

女川原子力発電所 2 号炉審査資料	
資料番号	02DS-3-1(改 4)
提出年月日	2023 年 12 月 19 日

女川原子力発電所 2 号炉
設置許可基準規則等への適合性について
(所内常設直流電源設備 (3 系統目) 技術的能力)

2023 年 12 月
東北電力株式会社

- 5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力
- 5.2 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

目 次

- 5.2.1 可搬型設備等による対応
- 5.2.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備
- 参考 本文十号

5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

5.2 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

5.2.1 可搬型設備等による対応

5.2.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

「(3) 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」の記述を以下のとおり変更する。

(3) 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

b. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

ロ. 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

炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、高圧炉心スプレー系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3系統目）より給電される高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による発電用原子炉の冷却を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレー系を優先し、全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及びろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却を試みる。

(n) 「1.14 電源の確保に関する手順等」

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原

子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、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、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に電源を確保するための手順の例を次に示す。(第 5.2-17 表 参照)

- ・外部電源及び非常用交流電源設備による給電が見込めない場合、ガスタービン発電機により非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系へ給電する。
- ・外部電源、非常用交流電源設備及びガスタービン発電機による給電が見込めない場合、電源車を電源車接続口(原子炉建屋西側)又は電源車接続口(原子炉建屋東側)に接続し、緊急用高圧母線 2G 系を経由することで非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系へ給電する。
- ・2号炉が外部電源、非常用交流電源設備及びガスタービン発電機による給電が見込めない場合、号炉間電力融通ケーブル(常設)を用いて3号炉の非常用高圧母線 3C 系又は非常用高圧母線 3D 系から2号炉の緊急用高圧母線 2F 系までの電路を構成し、3号炉の非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線 2C 系又は非常用高圧母線 2D 系へ給電する。
- ・外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、125V蓄電池2A及び125V蓄電池2Bによる給電が見込めない場合、125V代替蓄電池から125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B-1へ給電する。125V 代替蓄電池の想定外の枯渇等により給電が見込めない場合は、第3直流電源設備用125V代替蓄電池から125V 直流主母線盤2A-1 及び125V 直流主母線盤2B-1 へ給電する。また、外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、250V蓄電池から250V直流主母線盤へ給電する。250V蓄電池の想定外の枯渇等により給電が見込めない場合は、第3直流電源設備用250V代替蓄電池から250V直流主母線盤へ給電する。その後、電源車から代替所内電気設備を経由して125V代替充電器及び250V充電器を受電することにより、125V直流主母線盤2A-1、125V直流主母線盤2B-1及び250V直流主母線盤へ給電する。
- ・外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、ガスタービン発電機及び電源車による交流電源が復旧できない場合でかつ、電源車から代替所内電気設備を経由して125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 への給電が見込めない場合、125V 代替充電器用電源車接続設備を用いて電源車から125V 代替充電器を受電することにより、125V 直流

主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 へ給電する。

- 非常用所内電気設備の 3 系統全てが同時に機能を喪失した場合は、ガスタービン発電機又は電源車から代替所内電気設備へ給電することにより必要な設備へ給電する。

第 5.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (3/19)

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等		
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉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、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p>	
対応手段等	フロントライン系故障時	<p>減圧の自動化</p> <p>設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉が減圧できない場合は、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。</p>
		<p>手動操作による減圧</p> <p>設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により主蒸気逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。</p>
	サポート系故障時	<p>常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 125V代替蓄電池又は第3直流電源設備用125V代替蓄電池により直流電源を確保する。その後、125V代替蓄電池の枯渇を防止するため、可搬型代替直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。 ・ 主蒸気逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続して直流電源を確保する。

