行ったのち、次工程の作業・操作を実施する。

（Ⅴ）　同じ作業の繰り返しを行う訓練については、一部の時間を測定し、その時間をもとに訓練時間を算出する。

(ｲ)　成立性の確認結果を踏まえた措置

a　中央制御室主体の操作に係る成立性確認、技術的能力の成立性確認及び机上訓練による有効性評価の成立性確認の場合

成立性の確認により、役割に応じた必要な力量（以下(ｲ)において「力量」という。）を確保できていないと判断した場合は、速やかに以下の措置を講じる。

(a)　所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに、その原因を分析、評価し、改善等、必要な措置を講じる。

(b)　力量を確保できていないと判断された者に対して、必要な措置の結果を踏まえ、力量が確保できていないと判断された個別の操作及び作業を対象に、力量の維持向上訓練を実施した後、役割に応じた要員により成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認し、所長及び原子炉主任技術者に報告する。

b　現場訓練による有効性評価の成立性確認の場合

成立性の確認により、力量を確保できていないと判断した場合は、速やかに以下の措置を講じる。

(a)　所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに、その原因を分析、評価し、改善等、必要な措置を講じる。

(b)　力量を確保できていないと判断された者と同じ役割の者に対して、必要な措置の結果を踏まえ、力量が確保できていないと判断された個別の操作及び作業を対象に、役割に応じた成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認し、所長及び原子炉主任技術者に報告する。

(c)　(b)項の措置により、力量が確保できる見込みが立たないと判断した場合は、所長及び原子炉主任技術者に報告する。

(d)　力量を確保できていないと判断された者については、必要により、改めて原因を分析、評価し、改善等の必要な措置を講じ、力量の維持向上訓練を実施した後、力量を確保できていないと判断された成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認する。

(e)　(d)項の措置により、力量が確保できていると判断した場合は、所長及び原子炉主任技術者に報告する。

ウ　重大事故等対処施設の使用開始に伴う教育訓練

重大事故等への対処のための手順を確実に実施するため、防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、運転管理グループ長及び教育訓練グループ長は、当該施設の使用を開始する前に「ア　力量の維持向上のための教育訓練」及び「イ　成立性の確認訓練」の内容を考慮した必要な教育訓練を実施する。なお、当該施設の使用開始前に実施した力量の維持向上のための教育訓練、成立性の確認訓練等と重複する内容は省略することができる。

(3) 資機材の配備

ア　防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長及び運転管理グループ長は、重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置、アクセスルートの確保、復旧作業及び支援等の原子炉施設の保全のために必要な資機材を配備する。

イ　原子力管理部長は、支援等の原子炉施設の保全のために必要な資機材を配備する。

1.2　アクセスルートの確保、復旧作業及び支援に係る事項

(1) アクセスルートの確保

ア　防災管理グループ長は、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施することを規定文書に定める。

(ｱ)　屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数確保する。

(ｲ)　屋内及び屋外アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、高潮及び森林火災を考慮し、外部人為事象に対して、近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物含む。）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、電磁的障害及び重大事故等時の高線量下を考慮し確保する。

a　発電所敷地で想定される自然現象のうち洪水、地滑りについては、立地的要因により運用上考慮しない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうちダムの崩壊については、立地的要因により運用上考慮しない。

b　電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことから、屋外アクセスルートへの影響はないため考慮しない。

c　生物学的事象に対しては容易に排除可能なことから影響を受けないため考慮しない。

(ｳ)　可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り保管し、屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。

(ｴ)　障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管、使用し、それらを運転できる緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員を確保する。

(ｵ)　被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備並びに停電時及び夜間時に確実に運搬、移動が出来るように、可搬型照明を配備する。

イ　屋外アクセスルートの確保

防災管理グループ長は、屋外のアクセスルートの確保に当たって、以下の運用管理を実施することを規定文書に定める。

(ｱ)　屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、宮山池及び取水ピットの取水箇所の状況確認、ホース布設ルートの状態確認を行い、あわせて燃料油貯蔵タンク、大容量空冷式発電機、その他屋外設備の被害状況の把握を行う。

(ｲ)　屋外アクセスルートに対する地震による影響、その他自然現象による影響を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管、使用する。

(ｳ)　地震による宮山池及び屋外タンクからの溢水並びに降水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。

(ｴ)　基準津波による遡上高さに対して、十分余裕を見た防護堤以上の高さにアクセスルートを確保する。

(ｵ)　考慮すべき自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち近隣の産業施設の火災、爆発（飛来物含む。）及び輸送車両の発火並びに漂流船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。

(ｶ)　周辺構造物、周辺機器の倒壊による障害物については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。

(ｷ)　基準地震動に対して、耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ及びその他の重機による崩壊箇所の仮復旧を行う。

(ｸ)　耐震裕度の低い地盤にアクセスルートを設定する場合は、道路面のすべりによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ及びその他の重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。

(ｹ)　想定を上回る段差が発生した場合は、複数のアクセスルートによる迂回及び土嚢その他資機材による段差解消対策を行う。

(ｺ)　防護堤上の漂着物、アクセスルート上の台風及び竜巻による飛来物、降雪、降灰については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去を行う。想定を上回る降雪、降灰が発生した場合は、除雪、除灰の頻度を増加させることにより対処する。また、凍結、降雪を考慮し、車両については、タイヤチェーン等を配備する。

ウ　屋内アクセスルートの確保

防災管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び運転管理グループ長は、屋内のアクセスルートの確保に当たって、以下の運用管理を実施することを規定文書に定める。

(ｱ)　屋内の可搬型重大事故等対処設備への運転員（当直員）、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員が移動するアクセスルートの状況確認を行い、あわせて常設電動注入ポンプ、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

(ｲ)　津波、その他自然現象による影響及び外部人為事象に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。

(ｳ) 転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに、撤去可能な資機材についても必要に応じて固縛、転倒防止措置により支障をきたさない措置を講じる。

(ｴ) 機器からの溢水が発生した場合については、適切な放射線防護具を着用することによりアクセスルートを通行する。

(ｵ) アクセスルートの状況を確認し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを選定し確保する。

(2) 復旧作業に係る事項

ア 予備品等の確保

防災管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長及び電気計装保修グループ長は、重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を以下の方針に基づき確保することを規定文書に定める。

(ｱ) 事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。

(ｲ) 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。

(ｳ) 復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

なお、多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ、その他重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。

イ 保管場所

防災管理グループ長及び経年対策・保全グループ長は、予備品等について、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波による浸水などの外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し、保管することを規定文書に定める。

ウ アクセスルートの確保

(1)「アクセスルートの確保」と同じ。

(3) 支援に係る事項

防災管理グループ長及び原子力管理部長は、支援に係る事項について、以下の方針に基づき実施することを規定文書に定める。

ア 防災管理グループ長は、事故発生後７日間は継続して事故収束対応を維持できるよう、重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段を確保する。

また、プラントメーカ、協力会社、建設会社及びその他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備するなど協力関係を構築するとともに、あらかじめ重大事故等発生に備え協議及び合意の上、外部からの支援計画を策定する。事故発生後、原子力防災組織が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカからは設備の設計根拠、機器の詳細な情報、事故収束手段及び復旧対策の提供、協力会社及び建設会社からは事故収束及び復旧対策活動に必要な支援

に係る要員の派遣並びに燃料供給会社等からは燃料の供給及び迅速な物資輸送を可能とするとともに、中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を策定する。

イ　原子力管理部長は、他の原子力事業者より、支援に係る要員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を受けられる他、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット等の資機材、資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けられるように支援計画を策定する。

さらに、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品及び燃料等について支援を受けることによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後６日間までに支援を受けられる体制を確立する。

また、原子力災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材が継続的に発電所へ供給できる体制を確立する。

1.3　手順書の整備

(1) 防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び建築グループ長は、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて、重大事故等発生時において、的確、かつ、状況に応じて柔軟に対処するための内容を規定文書に定める。

また、重大事故等の対処に関する事項について、使用主体に応じた内容を規定文書に定める。

ア　運転管理グループ長は、全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は１号炉及び２号炉の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法及び判断基準を規定文書に定める。

イ　経年対策・保全グループ長及び運転管理グループ長は、パラメータを計測する計器故障時に原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を規定文書に定める。

具体的には、表－15「事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

ウ　運転管理グループ長は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止のために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施するため、以下の判断基準を規定文書に定める。

(ｱ)　炉心損傷が避けられない状況においては、炉心へ注入するべきか又は原子炉格納容器へ注水するべきか判断に迷い、原子炉格納容器の破損に至らないよう、原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準

(ｲ)　炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損防止のために、注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注入を行えるようにする判断基準

(ｳ)　全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に掛かる時間を考慮した手順着手の判断基準

(ｴ)　炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素制御装置の必要な起動時期を見失うことがないよう、水素制御装置を速やかに起動する判断基準

(ｵ)　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするための手順着手の判断基準

(ｶ)　重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないようにする判断基準

(ｷ)　重大事故等対策時において、特重施設の準備を並行して開始し、準備が整い次第、特重施設の機能を用いた事故対処を行うための判断基準

エ　防災管理グループ長及び運転管理グループ長は、財産（設備等）保護よりも安全を優先するという社長の方針に基づき、以下の判断基準を規定文書に定める。

(ｱ)　運転管理グループ長は、重大事故等発生時の運転操作において、当直課長が躊躇せず指示できる判断基準を規定文書に定める。

(ｲ)　防災管理グループ長は、重大事故等発生時の発電所の緊急時対策本部活動において、発電所の緊急時対策本部長が方針に従った判断を実施するための判断基準を規定文書に定める。

(ｳ)　防災管理グループ長及び運転管理グループ長は、原子炉格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器内自然対流冷却操作を[redacted]によるベント操作に優先して実施すること。なお、重大事故等対処設備の機能喪失等により原子炉格納容器の圧力が高いなど、必要な場合には、「２　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の対応へ移行し、迅速かつ適切に原子炉格納容器破損防止対策に係る[redacted]によるベント操作を実施することを規定文書に定める。

オ　防災管理グループ長及び運転管理グループ長は、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて、具体的な重大事故等対策を実施するため、運転員用及び支援組織用の規定文書を定める。

(ｱ)　運転員用の規定文書は、事故の進展状況に応じて以下のように構成し定める。

a　警報に対処する事項

機器の異常を検知する警報発信時の対応措置に使用

b　事象の判別を行う事項

原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備作動直後に、実施すべき事象の判別及び対応措置に使用

c　故障及び設計基準事象に対処する事項

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応措置に使用

d　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する事項

安全機器の多重故障等が発生し、設計基準事故を超えた場合の対応措置に使用

e　炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する事項

炉心損傷時に、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器破損を防止するために実施する対応措置に使用

(ｲ)　支援組織用の規定文書に緊急時対策本部が重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に定める。

(ｳ)　運転員用の規定文書は、事故の進展状況に応じて、構成を明確化し、各項目間を的確に移行できるよう、移行基準を明確に定める。

a　事象の判別を行う事項により事象判別を行い、故障及び設計基準事象に対処する事項に移行する。

b　多重故障等により安全機能が喪失した場合は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する事項（事象ベース）に移行する。

c　事象の判別を行う事項により事象判別を行っている場合又は事象ベースの事項にて事故対応操作中は、安全機能パラメータを常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する事項の、安全機能ベースの事項に移行する。

d　原因が明確で、かつ、その原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの事項には移行せず、その原因に対する事象ベースの事項を優先する。

e　多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障及び設計基準事象に対処する事項に戻り処置を行う。

f　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する事項による対応で、事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する事項に移行し対応処置を実施する。

カ　運転管理グループ長は、重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力及び温度等の計測可能なパラメータを整理し、規定文書に定めるとともに、以下の重大事故等に対処するための事項についても定める。

具体的な手順については、表－15「事故時の計装に関する手順等」参照

(ｱ)　監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータに位置づけること。

(ｲ)　通常使用するパラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法に関すること。

(ｳ)　記録が必要なパラメータ及び直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定すること。

(ｴ)　パラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等に関すること。

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、規定文書に定める。

キ　防災管理グループ長は、緊急時対策本部要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報を規定文書に定める。

ク　防災管理グループ長、技術運営グループ長及び運転管理グループ長は、前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持並びに

事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を規定文書に定める。

(ｱ) 防災管理グループ長及び運転管理グループ長は、大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順、また、所員の高台への避難及び扉の閉止を行い、津波監視カメラ及び取水ピット水位計による津波の継続監視を行う手順を規定文書に定める。

ただし、以下の場合はその限りではない。

a 大津波警報が誤報であった場合

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

(ｲ) 防災管理グループ長、技術運営グループ長及び運転管理グループ長は、台風進路に想定された場合、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検の強化を実施し災害発生時に迅速な対応を行う手順を規定文書に定める。

(ｳ) 防災管理グループ長、技術運営グループ長及び運転管理グループ長は、前兆事象を伴う事象に対して、気象情報の収集、巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を規定文書に定める。

ケ 運転管理グループ長は、重大事故等対策における緊急時制御室の居住性に関する手順について、表－27「緊急時制御室の居住性に関する手順」を参考に、必要な手順を規定文書に定める。

コ 防災管理グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び建築グループ長は、有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう、運転員、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員及び特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順及び体制を規定文書に定める。

(ｱ) 放射線安全管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び建築グループ長は、発電所敷地内外の固定源に対して、有毒化学物質の確認、防液堤等の運用管理及び防液堤等の施設管理の実施により、運転員、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員及び特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする手順及び体制を規定文書に定める。

(ｲ) 防災管理グループ長、放射線安全管理グループ長及び運転管理グループ長は、可動源に対して、運転員、緊急時対策本部要員及び特重施設要員が事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう立会人の随行、通信連絡手段による連絡、中央制御室空調装置、緊急時対策所換気設備及び[redacted]換気設備の隔離、防護具の着用並びに終息活動等の手順を規定文書に定める。

(ｳ) 防災管理グループ長及び運転管理グループ長は、予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員、緊急時対策本部要員のうち初動対応を行う要員及び特重施設要員に対して配備した防護具を着用すること並びに防護具のバックアップ体制を整備することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう手順及び体制を規定文書に定める。

(ｴ) 防災管理グループ長、放射線安全管理グループ長及び運転管理グループ長は、有毒ガスの発生による異常を検知した場合は、運転員に連絡し、運転員が通信連絡設備により、発電所内の必要な要員に有毒ガスの発生を周知する手順を規定文書に定める。

(ｵ) 防災管理グループ長は、常設設備と接続する屋外に設けられた可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続を行う地点における重大事故等対策要員の有毒ガス防護のため、1.2 (1) 項で配備する薬品保護具を着用する手順を規定文書に定める。

(2) 重大事故等対処設備に係る事項

ア 切替えの容易性

運転管理グループ長及び経年対策・保全グループ長は、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備を含めて、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切替えられるよう当該操作等について明確にし、通常時に使用する系統から速やかに切替えるために必要な手順等を規定文書に定める。

1.4 定期的な評価

(1) 防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長、建築グループ長及び教育訓練グループ長は、1.1 項から 1.3 項の活動の実施結果について、防災管理グループ長に報告する。

(2) 防災管理グループ長は、(1)の活動の実施結果を取りまとめ、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。

(3) 原子力管理部長は、1.1 項及び 1.2 項の実施内容を踏まえ、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。

重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等

表－１　緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等
表－２　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等
表－３　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
表－４　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等
表－５　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
表－６　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
表－７　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
表－８　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
表－９　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
表－10　水素爆発による原子炉補助建屋等の損傷を防止するための手順等
表－11　使用済燃料ピットの冷却等のための手順等
表－12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
表－13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等
表－14　電源の確保に関する手順等
表－15　事故時の計装に関する手順等
表－16　中央制御室の居住性等に関する手順等
表－17　監視測定等に関する手順等
表－18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等（緊急時対策所（緊急時対策棟内））
表－19　通信連絡に関する手順等
表－20　重大事故等対策における操作の成立性

表－１

操作手順

１．緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等

①　方針目的

運転時の異常な過渡変化時において原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）により原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持することを目的とする。また、原子炉の出力抑制を図った後にほう酸水注入により原子炉を未臨界に移行することを目的とする。

② 対応手段等

フロントライン系故障時

１　手動による原子炉緊急停止

当直課長は、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉トリップスイッチにより原子炉の緊急停止を行う。

２　原子炉出力抑制（自動）

当直課長は、ATWS が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、多様化自動作動設備(ATWS 緩和設備)の作動により主蒸気隔離弁が閉止することで、１次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力が抑制されたことを確認する。

また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により１次冷却材圧力が安定し、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと並びに電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ（以下「補助給水ポンプ」という。）、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により１次冷却材温度が安定することで原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。

３　原子炉出力抑制（手動）

当直課長は、中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合で、かつ、多様化自動作動設備(ATWS 緩和設備)が自動動作しなかった場合、中央制御室からの手動操作により主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水ポンプの起動を行うことで、１次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力が抑制されたことを確認する。

また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により１次冷却材圧力が安定し、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと並びに補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により１次冷却材温度が安定することで原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。

４　ほう酸水注入

当直課長は、ATWS が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、原子炉出力の抑制を図った後、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御系統のほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁及び充てん／高圧注入ポンプによりほう酸タンク水を原子炉へ注入するとともに、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離する。

