

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 Ⅰ							実施時期及び教育時間
				運転員					燃料取扱 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	ナビツ・電気運転員	一・二次系監視員	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 に関するもののみ)	×	◎
				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 に関するもののみ)	×	◎	
			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	◎	◎	◎	◎	◎ (放射性廃棄物処理設備 に関するもののみ)	×	×	
			各設備の運転操作の概要（現場操作）								
			警報発生時の対応操作（現場操作）								
			異常時操作の対応（現場操作）								
		異常時対応※5 (特重施設対応)	各設備の運転操作の概要	×	×	×	×	×	×	◎	
			警報発生時の対応操作								
			異常時操作の対応								
		運転管理Ⅱ	運転上の通則の適用と根拠	◎	◎	◎	×	×	×	×	
			運転上の留意事項の基準値と管理方法								
			運転上の制限の具体的値と制限を超えた場合の措置								
			異常時の措置を実施する際の運転操作基準								
		巡視点検・定期試験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	◎	◎	◎	◎	×	×	◎
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3.0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	◎	×	×	×	×	×	×	<放射性廃棄物処理設備の業務に 関わる者> 3年間で2.4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）	
放射性廃棄物管理 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 に関するもののみ)	×	×	<燃料取扱の業務に関わる者> 3年間で2.4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）
		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は、以下のとおり。
・本教育は、同一細目であっても対象者の職位に応じて理解の範囲、深さに差がある（ある教育で、複数の細目をカバーする場合もある）。
・この○年間で○時間以上とは、運転員が行う一連の教育の時間であり、上表はこの教育時間の中に含まれている（上述の表の細目の時間を累積した時間ではない）。
・各細目の内容が密接に関わっていることから細目毎の時間の区別は行わない。
※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ものをいう。
※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

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9 2 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：各課（室、センター）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：各課長（当直課長を除く。）、防護管理課長及び安全品質保証統括室長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部又は一部について

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 各課（室、センター）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		10 年間
(8) 冷却材出口温度	モード 1 及び 2 において 1 時間ごと	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つては毎日 1 回、3 月間の平均濃度にあつては 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つては出産までの間毎月 1 日を始期とする 1 月間の線量	1 年間の線量にあつては毎年度 1 回、3 月間の線量にあつては 3 月ごとに 1 回、1 月間の線量にあつては 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 保安活動に関する文書及び記録の管理基準 イ 原子力内部監査要則 ウ 不適合管理基準 エ 未然防止処置基準 オ 根本原因分析実施基準 カ 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 原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価実施基準 ハ 燃料技術基準 ヒ 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 フ カルデラ火山モニタリング対応基準 ヘ カルデラ火山モニタリングに伴う原子炉停止対応基準 ホ 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 マ 原子力発電所土木建築設備保守基準 ミ 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 各課長は、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、2023 年 11 月 24 日から施行する。
- 2 第 73 条（ディーゼル発電機 ーモード 1、2、3 及び 4 以外ー）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 本規定施行の際、第 71 条（外部電源）については、220 k V 送電線の多重化に伴う工事に係る使用前検査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 本規定施行の際、第 87 条（予防保全を目的とした点検・保守を実施する場合）表 87－1、第 109 条（周辺監視区域）図 109－1、添付 4（管理区域図）及び添付 5（保全区域図）については、受電系統の変更に係る工事[※]完了後運用開始日以降に適用することとし、それ以前は従前の例による。
※発電用原子炉設置変更許可申請書に記載の工事計画
- 5 本規定施行の際、第 118 条の 6 に定める「1 号炉の長期施設管理方針」については、令和 6 年 7 月 4 日より適用することとし、それ以前は従前の例による。また、「2 号炉の長期施設管理方針」については、令和 7 年 11 月 28 日より適用することとし、それ以前は従前の例による。
- 6 本規定施行の際、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モニタリング等に係る実施基準）については、火災防護のうち電線管内ケーブルの系統分離対策工事の使用前事業者検査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 >

(外部電源)

第 71 条 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において、外部電源^{※1}は、表 71－1 で定める事項を運転上の制限とする。

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

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

なお、予備変圧器から所内負荷へ給電時は、220kV 送電線の電流値を確認する。

3 当直課長は、外部電源が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 71－2 の措置を講じるとともに、照射済燃料の移動を中止する必要がある場合は、保修課長に通知する。通知を受けた保修課長は、同表の措置を講じる。

※ 1：外部電源とは、電力系統からの電力を第 77 条及び第 78 条で要求される非常用高压母線に供給する設備をいう（以下、各条において同じ）。

表 71－1

項 目	運転上の制限
外部電源	(1) 3 回線 ^{※2} 以上が動作可能であること ^{※3} (2) (1) の外部電源のうち、1 回線以上は他の回線に対して独立性を有していること ^{※4※5}

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

※ 3：送電線事故の瞬停時は、運転上の制限を適用しない。

※ 4：独立性を有するとは、「送電線の上流において 1 つの変電所又は開閉所のみに連系しないこと」をいう。

※ 5：1 つの変電所又は開閉所のルートにより供給している場合であっても、設備構成として、別ルート（川薩系統開閉所又は新鹿兒島変電所を経由した受電可能なルート）での連系が可能な状態であれば、独立性を有しているとみなすことができる。

< 第 3 項の従前の例 >

表 71－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 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	A. 1 当直課長は、動作可能な外部電源について、電圧が確立していること及び電流値※ ⁶ を確認する。 及び A. 2 当直課長は、動作可能な外部電源の少なくとも 1 回線以上を他の回線に対して独立性を有している状態に復旧する。	4 時間 その後の 1 日に 1 回 30 日
B. 動作可能な外部電源が 2 回線である場合	B. 1 当直課長は、動作可能な外部電源について、電圧が確立していること及び電流値※ ⁶ を確認する。 及び B. 2 当直課長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも 1 回線を動作可能な状態に復旧する。	4 時間 その後の 1 日に 1 回 30 日
C. 動作可能な外部電源が 2 回線である場合 及び 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	C. 1 当直課長は、動作可能な外部電源について、電圧が確立していること及び電流値※ ⁶ を確認する。 及び C. 2 当直課長は、動作可能な外部電源の少なくとも 1 回線以上を他の回線に対し独立性を有している状態に復旧する。又は、動作不能となっている外部電源の少なくとも 1 回線を動作可能な状態に復旧する。	4 時間 その後の 1 日に 1 回 20 日
D. 動作可能な外部電源が 1 回線である場合	D. 1 当直課長は、動作可能な外部電源について、電圧が確立していること及び電流値※ ⁶ を確認する。 及び D. 2 当直課長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも 1 回線を動作可能な状態に復旧する。	4 時間 その後の 1 日に 1 回 10 日
E. 動作可能な外部電源が 1 回線である場合 及び ディーゼル発電機 1 基が動作不能である場合※ ⁷	E. 1 当直課長は、動作不能となっている外部電源 1 回線又はディーゼル発電機 1 基を復旧する。	12 時間
F. 全ての外部電源が動作不能である場合	F. 1 当直課長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも 1 回線を動作可能な状態に復旧する。	24 時間

< 第 3 項の従前の例 >

表 71－2（続き）

条 件	要求される措置	完了時間
G. モード 1、2、3 及び 4 において、条件 A、B、 C、D、E 又は F の措置 を完了時間内に達成でき ない場合	G. 1 当直課長は、モード 3 にする。	12 時間
	及び G. 2 当直課長は、モード 5 にする。	56 時間
H. モード 5、6 及び使用済 燃料ピットに燃料体を貯 蔵している期間におい て、条件 A、B、C、 D、E 又は F の措置を完 了時間内に達成できない 場合	H. 1 保修課長は、照射済燃料移動中の場合 は、照射済燃料の移動を中止する ^{※8} 。	速やかに
	及び H. 2 当直課長は、1 次冷却材中のほう素濃度 が低下する操作を全て中止する。	速やかに
	及び H. 3 当直課長は、1 次冷却系の水抜きを行っ ている場合は、水抜きを中止する。	速やかに

※ 6：電流値の確認については、220kV 送電線の電流値を確認する。（予備変圧器から所内負荷へ給電時）

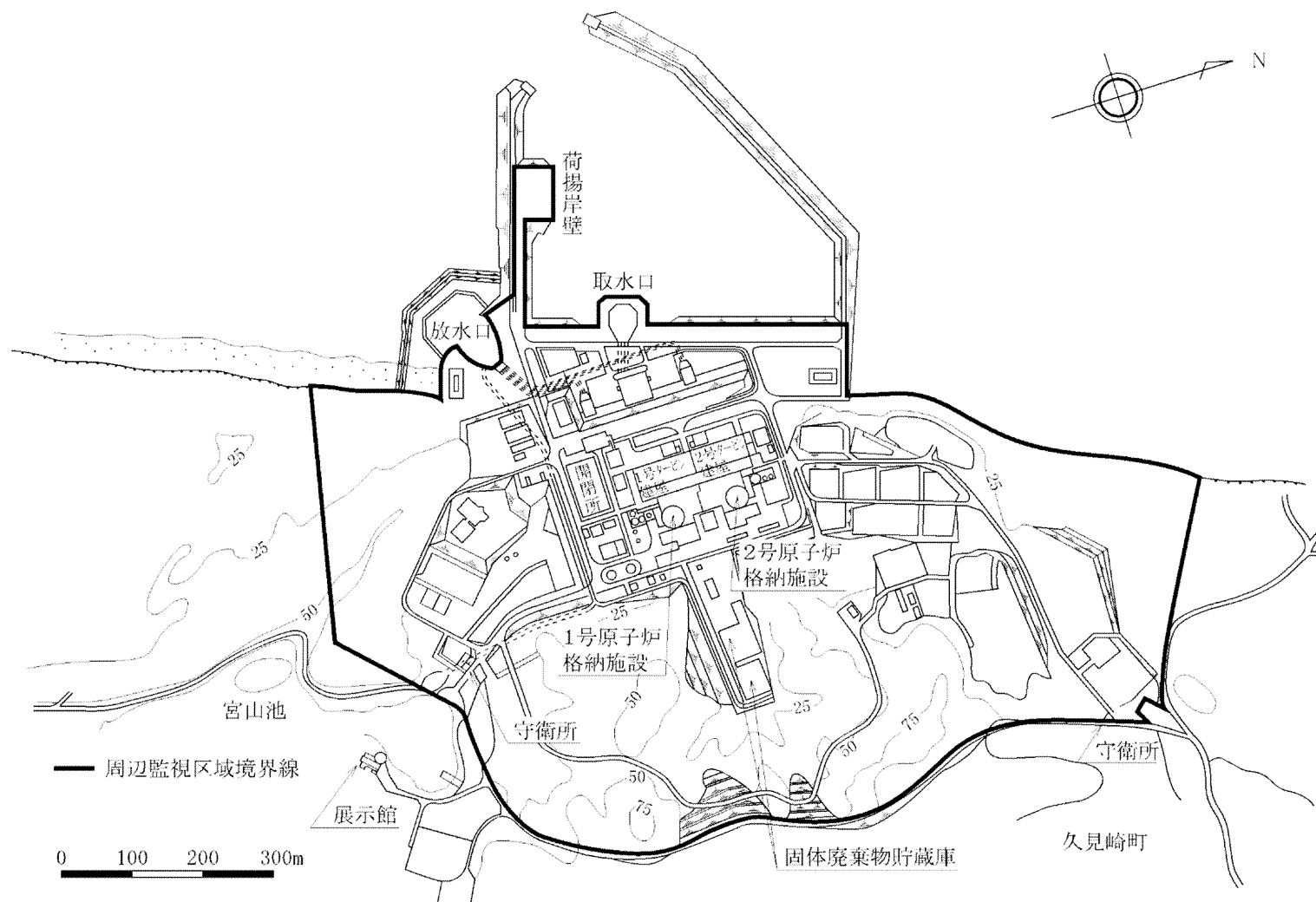
※ 7：モード 1、2、3 及び 4 以外においては、ディーゼル発電機には、非常用発電機 1 基を含めることができる。非常用発電機とは、所要の電力供給が可能なものをいう。

※ 8：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

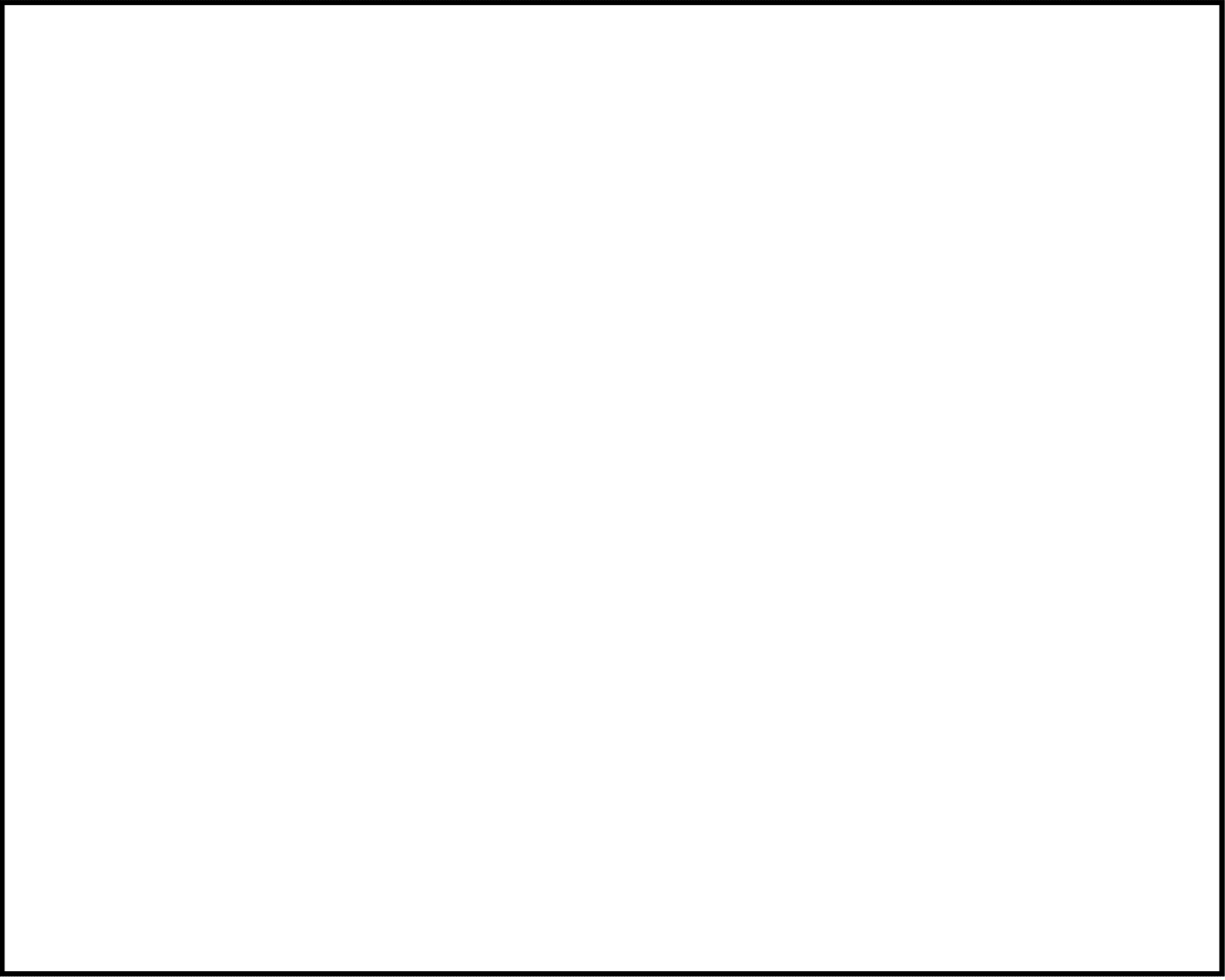
表 87－1

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 71 条	・外部電源	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	・動作可能な外部電源について、電圧が確立していることを確認する。 ・所要の 1、2 号炉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} その後の 1 日に 1 回 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
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ー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

図109-1 周辺監視区域



1. 管理区域全体図



保 全 区 域



＜第 5 項の従前の例＞

（原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び長期施設管理方針）

第 118 条の 6 原子力管理部長は、重要度分類指針におけるクラス 1、2、3 の機能を有する機器及び構造物^{※1}並びに重大事故等対処設備^{※1※2}（以下、本条において「機器及び構造物」という。）について、各号炉ごと、営業運転を開始した日以後 30 年を経過する日までに、実施手順及び実施体制を定め、これに基づき、以下の事項を実施する。

(1) 経年劣化に関する技術的な評価

(2) 前号に基づく長期施設管理方針の策定^{※3}

2 原子力管理部長は、機器及び構造物については、各号炉ごと、運転期間延長認可申請^{※4}をする場合においては、営業運転を開始した日以後 40 年を経過する日までに、実施手順及び実施体制を定め、これに基づき前項(1)、(2)の事項を実施する。

3 原子力管理部長は、機器及び構造物については、各号炉ごと、認可^{※5}を受けた延長期間が 10 年を超える場合においては、営業運転を開始した日以後 50 年を経過する日までに、実施手順及び実施体制を定め、これに基づき第 1 項(1)、(2)の事項を実施する。

4 原子力管理部長は、第 11 条の 2 に定める原子炉の運転期間を変更する場合、あるいはその他第 1 項、第 2 項又は第 3 項に規定する経年劣化に関する技術的な評価を行うために設定した条件、評価方法を変更する場合は、当該評価の見直しを行い、その結果に基づき、第 1 項、第 2 項又は第 3 項において策定した長期施設管理方針を変更する。

5 1 号炉及び 2 号炉の長期施設管理方針は添付 6 に示すものとする。

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

※ 2：「重大事故等対処設備」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第 43 条第 2 項に規定される常設重大事故等対処設備に属する機器・構造物のすべてをいう。

※ 3：30 年を経過する日までに策定する場合は 10 年間の、それ以外の場合は延長する期間の満了日までの方針を策定する。

※ 4：核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 43 条の 3 の 32 第 4 項に規定される申請をいう。

※ 5：核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 43 条の 3 の 32 第 2 項に規定される認可をいう。

< 第 5 項の従前の例 >

(1) 1 号炉 長期施設管理方針 (始期：平成 26 年 7 月 4 日、適用期間：10 年間)

No.	施設管理の項目	実施時期※ ¹
1	原子炉容器の胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、精度向上が図られた脆化予測式に基づく評価を実施する。	中長期
2	1 次冷却材ポンプ（ケーシング）等*の疲労割れについては、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。 * : 1 次冷却材ポンプ（ケーシング） 余熱除去ポンプ（ケーシング（ケーシングカバー含む）） 再生熱交換器（管板） 余熱除去冷却器（管板） 蒸気発生器（管板及び給水入口管台） 原子炉容器 （入口管台、出口管台、ふた管台、空気抜管台、炉内計装筒、上部ふた、上部胴フランジ、下部胴・トランジションリング・下部鏡板接続部、炉心支持金物、スタッドボルト） 加圧器本体（スプレイライン用管台、サージ用管台） 余熱除去出口配管貫通部（固定式配管貫通部）（端板） 主蒸気管貫通部及び主給水管貫通部（伸縮式配管貫通部）（伸縮継手） 余熱除去系統配管（母管） 1 次冷却材系統配管（母管） 主給水系統配管（母管） 1 次冷却材管（母管及び管台） 余熱除去系統仕切弁（弁箱） 化学体積制御系統玉形弁（弁箱） 安全注入系統スイング逆止弁（弁箱） 化学体積制御系統リフト逆止弁（弁箱） 炉内構造物（炉心支持構造物） 高圧タービン（内部車室） 低圧タービン（内部車室） タービン動補助給水ポンプタービン （ケーシング、ケーシングカバー、ダイヤフラム） 加圧器サポート（加圧器スカート溶接部） 制御棒クラスタ駆動装置 （圧力ハウジング（ラッチハウジング及び駆動軸ハウジング））	中長期
3	肉厚計測による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管 *の腐食（流れ加速型腐食）については、今後の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。 なお、設備対策を行った場合は、その内容も反映した耐震安全性評価を実施する。 * : 主給水系統配管 補助蒸気系統配管	中長期 (開始は短期)

＜第 5 項の従前の例＞

No.	施設管理の項目	実施時期※1
4	基準地震動S s－2に対する評価※1が必要な全ての機器・経年劣化事象※2について、継続して評価を実施する。 ※1：弾性設計用地震動S d－2に対する評価も含む。 ※2：基準地震動S s－1に対する評価結果から評価が厳しいと考えられる機器・経年劣化事象については、基準地震動S s－2に対する評価を実施し、耐震安全性を確認している。	短期

※1：実施時期における、短期とは、平成 26 年 7 月 4 日からの 5 年間、中長期とは、平成 26 年 7 月 4 日からの 10 年間をいう。

< 第 5 項の従前の例 >

(2) 2号炉 長期施設管理方針 (始期：平成 27 年 11 月 28 日、適用期間：10 年間)

No.	施設管理の項目	実施時期※ ¹
1	原子炉容器の胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、精度向上が図られた脆化予測式に基づく評価を実施する。	中長期
2	1 次冷却材ポンプ（ケーシング）等*の疲労割れについては、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。 * : 1 次冷却材ポンプ（ケーシング） 余熱除去ポンプ（ケーシング（ケーシングカバー含む）） 再生熱交換器（管板） 余熱除去冷却器（管板） 蒸気発生器（管板及び給水入口管台） 原子炉容器 （入口管台、出口管台、ふた管台、空気抜管台、炉内計装筒、上部ふた、上部胴フランジ、下部胴・トランジションリング・下部鏡板接続部、炉心支持金物、スタッドボルト） 加圧器本体（スプレイライン用管台、サージ用管台） 余熱除去出口配管貫通部（固定式配管貫通部）（端板） 主蒸気管貫通部及び主給水管貫通部（伸縮式配管貫通部）（伸縮継手） 余熱除去系統配管（母管） 1 次冷却材系統配管（母管） 主給水系統配管（母管） 1 次冷却材管（母管及び管台） 余熱除去系統仕切弁（弁箱） 化学体積制御系統玉形弁（弁箱） 安全注入系統スイング逆止弁（弁箱） 化学体積制御系統リフト逆止弁（弁箱） 炉内構造物（炉心支持構造物） 高圧タービン（内部車室） 低圧タービン（内部車室） タービン動補助給水ポンプタービン （ケーシング、ケーシングカバー、ダイヤフラム） 加圧器サポート（加圧器スカート溶接部） 制御棒クラスタ駆動装置 （圧力ハウジング（ラッチハウジング及び駆動軸ハウジング））	中長期
3	肉厚計測による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管 *の腐食（流れ加速型腐食）については、今後の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。 なお、設備対策を行った場合は、その内容も反映した耐震安全性評価を実施する。 * : タービングランド蒸気系統配管 補助蒸気系統配管 2 次系ドレン系統配管 蒸気発生器ブローダウン系統配管	中長期 (開始は短期)

＜第 5 項の従前の例＞

No.	施設管理の項目	実施時期※1
4	基準地震動S s－2に対する評価※1が必要な全ての機器・経年劣化事象※2について、継続して評価を実施する。 ※1：弾性設計用地震動S d－2に対する評価も含む。 ※2：基準地震動S s－1に対する評価結果から評価が厳しいと考えられる機器・経年劣化事象については、基準地震動S s－2に対する評価を実施し、耐震安全性を確認している。	短期
5	蒸気発生器伝熱管の損傷については、蒸気発生器取替を含めた保全方法を検討する。	中長期

※1：実施時期における、短期とは、平成 27 年 11 月 28 日からの 5 年間、中長期とは、平成 27 年 11 月 28 日からの 10 年間をいう。

＜第6項の従前の例＞

1 火 災

防災課長は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の1.1項から1.5項を含む火災防護計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課長（当直課長を除く。）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。

（中 略）

1.3 教育訓練の実施

(1) 防災課長及び発電課長は、火災防護の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。

ア 火災防護教育

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

- a 原子炉施設内の火災区域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 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
- d 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
- e 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

（中 略）

＜第 6 項の従前の例＞

1.5 手順書の整備

(中略)

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

(中略)

セ 火災予防活動（可燃物管理）

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

(以下、省略)