対応手段等	サポート系故障時	高圧窒素ガス供給系(非常用)による窒素確保	<p>主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の供給源を高圧窒素ガス供給系（非常用）に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）からの供給期間中において、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、予備の窒素ガスボンベに切り替える。</p>
		代替高圧窒素ガス供給系による減圧	<p>主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、代替高圧窒素ガス供給系により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>代替高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベからの供給期間中において、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、使用可能な高圧窒素ガスボンベと取り替える。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁を、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう、窒素の供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）により発電用原子炉を減圧する。</p>
		主蒸気逃がし安全弁の復旧	<p>全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動せず発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替直流電源設備等により直流電源を確保する。 ・代替交流電源設備により125V充電器に給電することで直流電源を確保する。
	高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	<p>炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器内が高圧の状態破損した場合に熔融物が放出され、原子炉格納容器内の雰囲気直接加熱されることによる原子炉格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により発電用原子炉を減圧する。</p>	

対応手段等	インターフェイスシステム LOCA発生時	<p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合は、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを停止するため、漏えい箇所を隔離する。</p> <p>漏えい箇所の隔離ができない場合は、発電用原子炉を手動停止するとともに、主蒸気逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧し、漏えい箇所を隔離する。</p> <p>原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した場合は、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度の上昇を抑制し、環境を改善する。</p>
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>フロントライン系故障時</p> <p>設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、低圧注水系又は低圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了していることを確認し、主蒸気逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧する。</p> <p>なお、原子炉水位低(レベル1)設定点到達10分後及び残留熱除去系(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイ系が運転している場合は、代替自動減圧機能が自動作動することを確認し、これにより発電用原子炉を減圧する。</p> <p>サポート系故障時</p> <p>常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型代替直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池により主蒸気逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源の喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型代替直流電源設備等により主蒸気逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合は、代替交流電源設備により125V充電器を充電することで直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁の駆動源である高圧窒素ガス供給系(常用)の喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、高圧窒素ガス供給系(非常用)により主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁の駆動源である高圧窒素ガス供給系(常用)及び主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)の駆動源である高圧窒素ガス供給系(非常用)の窒素が喪失し、主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、代替高圧窒素ガス供給系により主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)に窒素を供給し、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)にて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁を、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう、窒素の供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)により発電用原子炉を減圧する。</p>

配慮すべき事項	代替自動減圧機能による 発電用原子炉の自動減圧時 の留意事項	「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」における対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉压力容器への注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。
	主蒸気逃がし安全弁の 背圧対策	主蒸気逃がし安全弁を、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう、窒素の供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な、より高い圧力の窒素を供給する。
	インターフェイスシステム LOCAによる溢水の影響	隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響がないようにする。
	インターフェイスシステム LOCAの検知	インターフェイスシステムLOCAの発生は、原子炉格納容器内外のパラメータ等により判断する。非常用炉心冷却系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプ設置室は原子炉建屋原子炉棟内において各部屋が分離されているため、漏えい箇所の特特定は、床漏えい検出器、放射線モニタ及び火災感知器により行う。
	作業性	インターフェイスシステムLOCA発生時は、漏えいした水の滞留及び蒸気による高湿度環境が想定されるため、現場での隔離操作は環境性等を考慮し、防護具を着用する。
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第 5.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (11/19)

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	
方針目的	<p>使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するため，燃料プール代替注水，漏えい抑制，使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。さらに，使用済燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止する手順を整備する。</p> <p>また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するため，使用済燃料プールへのスプレイ，大気への放射性物質の拡散抑制，使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p style="text-align: center;">使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プールの小規模な漏えい発生時</p> <p style="text-align: center;">燃料プール代替注水</p> <p>残留熱除去系（燃料プール水の冷却）及び燃料プール冷却浄化系の有する冷却機能が喪失した場合，残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は，以下の手段により使用済燃料プールへ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2））を水源として，大容量送水ポンプ（タイプ I）により燃料プール代替注水系（常設配管）から注水する。 ・大容量送水ポンプ（タイプ I）により燃料プール代替注水系（常設配管）から注水できない場合，代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2））を水源として，大容量送水ポンプ（タイプ I）により燃料プール代替注水系（可搬型）から注水する。 <p>なお，大容量送水ポンプ（タイプ I）による使用済燃料プールへの注水は，海を水源として利用できる。</p>
	<p style="text-align: center;">漏えい抑制</p> <p>使用済燃料プールに接続する配管の破断等により，燃料プール冷却浄化系戻り配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は，燃料プール冷却浄化系戻り配管上部に設けたサイフォンブレイク孔により漏えいが停止したことを確認する。</p>