化学体積制御系統が使用できない場合は、非常用炉心冷却設備の充てん／高圧注入ポンプ及びほう酸注入タンクにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入し原子炉を未臨界状態へ移行させる。安全注入ラインが使用できない場合は、充てんラインを使用し充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。

操作手順

２．原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等

①　方針目的

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、１次系のフィードアンドブリード又は蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を冷却することを目的とする。

また、原子炉を冷却するために１次冷却材及び２次冷却材の保有水を監視及び制御することを目的とする。

② 対応手段等

フロントライン系故障時

１　１次系のフィードアンドブリード

当直課長は、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁による原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出する操作を組み合わせた１次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。格納容器再循環サンプ水位が、再循環切替可能水位に到達すれば中央制御室で高圧再循環運転に切替える。

２　蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

(1) 海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給

当直課長は、復水タンク及び２次系純水タンクが使用できない場合、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行うため、海水をＡ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプへ直接供給し、蒸気発生器へ注水する。

（配慮すべき事項）

１　蒸気発生器広域水位計について

蒸気発生器広域水位計は常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。

１次系のフィードアンドブリードを開始する全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位

サポート系故障時

１　ポンプの機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水））

(1) 手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復

当直課長は、直流電源が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で蒸気入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

(2) 大容量空冷式発電機による電動補助給水ポンプの機能回復

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機により受電した電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

2　弁の機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））

(1) 現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復

当直課長は、主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合は、現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

(配慮すべき事項)

1　優先順位

大容量空冷式発電機の燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを使用できる間は、タービン動補助給水ポンプを優先して使用する。

補助給水の機能が回復していない場合、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。

2　全交流動力電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項

全交流動力電源の喪失が継続し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出及び原子炉格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁による減圧準備を行う。

加圧器逃がし弁による減圧準備の手順は、表－３「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」参照

3　主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件

蒸気発生器伝熱管破損若しくは主蒸気配管破断又は主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、継続可能な期間で中央制御室からの遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するに当たり、運転員等はポケット線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。

4　主蒸気逃がし弁操作時の留意事項

主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。

１次冷却材喪失が発生した場合、蒸気発生器伝熱管の破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損を確認する。

蒸気発生器伝熱管破損の徴候が見られた場合、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。

5　タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保

全交流動力電源喪失時において１次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水出口流量制御弁を調整し、封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力にて保持する。

特重施設による対応

③　復旧に係る手順等

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機からの給電により、電動補助給水ポンプを起動させ、十分な期間運転を継続させる。

給電の手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」参照

④　監視及び制御

1　加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定

当直課長は、原子炉を冷却するために１次冷却材及び２次冷却材の保有水を加圧器水位計、蒸気発生器水位計により監視する。

また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。

加圧器水位計及び蒸気発生器水位計の監視機能が喪失した場合の手順は、表－15「事故時の計装に関する手順等」参照

2　補助給水ポンプの作動状況確認

当直課長は、蒸気発生器２次側による炉心冷却のために起動した補助給水ポンプの作動状況を補助給水流量計、復水タンク水位計、蒸気発生器水位計により確認する。

3　加圧器水位（原子炉水位）の制御

当直課長は、燃料取替用水タンク水等を常設電動注入ポンプ等により炉心へ注入する場合において、流量を調整し加圧器水位を制御する。

4　蒸気発生器水位の制御

当直課長は、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う場合において、補助給水流量を調整し、蒸気発生器水位を制御する。

操作手順

３．原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

①　方針目的

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、１次系のフィードアンドブリード、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を減圧することを目的とする。

また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び原子炉格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、１次冷却系を減圧することを目的とする。

さらに、蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、１次冷却系を減圧することを目的とする。

②　対応手段等

フロントライン系故障時

１　１次系のフィードアンドブリード

当直課長は、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合において、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器逃がし弁を用いた１次系のフィードアンドブリードにより１次冷却系を減圧する。燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注入し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開とする。格納容器再循環サンプ水位が再循環切替可能水位に到達すれば中央制御室で高圧再循環運転に切替える。

２　蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

(1) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

当直課長は、加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、復水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。

(2) 海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給

当直課長は、復水タンク及び２次系純水タンクが使用できない場合、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行うため、海水をＡ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプ入口へ直接供給し、蒸気発生器へ注水する。

３　蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

当直課長は、加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、復水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。

(1) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出

当直課長は、加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、主蒸気逃がし弁の開を確認し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧が行われていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開弁していなければ中央制御室にて開弁する。

(配慮すべき事項)

1　優先順位

蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を優先して使用し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、充てん／高圧注入ポンプによる原子炉注入と加圧器逃がし弁開による１次系のフィードアンドブリードを行う。

補助給水ポンプの優先順位は、外部電源又はディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、代替電源からの給電時は燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用する。

2　主蒸気逃がし弁操作時の留意事項

主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。

１次冷却材喪失が発生した場合、蒸気発生器伝熱管の破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損を確認する。

蒸気発生器伝熱管破損の徴候が見られた場合、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。

3　蒸気発生器広域水位計について

蒸気発生器広域水位計は常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。

１次系のフィードアンドブリードを開始する全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位

サポート系故障時

1　ポンプの機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水））

(1) 手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復

当直課長は、直流電源が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で蒸気入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行う。

2　弁の機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））

(1) 現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復

当直課長は、主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合に現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行う。

(2) 窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復

当直課長は、制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、中央制御室からの操作による１次冷却系の減圧を行う。

(3) 可搬型バッテリによる加圧器逃がし弁の機能回復

当直課長は、直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、中央制御室からの操作による１次冷却系の減圧を行う。

（配慮すべき事項）

１　優先順位

補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合は、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先する。

２　全交流動力電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項

全交流動力電源の喪失が継続し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出及び原子炉格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁による減圧準備を行う。

３　主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件

蒸気発生器伝熱管破損若しくは主蒸気配管破断又は主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、継続可能な期間で中央制御室から遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するに当たり、運転員等はポケット線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。

４　加圧器逃がし弁現場操作時の環境条件

加圧器逃がし弁を確実に動作させるために、窒素ボンベの設定圧力は、有効性評価における原子炉容器破損前の原子炉格納容器内最高圧力を考慮した上で余裕を見た値に設定し、中央制御室からの操作は少ない回数で目標とする１次冷却材圧力まで減圧する。

５　タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保

全交流動力電源喪失時において１次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水出口流量制御弁を調整し、封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力にて保持する。

特重施設による対応

③　復旧に係る手順等

当直課長は、直流電源喪失時、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により加圧器逃がし弁へ給電することで中央制御室から遠隔操作を行う。

全交流動力電源喪失時又は常設直流電源喪失時の代替電源確保等に関する手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」参照

高圧溶融物放出及び原子炉格納容器雰囲気直接加熱防止

当直課長は、炉心損傷時、１次冷却材圧力が 2.0MPa[gage]以上である場合、高圧溶融物放出及び原子炉格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により１次冷却系を減圧する。

蒸気発生器伝熱管破損

当直課長は、蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、プラントの自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による充てん／高圧注入ポンプ等の自動作動を確認する。

破損蒸気発生器の判定を１次冷却材圧力、蒸気発生器の圧力、水位及び高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し、破損蒸気発生器を隔離する。破損蒸気発生器の隔離完了後に破損蒸気発生器圧力の低下が継続し破損蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合、健全蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で１次冷却系を減圧することにより１次冷却材の蒸気発生器２次側への漏えいを抑制する。

１次冷却系減圧後、充てん／高圧注入ポンプを安全注入から充てんに切替え、余熱除去系により炉心を冷却する。

インターフェイスシステム LOCA

当直課長は、インターフェイスシステム LOCA が発生した場合、プラントの自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による充てん／高圧注入ポンプ等の自動作動を確認する。

１次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等によりインターフェイスシステム LOCA の発生を判断し、１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えいを停止するため破損箇所を早期に発見し隔離する。破損箇所を隔離できない場合、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で１次冷却系を減圧することにより１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制する。

操作手順

４．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等

① 方針目的

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、１次冷却材喪失事象が発生している場合は代替炉心注入及び代替再循環運転により、１次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器２次側による炉心冷却により、運転停止中の場合は炉心注入、代替炉心注入、代替再循環運転及び蒸気発生器２次側による炉心冷却により、原子炉を冷却することを目的とする。

また、１次冷却材喪失事象後、炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器水張りにより原子炉を冷却することを目的とする。

② 対応手段等

１次冷却材喪失事象が発生している場合

１　フロントライン系故障時

(1) 代替炉心注入

当直課長は、非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。

ア　Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替炉心注入

当直課長は、Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。

イ 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

当直課長は、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。常設電動注入ポンプの水源は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを使用する。

ウ　可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

当直課長は、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ（以下「可搬型注入ポンプ」という。）により淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池又は海水を使用する。

(2) 代替再循環運転

ア　Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環運転

当直課長は、非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合、Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）及びＡ格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する。

イ　格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合の手順

当直課長は、再循環運転中に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合、炉心の著しい損傷を防止するために余熱除去ポンプ１台の流量を低下させ再循環運転を継続する。再循環運転できない場合は、充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心への注入ができない場合は、代替炉心注入により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入を行う。

また、原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉補機冷却水を使用しＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内の冷却を行う。

原子炉への注入は、原子炉格納容器内水位がＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さとなれば停止する。

（配慮すべき事項）

１　再循環不能時の原子炉格納容器内の冷却

代替再循環運転による格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入できない場合、余熱除去系統格納容器再循環弁（外隔離弁）の開不能により再循環運転に移行できない場合又は格納容器再循環サンプスクリーンが閉塞した場合は、充てん／高圧注入ポンプ等により燃料取替用水タンク水を炉心へ注入するとともに、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットを用いた原子炉格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する。原子炉格納容器内自然対流冷却ができない場合は、原子炉格納容器スプレイを実施する。

２　サポート系故障時

(1) 代替炉心注入

当直課長は、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注入機能が喪失し、１次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで低下しない場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。

ア　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

当直課長は、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。常設電動注入ポンプの水源は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを使用する。

イ　Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入

当直課長は、大容量空冷式発電機により受電したＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。

ウ　可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

当直課長は、可搬型注入ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池又は海水を使用する。

(2) 代替再循環運転

全交流動力電源喪失事象と１次冷却材喪失事象が同時に発生した場合

ア　Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）及びＣ充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環運転

当直課長は、全交流動力電源喪失時は、移動式大容量ポンプ車により代替補機冷却水が確保され、大容量空冷式発電機により受電したＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）及びＣ充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転を行うとともに、移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する。

１次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合

イ　Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）及びＣ充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環運転

当直課長は、原子炉補機冷却機能喪失時は、移動式大容量ポンプ車により代替補機冷却水が確保され、Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）及びＣ充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転を行うとともに、移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する。

(3) 原子炉格納容器隔離弁の閉止

当直課長は、全交流動力電源喪失時、１次冷却材ポンプシール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することにより、１次冷却材ポンプシール部から１次冷却材が漏えいするおそれがあるため、１次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等を閉止する。

隔離は、大容量空冷式発電機により電源が確保されれば、中央制御室にて１次冷却材ポンプシール戻り隔離弁を閉止し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信する場合は、作動する原子炉格納容器隔離弁の閉止を確認する。

なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。

溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合

1　原子炉格納容器水張り

当直課長は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉格納容器圧力と温度又は可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）の温度差の変化により原子炉格納容器内が過熱状態であり原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため原子炉格納容器内自然対流冷却を確認するとともに、格納容器スプレイポンプにより残存溶融デブリを冷却し格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまで燃料取替用水タンク水を原子炉格納容器内へ注水する。

格納容器スプレイポンプが使用できない場合は、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉格納容器内へ注水する。常設電動注入ポンプの水源は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを使用する。

（配慮すべき事項）

1　残存デブリ冷却時の１次冷却材圧力監視について

原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、炉心冠水操作を実施する際は１次冷却材圧力を監視する。１次冷却材圧力が原子炉格納容器圧力より高い場合は溶融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開弁し原子炉容器内と原子炉格納容器を均圧させる。

2　残存デブリ冷却時の注水量について

原子炉格納容器への注水量は、原子炉格納容器水位監視装置、SA 用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量計、A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量計、燃料取替用水タンク水位の収支により把握する。

残存デブリの影響を防止するための原子炉格納容器への注水量は、残存デブリを冷却し、格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまでとし、注水後も残存デブリの冷却が必要な場合は、さらに、格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却を阻害しない高さまで原子炉格納容器内へ注水する。

3　炉心損傷後の再循環運転について

炉心が損傷した場合、格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却に加え格納容器スプレイポンプによる再循環運転を行う場合は、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）等により、原子炉格納容器圧力の推移及び炉心損傷度合いを監視し、再循環運転を実施した場合の原子炉格納容器圧力低減効果、ポンプ及び配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施の可否を検討する。

１次冷却材喪失事象が発生していない場合

1　フロントライン系故障時

(1) 蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

ア　電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

当直課長は、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

(2) 蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

ア　主蒸気逃がし弁による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

全交流動力電源喪失等により主蒸気逃がし弁が中央制御室から操作できない場合、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

(3) 蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード

当直課長は、主蒸気逃がし弁による２次系冷却の効果がなくなり、余熱除去設備が使用できない場合において、低温停止に移行する場合は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。なお、蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。

２　サポート系故障時

(1) 蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

ア　電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

当直課長は、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

(2) 蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

ア　現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

全交流動力電源喪失等により主蒸気逃がし弁が中央制御室から操作できない場合、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

(3) 蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード

当直課長は、主蒸気逃がし弁による２次系冷却の効果がなくなり、余熱除去設備が使用できない場合において、低温停止に移行する場合は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。なお、蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。

運転停止中の場合

１　フロントライン系故障時

(1) 炉心注入／代替炉心注入

当直課長は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。

ア　充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入

当直課長は、充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。

イ　A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替炉心注入

当直課長は、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。

ウ　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

当直課長は、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。常設電動注入ポンプの水源は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを使用する。

エ　可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

当直課長は、可搬型注入ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池又は海水を使用する。

(2) 代替再循環運転

ア　A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環運転

当直課長は、運転停止中に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、炉心注入又は代替炉心注入により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入後、格納容器再循環サンプに水源を切替えて、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）及びA格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する。

(3) 蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

ア　電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

当直課長は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合で、かつ、１次冷却系統に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

(4) 蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

ア　主蒸気逃がし弁による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保された場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

(5) 蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード

当直課長は、主蒸気逃がし弁による２次系冷却の効果がなくなり、余熱除去設備が使用できない場合において、低温停止に移行する場合は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。なお、蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。

2　サポート系故障時

(1) 代替炉心注入

当直課長は、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。

ア　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

当直課長は、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにて燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。常設電動注入ポンプの水源は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを使用する。

イ　Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入

当直課長は、大容量空冷式発電機により受電したＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）にて燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。

ウ　可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

当直課長は、可搬型注入ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池又は海水を使用する。

(2) 代替再循環運転

運転停止中において全交流動力電源喪失事象が発生した場合

ア　Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧再循環運転

当直課長は、運転停止中において、全交流動力電源喪失時は、移動式大容量ポンプ車により代替補機冷却水が確保され、大容量空冷式発電機により受電したＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転を行うとともに、移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する。

運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失事象が発生した場合

イ　Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧再循環運転

当直課長は、運転停止中において、原子炉補機冷却機能喪失時は、移動式大容量ポンプ車により代替補機冷却水が確保され、大容量空冷式発電機により受電したＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転を行うとともに、移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する。

(3) 蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

ア　電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

当直課長は、全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時に１次冷却系統に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

(4) 蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

ア　現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保された場合は、現場にて主蒸気逃がし弁を手動により開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

(5) 蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード

当直課長は、主蒸気逃がし弁による２次系冷却の効果がなくなり、余熱除去設備が使用できない場合において、低温停止に移行する場合は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。なお、蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。

（配慮すべき事項）

1　原子炉格納容器内からの退避

当直課長は、運転停止中において、全交流動力電源喪失等により余熱除去冷却系の機能が喪失した場合又は１次冷却材が流出した場合、燃料取替用水タンクの保有水を充てん／高圧注入ポンプ等にて原子炉へ注入し、開放中の加圧器安全弁から原子炉格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、原子炉格納容器内の雰囲気悪化から原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。

また、運転停止中に１次冷却材系統の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、臨界になる可能性があるため原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。

特重施設による対応

③　復旧に係る手順等

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源からの給電により設計基準事故対処設備の起動及び十分な期間の運転を継続させる。

1　電源確保

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプ、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）へ給電する。

給電の手順は、表-14「電源の確保に関する手順等」参照

2　燃料補給

可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプへの給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。

燃料を補給する手順は、表-６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照

操作手順

５．最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

① 方針目的

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、蒸気発生器２次側による炉心冷却、原子炉格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送することを目的とする。

② 対応手段等

フロントライン系故障時

１ 蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

(1) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

当直課長は、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

２ 蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

３ 原子炉格納容器内自然対流冷却

(1) 移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却

当直課長は、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能喪失時に、１次冷却材喪失事象が発生した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）を取付け後、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより原子炉格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水系統に海水を通水後、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットによる冷却状態を監視する。

４ 代替補機冷却

(1) 移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水

当直課長は、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車によりＣ充てん／高圧注入ポンプ、Ｂ余熱除去ポンプの補機冷却水として海水を通水することにより各補機の機能回復を図る。