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。



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。

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い場合は回復を試みる。 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い場合は回復を試みる。 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、低压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、高压注入系又は、代替補機冷却を実施していない低压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、高压、低压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压注入系を起動する。

【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、高压注入系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、高压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、高压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。

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

- 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

- 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

- 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〕

- 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。
- １次冷却系の希釈の停止を確認する。
- 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。
- 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。
- 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。
- 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
- 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。

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い場合は回復を試みる。 ・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 <u>原子炉トリップの確認</u> 1. 原子炉トリップの確認を行う。 <u>タービン・発電機トリップの確認</u> 1. タービントリップ、発電機トリップの確認を行う。 <u>全交流動力電源喪失判断</u> 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。 <u>1次系からの漏えいの有無及び漏えい規模の確認</u> 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。 <u>補助給水流量の確認</u> 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。 <u>2次系による強制冷却</u> 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。 <u>使用済燃料ピット冷却状態確認及び保有水確保</u> 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。 <u>代替電源からの受電</u> 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。 <u>所内直流電源の確保</u> 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。 <u>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</u> 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。 <u>蓄圧タンク隔離</u> 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統機能喪失の場合】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。 破断箇所の特記 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】 - 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。 - 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。 - 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。 - 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】 - 充てん系による注入を試みる。 - 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。 - 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。 - 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】 - 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。 - 加圧器逃がし弁の閉止を確認する。なお、閉止されていない場合は、手動による閉止又は元弁を閉止する。 - 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。 - 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。 - 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。	

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 ・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	④ 脱出条件 ・原子炉格納容器スプレイ系が作動し、原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器最高使用圧力以下となった場合
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。	

安全機能ベース運転操作基準	
5. 放射能放出防止	
① 目的 ・原子炉格納容器から環境に放射性物質が放出される可能性がある場合、原子炉格納容器内放射能レベル低減のための適切な運転操作を行い、放射性物質放出を防止する。	
② 導入条件 ・原子炉格納容器内高レンジエリアモニタ指示値が $1 \times 10^3 \text{ mSv/h}$ 以上及び原子炉格納容器スプレイ系不作動	④ 脱出条件 ・原子炉格納容器スプレイ系作動
③ 主な監視操作内容 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、 $1 \times 10^4 \text{ mSv/h}$ 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。	

安全機能ベース運転操作基準	
6. 1次系保有水の維持	
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。	
② 導入条件	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。）	・ 加圧器水位が、水位低抽出水隔離弁閉設定値以上
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。	

	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

防災課長は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の1.1項から1.5項を含む火災防護計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課長（当直課長を除く。）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

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

1.2 要員の配置

- (1) 防災課長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。
- (2) 防災課長は、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) 防災課長は、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) 防災課長及び発電課長は、火災防護の対応に関する以下の教育訓練を定期的の実施する。

ア 火災防護教育

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

- a 原子炉施設内の火災区域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

防災課長は、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）

防災課長は、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

発電課長は、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) 防災課長は、化学消防自動車、泡消火薬剤等の消火活動のために必要な資機材を配備する。
- (2) 防災課長、保修課長及び発電課長は、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) 防災課長は、原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するため、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) 各課長（当直課長を除く。）は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを規定文書に定める。

ア 初期消火活動

各課（室、センター）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 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) 当直課長及び保修課長は、煙の充満により運転操作に支障がある場合、火災発生時の煙を排気するため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
当直課長及び保修課長は、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
防災課長及び土木建築課長は、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。
防災課長は、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。
防災課長は、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）
各課長（発電課長を除く。）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) 防災課長は、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) 防災課長は、ケーブルトレイを除く電線管等に敷設する火災防護対象ケーブル（電気盤及び制御盤を除く。）（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 6 m 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、各課（室、センター）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、各課（室、センター）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 6 m 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) 防災課長は、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域については、当該施設を火災から防護するため、可燃物を置かない管理を実施する。

ソ 火災予防活動（火気作業等の管理）

各課（室、センター）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

防災課長は、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域では、周辺施設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

各課長は、原子炉施設に火災が発生した場合は、火災鎮火後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長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

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

テ 施設管理、点検

防災課長、保修課長、発電課長及び土木建築課長は、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) 防災課長は、設備改造等を行う場合、都度、内部火災影響評価への影響確認を行い、評価結果に影響がある場合は、原子炉施設内の火災によっても、安全保護系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) 防災課長は、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) 各課長（当直課長を除く。）は、1.1 項から 1.5 項の活動の実施結果について、防災課長に報告する。
- (2) 防災課長は、1.1 項から 1.5 項の活動の実施結果を取りまとめ、1 年に 1 回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、火災防護計画の見直しを行う。

1.7 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

各課長は、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課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 内部洪水

防災課長は、内部洪水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の2.1項から2.4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課長（当直課長を除く。）は、計画に基づき、内部洪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) 防災課長は、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) 防災課長は、全所員に対して、内部洪水全般（評価内容、洪水経路、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の実施する。
- (2) 防災課長は、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の実施する。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を確認する。
- (3) 発電課長は、運転員及び特重施設要員に対して、内部洪水発生時の運転操作等に関する教育訓練を定期的の実施する。

2.3 資機材の配備

- (1) 防災課長及び保修課長は、内部洪水発生時に使用する資機材を配備する。

2.4 手順書の整備

- (1) 各課長（当直課長を除く。）は、内部洪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 内部洪水発生時の措置

当直課長は、配管の想定破損による洪水が発生した場合、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洪水が発生した場合及びその他の洪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

防災課長は、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

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

エ 水密扉の閉止状態の管理

当直課長は、中央制御室及び 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、各課（室、センター）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

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

(オ) 保修課長及び土木建築課長は、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

防災課長は、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) 各課長（当直課長を除く。）は、2.1 項から 2.4 項の活動の実施結果について、防災課長に報告する。

(2) 防災課長は、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

各課長は、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課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

防災課長は、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、各課長（当直課長を除く。）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) 防災課長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。
- (2) 防災課長は、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) 防災課長は、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) 発電課長は、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) 保修課長及び土木建築課長は、各課員に対して、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) 保修課長及び土木建築課長は、各課員に対して、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) 防災課長及び発電課長は、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) 防災課長及び発電課長は、降下火砕物の除去等の屋外作業時に使用する道具や防護具等を配備する。
- (2) 保修課長は、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) 防災課長は、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) 各課長（当直課長を除く。）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

保修課長は、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。

防災課長は、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) 保修課長及び当直課長は、降灰時又は降灰後、施設の機能に影響が及ばないように、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) 保修課長及び土木建築課長は、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。

(イ) 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。

(ロ) 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

各課長は、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

保修課長及び土木建築課長は、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) 各課長（当直課長を除く。）は、3.1 項から 3.4 項の活動の実施結果について、防災課長に報告する。
- (2) 防災課長は、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

各課長は、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は判断した場合は、所長、原子炉主任技術者及び関係課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

防災課長は、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の4.1項から4.4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課長（当直課長を除く。）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) 防災課長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。
- (2) 防災課長は、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) 防災課長は、全所員に対して、地震発生時の運用管理に関する教育訓練を定期的の実施する。
- (2) 発電課長は、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の実施する。

4.3 資機材の配備

- (1) 発電課長は、地震発生時に使用する資機材を配備する。

4.4 手順書の整備

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

ア 波及的影響防止

- (ア) 防災課長、保修課長及び土木建築課長は、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) 防災課長、保修課長及び土木建築課長は、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) 防災課長、技術課長、安全管理課長、保修課長及び発電課長は、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) 保修課長は、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

各課長は、最寄りの気象庁震度観測点において震度5弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、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) 各課長は、原子炉施設の損傷の有無を確認する。

(イ) 技術課長は、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) 各課長（当直課長を除く。）は、4.1項から4.4項の活動の実施結果について、防災課長に報告する。

(2) 防災課長は、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

各課長は、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課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

防災課長は、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の5.1項から5.4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課長（当直課長を除く。）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) 防災課長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。
- (2) 防災課長は、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) 防災課長は、全所員に対して、津波防護の運用管理に関する教育訓練を定期的の実施する。
- (2) 発電課長は、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の実施する。
- (3) 保修課長及び土木建築課長は、各課員に対して、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び津波影響軽減施設並びに基準津波を一定程度超える津波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の実施する。

5.3 資機材の配備

- (1) 発電課長は、津波発生時に使用する資機材を配備する。

5.4 手順書の整備

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

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) 保修課長は、燃料等輸送船に関し、津波警報等が発令された場合、荷役作業を中断し、陸側作業員及び輸送物の退避に関する措置を実施する。
- (ウ) 技術課長、安全管理課長及び保修課長は、緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う。
- (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、各課（室、センター）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

保修課長及び土木建築課長は、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基準津波を一定程度超える津波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) 防災課長は、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) 防災課長は、津波評価に係る評価条件を定期的に確認する。

5.5 定期的な評価

(1) 各課長（当直課長を除く。）は、5.1 項から 5.4 項の活動の実施結果について、防災課長に報告する。

(2) 防災課長は、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

各課長は、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課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

防災課長は、竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の6.1項から6.4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課長（当直課長を除く。）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) 防災課長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。
- (2) 防災課長は、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) 防災課長は、全所員に対して、竜巻防護の運用管理に関する教育訓練を定期的の実施する。
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) 発電課長は、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の実施する。
- (3) 保修課長及び土木建築課長は、各課員に対して、竜巻対策設備の施設管理、点検に関する教育訓練を定期的の実施する。

6.3 資機材の配備

- (1) 保修課長は、竜巻対策として固縛に使用する資機材を配備する。

6.4 手順書の整備

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

ア 飛来物管理

- (ア) 各課（室、センター）長は、飛来時の運動エネルギー、貫通力が設計飛来物である鋼製材※¹よりも大きなものについて、設置場所等に応じて固縛、建屋内収納又は撤去により飛来物とならない管理を実施する。
- (イ) 各課長は、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、各課長は、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) 防災課長は、車両に関する入構管理を行う。

※1：設計飛来物である鋼製材の寸法等は、以下のとおり。

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

イ 竜巻の襲来が予想される場合の対応

- (ア) 防災課長は、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

物としない管理を実施する。

- (イ) 防災課長及び当直課長は、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) 保修課長及び土木建築課長は、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) 各課長は、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

各課（室、センター）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

保修課長は、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

保修課長は、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

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

キ 施設管理、点検

- (ア) 保修課長及び土木建築課長は、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) 保修課長は、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) 各課長（当直課長を除く。）は、6.1 項から 6.4 項の活動の実施結果について、防災課長に報告する。
- (2) 防災課長は、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

各課長は、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課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

(7) 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

(4) 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

(7) 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

(4) 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

(4) 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) 技術課長、保修課長及び発電課長は、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

(7) 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課長、保修課長及び発電課長へ指示する。

(4) 技術課長、保修課長、発電課長及び当直課長は、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

防災課長は、有毒ガス発生時における運転員、緊急時対策所で重大事故等に対処するために必要な指示を行う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、各課長（技術課長及び当直課長を除く。）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) 防災課長及び安全管理課長は、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) 安全管理課長は、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の実施する。
- (2) 安全管理課長は、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の実施する。

8.3 資機材の配備

- (1) 防災課長及び安全管理課長は、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) 各課長（技術課長及び当直課長を除く。）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) 安全管理課長、保修課長及び土木建築課長は、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(エ)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) 安全管理課長は、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) 保修課長及び土木建築課長は、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

- (7) 防災課長、安全管理課長及び発電課長は、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。
- (4) 防災課長及び発電課長は、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

必修課長及び土木建築課長は、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) 各課長（技術課長及び当直課長は除く。）は、8.1 項から 8.4 項の活動の実施結果について、防災課長に報告する。
- (2) 防災課長は、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

各課長は、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課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) 防災課長は、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、各課長（当直課長を除く。）及び原子力訓練センター所長は、計画に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備を実施する。
- (4) 各課長（当直課長を除く。）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 防災課長は、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（課長）を配置し、班長が欠けた場合に備え、あらかじめ代行順位を定めた副班長（課長又は副長）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。
- (ウ) 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。
- (エ) 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。

- (ヌ) 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守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。）、初動後の保守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、から特重施設を用いた対応を行う。
- (ヘ) 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。
- (ニ) 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
- (ノ) 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 防災課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携し、適切、かつ、効果的な対応を検討できる体制を確立する。

また、機能喪失した設備の保守を実施するための放射線量低減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

原子力訓練センター所長は、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。

防災課長、技術課長、安全管理課長、保修課長、発電課長及び原子力訓練センター所長は、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 各課員等に対し、重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、普段から定期点検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 (7) a 項の教育訓練において、事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した教育訓練、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

原子力訓練センター所長は、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。

発電課長及び原子力訓練センター所長は、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。

(7) 成立性の確認訓練を以下の a 項、b 項に定める頻度、内容で計画的に実施する。

a 中央制御室主体の操作に係る成立性確認

(a) 中央制御室主体の操作に係る成立性確認（シミュレータによる成立性確認）

中央操作主体、重要事故シーケンスの類似性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守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、防災課長、技術課長、安全管理課長、保修課長、発電課長及び原子力訓練センター所長は、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 防災課長、技術課長、安全管理課長、保修課長、発電課長は、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 防災課長は、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

防災課長は、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

防災課長、保修課長及び発電課長は、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

防災課長及び保修課長は、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

防災課長及び保修課長は、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

防災課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 防災課長は、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) 各課長（当直課長を除く。）は、重大事故等発生時において、事象の種類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 発電課長は、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 保守課長及び発電課長は、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 発電課長は、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、炉心へ注入すべきか又は原子炉格納容器へ注水すべきか判断に迷い、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
- (ロ) 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 防災課長及び発電課長は、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) 発電課長は、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) 防災課長は、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。
- (ロ) 防災課長及び発電課長は、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[]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 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 防災課長及び発電課長は、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 発電課長は、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 防災課長は、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 防災課長、技術課長及び発電課長は、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) 防災課長及び発電課長は、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) 防災課長、技術課長及び発電課長は、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) 防災課長、技術課長及び発電課長は、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 発電課長は、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 各課長（技術課長及び当直課長を除く。）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) 安全管理課長、保修課長及び土木建築課長は、発電所敷地内外の固定源に対して、有毒化学物質の確認、防液堤等の運用管理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) 防災課長、安全管理課長及び発電課長は、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 $\square$ 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) 防災課長及び発電課長は、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) 防災課長、安全管理課長及び発電課長は、有毒ガスの発生による異常を検知した場合は、運転員に連絡し、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) 防災課長は、常設設備と接続する屋外に設けられた可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水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

発電課長及び保修課長は、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) 各課長（当直課長を除く。）及び原子力訓練センター所長は、1.1 項から 1.3 項の活動の実施結果について、防災課長に報告する。
- (2) 防災課長は、(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なとなる水の供給手順等
- 表－14 電源の確保に関する手順等
- 表－15 事故時の計装に関する手順等
- 表－16 中央制御室の居住性等に関する手順等
- 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

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。

(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ポンベ（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压の状態において、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压状態である場合において、高压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／高压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压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

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) 窒素ポ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、窒素ポンベ（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) 可搬型バッテリー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、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、中央制御室からの操作による 1 次冷却系の減圧を行う。

(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、高圧熔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ポンベ（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、窒素ポンベの設定圧力は、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、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により加圧器逃がし弁へ給電することで中央制御室から遠隔操作を行う。

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ル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ル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次冷却材が漏れ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

原子炉容器内に熔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熔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

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により原子炉を冷却する。

③ 復旧に係る手順等

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、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ポンベ（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ポンベにより加圧し、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ポンベにより加圧し、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

格納容器的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、熔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。

表－9

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ポンペ（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 $1 \times 10^5 \text{ m S v/h}$ 以上となり、原子炉格納容器へのスプレーが確認できない場合、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）へスプレー又は放水する。 (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ーヘッド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ーヘッド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ーする。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、スプレー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な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な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な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ユ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 $1 \times 10^5 \text{ mSv/h}$ 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压母線へ代替電源（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压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压発電機車）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压発電機車）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压発電機車）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压母線へ給電する。
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な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を除く）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

発電課長は、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ポンプ（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（空气中、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气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（空气中）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（空气中）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（空气中、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气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气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
防災課長は、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、身体サーバ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
	窒素ポ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
	可搬型バッテリー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ド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ド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ド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）	<u>2</u>	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）	<u>6</u>	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）	<u>4</u>	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）	<u>4</u>	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) 防災課長は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の 2.1 項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。

また、各課長（当直課長を除く。）及び原子力訓練センター所長は、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) 各課長（当直課長を除く。）は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の 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

防災課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、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 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 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、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

防災課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

防災課長、技術課長、安全管理課長、保修課長、発電課長及び原子力訓練センター所長は、「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

原子力訓練センター所長は、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。

防災課長、発電課長及び原子力訓練センター所長は、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) 防災課長は、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) 原子力訓練センター所長は、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) 発電課長は、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) 発電課長及び原子力訓練センター所長は、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

原子力訓練センター所長は、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。

防災課長は、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

原子力訓練センター所長は、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。

発電課長は、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等時の成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認し、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、防災課長、発電課長及び原子力訓練センター所長は、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

防災課長、技術課長、安全管理課長、保修課長及び発電課長は、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、基準津波を一定程度超える津波に対して、裕度を有する高台に保管するとともに、竜巻により同時に機能喪失させないよう、位置的分散を図り複数箇所に保管する。
- (イ) 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

防災課長、技術課長、安全管理課長、保修課長及び発電課長は、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。

(7) 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

各課長（当直課長を除く。）は、大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、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

防災課長、技術課長及び発電課長は、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 防災課長、技術課長、安全管理課長、保修課長及び発電課長は、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 防災課長、技術課長、安全管理課長、保修課長及び発電課長は、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 防災課長及び発電課長は、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 防災課長及び発電課長は、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

各課長（当直課長を除く。）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。

各課長（当直課長を除く。）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。

防災課長は、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。

防災課長及び発電課長は、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 防災課長は、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 発電課長は、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。

(7) 大規模損壊発生時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

防災課長、技術課長、安全管理課長、保修課長及び発電課長は、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。

防災課長は、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 [] の被害状況を確認することを規定文書に定める。

(7) 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

防災課長及び保修課長は、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

防災課長、保修課長及び発電課長は、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ー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

防災課長、保修課長及び発電課長は、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ー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ー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ー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

防災課長、安全管理課長、保修課長及び発電課長は、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、内部からのスプレー等を実施する。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、外部からのスプレーを実施し、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

防災課長、安全管理課長、保修課長及び発電課長は、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、格納容器スプレー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ーを実施する。

格納容器スプレー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、外部からのスプレー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」

防災課長、発電課長及び保修課長は、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、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作

(ウ) 「3. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

防災課長、発電課長及び保修課長は、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、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作
- c 全交流動力電源喪失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」

防災課長、発電課長及び保修課長は、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」

防災課長、発電課長及び保修課長は、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」

防災課長、発電課長及び保修課長は、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」

防災課長、発電課長及び保修課長は、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熔融炉心を冷却するための手順等」

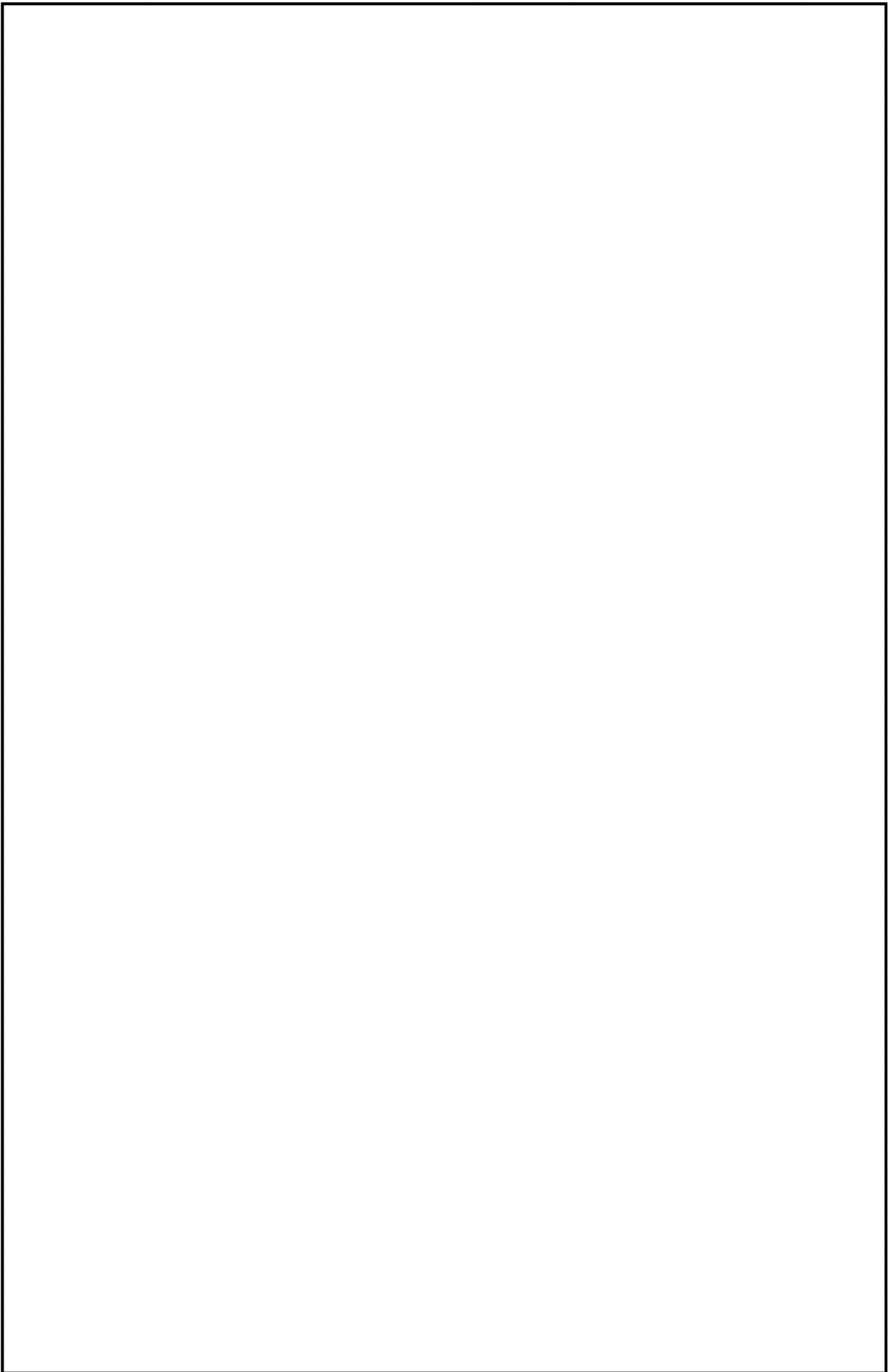
防災課長、発電課長及び保修課長は、重大事故等対策にて整備する表－8「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。