対応手段等	使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	燃料プールのスプレイ	<p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合は、以下の手段により使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2））を水源として、大容量送水ポンプ（タイプI）により燃料プールのスプレイ系（常設配管）からスプレイする。 ・大容量送水ポンプ（タイプI）により燃料プールのスプレイ系（常設配管）からスプレイできない場合、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2））を水源として、大容量送水ポンプ（タイプI）により燃料プールのスプレイ系（可搬型）からスプレイする。 <p>なお、大容量送水ポンプ（タイプI）による使用済燃料プールへのスプレイは、海を水源として利用できる。</p>
		大気への放射性物質の拡散抑制	<p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料プールの水位の異常な低下により使用済燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、放水設備により原子炉建屋へ放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 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」の大気へ放射性物質の拡散抑制と同様である。</p>
	重大事故等時における使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視	<p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価した水位／放射線量の関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。</p>
		代替電源による給電	<p>全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した状況において使用済燃料プールの状態を監視するため、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型代替直流電源設備から使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）へ給電する。</p> <p>さらに、代替交流電源設備等から使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール監視カメラへ給電する。</p>

対応手段等	使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系が全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の機能喪失により起動できず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等により燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで燃料プール冷却浄化系を起動し、使用済燃料プールを除熱する。
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合、又は使用済燃料プールの水位が低下した場合は、その程度によらず、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により使用済燃料プールへ注水又はスプレイ可能となるよう準備する。</p> <p>また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により使用済燃料プールへ注水又はスプレイする場合は、常設配管を優先して使用し、常設配管が使用できない場合は、可搬型を使用する。</p> <p>全交流動力電源の喪失及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の機能喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱ができず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等を用いて燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保するとともに燃料プール代替注水により水源を確保し、燃料プール冷却浄化系により使用済燃料プールを除熱する。</p>	
	作業性	燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）で使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）のホース接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。	
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。	

第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (14/19)

1.14 電源の確保に関する手順等	
方針目的	<p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）、可搬型代替直流電源設備及び代替所内電気設備を確保する手順等を整備する。</p> <p>また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料補給設備により補給する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p> <p>設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け、重大事故等の対処に用いる。</p>
	<p>交流電源喪失時</p> <p>代替交流電源設備による給電</p> <p>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所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備を用いて給電する。 ・常設代替交流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備等を用いて給電する。
	<p>直流電源喪失時</p> <p>代替直流電源設備による給電</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合において、充電器を経由して直流電源設備へ給電できない場合は、以下の手段により直流電源設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替交流電源設備等を用いて給電を開始するまでの間、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び所内常設直流電源設備（3系統目）を用いて給電する。 ・所内常設蓄電式直流電源設備を用いて給電できない場合は、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備を用いて給電する。
	<p>非常用所内電気設備機能喪失時</p> <p>代替所内電気設備による給電</p> <p>設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が喪失した場合は、代替所内電気設備を用いて回路を確保し、代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。</p>

配慮すべき事項	負荷容量	<p>重大事故等対策の有効性を確認する事故シーケンス等のうち必要な負荷が最大となる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」の対処のために必要な設備へ給電する。</p> <p>重大事故等対処設備による代替手段を用いる場合、常設代替交流電源設備等の負荷容量を確認し、代替手段が使用可能であることを確認する。</p>
	悪影響防止	<p>代替交流電源設備等を用いて給電する場合は、受電前準備としてパワーセンタ及びモータコントロールセンタの負荷の遮断器を「切」とし、非常用高圧母線及びパワーセンタの動的負荷の自動起動防止のため、操作スイッチを「停止」又は「引ロック」とする。</p>
	成立性	<p>所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3系統目）から給電されている24時間以内に、代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ十分な余裕を持って直流電源設備へ給電する。</p>
	作業性	<p>可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、建屋内照明の消灯時における作業性を確保する。</p>
	燃料補給	<p>重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため、タンクローリ等の燃料補給設備を用いて各設備の燃料が枯渇するまでに補給する。</p> <p>タンクローリの補給は、軽油タンク又はガスタービン発電設備用軽油タンクの軽油を使用する。</p> <p>多くの補給対象設備が必要となる事象を想定し、重大事故等発生後7日間、それらの設備の運転継続に必要な燃料（軽油）を確保するため、軽油タンク1基あたり約110kLを6基及び約170kLを1基、ガスタービン発電設備用軽油タンク1基あたり約110kLを3基とし、管理する。</p>