サポート系故障時の手順等

1　蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

(1) タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

当直課長は、全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合にタービン動補助給水ポンプ又は大容量空冷式発電機より受電した電動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

2　蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

3　原子炉格納容器内自然対流冷却

(1) 移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却

当直課長は、全交流動力電源喪失時に、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に中央制御室からディーゼル発電機が起動できず早期の電源回復不能と判断した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）を取付け後、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより原子炉格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水系統に海水を通水後、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。

4　代替補機冷却

(1) 移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水

当直課長は、全交流動力電源喪失時に、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に中央制御室からディーゼル発電機が起動できず早期の電源回復不能と判断した場合、移動式大容量ポンプ車によりＣ充てん／高圧注入ポンプ、Ｂ余熱除去ポンプの補機冷却水として海水を通水することにより各補機の機能回復を図る。

(配慮すべき事項)

1　優先順位

補助給水ポンプについては、電動補助給水ポンプを優先して使用し、電動補助給水ポンプが使用できなければタービン動補助給水ポンプを使用する。

全交流動力電源が喪失した場合は、大容量空冷式発電機の燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用し、タービン動補助給水ポンプが使用できなければ、大容量空冷式発電機より受電した電動補助給水ポンプを使用する。

2　主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件

蒸気発生器伝熱管破損若しくは主蒸気配管破断又は主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合に現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、中央制御室からの遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するに当たり、運転員等はポケット線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。

3　電源確保

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電動補助給水ポンプへ給電する。

給電の手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」参照

4　燃料補給

移動式大容量ポンプ車への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。

燃料を補給する手順は、表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照

操作手順

６．原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

① 方針目的

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。

② 対応手段等

炉心損傷前

１ フロントライン系故障時

(1) 原子炉格納容器内自然対流冷却

ア Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却

当直課長は、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合に格納容器スプレイ作動圧力設定値以上、かつ、格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器への注水ができない場合、又は格納容器スプレイ再循環運転時に格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器への注水ができない場合、原子炉補機冷却水系統の沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベにより加圧し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）を取付け後、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより原子炉格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。

(2) 代替格納容器スプレイ

ア 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上、かつ、格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器への注水ができない場合、及び原子炉格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力が低下しない場合、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉格納容器へスプレイする。常設電動注入ポンプの水源は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを使用する。

２ サポート系故障時の手順等

(1) 代替格納容器スプレイ

ア 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合に１次冷却材喪失事象（大破断）が発生し原子炉格納容器への注水ができない場合、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉格納容器へスプレイする。常設電動注入ポンプの水源は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを使用する。

(2) 原子炉格納容器内自然対流冷却

ア　移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却

当直課長は、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）を取付け後、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより原子炉格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水系統に海水を通水後、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。

炉心損傷後

1　フロントライン系故障時

(1) 原子炉格納容器内自然対流冷却

ア　Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器スプレイ作動圧力設定値以上、かつ、格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内への注水ができない場合、原子炉補機冷却水系統の沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベにより加圧し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）を取付け後、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより原子炉格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。

(2) 代替格納容器スプレイ

ア　常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上、かつ、格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器への注水ができない場合及び原子炉格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力が低下しない場合、常設電動注入ポンプにより燃料取

替用水タンク水等を原子炉格納容器へスプレイする。常設電動注入ポンプの水源は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを使用する。

2　サポート系故障時の手順等

(1) 代替格納容器スプレイ

ア　常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失及び原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上、かつ、原子炉格納容器への注水ができない場合、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉格納容器へスプレイする。常設電動注入ポンプの水源は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを使用する。

(2) 原子炉格納容器内自然対流冷却

ア　移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能及び原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）を取付け後、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより原子炉格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水系統に海水を通水後、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。

特重施設による対応

当直課長は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設により原子炉格納容器へスプレイする。

③　(配慮すべき事項)

1　優先順位

炉心損傷前及び炉心損傷後のフロントライン系故障時は、継続的な冷却を実施する観点並びに原子炉格納容器内の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、代替格納容器スプレイよりも原子炉格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、サポート系故障時の原子炉格納容器内自然対流冷却では移動式大容量ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、使用を開始するまでの間に原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は代替格納容器スプレイを使用する。

2　原子炉格納容器内冷却

(1) 水素濃度

炉心損傷後の原子炉格納容器減圧操作については、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで、100%の水-ジルコニウム反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止する。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用として、測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

(2) 注水量の管理

原子炉格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器へスプレイを行っている際に、原子炉格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さに達すれば格納容器スプレイを停止し、原子炉格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

残存デブリの影響を防止するための原子炉格納容器への注水量は、残存デブリを冷却し、格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまでとし、注水後も残存デブリの冷却が必要な場合は、さらに、格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却を阻害しない高さまで原子炉格納容器内へ注水する。

3　放射性物質濃度低減

炉心損傷後において、代替格納容器スプレイ手段を用いて原子炉格納容器へスプレイすることにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。格納容器再循環ユニットによる冷却で対応している場合において、原子炉格納容器圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は、代替格納容器スプレイを同時に実施することにより、原子炉格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。

4　電源確保

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプへ給電する。

給電の手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」参照

5　燃料補給

移動式大容量ポンプ車への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量として、表－14「電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯蔵タンクの貯油量を管理する。

操作手順

7．原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

① 方針目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ、原子炉格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的とする。

② 対応手段等

交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全

1　格納容器スプレイ

(1) 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉格納容器へスプレイする。

(2) 原子炉格納容器内自然対流冷却

ア　A、B格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、原子炉格納容器圧力が格納容器スプレイ作動圧力設定値以上の場合、原子炉補機冷却水系統の沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベにより加圧し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより原子炉格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。

(3) 代替格納容器スプレイ

ア　常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、原子炉格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力が低下せず最高使用圧力以上の場合、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉格納容器へスプレイする。常設電動注入ポンプの水源は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを使用する。

(配慮すべき事項)

1　優先順位

交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合は、原子炉格納容器圧力及び温度を低下させる効果が最も大きい格納容器スプレイを優先する。次に、継続的な冷却実施の観点及び原子炉

格納容器の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、原子炉格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、原子炉格納容器内自然対流冷却の準備の間に、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は代替格納容器スプレイを行う。

2　水素濃度

炉心損傷後の原子炉格納容器減圧操作については、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa 低下すれば停止する手順とすることで、100%の水-ジルコニウム反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止する。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用として、測定による水素濃度が 8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

3　注水量の管理

原子炉格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器へスプレイを行っている際に、原子炉格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さに達すれば原子炉格納容器スプレイを停止し、原子炉格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失

1　原子炉格納容器内自然対流冷却

(1) 移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却

当直課長は、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより原子炉格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水系統に海水を通水後、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。

(2) 代替格納容器スプレイ

ア　常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉格納容器へスプレイする。常設電動注入ポンプの水源は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを使用する。

(配慮すべき事項)

1　優先順位

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している場合は、継続的な冷却を実施する観点並びに原子炉格納容器の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、原子炉格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、原子炉格納容器内自然対流冷却は移動式大容量ポンプ車を使用するための準備に時間を要することから、この間に原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は代替格納容器スプレイを行う。

2　水素濃度

炉心損傷後の原子炉格納容器減圧操作については、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa 低下すれば停止する手順とすることで、100%の水-ジルコニウム反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止する。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用として、測定による水素濃度が 8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

3　注水量の管理

原子炉格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器へスプレイを行っている際に、原子炉格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さに達すれば格納容器スプレイを停止し、原子炉格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

4　電源確保

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプへ給電する。給電の手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」参照

5　燃料補給

移動式大容量ポンプ車への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。

燃料を補給する手順は、表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照

6　原子炉格納容器過圧破損防止対策

重大事故等対処設備の機能喪失等により原子炉格納容器の圧力が高いなど、必要な場合には、「２　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の対応へ移行し、迅速かつ適切に原子炉格納容器破損防止対策に係る［　　］によるベント操作を実施する。

特重施設による対応

当直課長は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設により原子炉格納容器へスプレイする。

操作手順

８．原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

①　方針目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイにより、溶融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止することを目的とする。

また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、炉心注入及び代替炉心注入により、原子炉を冷却することを目的とする。

②　対応手段等

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

１　交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全

(1) 格納容器スプレイ

ア　格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉格納容器へ注水する。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、格納容器スプレイポンプを停止し、その後は水位を維持する。

(2) 代替格納容器スプレイ

ア　常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内への注水機能が喪失し、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉格納容器へ注水する。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、常設電動注入ポンプを停止し、その後は水位を維持する。常設電動注入ポンプの水源は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを使用する。

(配慮すべき事項)

１　原子炉下部キャビティの水位監視

溶融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を監視するため、原子炉格納容器への注水時は原子炉下部キャビティ水位監視装置の動作を確認する。

２　全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失

(1) 代替格納容器スプレイ

ア　常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生し、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、大容量空冷式発電機により受電した常

設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉格納容器へ注水する。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、常設電動注入ポンプを停止し、その後は水位を維持する。常設電動注入ポンプの水源は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを使用する。

(配慮すべき事項)

1　原子炉下部キャビティの水位監視

溶融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を監視するため、原子炉格納容器への注水時は原子炉下部キャビティ水位監視装置の動作を確認する。

2　電源確保

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプ及びB充てん／高圧注入ポンプへ給電する。

特重施設による対応

当直課長は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設により原子炉格納容器へ注水する。

溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止

1　交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全

(1) 炉心注入

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。

ア　充てん／高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる高圧又は低圧注入ラインを用いた炉心注入

当直課長は、充てん／高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより高圧又は低圧注入ラインを使用して、燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。

イ　充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを使用した炉心注入

当直課長は、充てん／高圧注入ポンプにより充てんラインを使用して、燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。

(2) 代替炉心注入

炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。

ア　A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替炉心注入

当直課長は、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。

イ　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

当直課長は、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。常設電動注入ポンプの水源は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを使用する。

2　全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失

(1) 代替炉心注入

当直課長は、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生し、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。

ア　Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入

当直課長は、大容量空冷式発電機により受電したＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。

イ　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

当直課長は、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。常設電動注入ポンプの水源は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを使用する。

(配慮すべき事項)

1　電源確保

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプ及びＢ充てん／高圧注入ポンプへ給電する。

給電の手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」参照

特重施設による対応

当直課長は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設により原子炉へ注入する。

操作手順

９．水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

①　方針目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内に水－ジルコニウム反応及び水の放射線分解により水素が放出された場合に、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減、水素濃度監視を行うことを目的とする。

②　対応手段等

水素濃度低減

１　静的触媒式水素再結合装置

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の動作状況を、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の指示値を確認する。

２　電気式水素燃焼装置

当直課長は、炉心出口温度計指示が350℃に到達又は安全注入動作を伴う１次冷却材喪失時に全ての高圧注入系機能が喪失した場合、電気式水素燃焼装置を速やかに起動する。全交流動力電源が喪失している場合は、代替電源設備からの給電後速やかに電気式水素燃焼装置を起動する。電気式水素燃焼装置の動作状況を、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、電気式水素燃焼装置動作監視装置の指示値を確認する。

水素濃度監視

１　可搬型格納容器水素濃度計測装置

当直課長は、炉心出口温度計指示が350℃に到達又は安全注入動作を伴う１次冷却材喪失時に全ての高圧注入系機能が喪失した場合、可搬型格納容器水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を起動し、計測準備ができれば原子炉格納容器内の水素濃度を計測し監視する。

当直課長は、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、代替電源設備からの給電後、可搬型格納容器水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を起動し、計測準備ができれば原子炉格納容器内の水素濃度を測定し監視する。直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型格納容器水素濃度計測装置の指示値を確認する。

(配慮すべき事項)

1　可搬型格納容器水素濃度計測装置

可搬型格納容器水素濃度計測装置は共用設備であるため、１号炉及び２号炉が同時被災した場合は、原子炉格納容器内の水素濃度計測を約５分ごとに交互に実施する。切替えに当たっては、都度パージ操作を行う。

他号炉に悪影響を及ぼさないよう、汚染度の大きい原子炉格納容器のサンプルガスを汚染度の小さい原子炉格納容器に流入させないように、放射性物質と水素を含むサンプルガスのパージ先となる原子炉格納容器を選択する。

2　電源確保

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備及び水素濃度監視に使用する設備に給電する。

給電する手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」参照

3　電気式水素燃焼装置の起動条件

炉心損傷の判断に係るパラメータの確認ができない状況では、緊急時対策本部においてプラント情報等により、水素爆轟による原子炉格納容器破損の可能性を判断するとともに、電気式水素燃焼装置起動による原子炉格納容器の健全性への影響を判断して起動可否を決定する。

操作手順

10．水素爆発による原子炉補助建屋等の損傷を防止するための手順等

①　方針目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉補助建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を行うことを目的とする。

②　対応手段等

水素排出

1　アニュラス空気浄化ファン起動による水素排出

当直課長は、安全注入信号が発信した場合に、アニュラス空気浄化ファンが起動し、アニュラスからアニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット、アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットを通して屋外へ排気されることを、アニュラス内圧力の低下にて確認する。

当直課長は、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にも、アニュラス空気浄化系の弁に窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）から窒素を供給し系統構成を行い、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電した後、Ｂアニュラス空気浄化ファンを運転する。

水素濃度監視

1　可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度推定

当直課長は、炉心の損傷を判断した場合、アニュラス内の水素濃度を、原子炉格納容器内の水素濃度及び原子炉格納容器からアニュラスへの漏えい率により推定し監視する。

当直課長は、可搬型格納容器水素濃度計測装置を用いた原子炉格納容器内水素濃度の測定を行い、炉心損傷判断からの経過時間、原子炉格納容器内水素濃度の測定値並びに原子炉格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）及びアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計の線量率の比により推定したアニュラスへの漏えい率の関係図から原子炉格納容器水素濃度の推移を推定し、アニュラス内の水素濃度を推定する。

アニュラス内の放射線量の推定は、多様性拡張設備である格納容器排気筒高レンジガスモニタが使用可能であれば、アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計よりも優先して使用する。

（配慮すべき事項）

1　アニュラス内水素濃度計

多様性拡張設備であるアニュラス水素濃度計測装置は、炉心損傷後の高放射線下及び高温下では指示値に影響があることから参考値として扱う。

アニュラス水素濃度計測装置の指示値を参考にする場合は、計測器の環境特性を考慮する。

2　電源確保

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備によりアニュラス空気浄化設備に給電する。

給電する手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」参照

操作手順

11．使用済燃料ピットの冷却等のための手順等

① 方針目的

使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料ピットの水位が低下した場合、使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料ピット内燃料体等」という。）を冷却し、放射線の遮へい、及び臨界を防止するため使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットの監視を行うことを目的とする。

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい、その他の要因により使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界の防止、放射性物質の放出を低減するため使用済燃料ピットへのスプレイ、燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水、使用済燃料ピットの監視を行うことを目的とする。

② 対応手段等

使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時

1 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

当直課長は、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合又は使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下した場合、使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する。

使用する水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池又は海水を使用する。

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時

1 使用済燃料ピットへのスプレイ及び放水

緊急時対策本部は、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいの発生により、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下し、かつ、水位低下が継続する場合、以下の手段により、使用済燃料ピットへスプレイ又は燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水する。

(1) 可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ

緊急時対策本部は、可搬型注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへスプレイする。

使用する水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池又は海水を使用する。

(2) 移動式大容量ポンプ車及び放水砲による使用済燃料ピットへの放水

緊急時対策本部は、燃料取扱建屋の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合、移動式大容量ポンプ車及び放水砲により海水を燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水する。

重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時

1　使用済燃料ピットの監視

当直課長は、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時、又は使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時、常設設備である使用済燃料ピット水位計（SA）、使用済燃料ピット温度計（SA）及び使用済燃料ピット状態監視カメラにより使用済燃料ピットの監視を行う。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット周辺線量率計及び使用済燃料ピット状態監視カメラの耐環境性向上のため、空気を供給し冷却を行う。

使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型設備の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を、各計器でオーバーラップして監視する。

(1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視

当直課長は、常設設備である使用済燃料ピット水位計（SA)、使用済燃料ピット温度計（SA）及び使用済燃料ピット状態監視カメラにより使用済燃料ピットの監視を行う。

(2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

当直課長は、使用済燃料ピットの冷却機能喪失又は配管からの漏えいにより、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、若しくは使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合又は使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下した場合、可搬型設備である使用済燃料ピット水位計（広域）（使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む)、使用済燃料ピット周辺線量率計の運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットの監視を行う。

使用済燃料ピット周辺線量率計は、あらかじめ複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係を評価し、各設置場所間での関係性を把握し、指示値の傾向を確認することで使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定する。

直流電源が喪失している場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型設備の指示値を確認する。

(配慮すべき事項)

1　電源確保

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する。

給電の手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」参照

２　燃料確保

使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。

燃料を補給する手順は、表－13「重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」参照

可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ又は移動式大容量ポンプ車の給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。

燃料を補給する手順は、表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照

操作手順

12．発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

① 方針目的

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への拡散抑制、海洋への拡散抑制により、原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制することを目的とする。

また、原子炉補助建屋等周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に、泡消火により、消火することを目的とする。