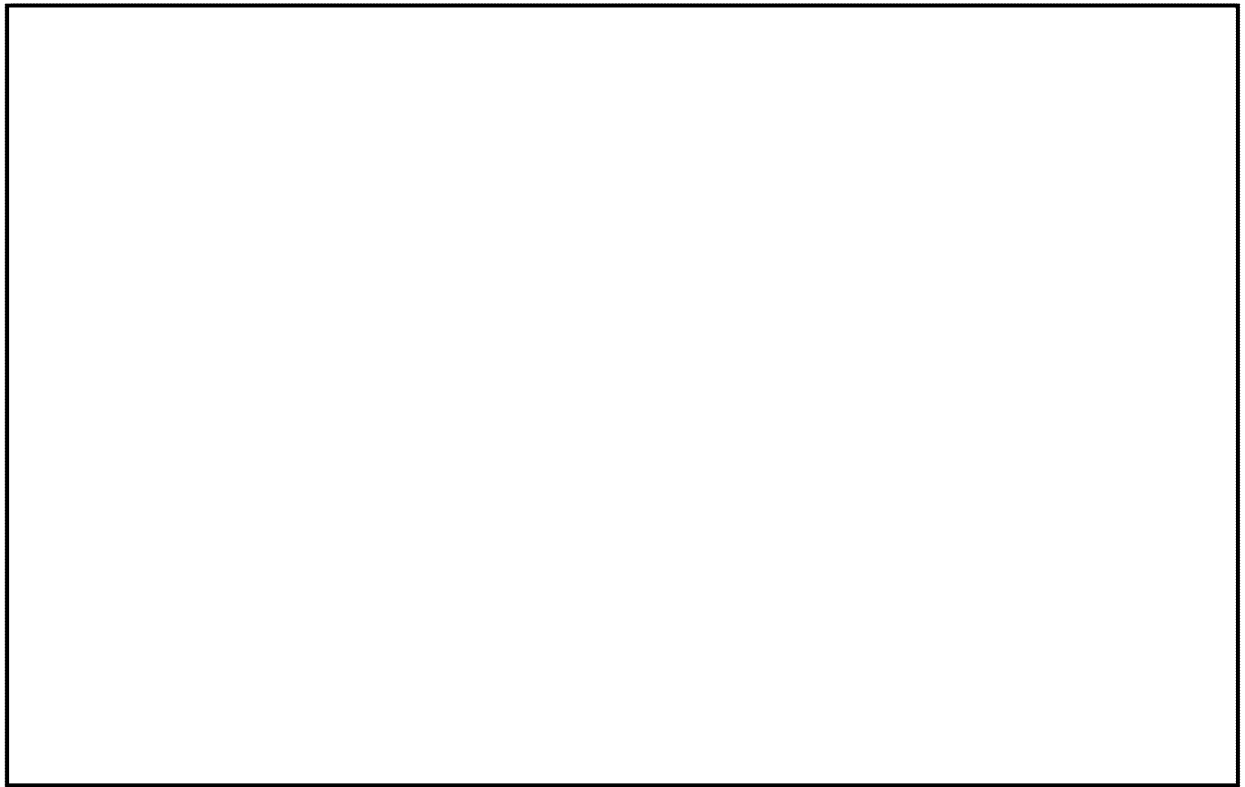
- a 消火用水系統が使用できない場合は、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプと同様の接続口を使用し、消防自動車から原子炉に注入する手順及び原子炉格納容器へ注水する操作
- (ケ) 「9. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」
防災課長、発電課長及び保修課長は、重大事故等対策にて整備する表－9「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。
- (コ) 「10. 水素爆発による原子炉補助建屋等の損傷を防止するための手順等」
防災課長、発電課長及び保修課長は、重大事故等対策にて整備する表－10「水素爆発による原子炉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」
防災課長、発電課長及び保修課長は、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ドの運搬、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」
防災課長、発電課長、保修課長及び安全管理課長は、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な水の供給手順等」
防災課長、発電課長及び保修課長は、重大事故等対策にて整備する表－13「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」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」
防災課長、発電課長及び保修課長は、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 各課長（技術課長及び当直課長を除く。）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) 安全管理課長、保修課長及び土木建築課長は、発電所敷地内外の固定源に対して、有毒化学物質の確認、防液堤等の運用管理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) 防災課長及び発電課長は、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) 防災課長、安全管理課長及び発電課長は、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、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) 防災課長及び発電課長は、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。



-
- (6) 防災課長、技術課長、安全管理課長、保修課長及び発電課長は、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) 防災課長、技術課長、安全管理課長、保修課長及び発電課長は、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に配備している可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備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

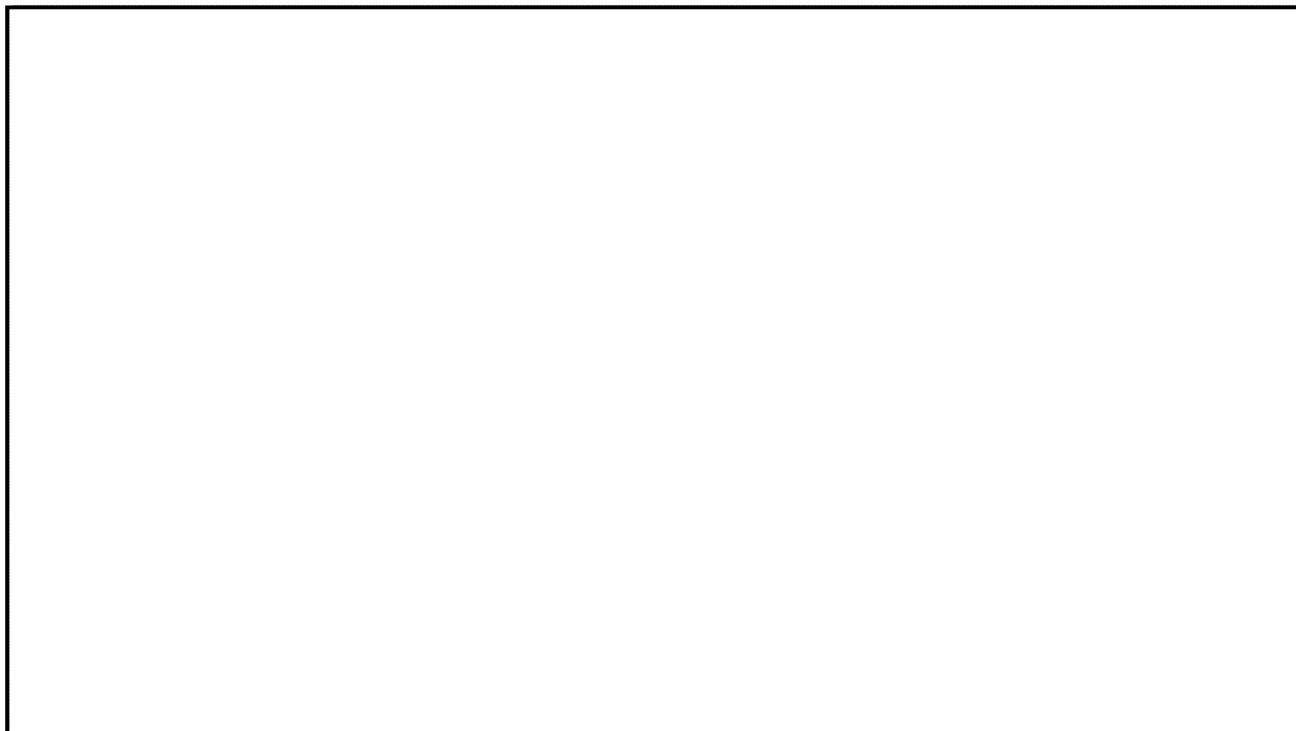
- (1) 各課長（当直課長を除く。）及び原子力訓練センター所長は、2.1 項及び 2.2 項の活動の実施結果について、防災課長に報告する。
- (2) 防災課長は、(1)の活動の実施結果を取りまとめ、1 年に 1 回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。
- (3) 原子力管理部長は、2.1 項の実施内容を踏まえ、1 年に 1 回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。

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

操作手順

特重施設の準備操作の手順



A large, empty rectangular box with a black border, intended for a drawing or illustration. The box occupies the majority of the page below the text. It is a simple rectangle with a thin black line for its border.

操作手順

原子炉内の溶融炉心の冷却の手順

操作手順

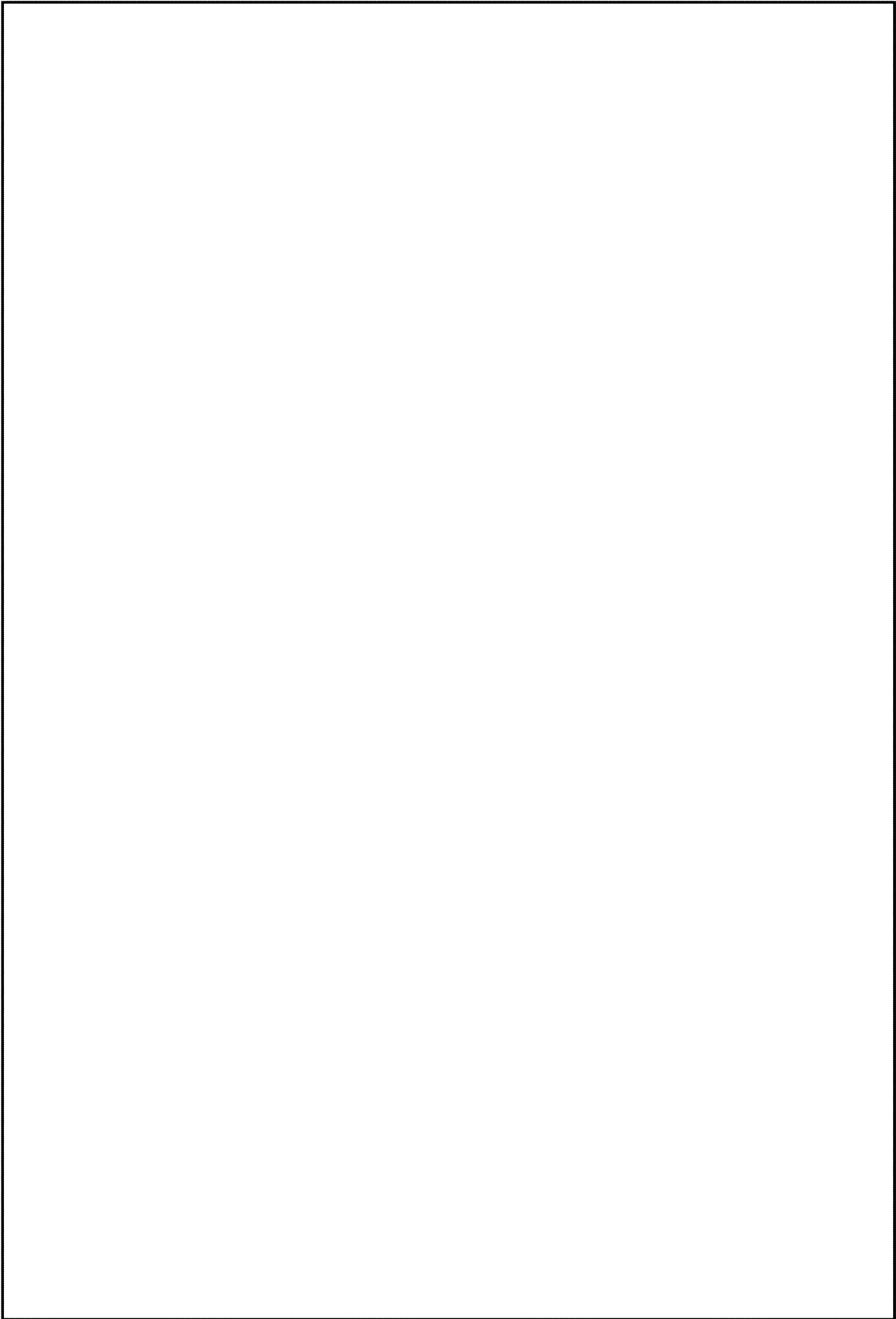
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却の手順

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

操作手順

原子炉格納容器の過圧破損防止の手順



操作手順

緊急時制御室の居住性に関する手順



操作手順

電源設備の手順

操作手順

計装設備の手順

操作手順

通信連絡設備の手順

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)

添付 6 長期施設管理方針
(第 118 条の 6 関連)

(1) 1号炉 長期施設管理方針（始期：令和6年7月4日、適用期間：20年間）

No.	施設管理の項目	実施時期※1
1	原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第6回監視試験を実施する。	中長期
2	原子炉容器等の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	長期

※1：実施時期における、中長期とは、令和6年7月4日からの10年間、長期とは、令和6年7月4日からの20年間をいう。

(2) 2号炉 長期施設管理方針（始期：令和7年11月28日、適用期間：20年間）

No.	施設管理の項目	実施時期※1
1	原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。	中長期
2	原子炉容器等の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	長期

※1：実施時期における、中長期とは、令和7年11月28日からの10年間、長期とは、令和7年11月28日からの20年間をいう。

添付資料-3 設計の経年化ガイドラインに基づく評価

目 次

1. 設計の経年化ガイドラインに基づく評価（地震事象）	添 3-1
1.1 はじめに	添 3-1
1.2 評価方法	添 3-2
1.3 評価結果	添 3-5
1.4 まとめ	添 3-9
2. 設計の経年化ガイドラインに基づく評価（津波事象）	添 3-10
2.1 はじめに	添 3-10
2.2 評価の進め方	添 3-10
2.3 評価	添 3-13
2.4 安全性向上措置候補の抽出、まとめ	添 3-26

1. 設計の経年化評価ガイドラインに基づく評価（地震事象）

1.1 はじめに

時間の経過に従って原子力発電所（以下「プラント」という。）の設計に関する知見が蓄積されることにより、プラント設計そのものが変遷し、新旧プラントの差異（設計経年化）が生じる。このため、新旧プラント設計の違いに着目して安全性を評価する仕組みを事業者自主の仕組みとして導入することとし、その具体的取組み方法について標準化・明確化するため、原子力エネルギー協議会が2020年9月25日にガイド文書「ATENA 20-ME03 設計の経年化評価ガイドライン」（以下「ガイドライン」という。）を発行した。

本評価では、ガイドライン（2023年6月6日改訂 ATENA 20-ME03（Rev.1））及びATENA実施計画に基づき、外的事象のうち、地震に係る評価を実施し、プラントの設計の差異に関して安全上の得失がどのようにあるかを原子炉リスクの観点から分析して、自プラントの安全性の特徴を理解するとともに、必要に応じてハード対策及びソフト対策を検討する。

なお、外的事象については、共通的に外力が働く事象であるため、個別の設備等の比較結果で設計経年化の着眼点を抽出することは困難である。そこで、プラントの地震ハザードに対する脆弱性を評価する地震PRAを活用することが効果的と考えられる。

したがって、地震PRA評価結果のプラント間比較を行い、他プラントとの設計の差異から生ずる脆弱性に着目し、地震に対する対策案を検討する。加えて、地震PRAの結果を精査することで、川内2号機個別の地震に対する脆弱性を把握し、対策案を検討する。

1.2 評価方法

設計基準超の領域も対象として評価する地震PRAの評価結果を用いて、他プラントとの比較を行い、特定のプラントで設計差異に起因する特徴がないか確認する。また、個別プラントの脆弱性の把握のため、川内2号機の地震PRAの評価結果への影響が有意となる設備損傷に係る基事象を抽出し、当該基事象による影響が大きくなった要因を分析する。加えて、カットセットの分析を行い、炉心損傷頻度（以下「CDF」という。）及び格納容器機能喪失頻度（以下「CFF」という。）に対する主要なシナリオの要因を分析する。これらを踏まえて、地震時のリスク低減を目的とした安全性向上に資する対策案を検討する。

(1) 他プラントとの設計差異からの改善点の把握

a. FV重要度のプラント間比較による抽出・分析

安全性向上評価実施済のプラントについて、地震PRAの評価結果を用いて、CDF及びCFFへの影響が有意であるFV重要度0.01以上となる設備損傷に関連する基事象を抽出する。なお、地震PRAにおけるCFFの算出は、炉心損傷が発生した前提で行うものであることから、設計の経年化が地震によるリスクに与える影響があるとすれば炉心損傷を対象とするCDF算出の範囲が主となると考えられるため、本検討ではCDF算出にあたってのFV重要度をプラント間比較の対象とした。

プラント間比較の前提条件を揃える観点から、特定重大事故等対処施設（以下「特重施設」という。）設置前の状態について、地震PRAを実施したプラントを対象とし、特重施設設置前の状態について、地震PRAを実施した第1回安全性向上評価での地震PRAの評価結果を活用することとした。

【対象プラント】

- ・ 九州電力株式会社 川内1及び2号機
 玄海3及び4号機
- ・ 四国電力株式会社 伊方3号機
- ・ 関西電力株式会社 高浜3及び4号機
 大飯3及び4号機

次に、プラントとFV重要度0.01以上の基事象の星取表を整理する。そして、共通するプラント数が全体の3割程度以上の基事象は、各プラントのCDF及びCFFへの影響が大きい傾向であると考えられることから、重点的にプラント間比較を行う。比較の結果、特定のプラントでFV重要度が高くなっている場合、その理由が設備の差異や運用の差異に起因しないか、基事象の設定条件等に立ち返り分析する。

(2) 個別プラントの評価結果からの改善点の把握

1.2(1)では他プラントと共通してFV重要度が高い基事象に着目したが、個別プラントでFV重要度が高い基事象に対して分析を行なうため、川内2号機のFV重要度0.01以上となる基事象について着目するとともに、カットセットを分析することで、地震に対して脆弱性を大きく支配する設計上の特性を抽出し、その要因を分析する。個別プラントの評価では、特重施設を反映した川内2号機第6回安全性向上評価における地震PRAの評価結果を用いる。

a. FV重要度に着目した抽出・分析

川内2号機第6回安全性向上評価で実施した地震PRA評価結果を用いて、全CDF及び全CFFへの影響が有意であるFV重要度0.01以上となる設備損傷に関連する基事象を抽出する。当該の基事象については建屋応答等のサイト影響や設計差異の影響が考えられるため、FV重要度が高い理由を

確認する。確認の結果、設計差異による機器の耐震性への影響が考えられる場合、その影響について基事象の設定条件等に立ち返り分析する。なお、基事象の抽出にあたっては、設計の経年化を評価する観点から、設備損傷以外の基事象（人的過誤に関連する基事象など）は除外する。耐震性への影響については、地震PRAにおいて、各機器等の損傷確率を求めるうえで作成したフラジリティ曲線を基に、95 % 信頼度における5 % 損傷確率（HCLPF: High Confidence of Low Probability of Failure（高信頼度低損傷確率の略称））を参照するものとする。

b. カットセットに着目した抽出・分析

炉心損傷や格納容器破損に至るシナリオを把握するため、川内2号機第6回安全性向上評価で実施した地震PRAの評価結果を用いて、カットセットの分析を行う。

まず、CDF及びCFFへの寄与割合が目安として0.5%以上となるカットセットを対象とする（同種のカットセットを合算するとCDF及びCFFへの寄与割合が1%以上となり影響が有意となる可能性があるため）。これらのカットセットのうち、同一の基事象が複数回登場するものを、重要な基事象として抽出する。

次に、重要な基事象が含まれるカットセットについて、基事象の組み合わせであるカットセットからのみでは、どのような想定で炉心損傷や格納容器破損に至るかが読み取り難いため、基事象と機能喪失の関連性を、プラントの系統構成等を踏まえ、基事象の設定条件に立ち返り分析する。

1.3 評価結果

(1) 他プラントとの設計差異からの改善点の把握

a. FV重要度のプラント間比較による抽出・分析

1.2(1)に示す安全性向上評価実施済のプラントを対象として、地震PRAの評価結果を分析し、各プラントでFV重要度の高い設備を抽出し整理した。抽出された機器のうち、3プラント以上に共通する機器について、プラント間での比較のため機器ごとに整理し、プラント間の相違が設計の経年化によるものかどうか、設計の経年化による場合はその要因について、検討を行った。FV重要度上位の機器を整理した結果及び抽出された各機器について、機器の応答、機器の耐力及び建屋応答の各観点からHCLPFが小さめとなっている要因を参考資料5に示す。

検討にあたっては、抽出された各機器に対して、FV重要度上位となった、すなわちHCLPFが小さめの値となった理由として考えられるものを、フラジリティ評価において考慮される機器の応答、機器の耐力及び建屋応答の観点から、それぞれ以下のとおり抽出した。

- ・ 機器の応答：

HCLPFが小さくなる要因として、機器の応答加速度や発生応力が大きいことを抽出した。ここで、応答加速度については、設置ELが高い、固有値が柔(30Hzより小)などの場合に大きくなるためそのような事項を要因とした。

- ・ 機器の耐力：

評価対象部位の材質の強度や機能限界加速度が十分に大きくない場合にHCLPFが小さくなるため、これらの事項を要因とした。

- ・ 建屋応答：

建屋応答については、建屋応答係数の大小が直接HCLPFの大小に関与するため、評価対象機器に使用される建屋応答係数を同プラントの他の建屋と比べたときの大小を要因とした。

他プラントとの設計差異から、メタルクラッドスイッチギアについては保護リレーに機械式リレーが存在することにより、保護リレーがデジタル化されているものに比べて耐力が低めになっているものがあり、これは設計の経年化による影響と判断した。

また、特定プラントのみでFV重要度上位（FV重要度0.01以上）として抽出された機器については、当該プラントにおいてはFV重要度として突出したものが少ないためFV重要度が低いものが多数現れる等の相対的な状況から他プラントでは登場しない機器がFV重要度上位にあがってきたものであり、いずれもHCLPFが極端に小さいものではないことも併せて考えると、設計経年が耐震性に影響したことが原因ではないと判断した。

以上のことから、メタルクラッドスイッチギアについて保護リレーに機械式リレーを採用しているプラントについては、保護リレーを機械式からデジタル式に変更する対策案を抽出した。

(2) 個別プラントの評価結果からの改善点の把握

a. FV重要度に着目した抽出・分析

川内2号機第6回安全性向上評価で実施した地震PRAでのCDF及びCFF算出において、FV重要度0.01以上となる設備損傷に関連する基事象を抽出した。抽出にあたっては、設備の設計経年の影響検討という観点から、人的過誤やランダム故障といった、地震損傷以外の基事象については除外した。

また、建屋や代表評価を行っているもの（弁・ケーブルトレイ・配管）についても同じく除外した。CDF及びCFF算出に係る設備の抽出結果を参考資料5に示す。検討にあたっては、1.3(1)aと同じく機器の応答、機器の耐力及び建屋応答の各観点からHCLPFが小さくなっている要因を抽出した。

設計経年による影響検討の結果、抽出された機器については、原子炉建屋又はディーゼル建屋に設置されている機器は建屋応答係数が他の建屋より小さいことから、HCLPFが小さくなることがFV重要度0.01以上となった主要因と考えられる。また、その他の機器については、機器の固有周期や機器設置位置の応答の大きさの影響がFV重要度0.01以上となった主要因と考えられる。

以上のことから、HCLPFが小さくなる主要因が応答の大きさによる影響であるため、機器自体の設計の経年化による影響はないことを確認した。

b. カットセットに着目した抽出・分析

川内2号機第6回安全性向上評価で実施した地震PRAでのCDF及びCFF算出におけるカットセットのうち、寄与割合が0.5%以上となるカットセットを対象とし、複数回登場する基事象を重要な基事象として抽出した。抽出した重要な基事象について、機能喪失との関連性（事故シナリオ）をプラントの系統構成等を踏まえて分析を行った。CDF及びCFF算出におけるカットセットの抽出・分析結果を参考資料5に示す。

抽出・分析の結果、地震による主蒸気管室建屋の損傷により、主蒸気隔離に失敗することで2次系除熱機能が喪失するとともに制御棒駆動装置冷却ユニットの損傷により原子炉補機冷却機能の全喪失が重畳し、フィードアンドブリードに失敗することで炉心損傷に至るシナリオや、制御棒駆動装置冷却ユニットの損傷により原子炉補機冷却機能が全喪失し、さらに2次系強制冷

却操作後の蓄圧タンク出口弁閉止操作に失敗することにより炉心損傷に至るシナリオが結果に寄与しており、原子炉補機冷却機能の全喪失に係る基事象が複数回登場している。

そのため、地震時における原子炉補機冷却水系からの漏えいを早期発見し、漏えい箇所を隔離するための原子炉補機冷却水系の監視強化が重要であることが分かった。

以上のことから、漏えいの早期発見による原子炉補機冷却水系の隔離による漏えい防止を目的とした、原子炉補機冷却水系の監視強化を手順書へ反映させるとともに、反映内容を含めた教育・訓練を対策案として抽出した。

1.4 まとめ

今回、他プラントとの設計差異からの改善点の把握から、メタルクラッドスイッチギアについて保護リレーに機械式リレーを採用しているプラントについては、保護リレーを機械式からデジタル式に変更する対策案が抽出された。なお、川内2号機において、メタルクラッドスイッチギアは既にデジタル式を採用しており、対策は不要である。

加えて、個別プラントの評価結果からの改善点の把握より、FV重要度0.01以上となる基事象のHCLPFが小さくなる要因について、機器設置位置の応答の大きさが影響しており、機器自体の設計の経年化による影響はないことを確認した。また、カットセットに着目した抽出・分析の結果、地震時における原子炉補機冷却水系からの漏えいを早期発見し、漏えい箇所を隔離するための原子炉補機冷却水系の監視強化が重要であることが分かった。これを踏まえて、漏えいの早期発見による原子炉補機冷却水系の隔離による漏えい防止を目的とした、原子炉補機冷却水系の監視強化を手順書へ反映させるとともに、反映内容を含めた教育・訓練が対策案として抽出された。なお、本対策は、安全性向上評価届出における追加措置として抽出しており、既に取り組んでいる。