第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)

1.15 事故時の計装に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合の対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
パラメータの選定及び分類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.1～1.14の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対策設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ 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策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。 <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

対応手段等	監視機能喪失時	計器の故障時	他チャンネルによる計測	<p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p>
			代替パラメータによる推定	<p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。</p> <p>推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定。 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化、注水量又は出口圧力により推定。 ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定。 ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定。 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定。 ・注水量を注水先の圧力及び温度の傾向監視により推定。 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定。 ・酸素濃度あらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定。 ・水素濃度を装置の作動状況により推定。 ・エリア放射線モニタの傾向監視により、格納容器バイパス事象が発生したことを推定。 ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器の圧力により推定。 ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（水位及び温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定。 ・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（圧力抑制室圧力）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定。

対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力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压力容器内の温度と水位である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器内の温度のパラメータである原子炉压力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉压力容器温度を計測する。 原子炉压力容器内の水位を監視するパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、代替循環冷却ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉压力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力(SA)と圧力抑制室圧力の差圧により、また原子炉压力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは、原子炉压力容器温度により推定可能である。</p>
			可搬型計測器による計測	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>

対応手段等	計器電源の喪失時	<p>全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 所内常設蓄電式直流電源設備から給電する。 ・ 常設代替交流電源設備から給電する。 ・ 可搬型代替交流電源設備等から給電する。 ・ 直流電源が枯渇するおそれがある場合は、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）、可搬型代替直流電源設備等から給電する。 <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち、手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p>
	パラメータ記録	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム (SPDS) により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p>
配慮すべき事項	発電用原子炉施設の状態把握	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状況を把握する能力を明確化する。</p>
	確からしさの考慮	<p>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、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用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。</p> <p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	可搬型計測器による計測又は監視の留意事項	<p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、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。</p>

第 5.1-2 表 重大事故等対策における操作の成立性 (8/10)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.14	常設代替交流電源設備による給電 (ガスタービン発電機によるメタクラ2C系及びメタクラ2D系受電)	運転員 (中央制御室)	2	45分以内
		保修班員	2	
	可搬型代替交流電源設備による給電 (電源車によるメタクラ2C系及びメタクラ2D系受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	125分以内
		重大事故等対応要員	3	
	所内常設蓄電式直流電源設備による給電 (不要直流負荷の切離し操作)	運転員 (現場)	2	60分以内
	所内常設蓄電式直流電源設備による給電 (125V蓄電池2A及び125V蓄電池2B給電を24時間継続するため切り離していた125V直流負荷の復旧操作)	運転員 (現場)	2	30分以内
	常設代替直流電源設備による給電	運転員 (中央制御室, 現場)	3	50分以内
	所内常設直流電源設備 (3系統目) による給電	運転員 (中央制御室, 現場)	3	15分以内
	可搬型代替直流電源設備による給電 (電源車による125V代替充電器及び250V充電器への給電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	130分以内
		重大事故等対応要員	3	
	可搬型代替直流電源設備による給電 (125V代替蓄電池を24時間継続するため切り離していた125V直流負荷の復旧操作)	運転員 (現場)	2	40分以内
	代替所内電気設備による給電 (電源車によるパワーセンタ2G系及びモータコントロールセンタ2G系受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	130分以内
		重大事故等対応要員	3	
	軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給	重大事故等対応要員	2	135分以内
タンクローリから各機器への補給	重大事故等対応要員	2	40分以内	
タンクローリからガスタービン発電設備軽油タンクへ補給	重大事故等対応要員	2	50分以内	
1.15	代替電源 (交流, 直流) からの給電	1.14にて整備		
	可搬型計測器による計測	運転員 (中央制御室)	1	55分以内
	重大事故等対策要員 (運転員を除く。)	1		