② 対応手段等

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損

1 大気への拡散抑制

(1) 移動式大容量ポンプ車、放水砲による大気への拡散抑制

緊急時対策本部は、炉心出口温度350℃以上、かつ、原子炉格納容器内高レンジエリアモニタB（高レンジ）が1×10^{5}mSv/h以上となり、原子炉格納容器へのスプレイが確認できない場合、移動式大容量ポンプ車及び放水砲により海水を原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する。

2 海洋への拡散抑制

(1) シルトフェンス及び放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制

緊急時対策本部は、原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、雨水排水処理装置の集水ピットに汚染水が通過することにより放射性物質を吸着する網目状のマット内に軽石状の吸着剤を敷き詰めた放射性物質吸着剤を設置するとともに、小型船舶を用いてシルトフェンスを設置する。緊急時対策本部要員に余裕があれば、放射性物質吸着剤を追加設置する。

使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷

1 大気への拡散抑制

緊急時対策本部は、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下し、かつ、水位低下が継続する場合、以下の手段により、燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へスプレイ又は放水する。

(1) 可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる大気への拡散抑制

緊急時対策本部は、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダにより燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ淡水又は海水をスプレイする。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池又は海水を使用する。

(2) 移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制

緊急時対策本部は、燃料取扱建屋の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合、スプレイよりも射程距離が大きい移動式大容量ポンプ車及び放水砲により海水を燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水する。

2　海洋への拡散抑制

(1) シルトフェンス及び放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制

緊急時対策本部は、燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、雨水排水処理装置の集水ピットを汚染水が通過することにより放射性物質を吸着する網目状のマット内に軽石状の吸着剤を敷き詰めた放射性物質吸着剤を設置するとともに、小型船舶を用いてシルトフェンスを設置する。

原子炉補助建屋等周辺における航空機衝突による航空機燃料火災

1　航空機燃料火災への泡消火

(1) 移動式大容量ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火

緊急時対策本部は、原子炉補助建屋等周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、移動式大容量ポンプ車及び放水砲を用いて、海水に移動式大容量ポンプ車内蔵の泡薬剤ポンプで泡消火薬剤を注入することで航空機燃料火災への泡消火を実施する。

(配慮すべき事項)

1　燃料補給

移動式大容量ポンプ車、可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプへの給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。

燃料を補給する手順は、表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照

操作手順

13. 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

① 方針目的

設計基準事故の収束に必要な水源である燃料取替用水タンク、復水タンク等とは別に重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源として、宮山池、海水等を確保することを目的とする。

設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するため、代替水源から中間受槽への供給、蒸気発生器２次側による炉心冷却のための代替手段及び復水タンクへの供給、炉心注入及び格納容器スプレイのための代替手段、燃料取替用水タンクへの供給、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転、使用済燃料ピットへの水の供給、使用済燃料ピットからの大量の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水並びに炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水を行うことを目的とする。

② 対応手段等

代替水源から中間受槽への供給

１ 宮山池から中間受槽への供給

当直課長は、重大事故等が発生し、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）のために必要な水源である復水タンク、炉心注入及び格納容器スプレイのために必要な水源である燃料取替用水タンク、使用済燃料ピット内燃料体等の冷却に必要な使用済燃料ピットへの供給がそれぞれ必要になった場合、宮山池を水源として取水用水中ポンプ、可搬型ホースにより中間受槽へ水を供給する。

２ 海水（取水ピット、取水口）から中間受槽への供給

当直課長は、重大事故等が発生し、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）のために必要な水源である復水タンク、炉心注入及び格納容器スプレイのために必要な水源である燃料取替用水タンク、使用済燃料ピット内燃料体等の冷却に必要な使用済燃料ピットへの供給がそれぞれ必要になった場合、海水（取水ピット、取水口）を水源として取水用水中ポンプ、可搬型ホースにより中間受槽へ水を供給する。

蒸気発生器２次側による炉心冷却のための代替手段及び復水タンクへの供給

１ 復水タンクへ供給ができない場合の代替手段

当直課長は、重大事故等により、蒸気発生器２次側への注水手段の水源となる復水タンクへの供給ができない場合、以下の手段により、炉心を冷却する。

(1) １次系のフィードアンドブリード

当直課長は、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより炉心へ注入し、加圧器逃がし弁を用いた１次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。

原子炉を冷却する手順は、表－２「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照

(2) 海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給

当直課長は、A、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口へ海水を直接供給し、補助給水ポンプにて蒸気発生器へ注水することにより、原子炉を冷却する。

原子炉を冷却する手順は、表－２「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照

2　復水タンクへの供給

(1) 中間受槽から復水タンクへの供給

当直課長は、重大事故等が発生し、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクへの供給が必要な場合、復水タンク補給用水中ポンプにより淡水又は海水を復水タンクへ供給する。

炉心注入及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給

1　燃料取替用水タンクへ供給ができない場合の代替手段

当直課長は、重大事故等により、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクへの供給ができない場合、以下の手段により、炉心又は原子炉格納容器を冷却する。

(1) 代替炉心注入

当直課長は、復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注入により炉心を冷却する。また、可搬型注入ポンプにより淡水又は海水を、中間受槽を経由して原子炉へ注入する。

代替炉心注入の手順は、表－４「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照

(2) 代替格納容器スプレイ

当直課長は、復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器を冷却する。

代替格納容器スプレイの手順は、表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照

2　燃料取替用水タンクへの供給

(1) 復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給

当直課長は、重大事故等が発生し、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクへの供給が必要な場合又は１次冷却材配管大破断が発生し、安全注入、蓄圧注入動作を確認した場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ水を供給する。

格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転

1　代替再循環運転

当直課長は、格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転において、余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注入機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する。

(1) A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環運転

当直課長は、A格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器による代替再循環運転により原子炉へ注水する。

原子炉へ注入する手順は、表－４「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照

２　B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転

当直課長は、原子炉補機冷却機能が喪失した場合は移動式大容量ポンプ車により補機冷却機能を回復させ、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転により原子炉へ注水する。

原子炉へ注入する手順は、表－４「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照

３　B余熱除去ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転

当直課長は、原子炉補機冷却機能が喪失した場合は移動式大容量ポンプ車により補機冷却機能を回復させ、B余熱除去ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転により原子炉へ注水する。

原子炉へ注入する手順は、表－４「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照

使用済燃料ピットへの水の供給

１　使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

当直課長は、使用済燃料ピットの注水機能喪失、使用済燃料ピットの冷却機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合、使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する。使用する水源は中間受槽を使用する。

使用済燃料ピットへの注水する手順は、表－11「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」参照

使用済燃料ピットからの大量の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ又は燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水

緊急時対策本部は、使用済燃料ピットの大量漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの注水操作を実施しても水位が回復しない場合は、以下の手段により使用済燃料ピットへスプレイ又は燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水する。

１　使用済燃料ピットへのスプレイ

緊急時対策本部は、可搬型注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダにより淡水又は海水を中間受槽を経由して使用済燃料ピットへスプレイする。

使用済燃料ピットへスプレイする手順は、表－11「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」参照

2　使用済燃料ピットへの放水

緊急時対策本部は、燃料取扱建屋の損壊等により燃料取扱建屋に近づけない場合は、移動式大容量ポンプ車及び放水砲により、燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ海水を放水する。なお、海水を使用する際、取水箇所は取水ピットを優先し、取水ピットが使用できなければ取水口を使用する。

放水砲等を使用して、使用済燃料ピットへ放水する手順は、表－12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水

1　原子炉格納容器及びアニュラス部への放水

緊急時対策本部は、炉心出口温度350℃以上、かつ、原子炉格納容器内高レンジエリアモニタB（高レンジ）が1×10^{5}mSv/h以上となり、原子炉格納容器へのスプレイが確認できない場合、移動式大容量ポンプ車及び放水砲により海水を原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する。

移動式大容量ポンプ車及び放水砲を使用して、海水を原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する手順は、表－12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照

（配慮すべき事項）

1　燃料補給

(1) 取水用水中ポンプ用発電機又は使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機への燃料補給

緊急時対策本部は、取水用水中ポンプ用発電機、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。

重大事故等発生時7日間運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量は、表－14「電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯蔵タンクの貯油量を管理する。

操作手順

14. 電源の確保に関する手順等

① 方針目的

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源（交流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電を行うことを目的とする。

② 対応手段等

代替電源（交流）からの給電

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電し、電圧計により受電したことを確認する。

1 大容量空冷式発電機による代替電源（交流）からの給電

当直課長は、大容量空冷式発電機から受電準備を行ったのち大容量空冷式発電機を起動し給電する。

2 号炉間電力融通ケーブルを使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電

当直課長は、他号炉のディーゼル発電機等の交流電源が非常用高圧母線の電圧にて健全であることを確認した場合、号炉間電力融通ケーブルを使用し給電する。

3 発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）による代替電源（交流）からの給電

当直課長は、発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）から受電準備を行ったのち、発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）を起動し給電する。

4 予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電

当直課長は、あらかじめ布設した号炉間電力融通ケーブルが使用できない場合は、配備している予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用し給電する。

特重施設による対応

本部長は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設の電源設備から非常用高圧母線へ給電する。

代替電源（直流）による給電

1 蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、蓄電池（安全防護系用）により非常用直流母線へ給電する。全交流動力電源喪失発生後、１時間以内を目安に中央制御室及び隣接する１次系継電器室で不要直流負荷の切り離しを行い、８時間以内を目安に現場で不要直流負荷の切離しを行う。

2　蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、蓄電池（安全防護系用）の電圧が許容最低電圧値以下となる前までに、蓄電池（重大事故等対処用）により非常用直流母線へ給電する。全交流動力電源喪失発生後８時間以内を目安に現場で不要直流負荷の切離しを行う。

3　蓄電池（３系統目）による代替電源（直流）からの給電

当直課長は、全交流動力電源喪失発生後、蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（重大事故等対処用）の電圧が許容最低電圧値以下となる前までに、蓄電池（３系統目）により非常用直流母線へ給電する。

4　直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源（直流）からの給電

当直課長は、蓄電池（重大事故等対処用）又は蓄電池（３系統目）の電圧が低下する前までに、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器により給電する。

代替所内電気設備による給電

1　代替所内電気設備による給電（大容量空冷式発電機）

当直課長は、所内電気設備が共通要因で機能を失った場合、少なくとも１系統は機能の維持及び人の接近性を確保するために、大容量空冷式発電機から重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤により、原子炉を安定状態に収束するために必要な負荷へ給電する。

2　代替所内電気設備による給電（発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車））

当直課長は、所内電気設備が共通要因で機能を失った場合、少なくとも１系統は機能の維持及び人の接近性を確保するために、発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）から変圧器車及び可搬型分電盤により原子炉を安定状態に収束するために必要な負荷へ給電する。

(配慮すべき事項)

1　燃料補給

緊急時対策本部は、大容量空冷式発電機、発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）、直流電源用発電機及びディーゼル発電機への給油を、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。

(1) 大容量空冷式発電機用燃料タンク等への燃料（重油）補給

緊急時対策本部は、大容量空冷式発電機等への給油を、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。

2　燃料の管理

重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量として、表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び表－13「重大事故等の収束に必要となる水の供給手順

等」に示す燃料（重油）も含め、燃料油貯油そう、燃料油貯蔵タンク、大容量空冷式発電機用燃料タンクの貯油量を管理する。

操作手順

15. 事故時の計装に関する手順等

① 方針目的

重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等の対処として監視が必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録することを目的とする。

② 対応手段等

監視機能の喪失

1 計器故障時のパラメータ推定

当直課長は、パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ（原子炉容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉容器及び原子炉格納容器への注水量等）又は有効な監視パラメータを計測する計器が故障により、計測することが困難となった場合、以下の手段により当該パラメータを推定する。

ア 原子炉施設の状態を把握するために必要とする重要な監視パラメータについて、他チャンネル又は他ループの計器がある場合は、当該計器により当該パラメータを計測する。

イ パラメータ選定にて選定した重要代替パラメータ（他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を除く）の値を用いて以下の方法で推定する。

(ｱ) 同一物理量で推定（温度、圧力、水位、流量、放射線量）

(ｲ) 水位を注水源若しくは注入先の水位変化又は注入量から推定

(ｳ) 流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定

(ｴ) 除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定

(ｵ) １次系からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定

(ｶ) 圧力と温度を水の飽和状態の関係から推定

(ｷ) ほう素濃度と炉心の未臨界性から推定

(ｸ) 装置の動作特性により推定

(ｹ) その他あらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定

計器故障時、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測する。

重要代替パラメータ（他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器除く）の値により推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合、より直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を考慮するとともに、計測される値の確からしさを判断の上で、使用するパラメータの優先順位を定める。

2　計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定

原子炉容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉容器内の温度と水位である。

当直課長は、原子炉容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、原子炉施設の状態を推定する。

(1) 原子炉容器内の温度

当直課長は、原子炉容器内の温度のパラメータである１次冷却材温度が計測範囲を超えた場合、可搬型計測器の接続を行い、検出器の抵抗を計測し、換算表を用いて温度へ変換する。多様性拡張設備である炉心出口温度が健全である場合は、炉心出口温度による計測をする。

(2) 原子炉容器内の水位

当直課長は、原子炉容器内の水位のパラメータである加圧器水位が低下して計測範囲を超えた場合は、原子炉容器水位で計測する。

計器電源の喪失

1　計器電源の喪失時の対応

当直課長は、直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータを計測又は監視する。

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

当直課長は、全交流動力電源喪失により計測に必要な計器電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）及び直流電源用発電機等の運転により、計器へ給電する。

代替電源の供給ができない場合は、特に重要なパラメータとして、パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、可搬型計測器を接続し計測する。ただし、可搬型計測器を用いずに直接確認できるものは現場で確認する。

また、可搬型計測器の計測値を工学値に換算する換算表を準備する。

可搬型計測器による計測においては、計測の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか１つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか１つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。

重大事故等時のパラメータを記録する手順

緊急時対策本部は、パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等）について、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDS データ表示装置及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）により計測結果を記録する。ただし、複数の計測結果を使用し計

算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む）の値や現場操作時のみ監視する現場の指示値は記録用紙に記録する。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDS データ表示装置及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）に記録された監視パラメータの計測結果は、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。

（配慮すべき事項）

1　パラメータの選定

炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは、事象の判別を行う運転手順書の判断基準、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書の適用条件、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書の適用条件及び技術的能力に係る審査基準 1.1～1.10、1.13、1.14 を満足するために必要なパラメータを選定する。

選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉容器内の温度、圧力及び水位、原子炉容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、原子炉格納容器バイパスの監視、水源の確保及びアニュラス内の水素濃度）は、以下のとおり分類する。

(1) 重要な監視パラメータ：主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測するパラメータをいう。

(2) 有効な監視パラメータ：主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器で計測されるが、計測することが困難となった場合でも重大事故等対処設備の計器で計測される代替パラメータを有するものをいう。

(3) 補助的な監視パラメータ：原子炉施設の状況や重大事故等対処設備の運転状態等を補助的に監視するパラメータをいう。

さらに、次のとおり重要代替パラメータを選定する。

重要代替パラメータ：重要な監視パラメータの代替パラメータのうち重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（当該重要な監視パラメータの他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器含む）及び有効な監視パラメータの代替パラメータを計測する重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器により計測されるパラメータをいう。

2　原子炉施設の状態把握

設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力として、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器の計測範囲、計器の個数を規定文書に明確に定める。

3　確からしさの考慮

圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないとパラメータに不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。

原子炉格納容器内の水素濃度を装置の動作特性を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。

アニュラス内の水素濃度を推定する場合は、パラメータの相関関係を用いて、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。

なお、代替パラメータによる推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

4　電源確保

全交流動力電源及び直流電源喪失時は、大容量空冷式発電機、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）及び直流電源用発電機等の運転により、計器へ給電する。

給電の手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」参照

特重施設による対応

当直課長は、特重施設の計装設備による対応が必要と判断した場合、特重施設の計装設備によりプラント状態を把握する。

操作手順

16. 中央制御室の居住性等に関する手順等

① 方針目的

重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止、放射性物質の濃度低減を図ることを目的とする。

② 対応手段等

居住性の確保

当直課長は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を７日間で100ｍＳｖを超えないよう、中央制御室遮へい及び中央制御室換気空調設備の外気を遮断した閉回路循環運転（以下「事故時外気隔離モード」という。）により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員を防護するとともに、マネジメント（マスク等）による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。

1 中央制御室換気空調設備の運転手順等

当直課長は、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、事故時外気隔離モードでの運転を行い、中央制御室非常用循環フィルタユニットに内蔵されたよう素フィルタ及び微粒子フィルタにより放射性物質を除去する。

全交流動力電源が喪失した場合は、手動によるダンパ操作により事故時外気隔離モードの系統構成を行い、代替電源設備により受電し中央制御室換気空調設備を運転する。

(1) 交流動力電源が正常な場合

当直課長は、安全注入信号の発信又は中央制御室エリアモニタ指示上昇による中央制御室換気空調系隔離信号の発信を確認した場合、中央制御室換気空調設備の事故時外気隔離モードでの運転を確認する。

また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度又は二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、緊急時対策本部と換気のタイミングを協議し外気を取り入れる。

(2) 全交流動力電源が喪失した場合

当直課長は、全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調設備を事故時外気隔離モードで運転できない場合、手動によるダンパ操作により事故時外気隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中央制御室換気空調設備を運転する。

また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度又は二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、緊急時対策本部と換気のタイミングを協議し外気を取り入れる。