2. 設計の経年化評価ガイドラインに基づく評価（津波事象）

2.1 はじめに

原子力エネルギー協会が 2020 年 9 月 25 日に発行したガイド文書「ATENA 20-ME03 設計の経年化ガイドライン」（以下「ガイドライン」という。）は、時間の経過に従って原子力発電所（以下「プラント」という。）の設計に関する知見が蓄積されることによりプラント設計が変遷すること（設計経年化）によって生じる、新旧プラント設計の違いに着目して安全性を評価する仕組みを、事業者自主の仕組みとして導入することとし、その具体的取組み方法について共通的なガイドラインとして標準化・明確化されたものである。

本届出書では、ガイドライン（2023 年 6 月 6 日改訂 ATENA 20-ME03 (Rev.1)）及び ATENA 実施計画に基づき、外的事象のうち、津波に係る評価を実施し、プラントの安全性の特徴を理解するとともに、必要に応じてハード対策及びソフト対策を検討する。

なお、津波評価については、敷地及び建屋内が大規模に浸水することを想定するため、共通的に影響が生じることから、個々の設備等の比較結果で設計経年化の着眼点を抽出することは困難である。そこで、津波による敷地内浸水時における設計経年化の着眼点を抽出するため、敷地内及び建屋内の浸水状況をストレステスト的に評価する。

評価にあたっては、川内原子力発電所 2 号機第 6 回安全性向上評価における「3.1.4 安全裕度評価」に示す、津波に対する評価結果を活用する。

2.2 評価の進め方

(1) 評価の前提条件及び留意事項

評価において、事象の進展過程については、イベントツリーの形式で示すこととし、イベントツリーの各段階において、その段階で使用可能な防護措置

について検討し、それぞれの有効性及び限界を示す。このような各段階の状況を示すことにより、深層防護の観点からの評価を明らかにするものである。評価に当たっては、以下の点に留意する。

- a. 起因事象発生時の状況として、最大出力下での運転等、最も厳しい運転条件を想定するとともに、最も厳しい発電用原子炉の状態を設定する。
- b. 出力運転時炉心損傷防止対策及び格納容器機能喪失防止対策を評価対象とする。評価においては、設計段階での想定事象に限らず、最新の知見に照らして最も過酷と考えられる条件及びそれを上回る事象を想定する。
- c. 防護措置の評価に当たっては、合理的な場合を除き、一度機能を失った機能は回復しない及び外部からの支援は受けられないなど、厳しい状況を仮定する。
- d. 川内原子力発電所2号機第6回安全性向上評価における「3.1.4 安全裕度評価」に示す評価結果を踏まえた評価を実施する。これを踏まえ、評価用津波高さは、川内2号機第6回安全性向上評価にて特定したクリフエッジ津波高さである EL.15m とする。
- e. 本評価は、ATENA ガイドラインに基づき EL.15m を超える津波が到達し、建屋内に浸水する際の発生頻度が 9.6×10^{-11} /年^{*}と非常に低い確率の事象に対する評価であるが、福島第一原子力発電所事故の反省を踏まえ、低頻度高影響（発生する確率は低い、万が一発生した場合に原

子力安全に及ぼす影響が高い) 事象時のプラントの挙動を把握しておくことの重要性を認識しておくことに留意する。

(注) 当社は、発生する可能性のある津波に対し、止水処置等の設備対策や運用対策を十分に行っており、敷地が大規模に浸水した場合においても炉心損傷や格納容器機能喪失に至る可能性は限りなく低い。

※: 川内 2 号機第 1 回安全性向上評価 3 章 3.1.3.2.2 津波出力運転時 PRA より抜粋

(2) 評価対象

設計基準対象施設並びに設計基準対象施設並びに発電用原子炉設置変更許可申請書添付十の有効性評価において考慮した重大事故等対策及び特重施設の効果の評価において期待した対策を評価対象とする。

(3) ガイドラインに基づく津波想定

ガイドラインに基づく津波評価において想定する津波高さ(以下、「評価用津波」という。)は、新規制基準において策定が求められている基準津波を大きく超える高さの押し波を想定する。

評価用津波が発電所に到達し、敷地高さを超えることにより、敷地内が浸水することを想定する。また、敷地内に浸水した津波は、建屋に繋がる開口部から建屋内に浸水することを想定する。

建屋内への浸水後は、浸水開始箇所や浸水速度、浸水ルート等の違いにより建屋内の同一階層に設置した機器等の機能喪失までの時間が異なる可能性があるが、ここでは階層毎に一律に浸水し機能喪失することを想定

する。

(4) 津波に対する耐力評価の指標

本評価では、安全性向上評価における津波に対する安全裕度評価を踏襲することから、入力は一様な高さとし、不確実さを含まない。一方、耐力は機器等の設置高さ又は建屋シール等を考慮した浸水高さとし、機器等が水に触れた時点で機能喪失すること及び建屋シールがない高さに津波が到達した場合に建屋内に水が流入し、階層毎に段階的に津波高さまで建屋内の水位が上昇することを想定する。機器等又は建屋シール等の設置高さは、配置設計において厳密に設定されていることから、不確実さを考慮しない。

従って、津波に対する耐力評価の指標としては、許容津波高さとして、機器等又は建屋シール等の設置高さを用いて決定論的に評価することとする。

2.3 評価

(1) 出力運転時炉心損傷防止対策

a. 評価方法

(a) 起因事象の設定

本評価における起因事象は、川内 2 号機第 6 回安全性向上評価 3.1.4(2)a.(a)津波出力運転時炉心損傷防止対策時の、津波高さ区分 2 (EL.13.3m～EL.15m 未満) に対する起因事象を選定する。

その理由として、評価用津波高さ EL.15m に到達し、津波が開口部から建屋内に侵入した際に、津波高さ区分 2 の起因事象に対する収束シナリオに必要な機器が水没し、起因事象が収束不可能となる階層を特定するためである。

(b) 起因事象に対する影響緩和機能及び収束シナリオの特定

(a)項にてした起因事象発生時において、川内 2 号機第 6 回安全性向上評価における 3.1.4(2)a.(a)津波出力運転時炉心損傷防止対策時にて特定した、炉心損傷を防止するために必要な影響緩和機能及び一連の操作(収束シナリオ)を特定する。

(c) 各影響緩和機能の喪失に係る階層区分の特定

(b)項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその階層区分を特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る階層区分は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に係る各々の階層区分のうち、低い方となる。

階層区分は、川内原子力発電所 2 号機 プラント配置図(参考資料参照)をもとに、建屋の階層毎の設置高さを 7 つの階層区分に分類した。なお、建屋へ津波が侵入する高さまで津波が到達することが前提条件であることを踏まえ、屋外に配置している設備、機器のうち、評価用津波高さより低いものは津波到達時点で機能喪失しているため、第 1 階層に区分している。設定した建屋の設置高さ毎の階層区分を第 4-1 表に示す。また、区分ごとの建屋配置の概略図を第 4-1 図に示す。

(d) 各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分の特定

(c)項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る階層区分の結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分を特定し、全ての収束シナリオにおいて炉心損傷に至ると評価される階層区分を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分は、当該収束シナ

リオに必要な各影響緩和機能の階層区分のうち、最も低いものとなる。

b. 評価結果

(a) 起回事象の設定

本評価の起回事象については、川内 2 号機第 6 回安全性向上評価 3.1.4(2)a.(a)津波出力運転時炉心損傷防止対策時の、津波高さ区分 2 (EL.13.3m～EL.15m 未満)に対する起回事象である「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」を選定した。選定した起回事象の概要を第 4-2 表に示す。

(b) 起回事象に対する影響緩和機能及び収束シナリオの特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 4-2 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ(冷却成功)とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ(炉心損傷)とした。

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②、③及び④の概要は以下のとおり。

・ 収束シナリオ①:

起回事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動に失敗した状態で、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が行われる。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放され、2 次系による冷却が行われる。1

次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1 次冷却材と未臨界性を確保する。代替交流電源（SA 又は特重）による交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水を補給することにより2次系冷却を継続する。この状態では未臨界性が確保された上で、海水を水源とした安定、継続的な 2 次系冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ②

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動に失敗した状態で、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が行われる。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放され、2 次系による冷却が行われる。1 次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1 次冷却材と未臨界性を確保する。津波により成功パス①で期待していた代替交流電源（SA 又は特重）からの給電に失敗した場合においては、中容量発電機車によって交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水を補給することにより 2 次系冷却を継続する。この状態では未臨界性が確保された上で、海水を水源とした安定、継続的な 2 次系冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ③

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動の失敗、及びタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給

水にも失敗した場合において、まず、代替交流電源（特重）により交流電源を復旧させる。その後、特重施設による代替炉心注入及び窒素ポンプを使用した加圧器逃がし弁の開放を手動操作により行い、特重施設（貯水槽）を水源としたほう酸水を炉心へ注水し、1 次系の冷却を行う。また、充てん／高圧注入ポンプの自己冷却ラインの確立後、充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の起動を中央制御室からの手動操作により行い、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心へ注入し、1 次系の冷却を継続する。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、特重施設による代替格納容器スプレイを行う。可搬型ディーゼルポンプの準備の完了後、可搬型ディーゼルポンプによる復水タンクを水源とした純水、長期的には海水を蒸気発生器へ給水する。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放され、2 次系による冷却が行われる。また、加圧器逃がし弁を閉止、充てん／高圧注入ポンプによる燃料取替用水タンクのほう酸水の炉心注入を停止することにより、炉心の冷却手段を 1 次系から 2 次系へと切り替える。この状態では未臨界性が確保された上で、海水を水源とした安定、継続的な 2 次系冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ④

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動が失敗し、RCP シール LOCA が発生した状態において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が行われる。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放され、2 次系による冷却が行われる。1 次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1 次冷却材と未臨界性を確保する。代替交流電源

(SA 又は特重)による交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水を補給することにより2次系冷却を継続する。さらに燃料取替用水タンクを水源として常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により1次系への給水を継続する。移動式大容量ポンプ車による原子炉補機冷却機能回復後に、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる高圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行う。この状態で海水を最終ヒートシンクとした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

(c) 各影響緩和機能の喪失に係る階層区分の特定

(b)項にて選定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、各々の機能喪失を引き起こす設備等とその階層区分の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る階層区分を参考資料のとおり特定した。

(d) 各収束シナリオの機能喪失に係る津波高さ及び階層区分の特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①～④の機能喪失に係る階層区分について、参考資料のとおり特定した。

・ 収束シナリオ①、②： 第4階層

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動に失敗した状態で、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が必要となるが、第4階層に津波が流入する際、同階層に設置されているタービン動補助給水ポンプが機能喪失することから、収束シナリ

オ①、②のその後の操作を継続できず、収束シナリオ③へ移行する。

- ・ 収束シナリオ③：第 2 階層

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動の失敗、第 4 階層に津波が到達し、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水にも失敗した場合においては、代替交流電源（特重）により交流電源は復旧するものの、特重施設による代替炉心注入に必要な電動弁が第 3 階層にあることから、既に機能喪失しており炉心損傷に至る。なお、収束シナリオ③の成立に必要な充てん／高圧注入ポンプの系統構成に必要な機器が第 2 階層に設置されていることから、収束シナリオ③の機能喪失に至る階層は第 2 階層となる。

- ・ 収束シナリオ④：第 1 階層

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動が失敗し、RCP シール LOCA が発生した状態において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が必要となるが、第 4 階層に津波が流入する際、同階層に設置されているタービン動補助給水ポンプが機能喪失することから、炉心損傷に至る。なお、収束シナリオ④の成立に必要な余熱除去ポンプが第 1 階層に設置されていることから、収束シナリオ④の機能喪失に至る階層は第 1 階層となる。

従って、全ての収束シナリオにおいて炉心損傷に至ると評価される階層区分は第 4 階層となり、階層区分の特定において、炉心損傷に至ると評価される階層区分は第 4 階層と特定した。炉心損傷に至ると評価される階層区分の特定において、各影響緩和機能（フロントライン系及びサポート系）

に関連する設備等の系統概要図を第 4-4 図及び参考資料、機器リストを参考資料に示す。

(2) 格納容器機能喪失防止対策

a. 評価方法

(a) 起因事象の設定

本評価における起因事象は、川内 2 号機第 6 回安全性向上評価 3.1.4(2)b.格納容器機能喪失防止対策の、津波高さ区分 2 (EL.13.3m ～EL.15m 未満) に対する起因事象を選定する。

その理由として、(a)項にて設定する評価用津波高さに到達し、津波が開口部から建屋内に侵入した際に、津波高さ区分 2 の起因事象に対する収束シナリオに必要な機器が徐々に水没し、起因事象に伴う格納容器機能喪失に至るまでの事象が収束不可能となるまでの評価を行うためである。

(b) 起因事象に対する影響緩和機能及び収束シナリオの特定

(a)項にて選定した起因事象発生時において、川内 2 号機第 6 回安全性向上評価における 3.1.4(2)b.格納容器機能喪失防止対策にて特定した、格納容器機能喪失を防止するために必要な影響緩和機能及び一連の操作(収束シナリオ)を特定する。

(c) 各影響緩和機能の喪失に係る階層区分の特定

(b)項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその階層区分を特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る階層区分は、

フロントライン系とサポート系の機能喪失に係る各々の階層区分のうち、低い方となる。なお、階層区分の分類については、3.(1)a.(c)項同様とする。

(d) 各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分の特定

(c)項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る階層区分の結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分を特定し、全ての収束シナリオにおいて格納容器機能喪失に至ると評価される階層区分を特定する。

具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の階層区分のうち、最も低いものとなる。

b. 評価結果

(a) 起回事象の設定

本評価の起回事象については、川内 2 号機第 6 回安全性向上評価 3.1.4(2)b.格納容器機能喪失防止対策の、津波高さ区分 2 (EL.13.3m～EL.15m 未満)に対する起回事象である「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」を選定した。選定した起回事象の概要を第 4-2 表に示す。

(b) 起回事象に対する影響緩和機能及び収束シナリオの特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 4-3 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心が損傷した状態において原子炉格納容器内の除熱が安定的に継続されるシナリオを収束シナリオ（格納容器健全（フィルタベントが成功し、格納容器の健全性が維持された場合

は「放射性物質管理放出」と記載))とし、この状態に至らないシナリオを格納容器機能喪失に至るシナリオ(格納容器機能喪失)とした。

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②、③、④、⑤、⑥、⑦及び⑧の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①

炉心損傷発生の後、代替交流電源(SA 又は特重)から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによって原子炉下部キャビティへ注水を行う。原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

・収束シナリオ②

炉心損傷発生の後、代替交流電源(SA 又は特重)から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプに

よって原子炉下部キャビティへ注水を行う。原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを実施するが、成功パス①で期待していた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に失敗した場合、代替交流電源（特重）を起動し、特重施設へ給電すると共に、フィルタベントにより格納容器過圧を防止する。これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

・収束シナリオ③

炉心損傷発生の後、代替交流電源（SA 又は特重）から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。成功パス①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗した場合、代替交流電源（特重）を起動し、特重施設へ給電すると共に、特重施設による代替格納容器スプレイと既設の原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

・収束シナリオ④

炉心損傷発生の後、代替交流電源（SA 又は特重）から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。成功パス①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納

容器スプレイに失敗した場合、代替交流電源（特重）を起動し、特重施設へ給電すると共に、特重施設による代替格納容器スプレイと既設の原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うが、原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に失敗した場合に、フィルタベントにより格納容器過圧を防止する。これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

・収束シナリオ⑤～⑧

炉心損傷発生の後、成功パス①～④で期待していた代替交流電源（SA 又は特重）から既設設備への給電に失敗した場合、中容量発電機車から給電し、収束シナリオ①～④における「格納容器隔離」以降の各影響緩和措置を実施することで、格納容器機能喪失を防止する。

(c) 各影響緩和機能の喪失に係る階層区分の特定

(b)項にて選定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、各々の機能喪失を引き起こす設備等とその階層区分の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る階層区分を参考資料のとおり特定した。

(d) 各収束シナリオの機能喪失に係る津波高さ及び階層区分の特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①～⑧の機能喪失に係る階層区分について、参考資料のとおり特定した。

・収束シナリオ①～④・・・第3階層

第4階層に津波が到達することによる炉心損傷発生の後、代替交

流電源（SA 又は特重）から既設設備への給電には成功するものの、第 4 階層に津波が到達した時点で格納容器隔離弁が機能喪失し、格納容器隔離に失敗することで、格納容器が機能喪失する。

なお、収束シナリオ①、②においては第 3 階層に設置されている常設電動注入ポンプの起動に失敗することから第 3 階層に津波が到達した時点でシナリオを満足することができない。

また、常設電動注入ポンプの起動に失敗することで収束シナリオ③、④へ進むが、第 3 階層に津波が到達した時点で特重施設による代替格納容器スプレイの系統構成に失敗し、シナリオを満足することができない。

このことから、収束シナリオ①、②、③及び④の機能喪失に至る階層は第 3 階層となる。

・収束シナリオ⑤～⑧・・・第 3 階層

第 4 階層に津波が到達することによる炉心損傷発生の後、成功パス①～④で期待していた代替交流電源（SA 又は特重）から既設設備への給電に失敗した場合、中容量発電機車からの給電は成功するものの、収束シナリオ①～④と同じく「格納容器隔離」に失敗すること、及び第 3 階層に設置されている常設電動注入ポンプの起動に失敗することから、収束シナリオ⑤～⑧においてもシナリオを満足できない。

従って、第 4 階層にて炉心損傷発生に至った場合、格納容器機能喪失を防ぐ手段がなく、同時に格納容器機能喪失に至る。

すなわち、全ての収束シナリオにおいて格納容器機能喪失に至ると評価される階層区分は第 3 階層となる。しかしながら、炉心損傷に至らない場合には格納容器機能は喪失しないことから、上記の機能喪失に係る階層

区分を上回り炉心損傷の機能喪失に係る階層区分を格納容器機能喪失に至る階層区分と特定した。階層区分の特定において、各影響緩和機能（フロントライン系及びサポート系）に関連する設備等の系統概要図を第 4-4 図及び参考資料、機器リストを参考資料に示す。

(3) 炉心損傷に至る階層（第 4 階層）における設備・機器の配置場所による最弱箇所の特 定

a. 出力時炉心損傷時における収束シナリオ①、②及び④について

(1) b.(d) の結果から、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」時における収束シナリオ①、②及び④において、第 4 階層到達時に「補助給水による蒸気発生器への給水」が失敗することで炉心損傷に至る。

このうち、収束失敗の要因となる第 4 階層に位置する設備・機器の配置場所をもとに、最弱箇所を特定した。

なお、本考察は建屋内機器の配置情報を含むため、参考資料にて記載する。

b. 出力時炉心損傷時における収束シナリオ③について

(1) b.(d) の結果から、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」時における収束シナリオ③に移行した場合、代替交流電源からの給電は成功するものの、以降の操作については、設備・機器の没水により対応ができず、炉心損傷する。

このうち、設備・機器の配置場所をもとに収束失敗の要因を整理した。本考察は建屋内機器の配置情報を含むため、参考資料にて記載する。

2.4 安全性向上措置候補の抽出、まとめ

今回は、「ATENA 20-ME03 設計の経年化評価ガイドライン(2023 年 6 月 6 日 改訂 ATENA 20-ME03(Rev.1))」に基づき、外的事象のうち、津波に係る評価を実施した。

本評価は EL.15m を超える津波の発生頻度が 9.6×10^{-11} /年と非常に低い確率の事象に対する評価である。しかし、低頻度高影響事象において、発生した場合の挙動や脆弱性を把握しておくことは、重大事故等発生時の事故収束対応のレジリエンス向上に繋がる。

従って、本評価により抽出された追加措置及び期待される効果について以下に示す。

(a) 設計経年化(津波)評価結果の教育

以下の観点について教育を実施することで、重大事故等発生時の事故収束対応のレジリエンス向上に期待できる。

- ・設計基準を大きく超える津波が起こり、建屋内に流入した際に予想されるプラント挙動の把握(建屋内に津波が侵入し、最下層から順に水没した場合の最弱箇所含む)

今後、他プラントの評価結果(階層毎に一律に浸水し機能喪失)と比較し、自プラントとの設計差異が抽出された際には別途対策の実施も含め検討する。

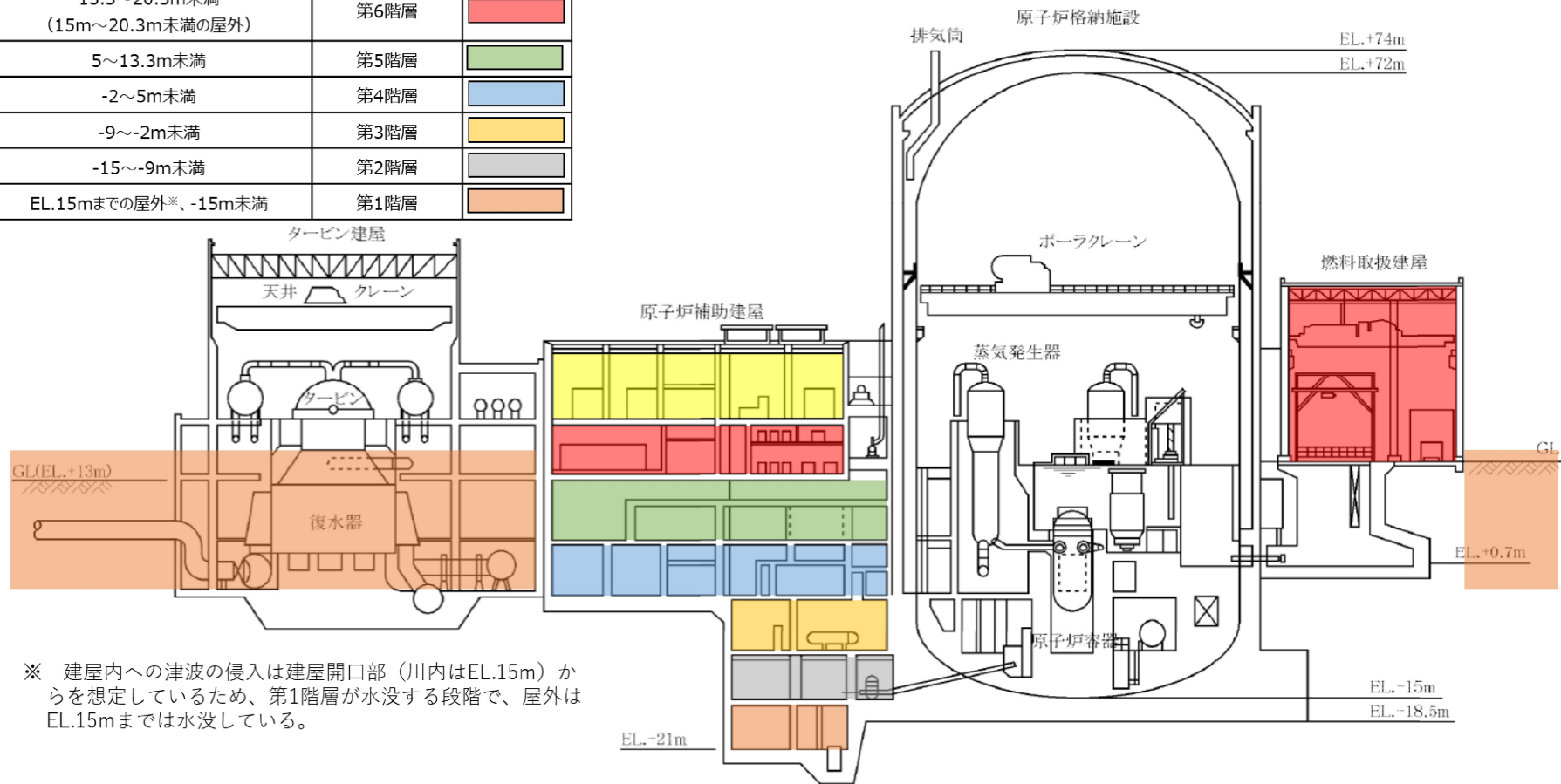
第 2-1 表 建屋の設置高さごとの階層区分

建屋の設置高さ	階層区分
EL.20.3m 以上 (EL.20.3m 以上の屋外設備、機器)	第 7 階層
EL.13.3～EL.20.3m 未満 (EL.15m～EL.20.3m 未満の屋外設備、機器)	第 6 階層
EL.5～EL.13.3m 未満	第 5 階層
EL.-2～EL.5m 未満	第 4 階層
EL.-9～EL.-2m 未満	第 3 階層
EL.-15m～EL.-9m 未満	第 2 階層
EL.-15m 未満 (EL.15m までの屋外設備、機器)	第 1 階層