第 5.2-4 表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(6/7)

対応操作	内容	技術的能力に係る 審査基準(解釈)の 該当項目	
電源確保	所内常設蓄電式直流電源設備による給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル及び電源車による交流電源の復旧ができない場合、125V蓄電池2A及び125V蓄電池2Bにより、直流母線へ給電を行う。全交流動力電源喪失から1時間以内に、125V直流主母線盤の不要な負荷を中央制御室の遠隔操作にて切離しを実施する。全交流動力電源喪失から8時間以内に、更に不要な負荷を現場にて切り離すことで、24時間にわたり直流母線へ給電する。	<ul style="list-style-type: none"> ・第3項, 4項 (1.14) ・第3項, 4項 (1.15)
	常設代替直流電源設備による給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、所内常設蓄電式直流電源設備による給電ができない場合に、125V代替蓄電池により、24時間にわたり直流電源を必要な機器へ給電する。外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、250V蓄電池により、24時間にわたり直流電源を必要な機器へ給電する。	
	所内常設直流電源設備（3系統目）による給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、所内常設蓄電式直流電源設備による給電ができない場合で、かつ125V代替蓄電池の想定外の枯渇等により給電が見込めない場合は、第3直流電源設備用125V代替蓄電池により、24時間にわたり直流電源を必要な機器へ給電する。外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、250V蓄電池の想定外の枯渇等により給電が見込めない場合は、第3直流電源設備用250V代替蓄電池により、24時間にわたり直流電源を必要な機器へ給電する。	
	可搬型代替直流電源設備による給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、所内常設蓄電式直流電源設備による給電ができない場合に、可搬型代替直流電源設備（電源車、125V代替蓄電池、125V代替充電器、250V蓄電池及び250V充電器）により直流電源を必要な機器へ給電する。	
	125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時、所内常設蓄電式直流電源設備が機能喪失した場合で、かつ電源車から代替所内電気設備を経由して125V代替充電器へ給電ができない場合に、電源車を125V代替充電器用電源車接続設備に接続し、125V代替充電器へ給電する。	
	代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備である非常用高圧母線2C系及び非常用高圧母線2D系が機能喪失した場合に、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車から代替所内電気設備へ給電することで、発電用原子炉の冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要なとなる設備の電源を復旧する。	

第 5.2-4 表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(7/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る 審査基準(解釈)の 該当項目
電源確保	非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が健全な場合、自動起動信号(非常用高圧母線電圧低)による作動、又は中央制御室からの手動操作により非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動し、非常用高圧母線に給電する。	<ul style="list-style-type: none"> ・第3項, 4項 (1.14) ・第3項, 4項 (1.15)
	非常用直流電源設備による給電	外部電源並びに非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失後、充電器を経由した直流母線(125V直流主母線盤)への給電から、125V蓄電池2A, 125V蓄電池2B及び125V蓄電池2Hによる直流母線(125V直流主母線盤)への給電に自動で切り替わることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・第3項, 4項 (1.14) ・第3項, 4項 (1.15)
	代替電源等による計測, 監視	監視する計器に供給する電源が喪失し、監視機能が喪失した場合に、代替電源(交流, 直流)より給電し、当該パラメータの計器により計測又は監視する。また、計器電源が喪失した場合に、電源(乾電池)を内蔵した可搬型の計測器を用いて計測又は監視する。	<ul style="list-style-type: none"> ・第3項, 4項 (1.14) ・第3項, 4項 (1.15)
水源確保	復水貯蔵タンクへの補給	復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合、大容量送水ポンプ(タイプI)により淡水貯水槽(No.1)及び淡水貯水槽(No.2)を水源とした復水貯蔵タンクへの補給を実施する。また、化学消防自動車により耐震性防火水槽を水源とした復水貯蔵タンクへの補給を実施する。	<ul style="list-style-type: none"> ・第3項, 4項 (1.13)
	淡水貯水槽への補給	淡水貯水槽(No.1)及び淡水貯水槽(No.2)を水源として大容量送水ポンプ(タイプI)により各種注水/補給する場合、淡水貯水槽の水が枯渇する前に取水口又は海水ポンプ室から海水を淡水貯水槽に補給する。	<ul style="list-style-type: none"> ・第3項, 4項 (1.13) ・第1項 (2.1)
燃料確保	燃料補給	重大事故等の対処に必要なガスタービン発電機, 電源車, 大容量送水ポンプ(タイプI), 熱交換器ユニット, 可搬型窒素ガス供給装置及び大容量送水ポンプ(タイプII)に燃料を補給する。	<ul style="list-style-type: none"> ・第3項, 4項 (1.14)