2　中央制御室の照明を確保する手順

当直課長は、全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明(SA)の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備による給電後、可搬型照明(SA)を可搬型照明用電源に接続し中央制御室の照明を引き続き確保する。

3　中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

当直課長は、中央制御室換気空調設備が事故時外気隔離モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。

4　その他の放射線防護措置等に関する手順等

(1) 重大事故等時の全面マスクの着用手順

当直課長は、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合、運転員等の内部被ばくを低減するため、全面マスクの着用を指示する。

(2) 重大事故等時の運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化

運転管理グループ長は、運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、所長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を確立する。

また、交代要員は運転員等の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで運転員等の被ばくの低減を図る。

汚染の持ち込み防止

1　チェンジングエリアの設置手順

緊急時対策本部は、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合に、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを中央制御室の出入口付近に設置する。

緊急時対策本部は、全交流動力電源喪失時にチェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合においては、可搬型照明(SA)の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備により給電後、可搬型照明(SA)を電源に接続しチェンジングエリアの照明を引き続き確保する。

放射性物質の濃度低減

1　アニュラス空気浄化設備の運転手順等

当直課長は、アニュラス空気浄化ファンを運転し、原子炉格納容器内から漏えいした空気を放射性物質低減機能を有するアニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットを通して屋外へ排出し、放射性物質の濃度を低減する。

また、当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合においても、アニュラス空気浄化系の弁に窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）から窒素を供給し系統構成を行い、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電した後、Bアニュラス空気浄化ファンを運転する。

(配慮すべき事項)

1　放射線管理

チェンジングエリア内では、現場作業を行う運転員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合は、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。

2　電源確保

(1) 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により中央制御室換気空調設備及び可搬型照明(SA)へ給電する。

給電の手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」参照

(2) 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替交流電源設備によりアニュラス空気浄化設備に給電する。

給電の手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」参照

操作手順

17．監視測定等に関する手順等

① 方針目的

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその測定結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定することを目的とする。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定することを目的とする。

② 対応手段等

放射性物質の濃度及び放射線量の測定

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその測定結果を記録する。

重大事故等時の放射性物質の濃度及び放射線量の測定頻度については、モニタリングステーション、モニタリングポスト、可搬型モニタリングポスト及び可搬型エリアモニタを用いた放射線量の連続測定を行う。また、放射性物質の濃度の測定（空気中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、１回／日以上を目安とするが、測定頻度は原子炉施設の状態及び放射性物質の放出状況を考慮し変更する。

１ モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定

緊急時対策本部は、重大事故等時の発電所敷地境界付近の放射線量について、モニタリングステーション及びモニタリングポストにより監視し、及び測定し、並びにその測定結果を記録する。

２ 可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定

緊急時対策本部は、モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合、可搬型モニタリングポストにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその測定結果を記録する。

３ 可搬型エリアモニタによる放射線量の測定

緊急時対策本部は、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合に、海側敷地境界付近を含み原子炉格納容器を囲む８方位の放射線量を、可搬型エリアモニタにより監視し、及び測定し、並びにその測定結果を記録する。

４ 放射性物質の濃度の代替測定

(1) 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定

緊急時対策本部は、重大事故等時の放射性物質の濃度（空気中）について、放射能測定装置（可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ）により監視し、及び測定し、並びにその測定結果を記録する。

放射性物質の濃度（空気中）の測定は、放射能測定装置（可搬型ダストサンプラ、GM 汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ）、多様性拡張設備であるモニタリングカーを使用する。

5　放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

緊急時対策本部は、重大事故等時の発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）における、放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量について、放射能測定装置（可搬型ダストサンプラ、GM 汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及びβ線サーベイメータ）及び電離箱サーベイメータにより監視し、及び測定し、並びにその測定結果を記録する。

周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。

(1) 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定

緊急時対策本部は、重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。

(2) 放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定

緊急時対策本部は、重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出のおそれがある、又は放出された場合に、放射能測定装置により水中の放射性物質の濃度を測定する。

(3) 放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定手順

緊急時対策本部は、重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。

(4) 海上モニタリング測定

緊急時対策本部は、周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合に、小型船舶で電離箱サーベイメータ及び放射能測定装置により放射性物質の濃度及び放射線量を測定する。

6　バックグラウンド低減対策等

(1) モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策

緊急時対策本部は、事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策を行う。

ア　重大事故等により放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタリングステーション及びモニタリングポストの検出器の養生を行う。

イ　放射性物質の放出により、モニタリングステーション又はモニタリングポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、測定設備の除染、周辺の土壌撤去、樹木の伐採等を行い、バックグラウンドレベルを低減する。

(2) 放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策

緊急時対策本部は、重大事故等発生後の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し、放射能測定装置が測定不能となった場合、放射能測定装置の検出器周囲を遮へい材で囲むこと等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。

(3) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

緊急時対策本部は、重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定されるモニタリング計画に従い、資機材の支援及びモニタリングに係る要員の動員、放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。

風向、風速その他の気象条件の測定

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその測定結果を記録する。

気象観測設備及び可搬型気象観測装置による風向、風速その他気象条件の測定は、連続測定を行う。

1　可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定

緊急時対策本部は、重大事故等時の風向、風速その他気象条件を可搬型気象観測装置により測定し、及びその測定結果を記録する。

また、風向、風速その他気象条件は、可搬型気象観測装置、多様性拡張設備である気象観測設備を使用し、測定する。

2　気象観測設備による気象観測項目の測定

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合に、気象観測設備により発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその測定結果を記録する。

モニタリングステーション及びモニタリングポストへの代替交流電源設備からの給電

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。

給電の手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」参照

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、電源が喪失した状態から給電した場合は、自動的に放射線量の連続測定を開始する。

操作手順

18. 緊急時対策所の居住性等に関する手順等（緊急時対策所（緊急時対策棟内））

① 方針目的

緊急時対策所（緊急時対策棟内）に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員が緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡を行う必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替電源設備からの給電を行うことを目的とする。

② 対応手段等

居住性の確保

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所非常用空気浄化設備による放射性物質の侵入低減、緊急時対策所空気加圧設備による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員等の被ばく線量を7日間で100mＳｖを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性を確保する。

1 緊急時対策所（緊急時対策棟内）立上げの手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）を使用し、緊急時対策本部を設置するための準備として、緊急時対策所（緊急時対策棟内）を立上げる。

(1) 緊急時対策所非常用空気浄化設備運転手順

緊急時対策本部は、居住性確保に必要な扉の閉止を行った後、緊急時対策所非常用空気浄化設備を起動し、放射性物質の侵入を低減する。

全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備からの給電により、緊急時対策所非常用空気浄化設備を起動する。

(2) 緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所加圧設備の系統構成を行い、漏えい等がないことを確認し、切替えの準備を行う。

(3) 緊急時対策所（緊急時対策棟内）内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性確保の観点から、緊急時対策所（緊急時対策棟内）内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。

2 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象発生時の手順

緊急時対策本部は、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合、緊急時対策所（緊急時対策棟内）内へ緊急時対策所エリアモニタを設置し、放射線量の測定を開始する。

可搬型エリアモニタのうち、１号炉及び２号炉原子炉格納容器と緊急時対策所（緊急時対策棟内）の中間位置に配備する可搬型エリアモニタは緊急時対策所（緊急時対策棟内）内を加圧するための判断に用いる。可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を設置する手順は、表－17「監視測定等に関する手順等」参照。

3　重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員等を防護し、居住性を確保する措置を行う。

(1) 緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまる緊急時対策本部要員について

緊急時対策本部は、可搬型エリアモニタの指示上昇や炉心損傷が生じる等、プルーム放出のおそれがある場合、以下の要員を目安とし、最大収容可能人数の範囲で緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまる要員を判断する。

プルーム通過中においても、緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまる要員は、休憩、仮眠をとるための交代要員を考慮して、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員と、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な緊急時対策本部要員とする。

(2) 緊急時対策所加圧設備への切替準備手順

緊急時対策本部は、可搬型エリアモニタの指示上昇や炉心損傷が生じる等、プルーム放出のおそれがあると判断した場合、パラメータの監視強化及び緊急時対策所非常用空気浄化設備から緊急時対策所加圧設備への切替えのための要員配置を行う。

(3) 緊急時対策所加圧設備への切替手順

緊急時対策本部は、原子炉格納容器からプルームが放出され、可搬型エリアモニタ（加圧判断用）及び緊急時対策所エリアモニタの指示値が上昇した場合、速やかに緊急時対策所非常用空気浄化設備から緊急時対策所加圧設備へ切替えるとともに、緊急時対策所（緊急時対策棟内）内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定結果に応じ、空気流入量を調整する。

(4) 緊急時対策所非常用空気浄化設備への切替手順

緊急時対策本部は、可搬型エリアモニタ（加圧判断用）及び緊急時対策所エリアモニタの指示が低下し、緊急時対策所（緊急時対策棟内）周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用空気浄化設備へ切替える。

必要な指示及び通信連絡

重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる以下の事項について明確にする。

1　重大事故等に対処するために必要な情報を把握するため、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の情報収集設備及び通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集する。

2　重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所（緊急時対策棟内）に配備し、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。

3　重大事故等が発生した場合、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

4　全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により緊急時対策所（緊急時対策棟内）の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。

(1) 緊急時対策所（緊急時対策棟内）情報収集設備によるプラントパラメータ等の監視手順

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所（緊急時対策棟内）情報収集設備である緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータ等を監視する。

(2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備について

防災管理グループ長は、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所（緊急時対策棟内）に配備する。また、当該資料は常に最新となるよう通常時から維持、管理する。

(3) 通信連絡に関わる手順等

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の使用方法等、必要な手順の詳細は、表－19「通信連絡に関する手順等」参照

必要な数の要員の収容

緊急時対策所（緊急時対策棟内）には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の緊急時対策本部要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の緊急時対策本部要員を収容する。

緊急時対策本部は、これらの緊急時対策本部要員を収容するため、以下の手順等により必要な資機材、飲料水、食料等を配備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。

1　放射線管理について

(1) 放射線管理用資機材の維持管理等について

緊急時対策本部は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員や現場作業を行う緊急時対策本部要員等の対策要員の装備（線量計、マスク等）を配備し、維持、管理し、重大事故等時にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。

緊急時対策本部は、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット近傍に可搬型エリアモニタを設置し、放射線量を監視する。放射線量が上昇した場合は、周辺に立入りを制限する等の対応を行う。

(2) チェンジングエリアの設置及び運用手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材を整備し、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の外側が放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。

(3) 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの切替手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの線量が上昇する等、切替えが必要となった場合、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットを待機側へ切替え、線量に応じ、交換、保管する。

2　飲料水、食料等について

緊急時対策本部は、少なくとも外部からの支援なしに１週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。

代替電源設備からの給電

緊急時対策本部は、全交流動力電源喪失時、代替電源として緊急時対策所用発電機車により緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ給電する。

なお、原子炉補助建屋に設置されている緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)の機器については、代替電源として大容量空冷式発電機により給電する。

給電の手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」及び表－19「通信連絡に関する手順等」を参照

1　緊急時対策所用発電機車による給電

緊急時対策本部は、全交流動力電源喪失時、代替電源（交流）である緊急時対策所用発電機車から給電する。

(1) 緊急時対策所用発電機車は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の立上げ時に電源ケーブル接続等の準備を行い、全交流動力電源喪失時に起動し緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ給電を開始する。

(2) 緊急時対策所用発電機車には緊急時対策棟近傍に設置する緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンクより給油する。

ア　緊急時対策所用発電機車準備手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）立上げ時の電源ケーブル及び燃料油供給ホース接続を行う。

イ　緊急時対策所用発電機車起動手順

緊急時対策本部は、全交流動力電源喪失時における緊急時対策所用発電機車の起動を行う。

ウ　緊急時対策所用発電機車の切替手順

(ｱ) 緊急時対策所用発電機車の切替手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所用発電機車の切替えを行う。

(配慮すべき事項)

1　燃料補給

緊急時対策所用発電機車への給油は、緊急時対策所用発電機車用給油ポンプから緊急時対策所用発電機車へ燃料油供給ホースを接続し、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンクから、緊急時対策所用発電機車用給油ポンプにより自動補給する。発電機運転中は、緊急時対策所用発電機車用給油ポンプの運転状態及び燃料油補給状況の警報監視を行い、正常に自動補給されていることを確認する。

重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量として、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンクの貯油量を管理する。

操作手順

19. 通信連絡に関する手順等

① 方針目的

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備、発電所外（社内外）との通信連絡設備により通信連絡を行うことを目的とする。

② 対応手段等

発電所内の通信連絡

1 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所内）により、運転員等、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員が、中央制御室、屋内外の作業場所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）との間で相互に通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備を使用する。

(1) 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。

(2) また、データ伝送設備（発電所内）により、緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送して、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を使用する。

（配慮すべき事項）

1 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

緊急時対策本部は、直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合、現場と中央制御室との連絡には携帯型通話設備を使用し、現場又は中央制御室と緊急時対策所（緊急時対策棟内）との連絡には衛星携帯電話設備を使用する。

また、全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。

発電所外（社内外）との通信連絡

1 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所外）により、緊急時対策本部要員が、緊急時対策所（緊急時対策棟内）と本店、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等）を使用する。

(1) 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。

(2) データ伝送設備（発電所外）により、国の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）を使用する。

(配慮すべき事項)

1　計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等

緊急時対策本部は、直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、緊急時対策所（緊急時対策棟内）と本店、国、地方公共団体等との連絡には衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話、IP-FAX 等）を使用する。

また、全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。

2　代替電源設備からの給電

当直課長及び緊急時対策本部は、全交流動力電源喪失時、代替電源設備により、衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話、IP-FAX 等）、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置へ給電する。

給電の手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」及び表－18「緊急時対策所の居住性等に関する手順等（緊急時対策所（緊急時対策棟内））」参照

表－20　重大事故等対策における操作の成立性（１／５）

操作手順No	対応手段	要員	要員数	想定時間
1	（成立性が要求される対応手段なし）	—	—	—
2	海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	保修対応要員	2	43 分
		運転員等（中央制御室、現場）	3	
	手動によるタービン動補助給水ポンプ機能回復	運転員等（中央制御室、現場）	4	15 分
3	海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	No. 2にて整備する。		
	手動によるタービン動補助給水ポンプ機能回復	No. 2にて整備する。		
	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復※	運転員等（現場）	3	20 分
	窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復※	運転員等（中央制御室、現場）	4	35 分
	可搬型バッテリによる加圧器逃がし弁の機能回復	保修対応要員	1	25 分
		運転員等（中央制御室）	1	
4	Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替炉心注入	運転員等（中央制御室、現場）	2	25 分
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入※（運転員等（現場）３名で系統構成する場合）	保修対応要員	2	53 分
		運転員等（中央制御室、現場）	4	
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入※（運転員等（現場）４名で系統構成する場合）	保修対応要員	2	38 分
		運転員等（中央制御室、現場）	5	
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	保修対応要員	22	7 時間 35 分
		運転員等（中央制御室、現場）	3	
	Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環運転※	運転員等（中央制御室、現場）	2	15 分
	Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入（運転員等（現場）２名で系統構成する場合）※	保修対応要員	3	1 時間 27 分
		運転員等（中央制御室、現場）	3	
	Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入（運転員等（現場）４名で系統構成する場合）※	保修対応要員	3	1 時間 14 分
		運転員等（中央制御室、現場）	5	
	移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水	No. 5にて整備する。		
	現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出	No. 3にて整備する。		
	蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	保修対応要員	22	10 時間
		運転員等（中央制御室、現場）	3	

※有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－20　重大事故等対策における操作の成立性（２／５）

操作手順No	対応手段	要員	要員数	想定時間
5	現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出	No. 3にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却	No. 7にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水※	保修対応要員	10	14時間10分
		運転員等（中央制御室、現場）	4	
6	A、B格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却	No. 7にて整備する。		
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ※	保修対応要員	2	38分
		運転員等（中央制御室、現場）	6	
	移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却	No. 7にて整備する。		
	可搬型電動ポンプ用発電機への燃料補給	保修対応要員	6	1時間20分
	可搬型ディーゼル注入ポンプへの燃料補給	保修対応要員	6	1時間20分
	移動式大容量ポンプ車への燃料補給※	保修対応要員	6	1時間20分
7	A、B格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却※	保修対応要員	2	1時間10分
		運転員等（中央制御室、現場）	3	
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	No. 6にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却※	保修対応要員	10	14時間10分
		運転員等（中央制御室、現場）	4	
8	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ※	保修対応要員	2	38分
		運転員等（中央制御室、現場）	6	
	A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）による代替炉心注入	No. 4にて整備する。		
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入	No. 4にて整備する。		
	B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入	No. 4にて整備する。		
9	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視（全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時）※	保修対応要員	4	1時間20分
		運転員等（中央制御室、現場）	3	
	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視（全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能喪失時）※	保修対応要員	4	1時間35分
		運転員等（中央制御室、現場）	3	

※有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－20　重大事故等対策における操作の成立性（３／５）