第 2-2 表 選定した起因事象の概要

起因事象	事象概要
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
原子炉補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る事象

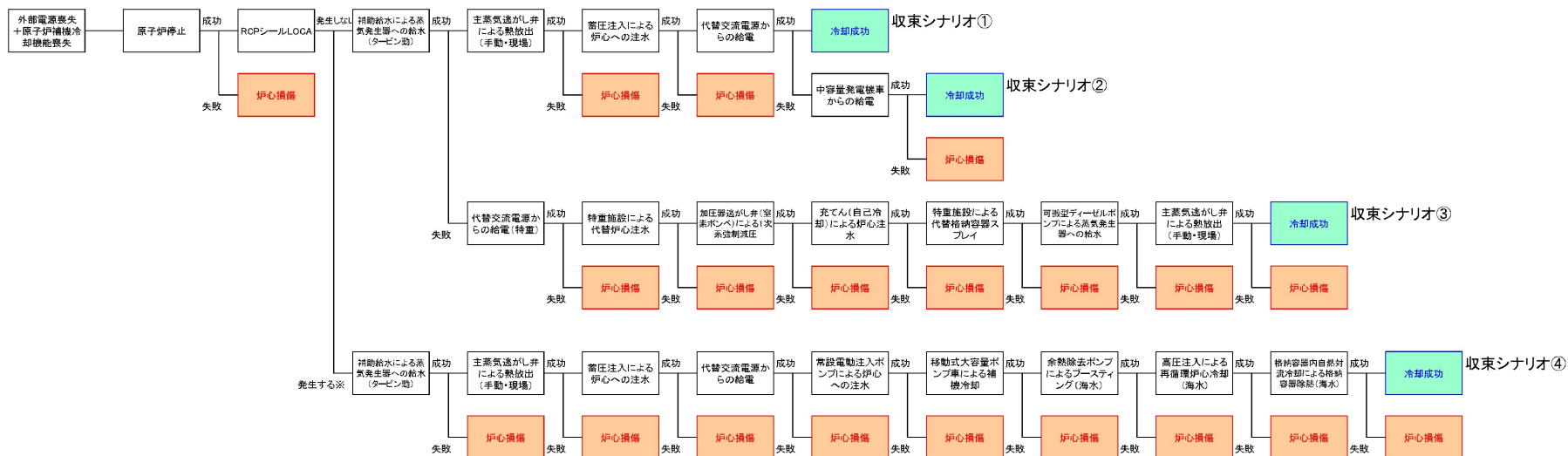
EL.	階層	該当階層
20.3m以上（20.3m以上の屋外）	第7階層	
13.3～20.3m未満 （15m～20.3m未満の屋外）	第6階層	
5～13.3m未満	第5階層	
-2～5m未満	第4階層	
-9～-2m未満	第3階層	
-15～-9m未満	第2階層	
EL.15mまでの屋外※、-15m未満	第1階層	



※ 建屋内への津波の侵入は建屋開口部（川内はEL.15m）からを想定しているため、第1階層が水没する段階で、屋外はEL.15mまでは水没している。

第 2-1 図 区分ごとの建屋配置の概略図

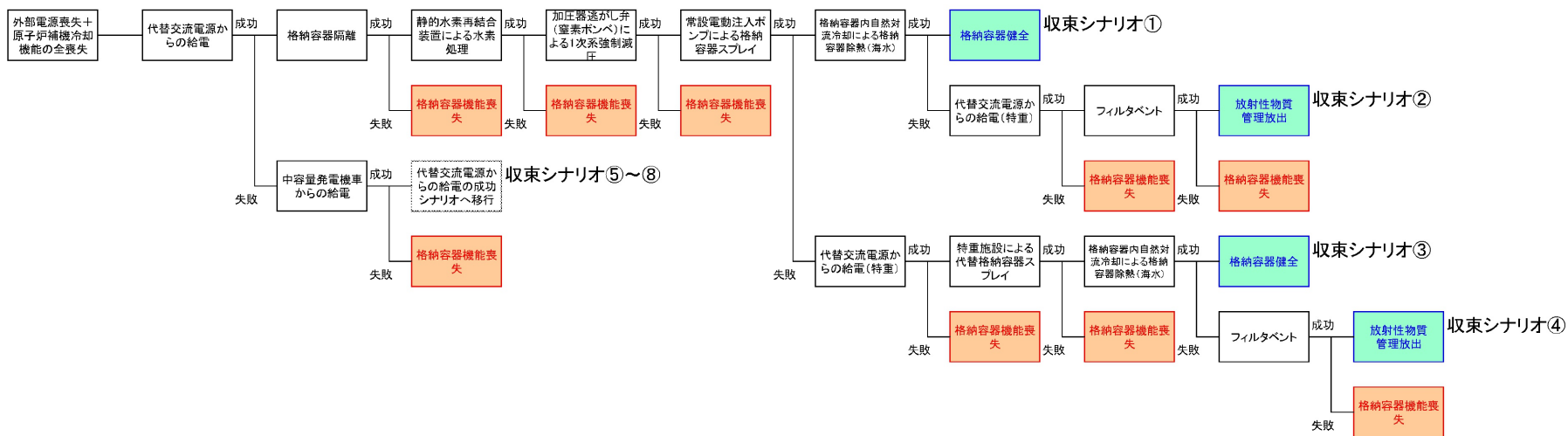
起因事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失



※津波を起因とした機器損傷によるROPシールLOCAの発生を想定しないが、保守的に発生した場合の事故収束シナリオの耐力を記載する。

第 2-2 図 起因事象における収束シナリオ(津波：出力運転時炉心損傷)

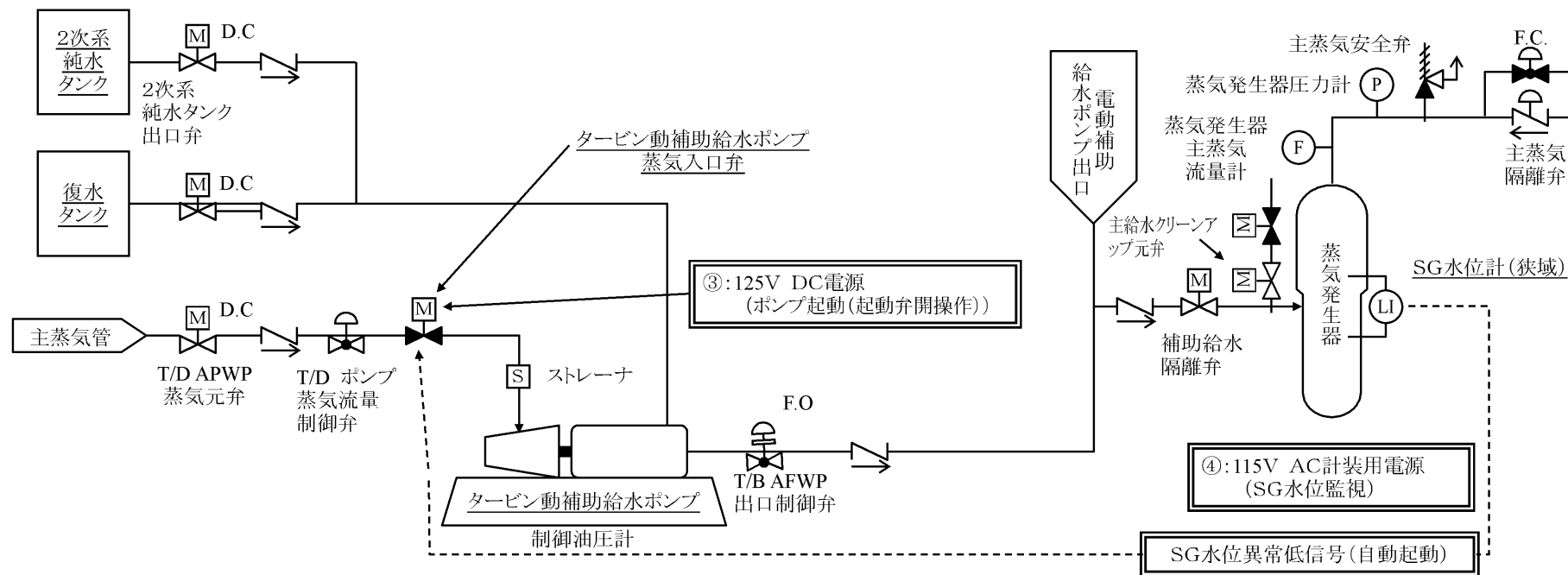
起因事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失



第 2-3 図 各起因事象における収束シナリオ（津波：格納容器機能喪失防止（区分 2））

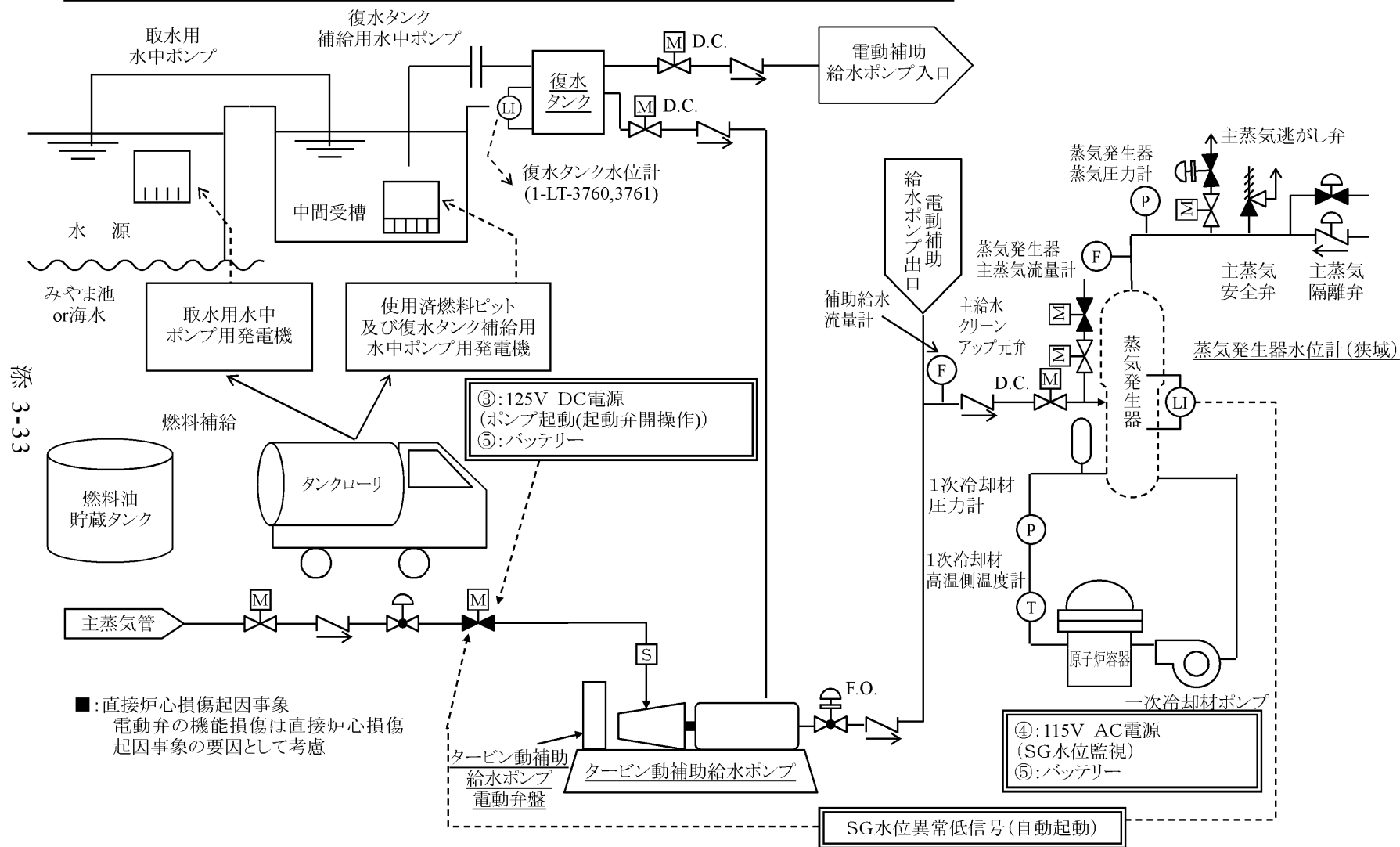
補助給水による蒸気発生器への給水(タービン動)(フロントライン系)

添 3-32



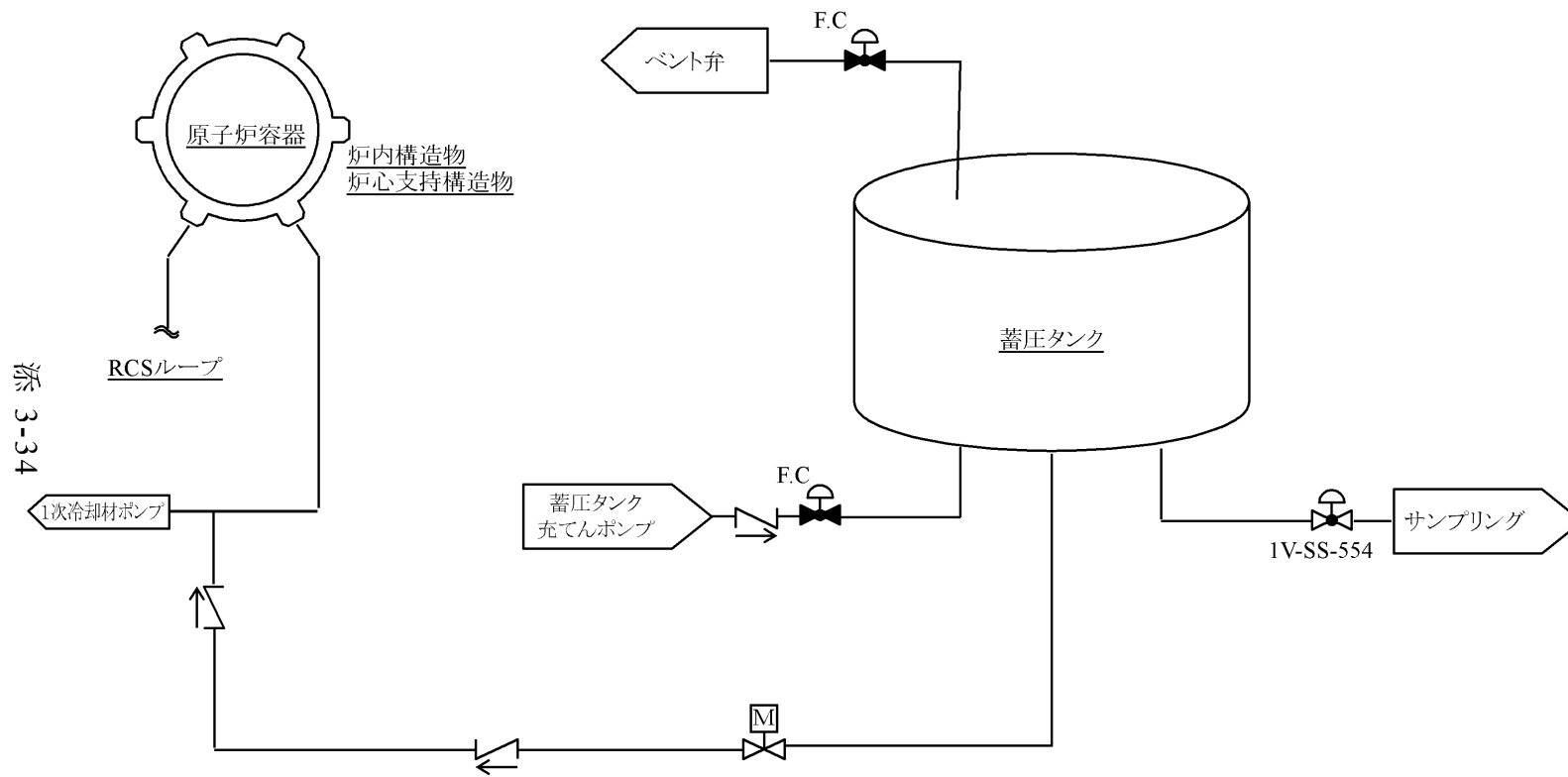
第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(出力運転時炉心損傷) (1/22)

主蒸気逃がし弁による熱放出(手動・現場)(フロントライン系)

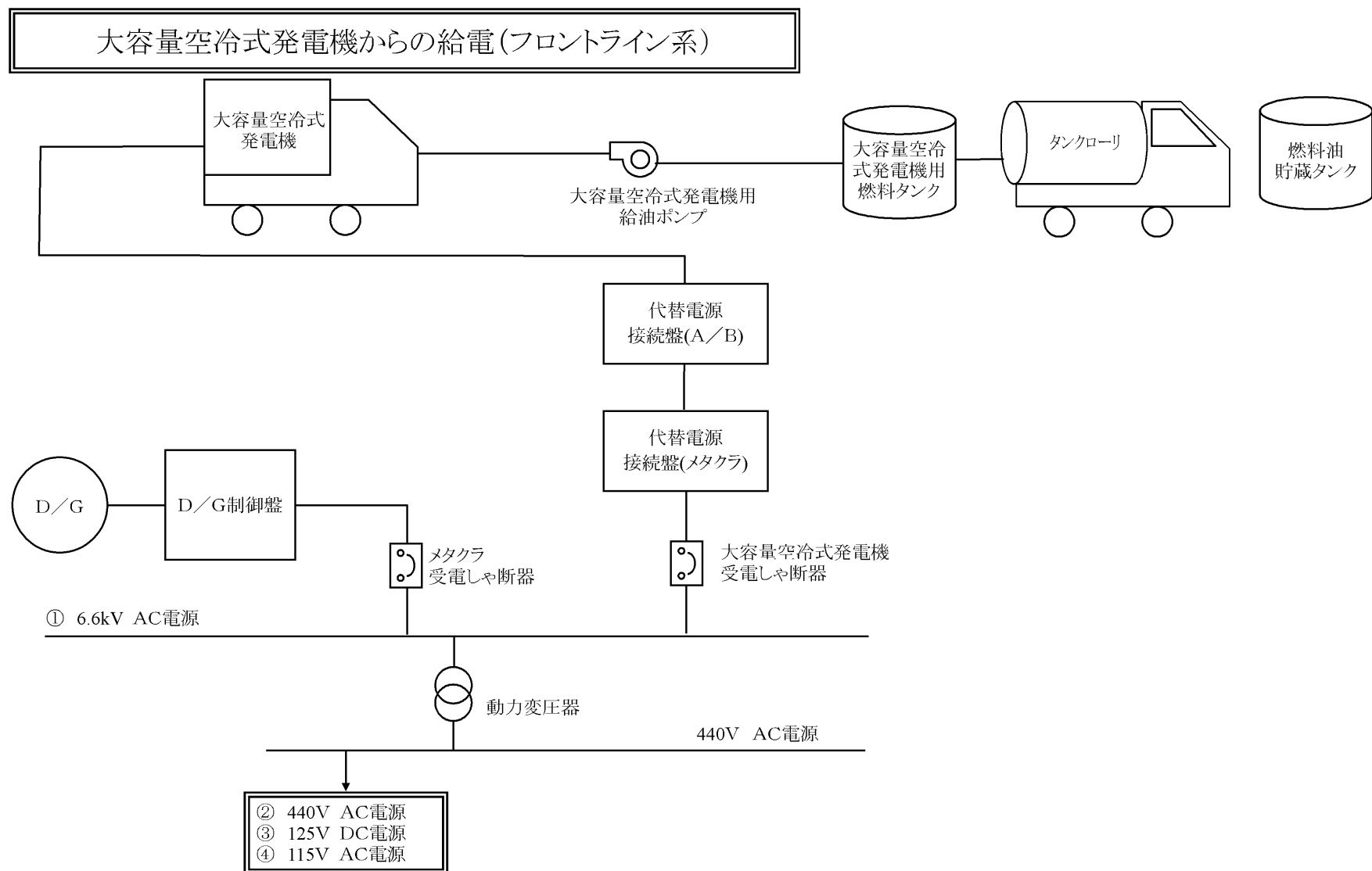


第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(出力運転時炉心損傷) (2/22)

蓄圧注入による炉心への注水(フロントライン系)

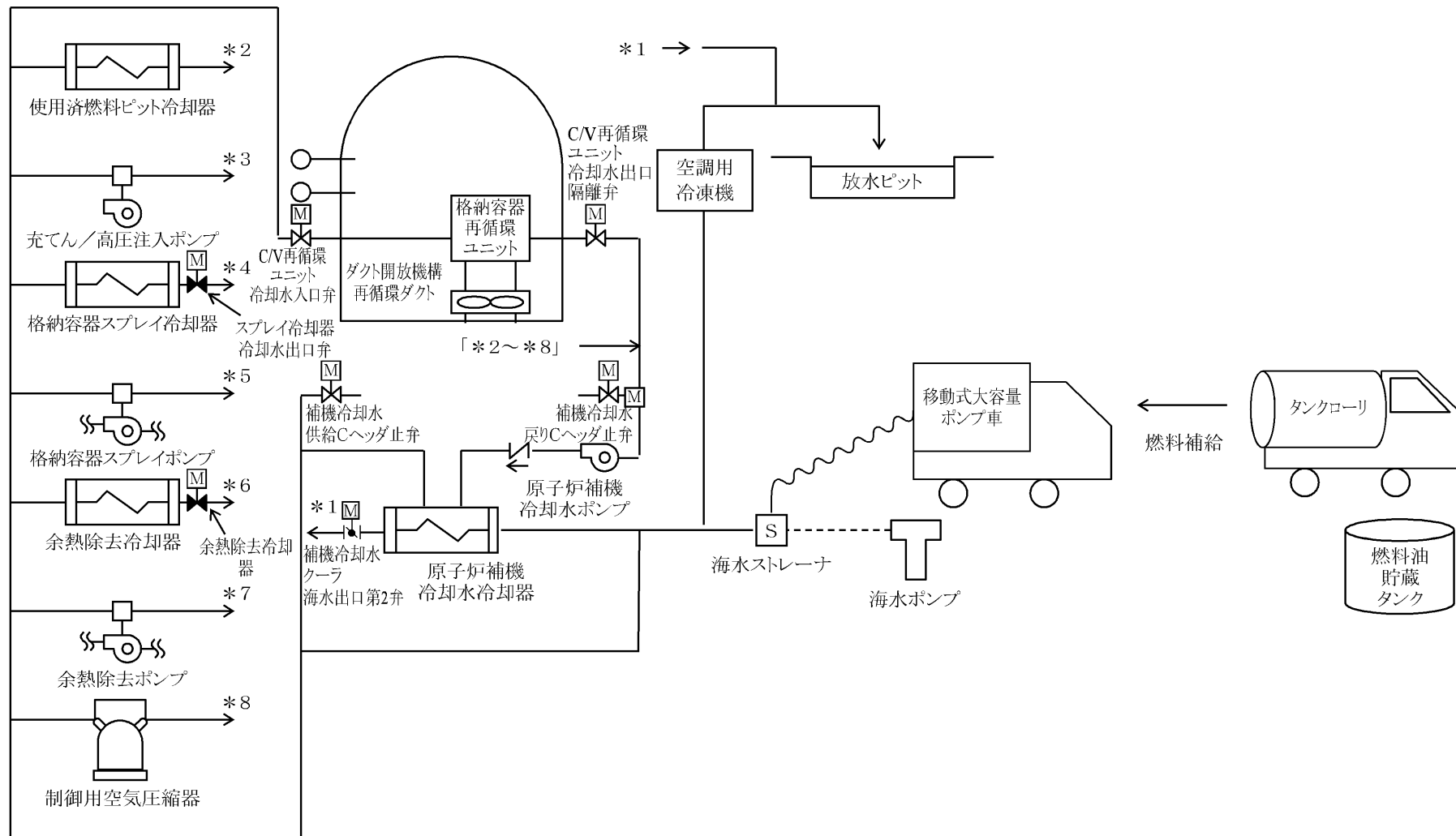


第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(出力運転時炉心損傷) (3/22)