第 5.2-5 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.2) (2/6)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による 発電用原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵タンク 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系 配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 ※1 常設代替直流電源設備 ※1 所内常設直流電源設備（3系統目） ※1 可搬型代替直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書 （設備別） 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（中央制御室）」
		高圧代替注水系の現場操作による 発電用原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵タンク 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系 配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書 （設備別） 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（現場）」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第 5.2-6 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.3) (1/4)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	自動減圧系	減圧の自動化	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能） ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能） 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能） （C, H の 2 個） 主蒸気系 配管・クエンチャ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備 重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	非常時操作手順書 （設備別） 「自動減圧機能による原子炉減圧」※1, ※2
			非常用交流電源設備		
		（主蒸気逃がし安全弁） （主蒸気逃がし安全弁による減圧）	主蒸気逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設蓄電式直流電源設備 ※3 常設代替直流電源設備 ※3 所内常設直流電源設備（3 系統目） ※3 可搬型代替直流電源設備 ※3 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 （微候ベース） 「減圧冷却」等 非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「注水ストラテジ-1」 非常時操作手順書 （設備別） 「手動による原子炉減圧」
（タービンバイパス弁） （タービンバイパス弁による減圧）	タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策設備	非常時操作手順書 （微候ベース） 「減圧冷却」等 非常時操作手順書 （設備別） 「タービンバイパス弁による原子炉減圧」		

※1：代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の手順は、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※4：原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

第 5.2-6 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.3) (2/4)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流電源設備 ※3 125V 直流電源切替盤 ※3 所内常設直流電源設備 (3 系統目) ※3 主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能) 主蒸気系 配管・クエンチャ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「急速減圧」等 非常時操作手順書 (設備別) 「手動による原子炉減圧」 重大事故等対応要領書 「電源車による 125V 代替充電器への給電 (G 母線接続)」
		主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池 主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能) 主蒸気系 配管・クエンチャ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「急速減圧」等 非常時操作手順書 (設備別) 「主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁開放」
	—	高圧窒素ガス供給系 (非常用) による窒素確保	高圧窒素ガスポンペ 高圧窒素ガス供給系 配管・弁 主蒸気系 配管・弁 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧窒素ガス供給系 (非常用) による主蒸気逃がし安全弁作動窒素ガス確保」
			非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
		代替高圧窒素ガス供給系による原子炉減圧	高圧窒素ガスポンペ ホース・弁 代替高圧窒素ガス供給系 配管・弁 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (設備別) 「代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放」

※1：代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) の手順は、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※4：原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

第 5.2-6 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.3) (4/4)

(原子炉格納容器の破損防止, インターフェイスシステム LOCA 発生時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器の破損防止	-	高圧溶融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱の防止	主蒸気逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」
インターフェイスシステム LOCA 発生時	-	発電用原子炉の減圧	主蒸気逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設蓄電式直流電源設備 ※3 常設代替直流電源設備 ※3 所内常設直流電源設備 (3 系統目) ※3 可搬型代替直流電源設備 ※3 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (微候ベース) 「原子炉建屋制御」等
			タービンバイパス弁 タービン制御系	
		原子炉冷却材の 漏えい箇所との隔離	HPCS 注入隔離弁	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
		原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び 温度の上昇抑制並びに環境改善	原子炉建屋ブローアウトパネル ※4	重大事故等対処設備