操作手順No	対応手段	要員	要員数	想定時間
10	代替空気（窒素）によるアニュラス空気浄化設備の運転※	運転員等（中央制御室、現場）	3	35分
	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度推定※	保修対応要員	2	1時間10分
		運転員等（中央制御室）	1	
11	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水※	保修対応要員	10	5時間20分
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ	保修対応要員	22	2時間
	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による使用済燃料ピットへの放水	No.12にて整備する。		
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視※	保修対応要員	4	1時間50分
		運転員等（中央制御室、現場）	2	
12	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制	保修対応要員	10	8時間
	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制（吸着剤の設置）	保修対応要員	18	2時間
	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制（シルトフェンスの設置）	保修対応要員	28	16時間
		緊急時対策本部要員（参集要員）	32	
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる大気への拡散抑制	No.11にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車、放水砲による航空機燃料火災への泡消火	保修対応要員	17	4時間
13	宮山池から中間受槽への供給※	保修対応要員	10	5時間20分
	海水（取水ピット、取水口）から中間受槽への供給※	保修対応要員	10	5時間20分
	海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	No.２にて整備する。		
	中間受槽から復水タンクへの供給※	保修対応要員	5	4時間
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入	No.４にて整備する。		
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	No.４にて整備する。		
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	No.６にて整備する。		
	復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給※	保修対応要員	2	40分
		運転員等（現場）	1	
	Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）による代替再循環運転	No.４にて整備する。		
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	No.11にて整備する。		
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ	No.11にて整備する。		

※有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－20　重大事故等対策における操作の成立性（４／５）

操作手順No	対応手段	要員	要員数	想定時間
13	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による使用済燃料ピットへの放水	No.12にて整備する。		
	取水用水中ポンプ用発電機への燃料補給※	保修対応要員	6	1時間20分
	使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機への燃料補給※	保修対応要員	6	1時間20分
14	大容量空冷式発電機による代替電源（交流）からの給電※	保修対応要員	1	15分
		運転員等（中央制御室、現場）	2	
	号炉間電力融通ケーブルを使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	6	1時間25分
		運転員等（中央制御室、現場）	4	
	発電機車（高圧発電機車）による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	3	1時間50分
		運転員等（中央制御室、現場）	2	
	発電機車（中容量発電機車）による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	5	2時間40分
		運転員等（中央制御室、現場）	2	
	予備ケーブルを使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	20	3時間
		運転員等（中央制御室、現場）	4	
	充電器盤の受電操作（充電器盤（重大事故等対処用蓄電池用、安全防護系用及び３系統目蓄電池用）の受電操作）※	保修対応要員	2	1時間42分
		運転員等（中央制御室、現場）	2	
	蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電※	運転員等（中央制御室、現場）	1	15分
	蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電※	運転員等（中央制御室、現場）	2	25分
	蓄電池（３系統目）による代替電源（直流）からの給電	運転員等（中央制御室、現場）	2	20分
	直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源（直流）からの給電	保修対応要員	5	2時間
		運転員等（中央制御室、現場）	2	
	代替所内電気設備による給電（大容量空冷式発電機）	保修対応要員	5	40分
		運転員等（現場）	1	
	代替所内電気設備による給電（発電機車）	保修対応要員	8	6時間
	大容量空冷式発電機用燃料タンクへの燃料補給※	保修対応要員	6	1時間55分
	高圧発電機車への燃料補給	保修対応要員	6	1時間20分
	中容量発電機車への燃料補給	保修対応要員	6	1時間20分
	直流電源用発電機への燃料補給	保修対応要員	6	1時間20分
	燃料油貯油そうへの燃料補給	保修対応要員	6	1時間55分

※有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－20　重大事故等対策における操作の成立性（５／５）

操作手順No	対応手段	要員	要員数	想定時間
15	可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視※	保修対応要員	1	20分
16	中央制御室換気空調設備の運転手順等※	保修対応要員	8	45分
		運転員等（中央制御室）	1	
	代替空気（窒素）によるアニュラス空気浄化設備の運転※	No.10にて整備する。		
17	可搬型モニタリングポスト設置・測定	安全管理班	2	2時間
	空気中の放射性物質の濃度測定	安全管理班	2	1時間
	海水、排水測定	安全管理班	3	3時間
	海上モニタリング測定準備	安全管理班	2	2時間
	海上モニタリング測定	安全管理班	2	2時間
	可搬型エリアモニタ配置・測定	安全管理班	2	2時間
	モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策	安全管理班	2	2時間
	可搬型気象観測装置設置・測定	総括班	4	3時間
18	緊急時対策所非常用空気浄化設備運転	緊急時対策本部要員（総括班他）	2	20分
	緊急時対策所加圧設備による空気供給準備	緊急時対策本部要員（総括班他）	6	30分
	緊急時対策所用発電機車準備	緊急時対策本部要員（総括班他）	4	15分
	緊急時対策所用発電機車起動	緊急時対策本部要員（総括班他）	4	10分
19	（成立性が要求される対応手段なし）	—	—	—

※有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

2　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

(1) 社長は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備に当たって、財産（設備等）保護よりも安全を優先することを方針として定める。

(2) 防災管理グループ長は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の2.1項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。

また、防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長、建築グループ長及び教育訓練グループ長は、計画に基づき、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備を実施する。

(3) 防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の2.2項に示す手順を整備し、2.1(1)の要員にこの手順を遵守させる。

(4) 原子力管理部長は、本店が行う支援に関する活動を行う体制の整備として、次の2.1項を含む計画を策定するとともに、計画に基づき、本店が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。

2.1　体制の整備、教育訓練の実施及び資機材の配備

防災管理グループ長及び原子力管理部長は、大規模損壊発生時の体制について、以下に示すとおり、組織が最も有効に機能すると考えられる通常の緊急時対策本部の体制を基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できることなどを規定文書に定め、体制を確立する。

また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような通常とは異なる体制で活動しなければならない場合にも対応できるよう教育訓練を実施し、体制を確立する。

(1) 体制の整備

所長は、原子炉施設において、大規模損壊のような原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去並びに原子力災害の拡大防止及び緩和その他必要な活動を迅速、かつ、円滑に実施するため、第119条に定める通常の原子力防災組織の体制を基本とする原子力防災組織を設置し、発電所に自らを本部長とする緊急時対策本部の体制を整え対処する。また、事故対処に必要な場合には、あらかじめ規定文書に定めた手順等によることなく、事故収束に必要な措置を講じる。

特重施設要員は、APC等による大規模損壊発生時において、原子炉ごとの指揮者と連携し、[redacted]から特重施設を用いた対応を行う。

休日、時間外（夜間）においても発電所内又は発電所近傍に第12条（運転員等の確保）で確保する要員及び「添付２　1.2(3) イ項」で配置する初期消火活動要員のうち専属消防隊８名を確保し、大規模損壊の発生により中央制御室（運転員（当直員）を含む。）が機能しない場合においても、対応できるよう体制を確立する。

さらに、発電所構内の最低要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整える。

ア　対応要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

以下の基本的な考え方に基づき、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない状況においても、対応要員を確保するとともに指揮命令系統を確立する。

(ｱ)　休日、時間外（夜間）における緊急時対策本部の副本部長を含む常駐者は、地震、津波等の大規模な自然災害又はAPC等による大規模損壊発生時にも対応できるよう、分散して待機する。また、建物の損壊等により対応要員が被災するような状況においても、構内に勤務している他の対応要員を緊急時対策本部での役務に割り当てる等の措置を講じる。

(ｲ)　プルーム放出時及びフィルタベント時には、最低限必要な対応要員は緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまり、プルーム通過後又は放射線防護上の確認が終了した後、活動を再開する。

その他の対応要員は発電所外へ一時避難し、その後、交代要員として発電所へ再度非常召集する。また、特重施設要員は、プルーム通過時及びフィルタベント時においても[redacted]にとどまる。

(ｳ)　大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、消防要員（専属消防隊）は消火活動を実施する。また、本部長が、事故対応を実施及び継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、対応要員を火災対応の指揮命令系統の下で消火活動に従事させる。

イ　対応拠点

本部長を含む対応要員等（特重施設要員を除く）が対応を行うに当たっての拠点は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）を基本とし、特重施設要員が対応を行うに当たっての拠点は[redacted]とする。

また、緊急時対策所（緊急時対策棟内）以外の代替可能なスペースも状況に応じて活用する。

ウ　支援体制の確立

(ｱ) 本店対策本部体制の確立

社長は、原子炉施設において大規模損壊が発生した場合の支援を実施するため、本店緊急時対策本部を設置する。

また、原子力災害と災害（原子力災害を除く。）の複合災害発生時においては、原子力災害対策組織と非常災害（一般災害）対策組織を統合し、対策総本部（統合本部）を設置する。

社長は、総本部長として全社対策組織を指揮し、原子力災害対策組織については、原子力発電本部長が副総本部長、非常災害（一般災害）対策組織については、副社長が副総本部長となり、それぞれの対策組織の責任者として指揮する。

(ｲ) 外部支援体制の確立

防災管理グループ長及び原子力管理部長は、「添付３　1.2(3)項」で定める支援に係る事項と同様に他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、技術的な支援が受けられる体制を確立する。

また、協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る支援要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカ及び建設会社による技術的支援を受けられる体制を確立する。

(2) 対応要員への教育訓練の実施

防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長及び教育訓練グループ長は、「添付３　1.1(2)教育訓練の実施」に規定する重大事故等対策にて実施する教育訓練を基に、大規模損壊発生時における対応要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を維持向上するための教育訓練を実施する。

さらに、対応要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより、期待する対応要員以外の対応要員でも対応できるよう教育訓練の充実を図るとともに、教育内容についても充実を図る。

ア　力量の維持向上のための教育訓練

教育訓練グループ長は、力量の維持向上のための教育訓練の実施計画を作成する。

防災管理グループ長、運転管理グループ長及び教育訓練グループ長は、緊急時対策本部要員のうち全体指揮を行う全体指揮者及び原子炉ごとの指揮を行う指揮者並びに通報連絡を行う通報連絡者（以下(2)において「指揮者等」という。）、運転員（当直員）、特重施設要員及び専属消防隊に対し、大規模損壊発生時に対処するために必要な力量の維持向上を図るため、以下の教育訓練について、規定文書に基づき実施する。

なお、力量の維持向上のために有効と判断される新たな知見等が発生した場合には、以下の内容に限定せず、教育訓練を行う。

(ｱ) 防災管理グループ長は、専属消防隊に対して、以下の操作の教育訓練が、年１回以上実施されていることを確認する。

a　消防自動車から原子炉へ注入又は原子炉格納容器へスプレイするための接続訓練

b　消防自動車から使用済燃料ピットへスプレイするための接続訓練

(ｲ) 教育訓練グループ長は、緊急時対策本部の指揮者等に対して、大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合等の事象を想定した教育訓練を、年１回以上実施する。

(ｳ) 運転管理グループ長は、運転員（当直員）及び特重施設要員に対して、表－21から表－31に記載した対応手段を実施するために必要とする手順を教育訓練項目と定め、要員の役割に応じた教育訓練を計画的に実施する。

a　APC等による大規模損壊発生時における要員の役割に応じた教育訓練項目を年２回以上実施し、うち１回は机上による教育訓練とする。

b　APC等による大規模損壊発生時における要員の役割に応じ実施するa項の教育訓練結果を評価し力量が維持されていることを確認する。

(ｴ) 運転管理グループ長及び教育訓練グループ長は、緊急時対策本部要員、運転員(当直員)及び特重施設要員に対して、以下の教育訓練を実施する。

a　特重施設からの操作による原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図り、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための迅速、かつ、円滑な対応を実施するために必要な知識について、要員の役割に応じた教育訓練を年１回実施する。

b　要員の役割に応じて、APC 等による大規模損壊が発生した場合に原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための迅速かつ円滑な対応ができるよう、APC 等による大規模損壊発生時における重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育訓練を年１回実施する。

c　特重施設の対応を迅速に実施するために、高線量下及び照明機能低下などの悪条件を想定し、必要な防護具等を使用した教育訓練を実施する。

d　特重施設の対応を迅速に実施するために、特重施設要員は、役割に応じて特重施設について熟知しておく必要があるため、現場を含めた教育訓練を行う。また、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の定期点検及び運転に必要な操作を自らが行う。

e　特重施設の対応を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、特重施設要員は、それらの情報及びマニュアルを用いて、教育訓練を行うことで、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、情報及びマニュアルの管理を実施する。

イ　技術的能力の確認訓練

教育訓練グループ長は、技術的能力を満足することを確認するための訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

防災管理グループ長は、指揮者等、特重施設要員及び専属消防隊に対し、大規模損壊発生時に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することを確認するための以下の訓練について、規定文書に基づき実施する。

(ｱ) 大規模損壊発生時のプラント状況の把握、情報収集、的確な対応操作の選択及び指揮者等、特重施設要員及び専属消防隊との連携を含めた実効性等を確認するため、ア項(ｱ) a 又はｂのいずれかの操作及びア項(ｳ)を踏まえた総合的な訓練について、任意の指揮者等、特重施設要員及び専属消防隊を対象※に年１回以上実施する。

※　毎年特定の者に偏らないように配慮する。

ウ　APC等時の成立性の確認訓練

教育訓練グループ長は、APC等時の成立性の確認訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

運転管理グループ長は、特重施設要員に対し、APC等による大規模損壊発生時における特重施設による対応操作を確認するAPC等時の成立性の確認訓練を規定文書に基づき実施する。

(ｱ) APC等による大規模損壊発生時における「効果の評価」を行った事故シナリオ（以下、「APC等時の事故シナリオ」という。）について、特重施設要員を対象に年１回以上実施する。

(ｲ) APC等時の成立性の確認訓練の評価方法

APC等時の事故シナリオの解析条件のうち操作条件等を評価のポイントとして規定文書に定め、手順書に従い、操作条件を満足するよう確実な対応ができることを評価する。

(ｳ) APC等時の成立性の確認訓練結果を踏まえた措置

APC等時の成立性の確認訓練により、特重施設要員に必要な力量（以下、(ｳ)において「力量」という。）を確保できていないと判断した場合は、速やかに以下の措置を講じる。

a　所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに、その原因を分析、評価し、改善等、必要な措置を講じる。

b　力量を確保できていないと判断された者に対して、必要な措置の結果を踏まえ、力量が確保できていないと判断された個別操作を対象に、力量の維持向上訓練を実施した後、APC時の成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認し、所長及び原子炉主任技術者に報告する。

エ　重大事故等対処施設の使用開始に伴う教育訓練

大規模損壊発生時における対処のための手順を確実に実施するため、防災管理グループ長、運転管理グループ長及び教育訓練グループ長は、当該施設の使用を開始する前に「ア　力量の維持向上のための教育訓練」、「イ　技術的能力の確認訓練」及び「ウ　APC等時の成立性の確認訓練」の内容を考慮した必要な教育訓練を実施する。なお、当該施設の使用開始前に実施した力量の維持向上のための教育訓練、技術的能力の確認訓練等と重複する内容は省略することができる。

(3)　設備及び資機材の配備

ア　大規模な自然災害又はAPC等による大規模損壊発生時の対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長及び運転管理グループ長は、可搬型重大事故等対処設備について、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。

また、大規模な自然災害又はAPC等による大規模損壊発生時の共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように配慮する。

(ｱ) 可搬型重大事故等対処設備は、基準地震動を一定程度超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。また、大規模な自然災害のうち津波に対して、裕度を有する高台に保管するとともに、竜巻により同時に機能喪失させないよう、位置的分散を図り複数箇所に保管する。

(ｲ) 可搬型重大事故等対処設備は、APC等による大規模損壊発生時に同時に機能喪失させないよう、原子炉補助建屋等から100m以上離隔をとって当該建屋と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。

(ｳ) 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管するとともに、常設設備への接続口、アクセスルートを複数設ける。また、速やかに消火及びがれき撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。

イ　大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長及び運転管理グループ長は、大規模損壊発生時の対応に必要な資機材について、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。

また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉補助建屋等から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。

(ｱ) 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。

(ｲ) 炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク、高線量対応防護服及び線量計等の必要な資機材を配備する。

(ｳ) 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突による大規模な燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材、小型放水砲等を配備する。

(ｴ) 化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク、長靴等の資機材を配備する。

(ｵ) 大規模損壊の発生時において、外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具、線量計、食料等の資機材を確保する。

(ｶ) 大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な通信手段を複数整備する。

また、通常の通信手段が使用不能な場合を想定した通信連絡手段として、携帯型有線通話装置、無線通話装置（携帯型）、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備するとともに、消火活動専用の通信連絡設備として無線通話装置（携帯型）を配備する。

2.2　手順書の整備

防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び建築グループ長は、大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。

(1) 大規模な自然災害については、以下を考慮する。

ア　重大事故又は大規模損壊等が発生する可能性

イ　確率論的リスク評価の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスへの対応

ウ　発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低いため抽出していない外部事象に対する緩和措置

(2) APC等による大規模損壊発生時については、大規模損壊及び大規模な火災が発生することを前提とする。

(3) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮

防災管理グループ長、技術運営グループ長及び運転管理グループ長は、原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害のうち、事前予測が可能な豪雪（降雪）、暴風（台風）、竜巻、火山（降灰）、凍結及び森林火災については、影響を低減するための必要な安全措置を規定文書に定める。

(4) APC 等による大規模損壊発生時の対応における考慮

ア　防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び運転管理グループ長は、APC 等による大規模損壊発生時の対応手順書を整備するに当たっては、施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して原子炉施設に大きな影響を与えることを想定し、その上で流用性を持たせた柔軟で多様性のある対応ができるよう規定文書に定める。