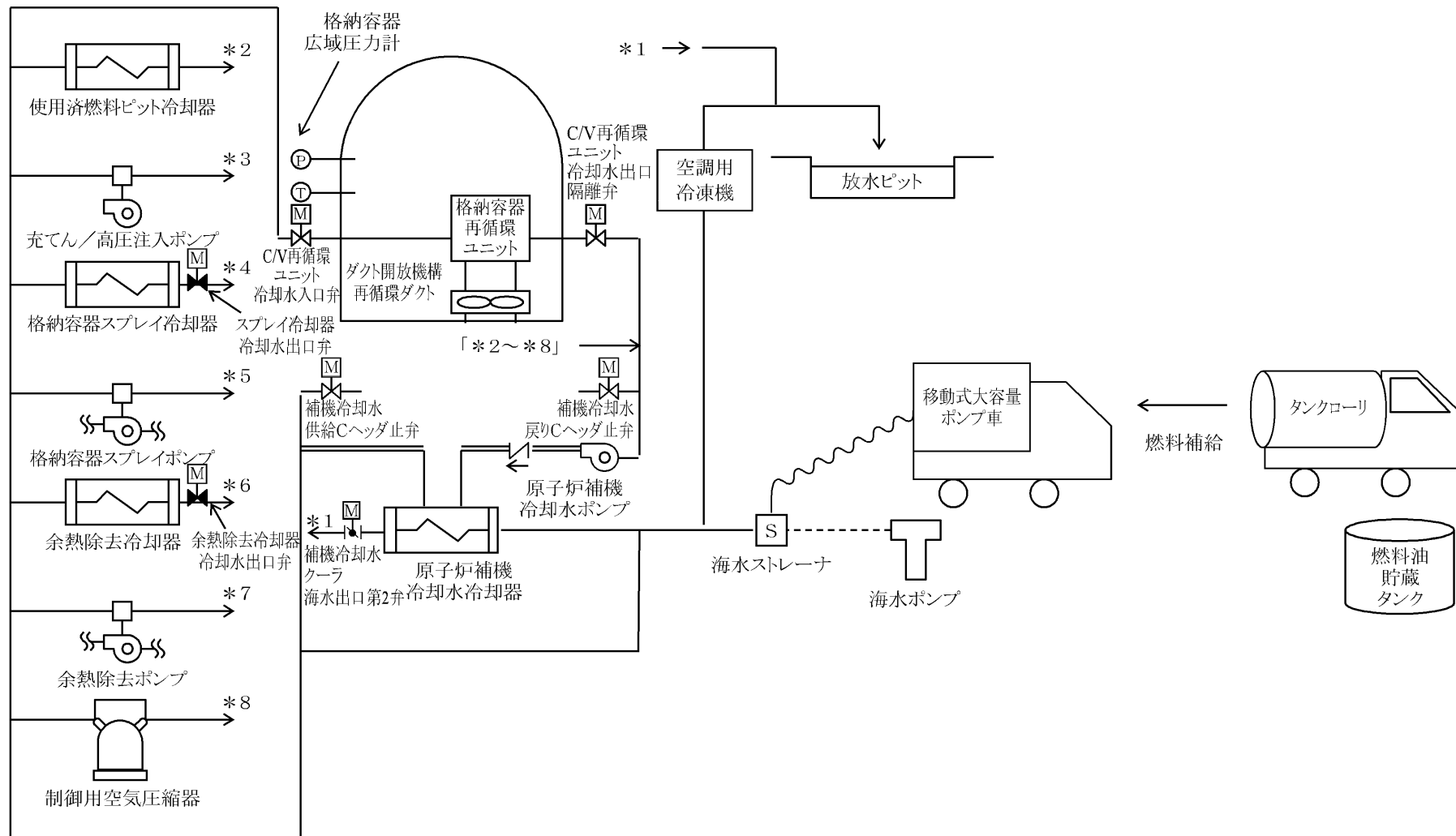
第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(出力運転時炉心損傷、格納容器機能喪失)(4/22)

移動式大容量ポンプ車による補機冷却(フロントライン系)



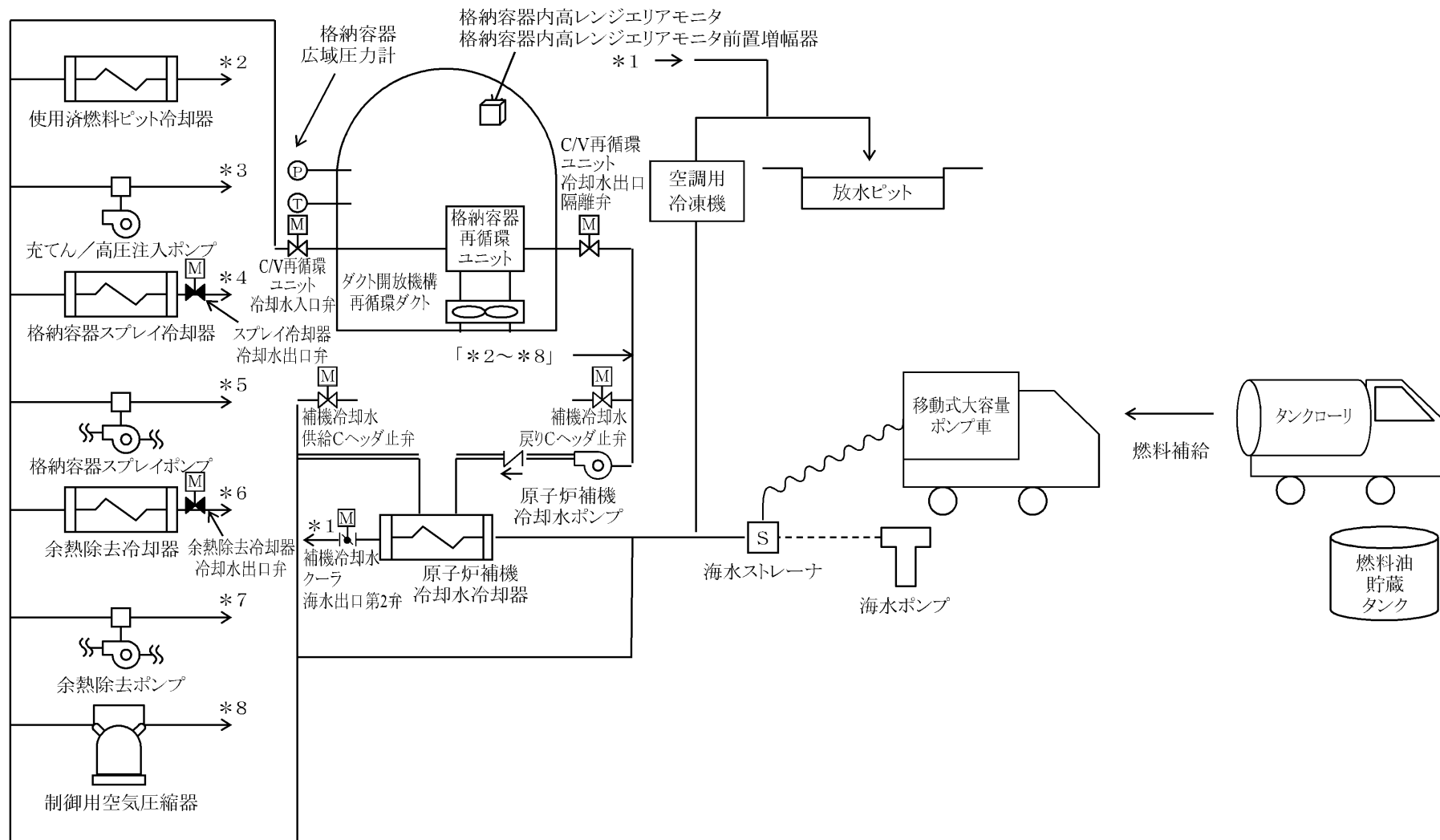
第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(出力運転時炉心損傷)(5/22)

格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却) (フロントライン系)



第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(出力運転時炉心損傷)(6/22)

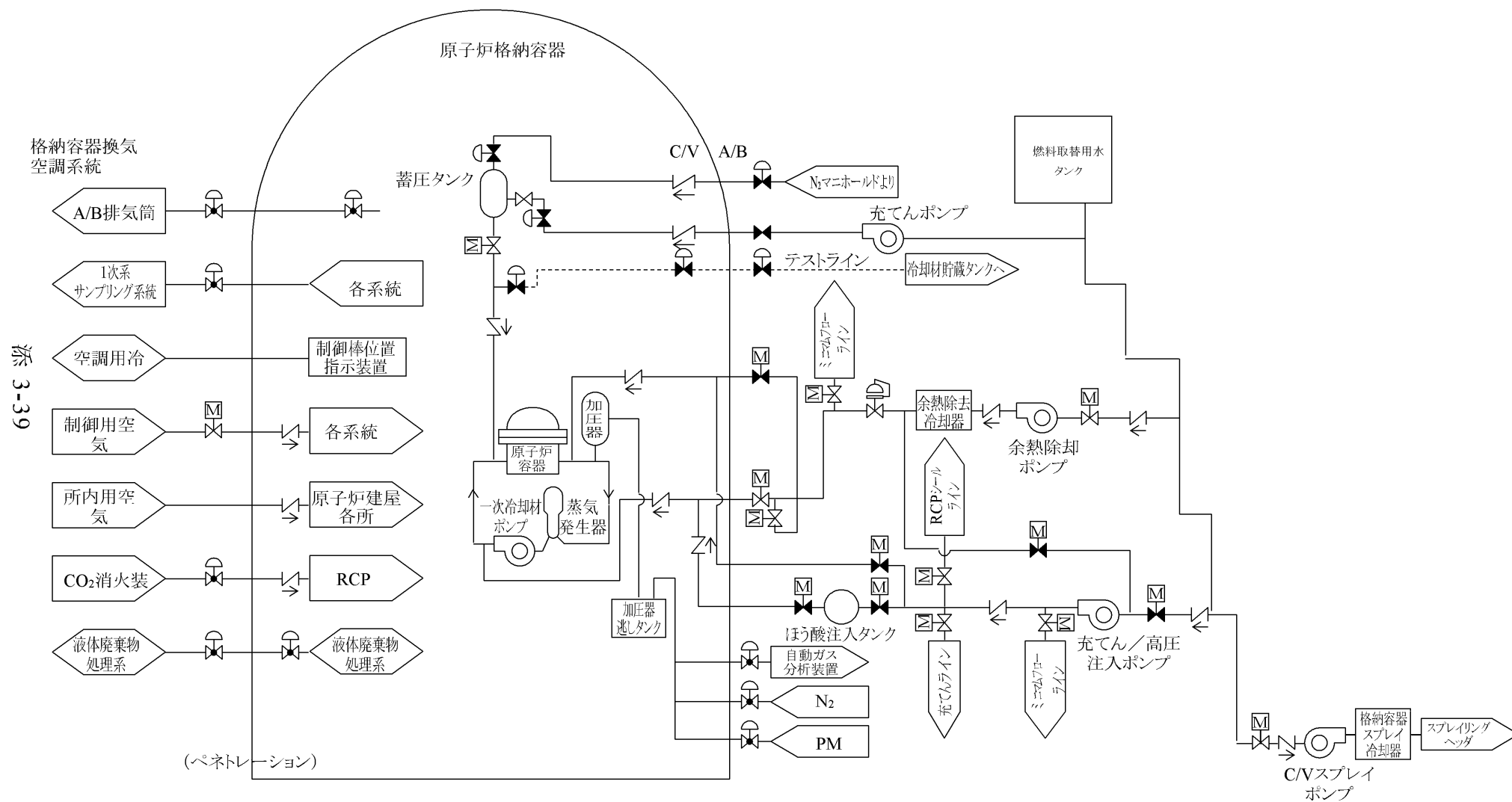
格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却) (フロントライン系)



添 3-38

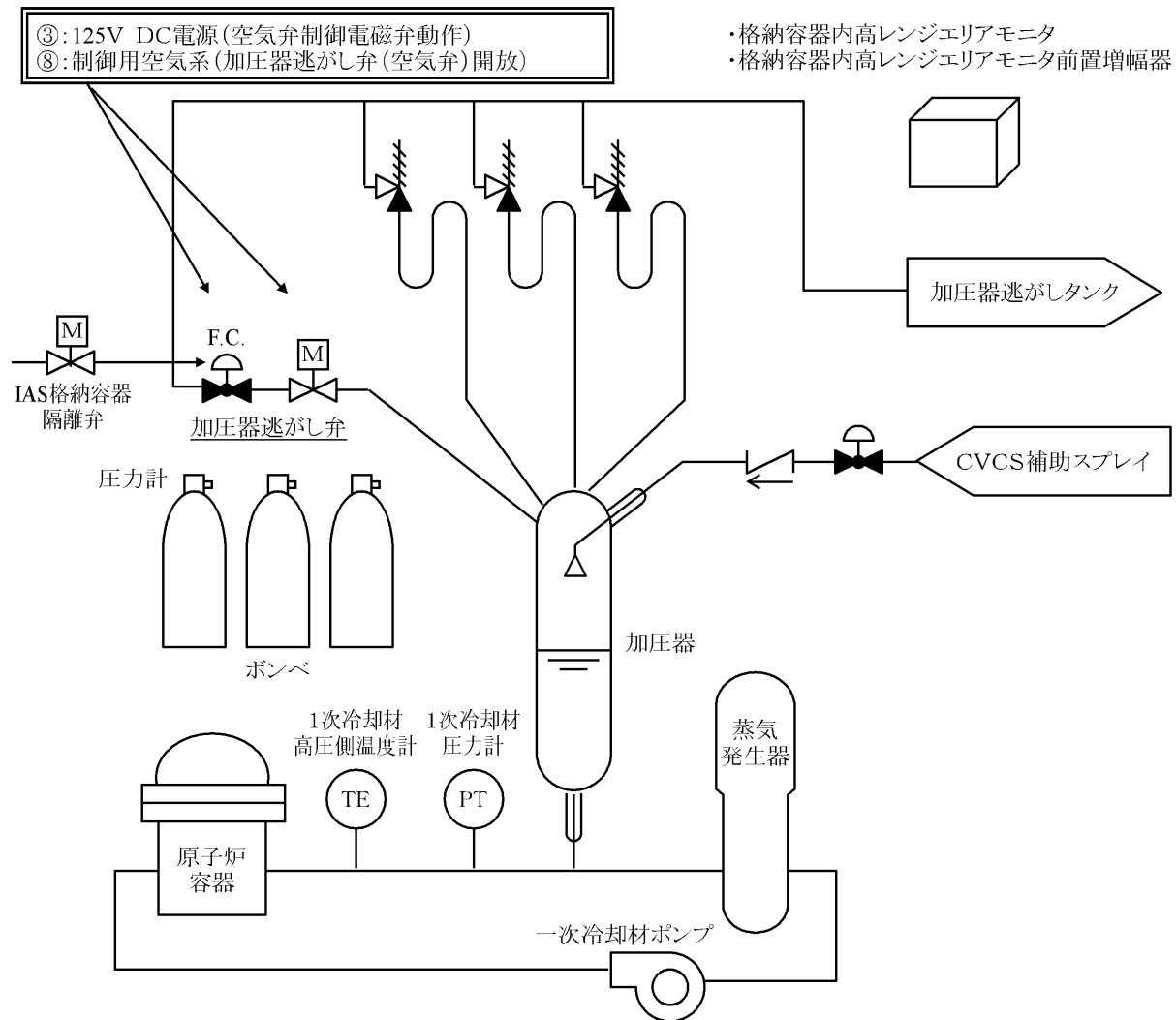
第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(格納容器機能喪失) (7/22)

格納容器隔離(フロントライン系)



第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(格納容器機能喪失) (8/22)

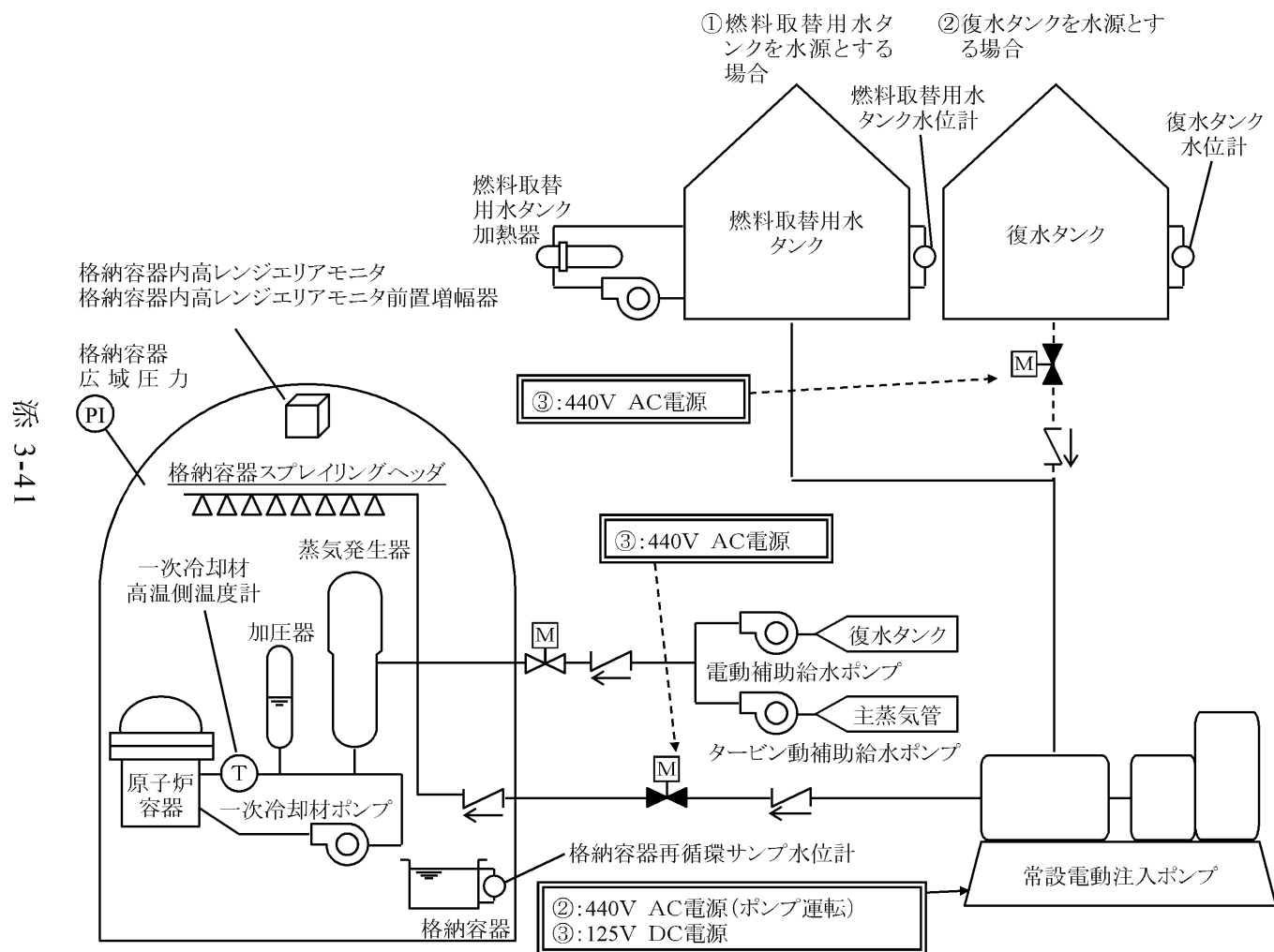
加圧器逃がし弁(窒素ボンベ)による1次系強制減圧(手動・中央制御室)(フロントライン系)



添 3-40

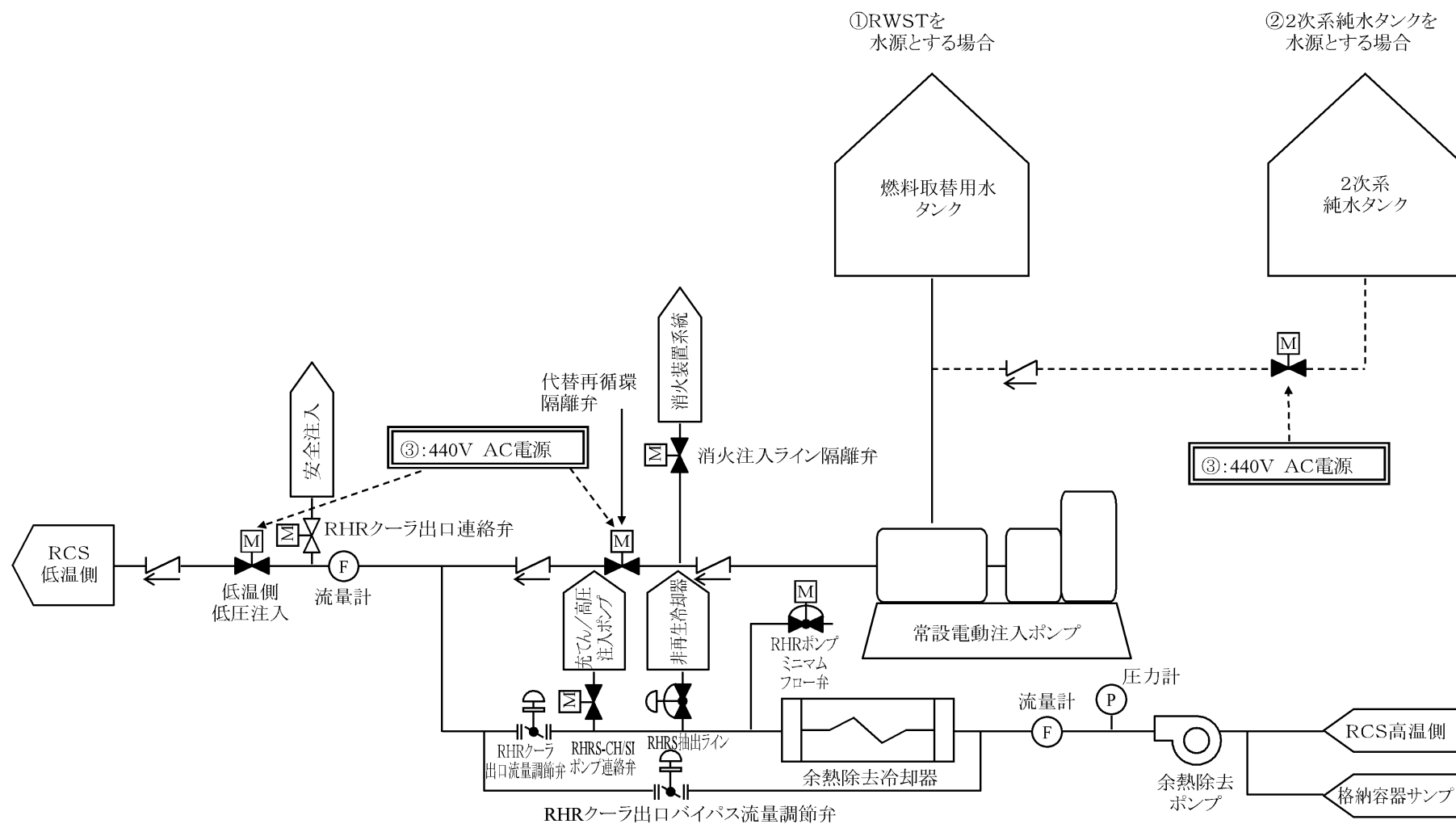
第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(格納容器機能喪失) (9/22)

常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ(フロントライン系)