イ　防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び運転管理グループ長は、大規模損壊時に対応する手順の整備に当たっては、大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る場合にも対応できるよう、原子炉施設において使える可能性のある設備、資機材及び対応要員を最大限に活用した柔軟で多様性のある手段を規定文書に定める。

ウ　防災管理グループ長及び運転管理グループ長は、中央制御室及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）が機能喪失する過酷な状態において、原子炉施設の状態の把握及びAPC等による大規模損壊発生時の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、規定文書に定める。

エ　防災管理グループ長及び運転管理グループ長は、原子炉格納容器の破損を防ぐために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、以下の判断基準をあらかじめ規定文書に定める。

a　特重施設の使用における原子炉格納容器の破損を防止するために必要な各操作の手順着手の判断基準

b　原子炉格納容器の破損を防止するためにフィルタベントを実施する必要がある場合において、迷わずフィルタベントを用いる判断基準

(5) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び建築グループ長は、大規模損壊発生時に、可搬型設備等による対応の手順書を整備するに当たっては、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした、多様性及び的確かつ状況に応じた柔軟性を有するものとして、重大事故等対策において整備する手順等に対して更なる多様性を持たせるものとする。この手順書の内容の詳細は、「ウ　大規模損壊発生時に可搬型設備等による対応を行うために必要な手順書」に規定する。

防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び建築グループ長は、APC 等による大規模損壊発生時の対応の手順書を整備する。この手順書の内容の詳細は、「エ　APC 等による大規模損壊発生時における特重施設による対応を行うために必要な手順書」に規定する。

防災管理グループ長は、原子炉施設の損壊状況等の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる対応要員及び使用可能な設備により、原子炉格納容器の破損防止又は

緩和、並びに放射性物質の放出低減等のために効果的な対応操作を速やかに、かつ、臨機応変に選択及び実行するため、施設の被害状況を把握するための手段及び各対応操作の実行判断を行うための手段を定める。

防災管理グループ長及び運転管理グループ長は、発電所内の実施組織とその支援組織が連携し、事故の進展状況に応じて実効的に対応を実施するため、以下を規定文書に定める。

a　防災管理グループ長は、発電所対策本部が使用する手順書に、体制、通報及び緊急時対策本部内の連携等について明確に定める。

b　運転管理グループ長は、運転員（当直員）及び特重施設要員が使用する手順書に、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確に定める。

特重施設に係る情報については、分類に応じた管理（秘密情報、その他情報）を実施することを規定文書に定める。

秘密情報※に関しては、事前に取扱管理責任者を定めた上で、取扱者を限定する等の管理を実施する。その他情報については、取扱者を業務上知る必要のある者に限定し管理を実施する。

※：実用発電用原子炉に係る特定重大事故等対処施設に関する審査ガイドにおける航空機等の特性等

ア　大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

所長は、原子炉施設の状況把握が困難な場合及び状況把握がある程度可能な場合を想定し、状況に応じた対応が可能となるよう判断フローを定める。また、手順書を有効、かつ、効果的に活用するため、適用開始条件を明確化するとともに、緩和操作を選択するための判断フローを明記することにより必要な個別対応手段への移行基準を定める。

(ｱ)　大規模損壊発生の判断及び対応要否の判断基準

当直課長又は所長は、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムの発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡等又は衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認及び把握を行うとともに、大規模損壊発生（又は発生が疑われる場合）の判断を行う。また、以下の適用開始条件に該当すると判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づき事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

【適用開始条件】

a　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突等により原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合

(a)　プラント監視機能又は制御機能が喪失（中央制御室の喪失を含む。）

(b)　使用済燃料ピットが損傷し漏えいが発生

(c)　炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊が発生

(d)　大型航空機の衝突による大規模な火災が発生

b　当直課長が重大事故等発生時に期待する安全機能が喪失し、事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合

c　本部長が大規模損壊時に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

(ｲ)　緩和操作を選択するための判断フロー

本部長は、大規模損壊時に対応する手順による対応を判断後、原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し、各対応操作の実行判断を行うための手段に基づいて、事象進展に応じた対応操作を選定する。なお、APC 等による大規模損壊が発生した場合は、原則、「エ　APC 等による大規模損壊発生時における特重施設による対応を行うために必要な手順書」による対応を実施する。

緩和操作を選択するための判断フローは、中央制御室の監視及び制御機能の喪失により状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認又は可搬型計測器による優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。

中央制御室又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う。また、適切な個別操作を速やかに選択できるように、当該フローに個別操作への移行基準を定める。

大規模損壊発生時に、可搬型設備等による対応を行うための個別対応手段において、本部長が特重施設による影響緩和が有効と判断した場合は、本部長の指揮のもと、特重施設要員が特重施設の機能を用いた対応を行う。

なお、個別操作を実行するために必要な重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備の使用可否については、大規模損壊時に対応する手順に基づく当該設備の状況確認を実施することにより判断する。

イ　優先順位に係る基本的な考え方

本部長は、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認する。また、対応要員及び残存する資源等を基に有効、かつ、効果的な対応を選定し、事故を収束させる対応を行う。

また、大規模損壊発生時は、原子炉補助建屋等は何らかの損傷を受けている可能性が高いことから、より健全性が高いと考えられる特重施設による対応を可搬型設備等による対応に優先して選択する。

設計基準事故対処設備の安全機能の喪失、大規模な火災の発生及び運転員（当直員）を含む対応要員等が被災した場合も対応できるようにするとともに、可搬型重大事故等対処設備等を活用することにより、「大規模な火災が発生した場合における消火活動」、「炉心の著しい損傷緩和」、「原子炉格納容器の破損緩和」、「使用済燃料ピット水位確保及び燃料体の著しい損傷緩和」及び「放射性物質の放出低減」の緩和等の措置について、対応要員の安全を確保しつつ人命救助を行う。

さらに、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、事故対応を行うためのアクセスルート及び操作場所に支障となる火災並びに延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

本部長は、非常召集した対応要員から原子炉施設の被災状況に関する情報を収集し、大ま

かな状況の確認及び把握（火災の発生有無、建屋の損壊状況等）を行う。当直課長又は本部長が原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いた状況把握が必要と判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づく対応を開始する。

対応の優先順位については、把握した対応可能要員数、使用可能設備及び施設の状態に応じて選定する。

(ｱ)　原子炉施設の状況把握が困難な場合

プラント監視機能が喪失し、原子炉施設の状況把握が困難な場合においては、外観より施設の状況を把握するとともに、対応が可能な対応要員の状況を可能な範囲で把握し、原子炉格納容器又は使用済燃料ピットから環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、大規模火災の発生に対しても迅速に対応する。また、監視機能を復旧させるため、代替所内電源による給電により、監視機能の復旧措置を試みるとともに、可搬型計測器等を用いて可能な限り継続的に状態把握に努める。

外観より原子炉格納容器又は燃料取扱建屋の破損が確認され周辺の線量率が上昇している場合は放射性物質の放出低減処置を行う。

外観より原子炉格納容器が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は原子炉格納容器破損の緩和処置を優先して実施し、炉心が損傷していないこと等を確認できた場合には、炉心損傷緩和の処置を実施する。

使用済燃料ピットへの対応については、外観より燃料取扱建屋が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、常設設備又は可搬型設備による補給を行う。また、水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は外部スプレイを行う。

(ｲ)　原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合

プラント監視機能が健全である場合には、運転員（当直員）等により原子炉施設の状況を速やかに把握し、判断フローに基づいて「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に、環境への放射性物質の放出低減を目的に、優先的に実施すべき対応操作とその実効性を総合的に判断し、必要な緩和処置を実施する。

なお、部分的にパラメータ等を確認できない場合は、可搬型計測器等により確認を試みる。

各対策の実施に当たっては、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に、被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定し、ホイールローダ、その他重機を用いて法面崩壊による土砂、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルート及び操作場所に支障となる火災及び延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

ウ　大規模損壊発生時に可搬型設備等による対応を行うために必要な手順書

防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び運転管理グループ長は、大規模損壊発生時における可搬型設備等による対応の手順書を整備するに当たっては、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加え

て、特重施設を用いた手順等、事象進展の抑制及び緩和に資するための多様性を持たせた手順等、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、重大事故等対策と異なる判断基準により事故対応を行うための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を定める。

防災管理グループ長は、大規模な自然災害による大規模損壊が発生した場合は、特重施設の使用可否を発電所対策本部で把握するために、特重施設要員が[redacted]の被害状況を確認することを規定文書に定める。

(ｱ)　５つの活動又は緩和対策を行うための手順書

a　大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

防災管理グループ長及び経年対策・保全グループ長は、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を定める。

また、地震及び津波のような大規模な自然災害によって施設内の油タンク火災等の大規模な火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を定める。

手順書については、以下の(ｼ)項に該当する手順等を含むものとする。

大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、火災の状況に応じて小型放水砲等による泡消火を準備する。また、早期に準備が可能な化学消防自動車による延焼防止のための消火を実施する。

対応要員による消火活動を行う場合は、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、別の無線通話装置の回線を使用することとし、緊急時対策本部との連絡については、衛星携帯電話設備等を使用して、全体指揮者の指揮の下対応を行う。

b　炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

防災管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び運転管理グループ長は、炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書について、以下の(ｲ)項から(ｶ)項、(ｽ)項及び(ｾ)項に該当する手順等を含むものとして定める。

炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段

(a)　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器２次側による炉心冷却及び減圧を行う。蒸気発生器の除熱機能が喪失している場合は１次系のフィードアンドブリード（特重施設を用いた手段を含む）を行う。

(b)　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において１次冷却材喪失事象が発生している場合は、多様な炉心注入手段より早期に準備可能な常設設備（特重施設を含む）、可搬型設備により炉心を冷却する。また、１次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

(c)　最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、蒸気発生器２次側による炉心冷却及び原子炉格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。

(d)　原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、原子炉格納容器内自然対流冷却には移動式大容量ポンプ車を使用するための準備に時間がかかることから、使用開始するまでの間に原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備（特重施設を含む）、可搬型設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

c　原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

防災管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び運転管理グループ長は、原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順書について、以下の(ｳ)項から(ｺ)項、(ｽ)項及び(ｾ)項に該当する手順等を含むものとして定める。

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段

(a)　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器２次側による炉心冷却及び減圧を行う。蒸気発生器の除熱機能が喪失している場合は１次系のフィードアンドブリード（特重施設を用いた手段を含む）を行う。また、１次冷却系を減圧する手段により、高圧溶融物放出及び原子炉格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止する。

(b)　炉心が溶融し溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合は、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備（特重施設を含む）、可搬型設備により原子炉格納容器に注水し、原子炉容器内の残存デブリを冷却する。

(c)　最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、蒸気発生器２次側による炉心冷却及び原子炉格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。

(d)　原子炉格納容器内の冷却又は破損を緩和するため、原子炉格納容器内自然対流冷却、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備（特重施設を含む）、可搬型設備により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。また、原子炉格納容器の破損防止対策が必要な状態となれば、特重施設による対応により原子炉格納容器の圧力を低下させる。

(e)　溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止するため、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備（特重施設を含む）、可搬型設備により、溶融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する。

また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、多様な炉心注入手段より早期に準備可能な常設設備（特重施設を含む）、可搬型設備により炉心を冷却する。

(f)　さらに、原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減及び水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉補助建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を実施する。

d　使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

防災管理グループ長、放射線安全管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び運転管理グループ長は、使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書について、以下の(ｻ)項及び(ｽ)項に該当する手順等を含むものとして定める。

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、外観より燃料取扱建屋が健全であること、周辺の線量率が正常であることが確認できた場合、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による補給を優先して実施し、常設設備による補給ができない場合は、可搬型設備による補給、内部からのスプレイ等を実施する。また、使用済燃料ピットの近傍に立ち入ることができない場合は、外部からのスプレイを実施し、燃料取扱建屋の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する対策を実施する。

e　放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

防災管理グループ長、放射線安全管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び運転管理グループ長は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内燃料体の著しい損傷に至った場合において放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順書について、以下の(ｻ)項及び(ｼ)項に該当する手順等を含むものとして定める。

放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手段は、原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器スプレイが実施可能であれば、早期に準備が可能な常設設備（特重施設を含む）、可搬型設備によるスプレイを実施する。

格納容器スプレイが使用不能な場合又は放水砲による放水が必要と判断した場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。また、原子炉格納容器の破損状況等により、放射性物質の異常な水準の放出の抑制が必要と判断されれば、特重施設による対応を実施する。

使用済燃料ピット内燃料体の著しい損傷に至った場合は、外部からのスプレイにより放射性物質の放出低減を実施し、燃料取扱建屋の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

(ｲ)　「2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」

防災管理グループ長、運転管理グループ長及び経年対策・保全グループ長は、重大事故等対策にて整備する表－２「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器の除熱が期待できない場合に、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失を想定し、燃料取替用水タンク水をＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁により原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出する操作を組み合わせた１次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手順を定める。

a　全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注入機能が喪失した場合、大容量空冷式発電機により受電したＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により充てんラインを使用して燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する操作

b　制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出する操作

c　直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出する操作

(ｳ)　「3. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

防災管理グループ長、運転管理グループ長及び経年対策・保全グループ長は、重大事故等対策にて整備する表－３「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器の除熱が期待できず、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧機能が喪失した場合、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、加圧器逃がし弁を用いた１次系のフィードアンドブリードにより１次冷却系を減圧する手順を整備する。また、サポート系の機能喪失を想定し、燃料取替用水タンク水をＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により充てんラインを使用して原子炉へ注入し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開とする手順を定める。

a　制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出する操作

b　直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出する操作

c　全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、原子炉への注入機能が喪失した場合、大容量空冷式発電機により受電したＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する操作

(ｴ)　「4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」

防災管理グループ長、運転管理グループ長及び経年対策・保全グループ長は、重大事故等対策にて整備する表－４「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。

a　消火用水系統が使用できない場合は、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプと同様の接続口を使用し、消防自動車から原子炉に注入する操作

(ｵ)　「5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

防災管理グループ長、運転管理グループ長及び経年対策・保全グループ長は、重大事故等対策にて整備する表－５「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。

(ｶ)　「6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

防災管理グループ長、運転管理グループ長及び経年対策・保全グループ長は、重大事故等対策にて整備する表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。

a　消火用水系統が使用できない場合は、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプと同様の接続口を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする操作

(ｷ)　「7. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

防災管理グループ長、運転管理グループ長及び経年対策・保全グループ長は、重大事故等対策にて整備する表－７「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。

a　消火用水系統が使用できない場合は、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプと同様の接続口を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする操作

(ｸ)　「8. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

防災管理グループ長、運転管理グループ長及び経年対策・保全グループ長は、重大事故等対策にて整備する表－８「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。

a　消火用水系統が使用できない場合は、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプと同様の接続口を使用し、消防自動車から原子炉に注入する手順及び原子炉格納容器へ注水する操作

(ｹ)　「9. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」

防災管理グループ長、運転管理グループ長及び経年対策・保全グループ長は、重大事故等対策にて整備する表－９「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。

(ｺ)　「10. 水素爆発による原子炉補助建屋等の損傷を防止するための手順等」

防災管理グループ長、運転管理グループ長及び経年対策・保全グループ長は、重大事故等対策にて整備する表－10「水素爆発による原子炉補助建屋等の損傷を防止するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。

(ｻ)　「11. 使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」

防災管理グループ長、運転管理グループ長及び経年対策・保全グループ長は、重大事故等対策にて整備する表－11「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。

a　使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する手順

b　使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの補給による水位維持が不可能又は不明と判断した場合で燃料取扱建屋の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合は、消防自動車及び使用済燃料ピットスプレイヘッダの運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットへの外部スプレイを行う手順

(ｼ)　「12. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

防災管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長及び放射線安全管理グループ長は、重大事故等対策にて整備する表－12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。

a　原子炉格納容器が破損している場合又は破損が不明な状況において、周辺の線量率が上昇している場合は、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器へスプレイする操作

(ｽ)　「13. 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」

防災管理グループ長、運転管理グループ長及び経年対策・保全グループ長は、重大事故等対策にて整備する表－13「重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。