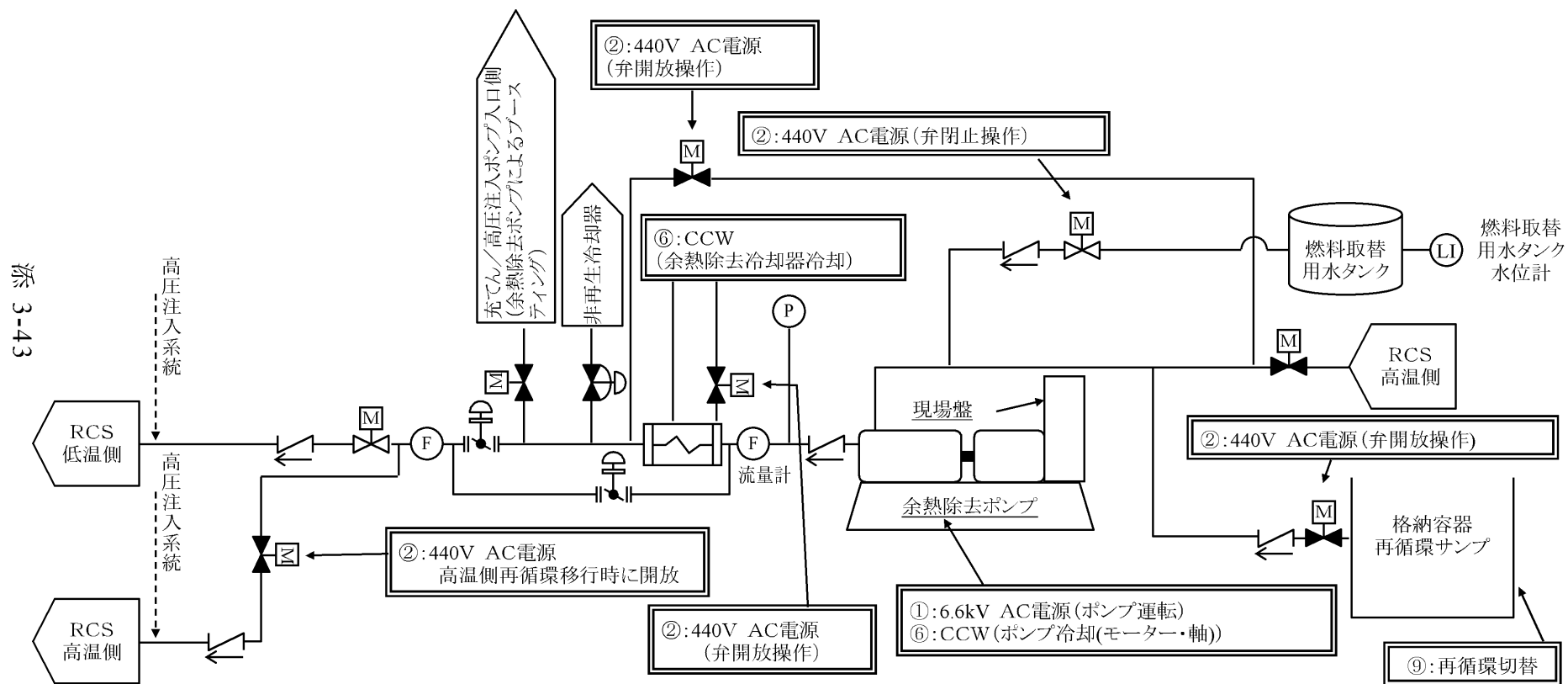
第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(格納容器機能喪失)(10/22)

常設電動注入ポンプによる炉心への注水(フロントライン系)



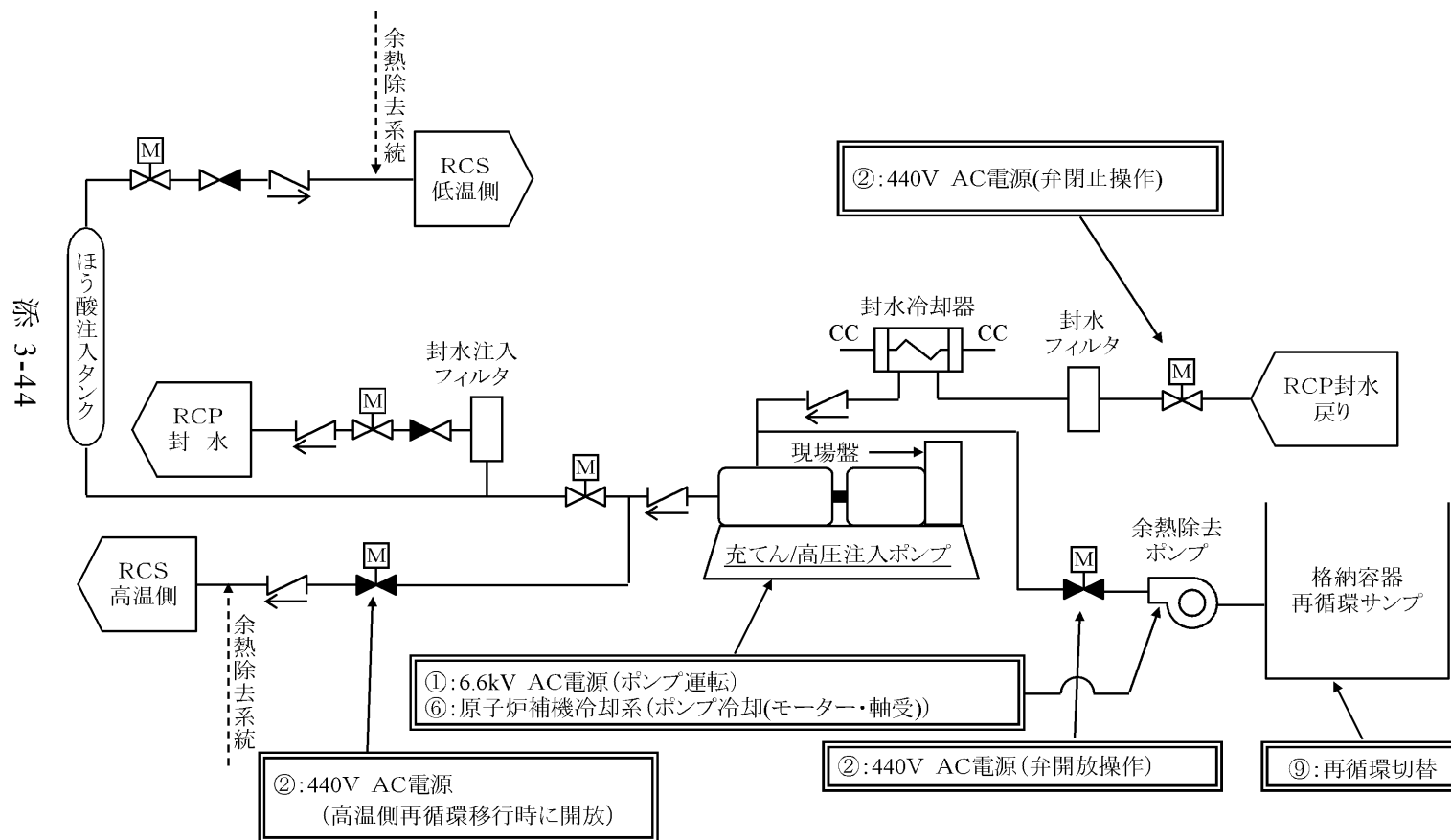
第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(出力運転時炉心損傷)(11/22)

余熱除去ポンプによるブースティング(海水)(フロントライン系)

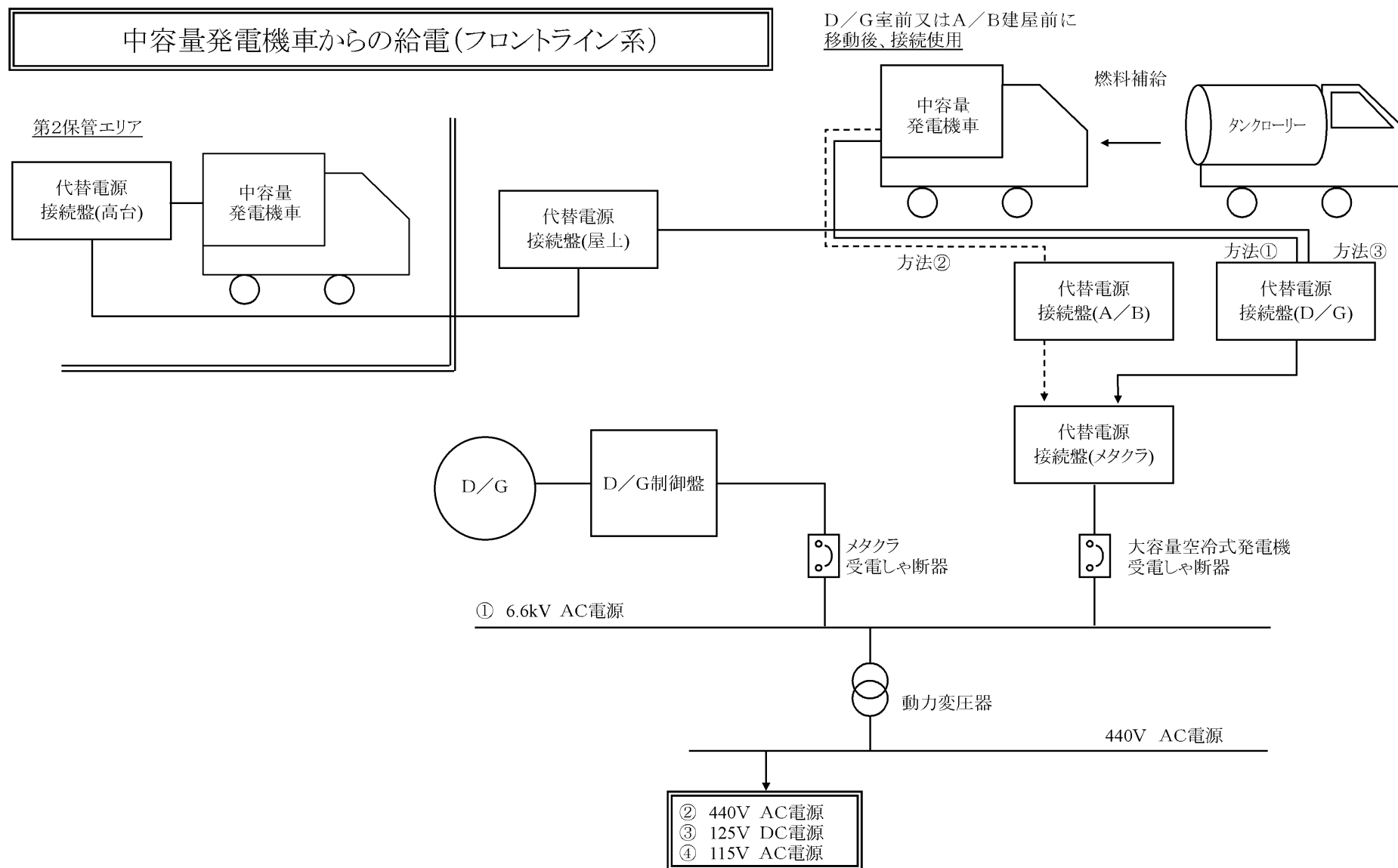


第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(出力運転時炉心損傷)(12/22)

高圧注入による再循環炉心冷却(海水)(フロントライン系)



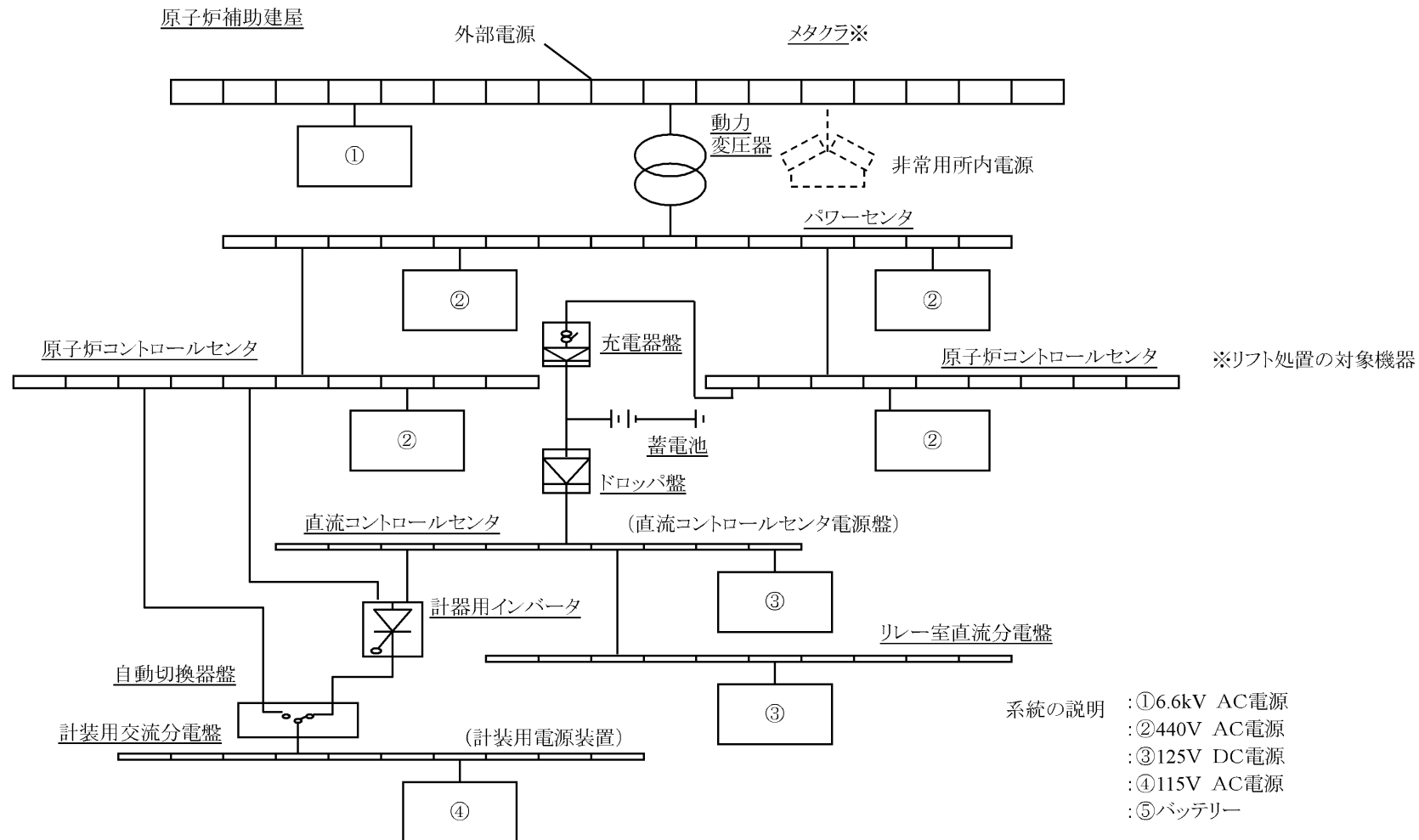
第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(出力運転時炉心損傷)(13/22)



第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(出力運転時炉心損傷、格納容器機能喪失)(14/22)

①6.6kV AC電源、②440V AC電源、③125V DC電源、④115V AC電源、⑤バッテリー（サポート系）

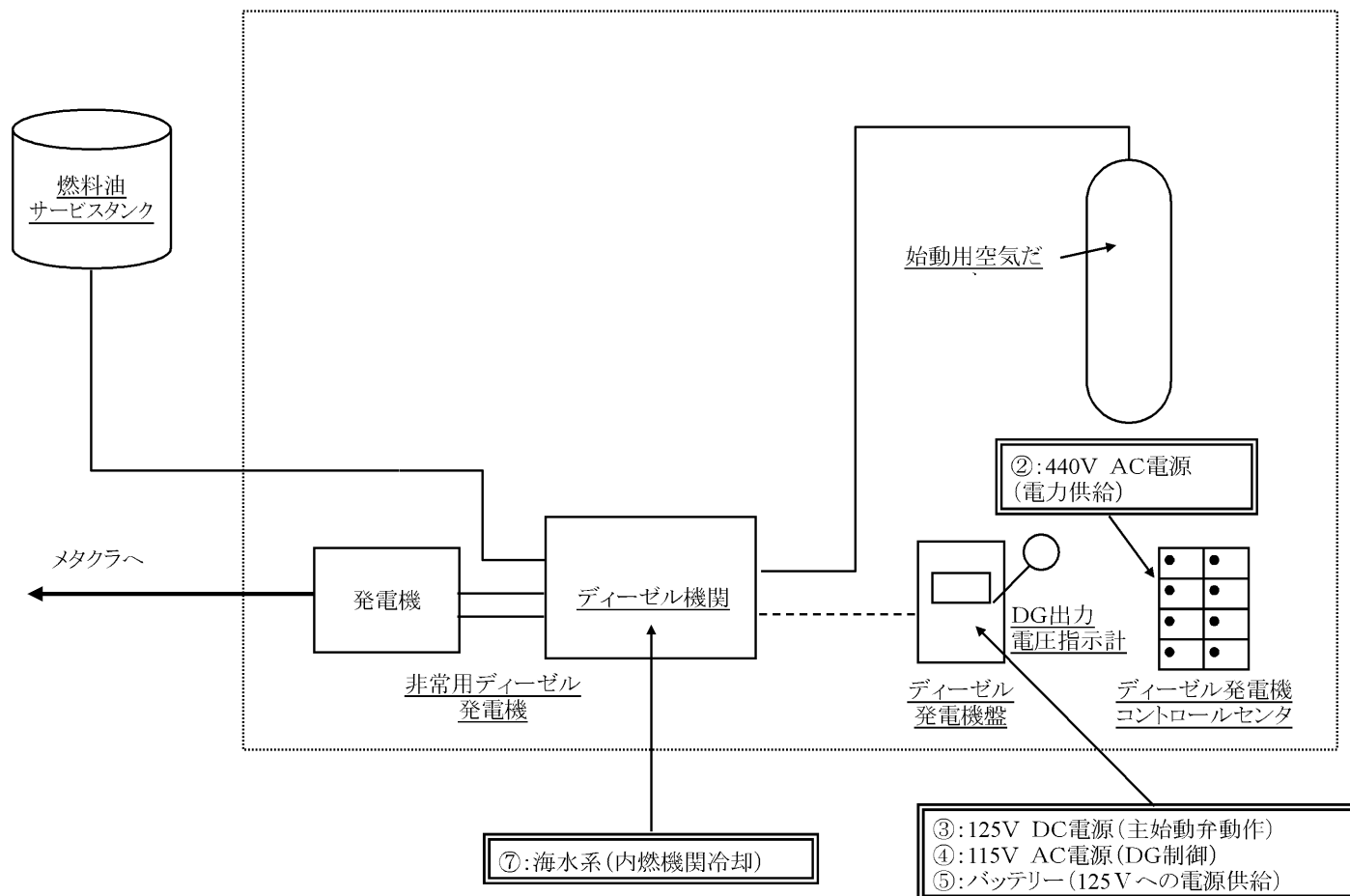
添 3-46



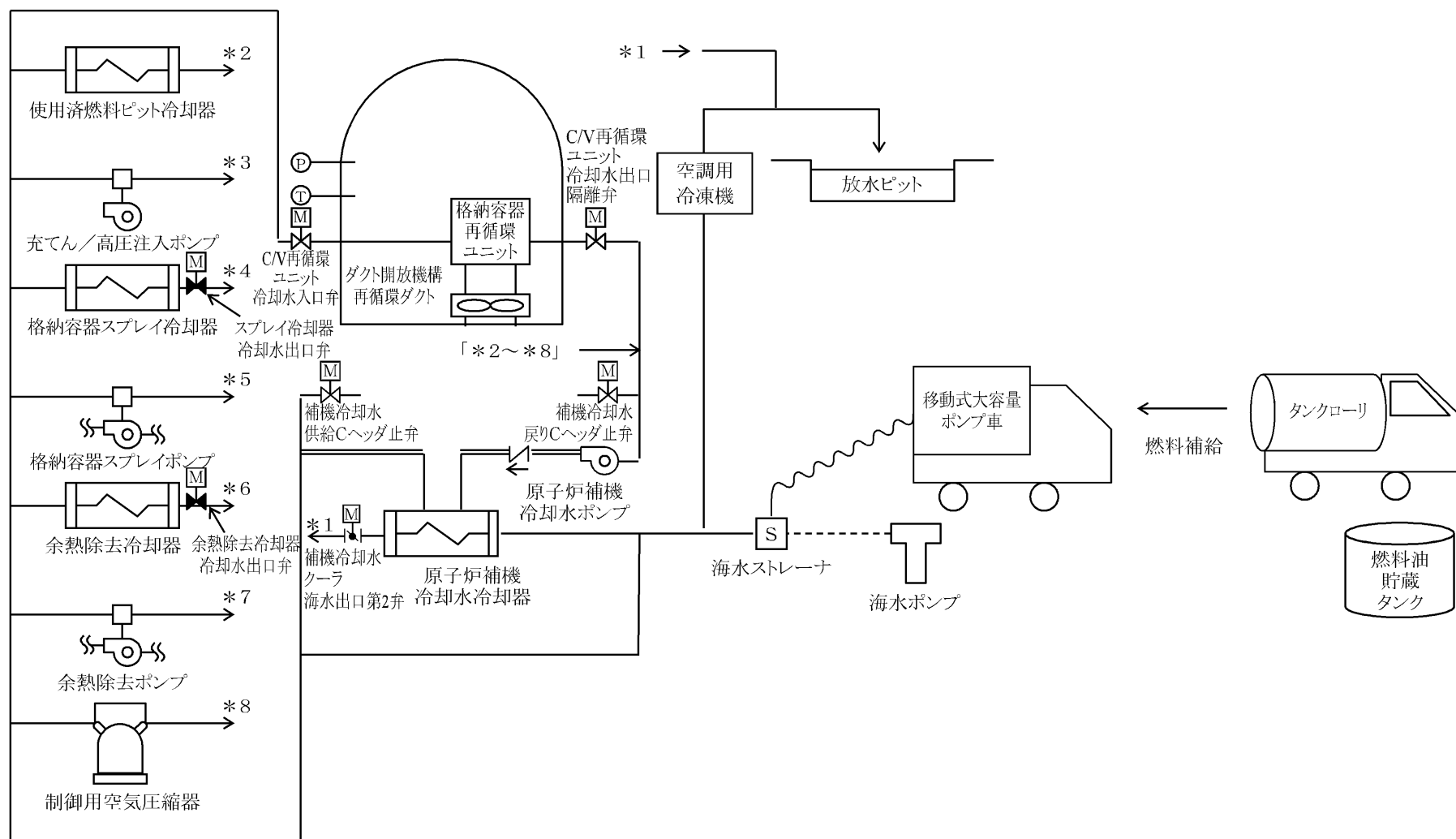
第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(出力運転時炉心損傷、格納容器機能喪失)(15/22)

非常用所内電源(サポート系)

添 3-47

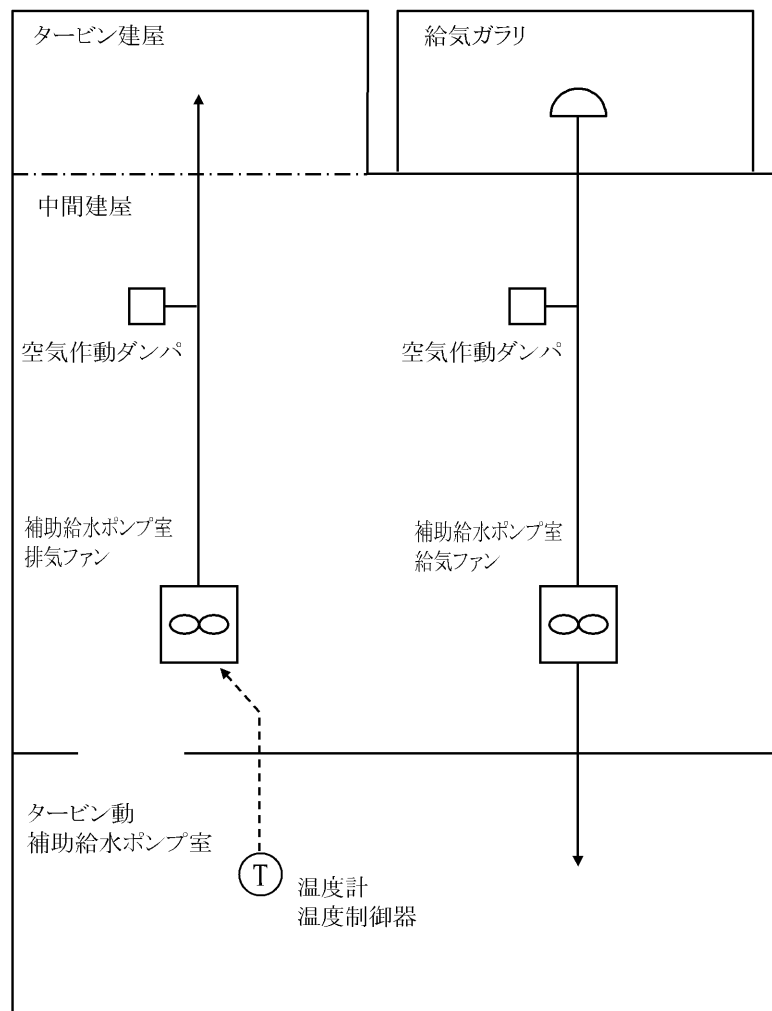


第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(出力運転時炉心損傷、格納容器機能喪失)(16/22)