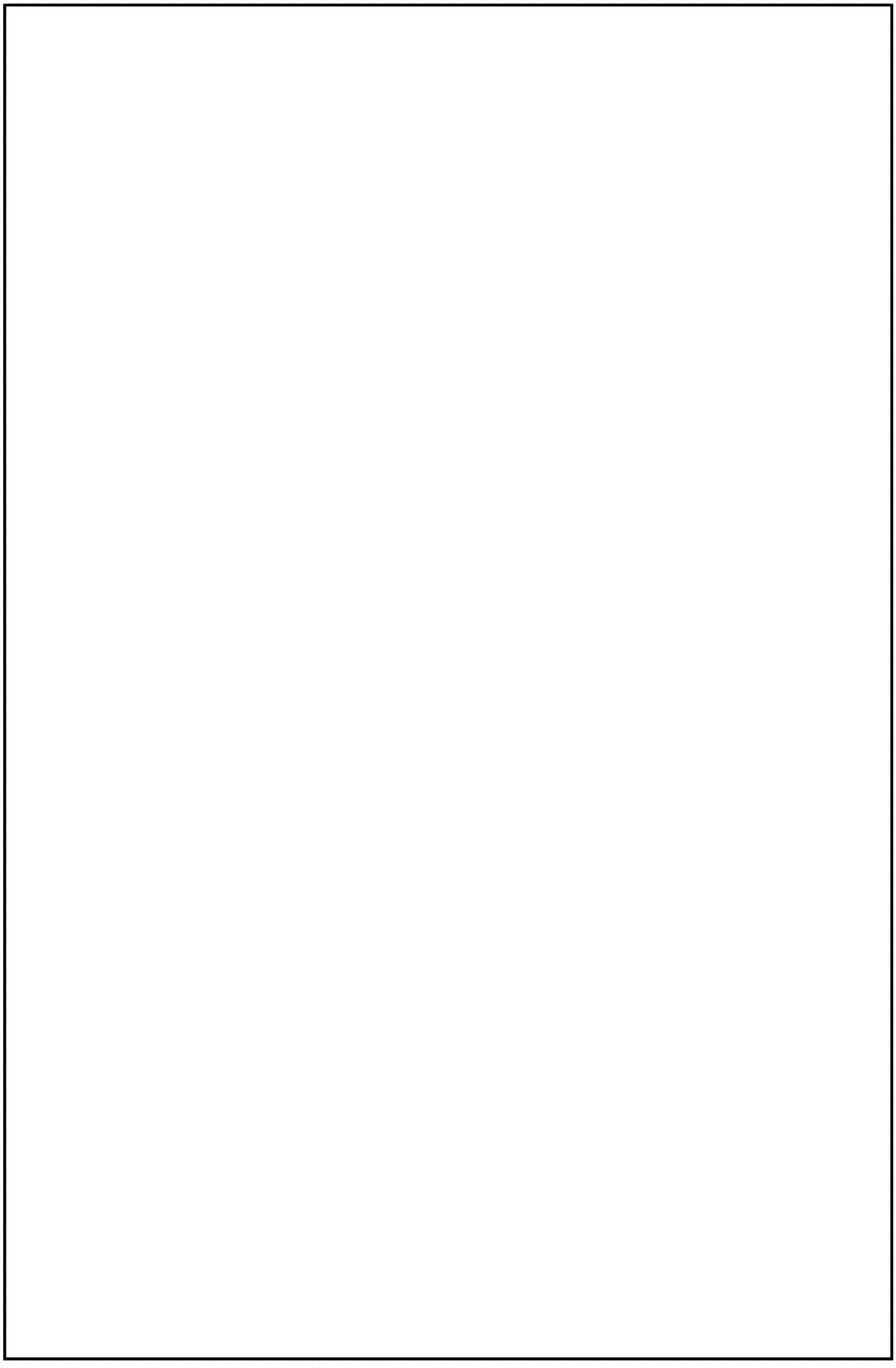
a　大規模火災や長期間にわたる大津波警報が発令されている状況等を考慮し、被災状況、場所により適切なルートで淡水又は海水の水源を確保する操作

(ｾ)　「14. 電源の確保に関する手順等」

防災管理グループ長、運転管理グループ長及び経年対策・保全グループ長は、重大事故等対策にて整備する表－14「電源の確保に関する手順等」の手順を用いた手順等を定める。

エ　APC 等による大規模損壊発生時における特重施設による対応を行うために必要な手順書

(ｱ) 特重施設における各手順の基本的考え方



b 防災管理グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、APC 等による大規模損壊が発生又は発生するおそれがある場合、有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるよう、特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順及び体制を規定文書に定める。

(a) 放射線安全管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長及び建築グループ長は、発電所敷地内外の固定源に対して、有毒化学物質の確認、防液堤等の運用管理及び防液堤等の施設管理の実施により、特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする手順及び体制を規定文書に定める。

(b) 防災管理グループ長及び運転管理グループ長は、薬品タンクを収納している建屋において大型航空機衝突が発生した場合の防護具の着用により、特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする手順及び体制を規定文書に定める。

(c) 防災管理グループ長、放射線安全管理グループ長及び運転管理グループ長は、可動源に対して、特重施設要員が事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう立会人の随行、通信連絡手段による連絡、[redacted]換気設備の隔離、防護具の着用及び終息活動等の手順を規定文書に定める。

(d) 防災管理グループ長及び運転管理グループ長は、予期せぬ有毒ガスの発生においても、特重施設要員に対して配備した防護具を着用すること及び防護具のバックアップ体制を整備することにより、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるよう手順及び体制を規定文書に定める。

[redacted]

(6) 防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長及び運転管理グループ長は、大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、中央制御室での監視及び制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから、運転員が使用する手順書も並行して活用した事故対応も考慮した構成とする。

(7) 防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長及び運転管理グループ長は、大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、同時に機能喪失することがないよう配備している可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備のいずれかによって、炉心注入、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策を実施できるよう構成する。

2.3　定期的な評価

(1) 防災管理グループ長、技術運営グループ長、放射線安全管理グループ長、運転管理グループ長、経年対策・保全グループ長、機械保修グループ長、電気計装保修グループ長、土木グループ長、建築グループ長及び教育訓練グループ長は、2.1 項及び 2.2 項の活動の実施結果について、防災管理グループ長に報告する。

(2) 防災管理グループ長は、(1)の活動の実施結果を取りまとめ、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。

(3) 原子力管理部長は、2.1 項の実施内容を踏まえ、１年に１回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。

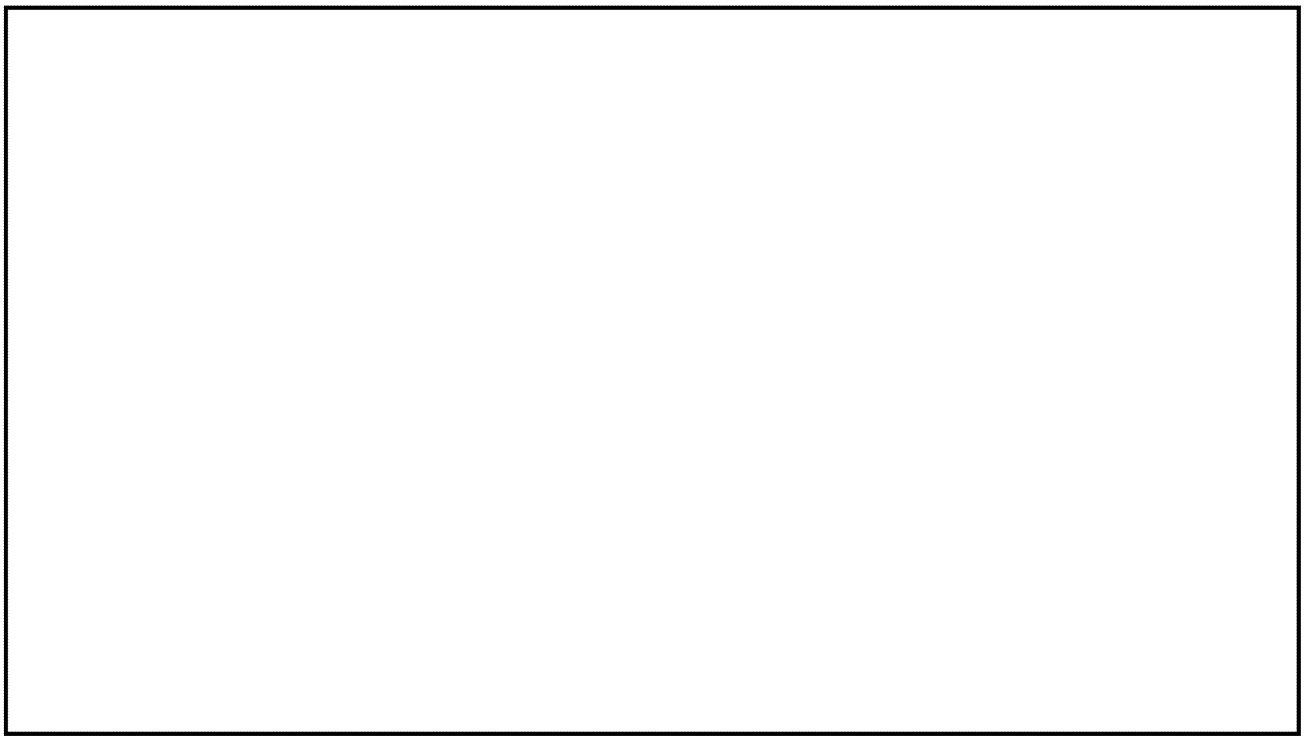
APC 等による大規模損壊発生時における特重施設による対応に必要な措置の運用手順

表－21　特重施設の準備操作の手順
表－22　原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作の手順
表－23　原子炉内の溶融炉心の冷却の手順
表－24　原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却の手順
表－25　原子炉格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減の手順
表－26　原子炉格納容器の過圧破損防止の手順
表－27　緊急時制御室の居住性に関する手順
表－28　電源設備の手順
表－29　計装設備の手順
表－30　通信連絡設備の手順
表－31　原子炉格納容器を長期的に安定状態に維持するための手順

表－21

操作手順

特重施設の準備操作の手順



表－22

表－23

操作手順

原子炉内の溶融炉心の冷却の手順

表－24

操作手順
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却の手順

表－25

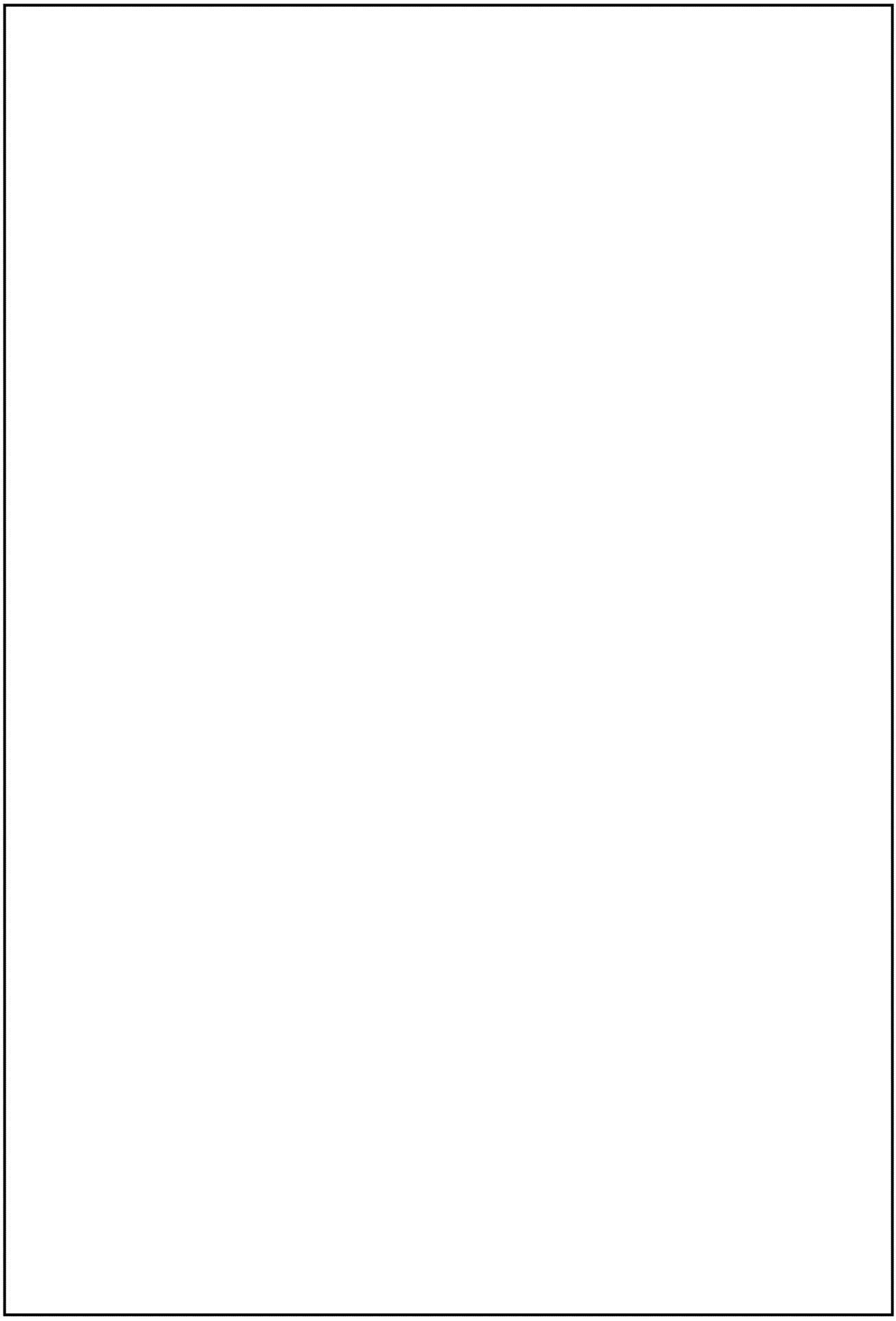
操作手順

原子炉格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減の手順

表－26

操作手順

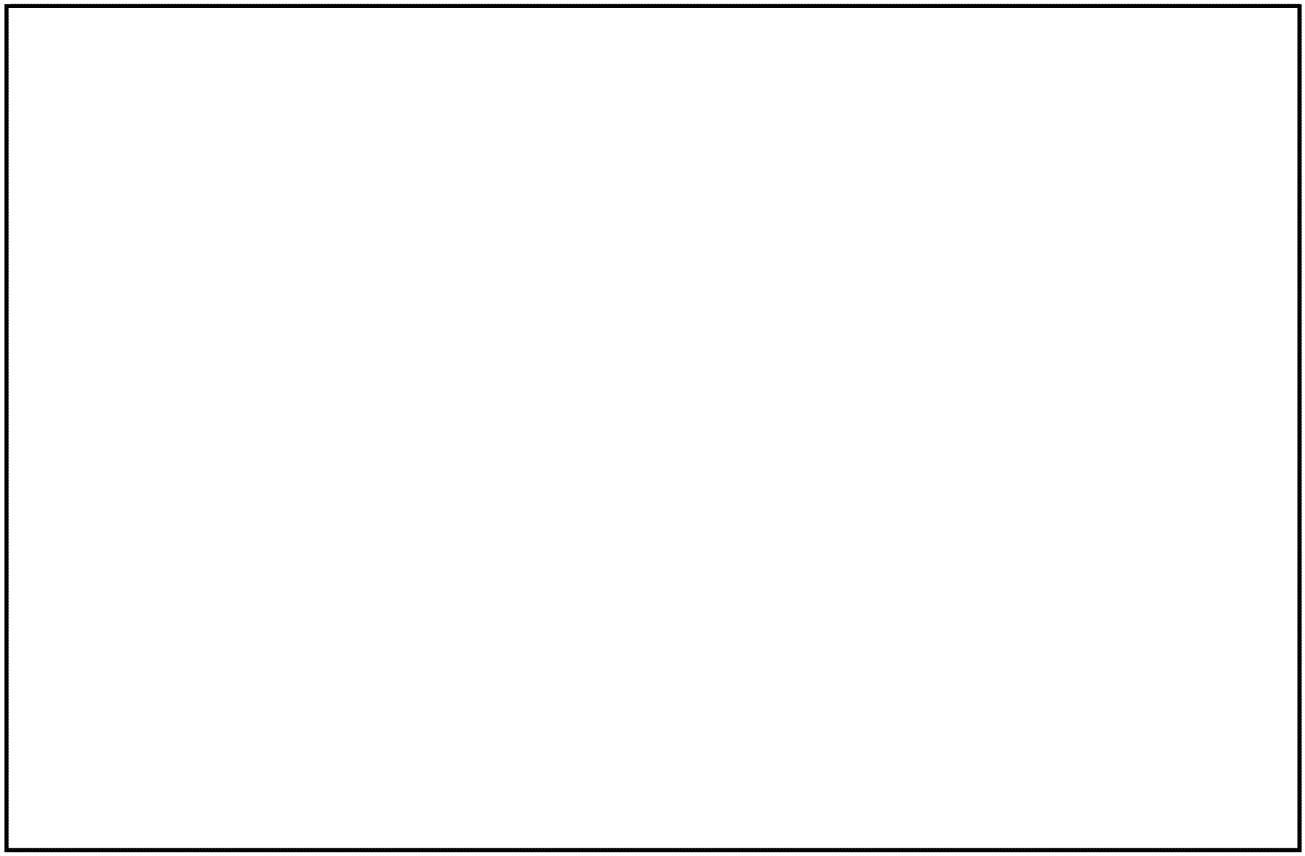
原子炉格納容器の過圧破損防止の手順



表－27

操作手順

緊急時制御室の居住性に関する手順



表－28

操作手順

電源設備の手順

表－29

操作手順
計装設備の手順

表－30

操作手順

通信連絡設備の手順

表－31

操作手順
原子炉格納容器を長期的に安定状態に維持するための手順

防護上公開できません

添付４　管理区域図

（第103条の２及び第104条関連）

管理区域表示凡例

 　管理区域※１

 　汚染のおそれのない管理区域

 　管理区域設定・解除予定エリア

※１：第104条第１項（２）に該当する管理区域を示す。ただし、管理区域全体図については、汚染のおそれのない管理区域が含まれている場合がある。

防護上公開できません

添付５　保全区域図

（第 108 条関連）