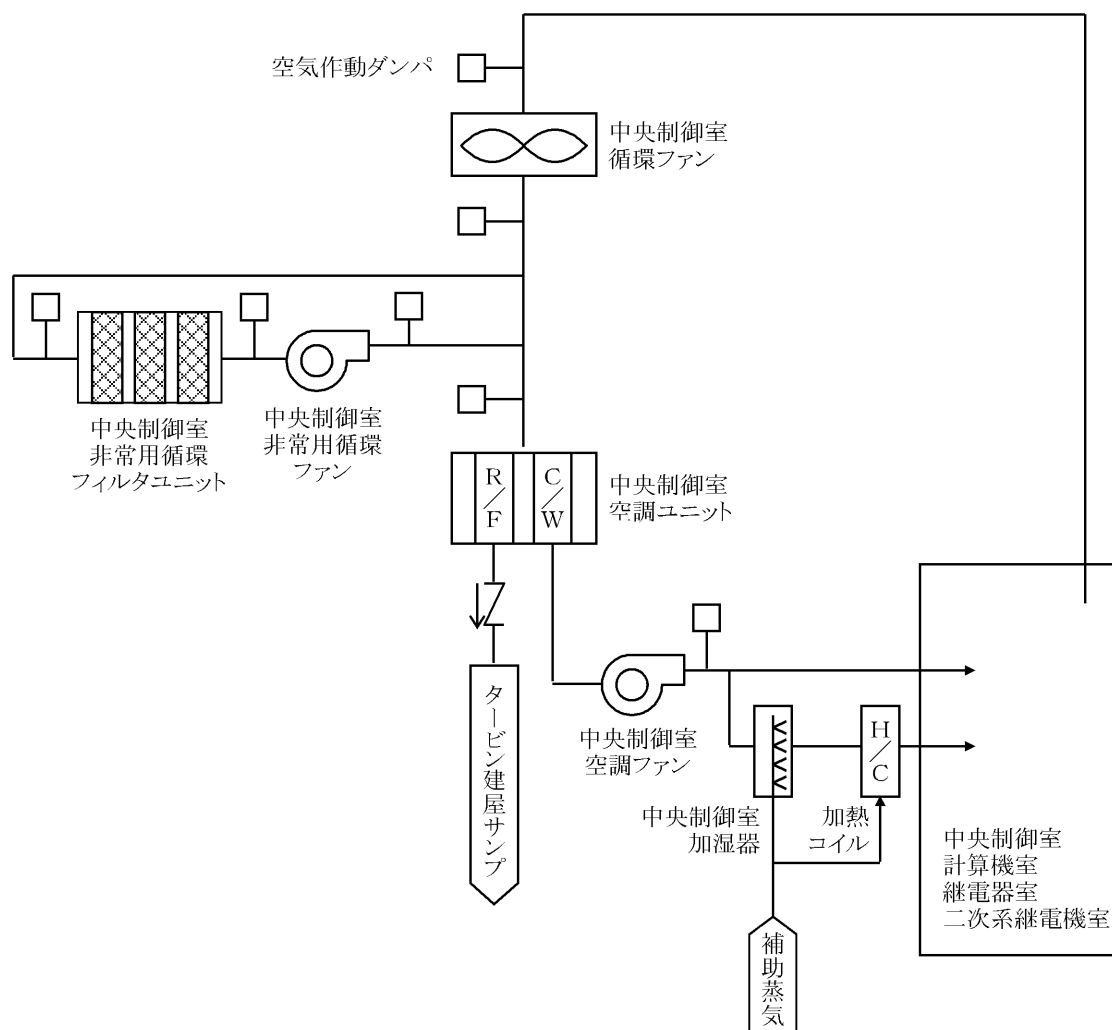


第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(出力運転時炉心損傷、格納容器機能喪失) (17/22)

タービン動補助給水ポンプ室空調系(サポート系)

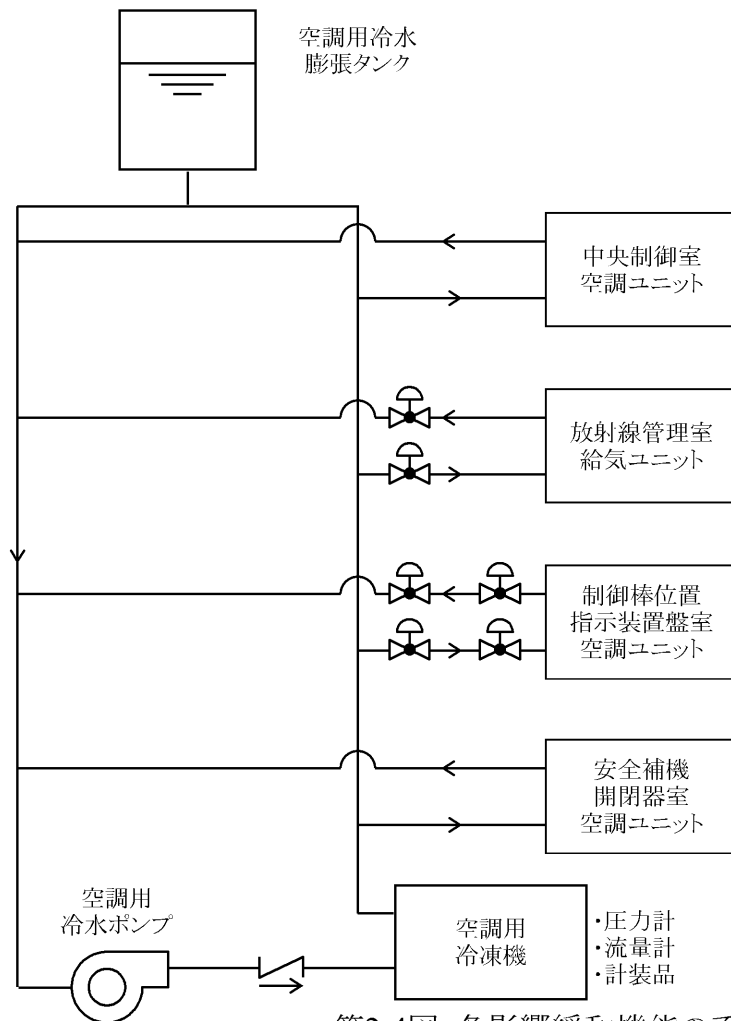


第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(出力運転時炉心損傷) (18/22)



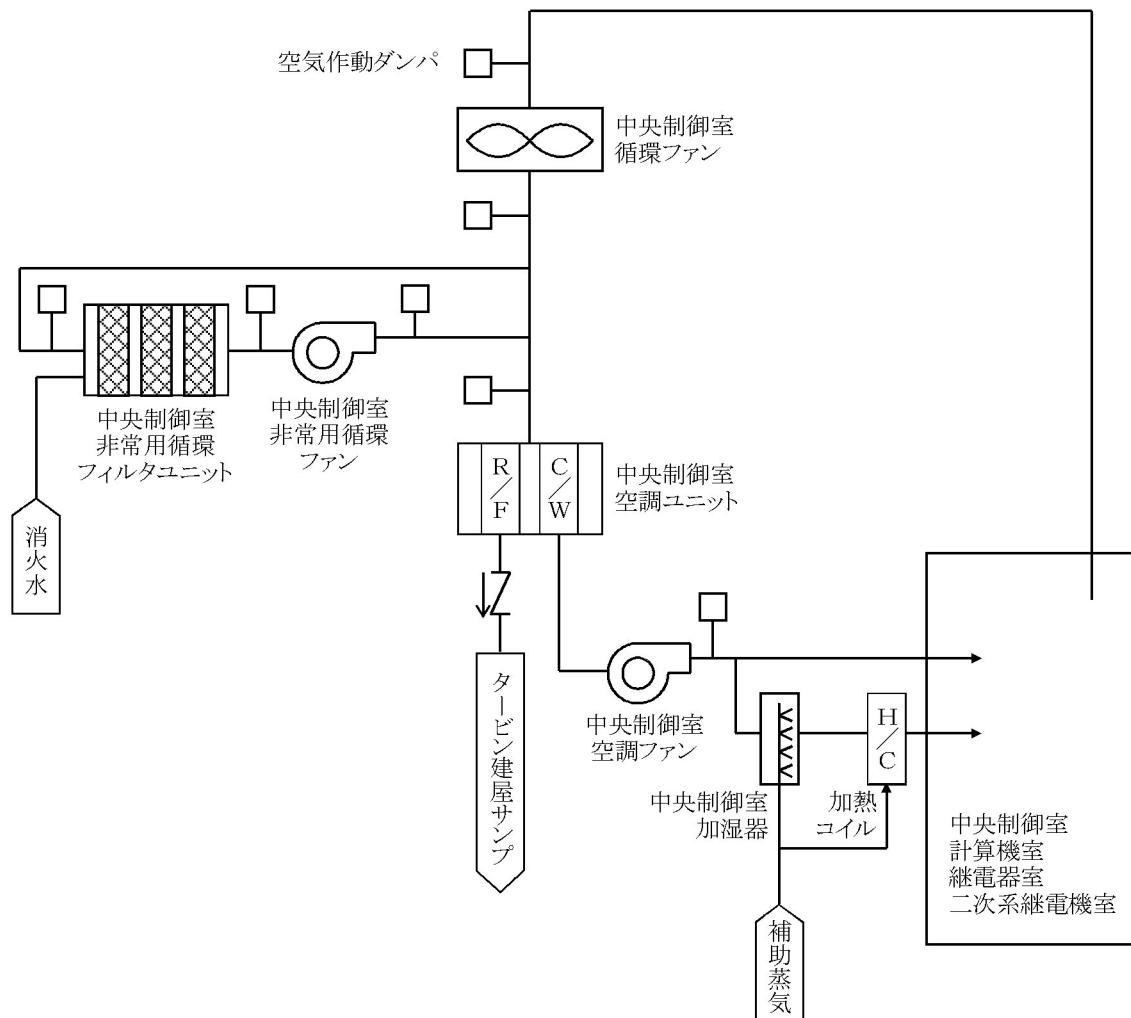
第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(格納容器機能喪失) (19/22)

空調用冷水設備(サポート系)



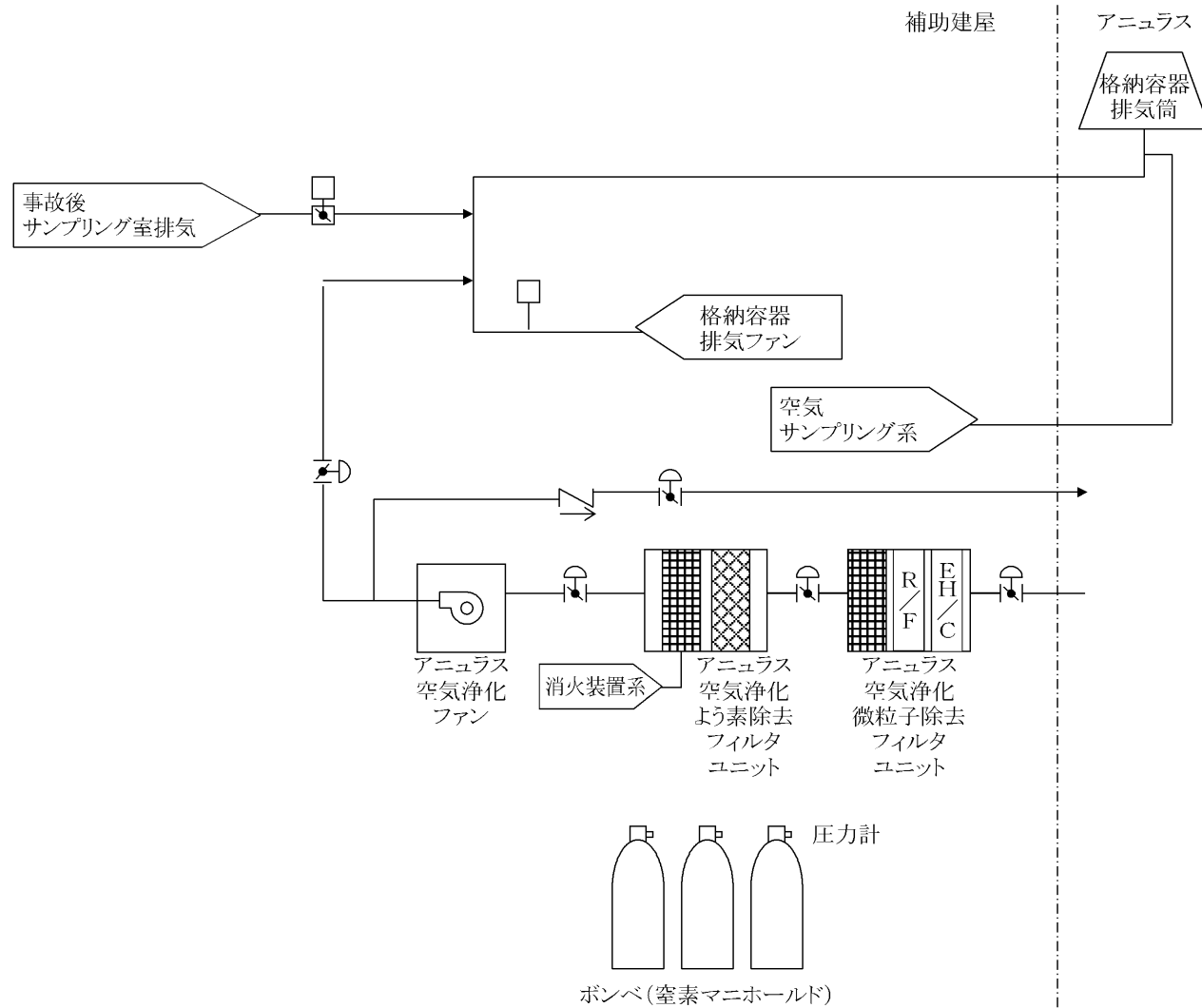
第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(格納容器機能喪失) (20/22)

中央制御室非常用循環系(被ばく低減)(サポート系)



第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(格納容器機能喪失)(21/22)

アニュラス空気浄化系(サポート系)



第2-4図 各影響緩和機能の系統概要図(格納容器機能喪失)(22/22)

添付資料-4 能登半島地震を踏まえた
発電所設備に係る対策(川内原子力発電所)について

目 次

1. はじめに	添4-1
2. 発生した事象(変圧器)	添4-1
3. 得られた知見	添4-3
4. 対策	添4-3
4.1 変圧器停止手順の整備	添4-3
4.2 放圧板の予備品確保	添4-3
5. 対象機器	添4-3
6. 対策完了	添4-4

1. はじめに

2024 年 1 月 1 日に発生した能登半島地震の原子力発電所への影響については、原子力エネルギー協会（以降「ATENA」という。）を中心とした事業者、メーカと連携した体制を構築し検討を進めてきた。検討の結果、ATENA が 2024 年 7 月 16 日に「能登半島地震を踏まえた発電所設備に係る対策について」に基づく各事業者の安全対策の実施の要求及び実施計画の提出について（ATENA 運第 27 号）を発行した。本文書では、変圧器、非常用ディーゼル発電機、使用済燃料プール、制御棒駆動機構ハウジング支持金具の設備について課題が抽出されているが、川内原子力発電所において、変圧器以外の設備については設備が異なるなどの理由により対策は不要と判断している。そのため、変圧器について安全対策を実施する。

2. 発生した事象（変圧器）

志賀発電所では、1 号機起動変圧器の放熱器配管損傷及び 2 号機主変圧器の冷却器配管損傷により、いずれも絶縁油が漏えいした。また、いずれの変圧器も放圧板が動作した。

2 号機主変圧器の故障により、外部電源 5 回線（3 ルート）のうち、志賀中能登線（500kV）2 回線が使用できなくなった。（図 2-1 の通り）

2 号機主変圧器については、損傷部からの漏えいによる絶縁油の油面低下によって発生したアークにより変圧器内部のブッシングが損傷した。（図 2-2 の通り）

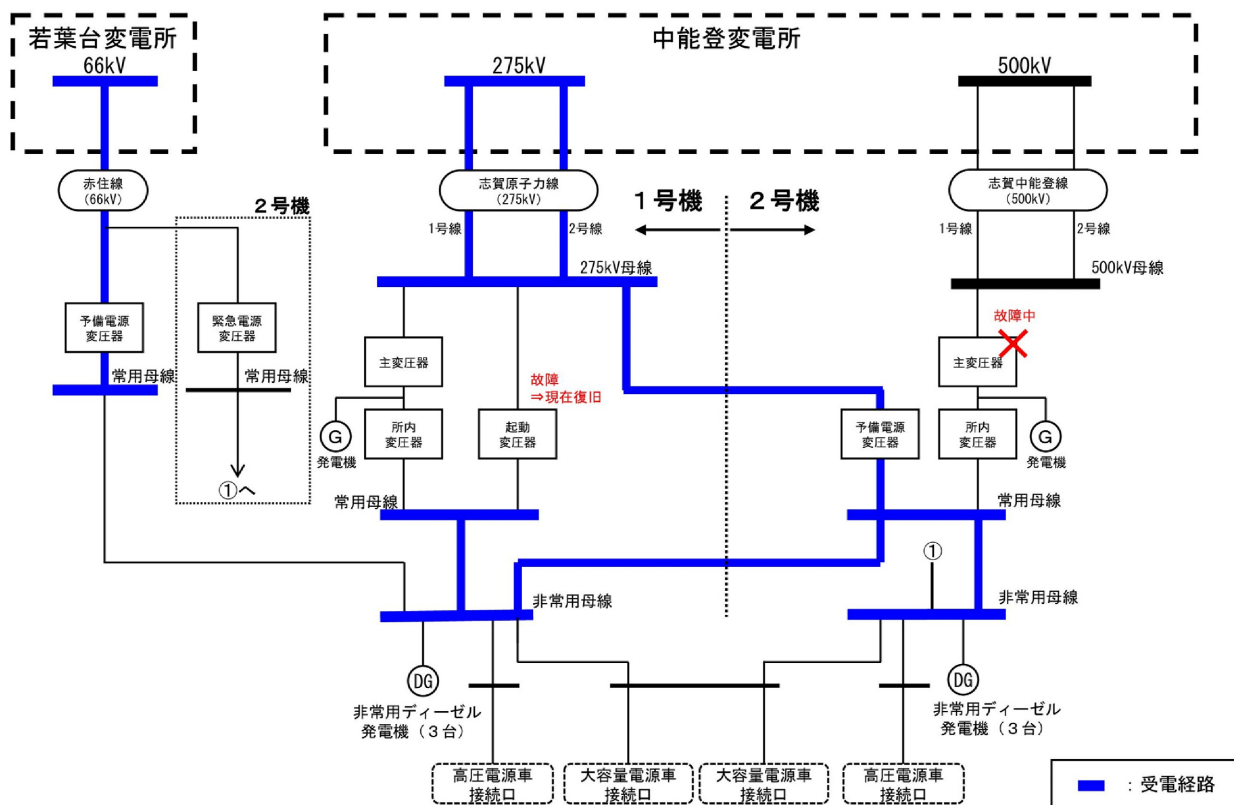


図 2-1 2号機主変圧器故障に伴う外部電源2回線喪失

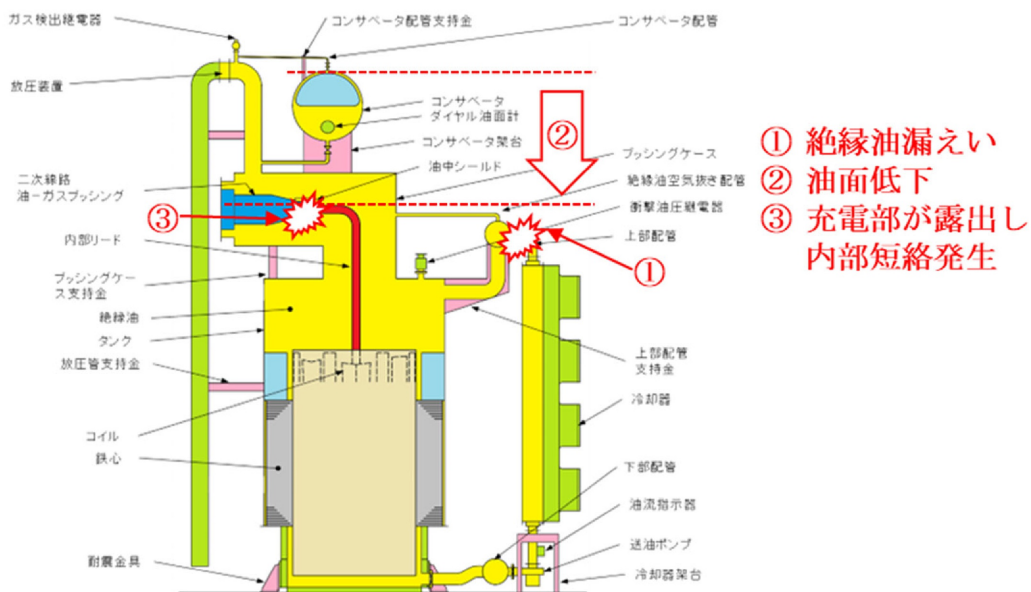


図 2-2 絶縁油漏えいによる変圧器内部故障メカニズム

3. 得られた知見

変圧器は耐震 C クラスに要求される地震動：1.2Ci（約 0.2G）を上回る静的水平加速度 0.5G を考慮して設計されている。変圧器の放熱器等の付属品の共振は、それらの構造から想定されていたものであるが、志賀発電所では実際の応答加速度が設計で考慮していたものを超えたことにより、損傷に至ったものである。この損傷により変圧器の機能喪失はあったものの、外部電源の全喪失を回避できたことから、外部電源系統の多重性が地震に対しても有効であることを改めて認識した。

変圧器絶縁油の漏えい後、通電状態のまま油面低下が継続した場合、絶縁破壊により変圧器内部の損傷に至り、復旧に長期間を要する（それ以外の損傷については、短期間に復旧が可能）。

4. 対策

4.1 変圧器停止手順の整備

変圧器の絶縁油漏えいが継続した状態で運転を継続することにより内部が損傷した場合、外部電源の信頼性が低下した状態が長期間継続することになるため、変圧器の絶縁油の油面低下に伴うアーク発生による内部のブッシング損傷を防止する観点から絶縁油漏えい時の変圧器停止手順を整備する。

4.2 放圧板の予備品確保

志賀発電所での事象において、変圧器の放圧板が動作したこと、また、過去の地震時にも放圧板が動作したプラントが複数あったことを踏まえ、放圧板の予備品を確保する。

5. 対象機器

ATENA では変圧器の故障に伴い、多重性または独立性が失われる変圧器を対策の対象としており、当社では対象がなかったが、更なる安全性向上として、当社は外部電源を受電するための全ての変圧器について対策を実施する。（詳細は表 5-1 参照。）

表 5-1 川内原子力発電所 2 号機における対象機器一覧

発電所	ユニット	対象機器	分類
川内原子力 発電所	1, 2 号機	予備変圧器、連絡用変圧器	自主対策

6. 対策完了

本対策について、**2025** 年度に完了を予定している。