※1：代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の手順は、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※4：原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

第 5.2-7 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.4) (2/9)

(発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障	残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ) による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる原子炉注水」
			非常用交流電源設備 ※2		
		低圧代替注水系(常設) (直流駆動低圧注水系ポンプ) による発電用原子炉の冷却	直流駆動低圧注水系ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管 直流駆動低圧注水系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパージャ 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ※2 所内常設直流電源設備 (3系統目) ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「直流駆動低圧注水系ポンプによる原子炉注水」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

※5：残留熱除去系 (低圧注水モード) は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いる。

第 5.2-8 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.5) (2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード、サブプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む。)	原子炉格納容器フィルタベント系 遠隔手動弁操作設備	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」, 「大容量送水ポンプによる送水」 ※3
			重大事故等対処設備	
		原子炉格納容器フィルタベント系による (現場操作含む。)	薬液補給装置 排水設備	自主対策設備
		原子炉耐圧強化ベント系による (現場操作含む。)	原子炉格納容器調気系 配管・弁 遠隔手動弁操作設備 原子炉格納容器 (真空破壊装置を含む。) 非常用ガス処理系 配管・弁 排気筒 常設代替交流電源設備 ※4 可搬型代替交流電源設備 ※4 代替所内電気設備 ※4 所内常設蓄電式直流電源設備 ※4 常設代替直流電源設備 ※4 所内常設直流電源設備 (3系統目) ※4 可搬型代替直流電源設備 ※4	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 重大事故等対応要領書 「耐圧強化ベント」

※1: 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2: 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 5.2-10 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.7) (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	代替循環冷却ポンプ 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却水系 ※1 大容量送水ポンプ (タイプ I) ※3 サブプレッションチェンバ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 補給水系 配管・弁 スプレイ管 ホース・接続口 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱ストラテジ-1」等 非常時操作手順書(設備別) 「代替循環冷却ポンプによる原子炉注水及びドライウェルスプレイ」
			原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) ※1 非常用取水設備 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
			淡水貯水槽 (No.1) ※3, ※4 淡水貯水槽 (No.2) ※3, ※4	自主対策設備	
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む。)	フィルタ装置 フィルタ装置出口側圧力開放板 遠隔手動弁操作設備 ホース延長回収車 ※3 可搬型窒素ガス供給装置 原子炉格納容器調気系 配管・弁 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※3 原子炉格納容器(真空破壊装置を含む。) 大容量送水ポンプ(タイプ I) ※3 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 常設代替直流電源設備 ※2 所内常設直流電源設備(3系統目) ※2 可搬型代替直流電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」 「大容量送水ポンプによる送水」 ※3
薬液補給装置 排水設備 淡水貯水槽 (No.1) ※3, ※4 淡水貯水槽 (No.2) ※3, ※4	自主対策設備				

※1：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の水の供給手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

第 5.2-11 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.8) (5/6)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)による原子炉压力容器への注水	直流駆動低圧注水系ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管 直流駆動低圧注水系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパージャ 燃料プール補給水系 弁 原子炉压力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替直流電源設備 ※2 所内常設直流電源設備 (3系統目) ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 1」 非常時操作手順書 (設備別) 「直流駆動低圧注水系ポンプによる原子炉注水」
		ろ過水ポンプ压力容器への注水	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 1」 ※4 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」
		高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉压力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 常設代替直流電源設備 ※2 所内常設直流電源設備 (3系統目) ※2 可搬型代替直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 1」 ※5 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (中央制御室)」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※5：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※6：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

※7：原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いる。

第 5.2-12 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.9) (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 格納容器内雰囲気計装による	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内雰囲気酸素濃度 原子炉補機代替冷却水系 ※4	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書（設備別） 「格納容器内雰囲気モニタ起動及び水素・酸素濃度監視」 重大事故等対応要領書 「原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」※4
			原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） ※4 非常用取水設備 ※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
	—	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ※5 可搬型代替交流電源設備 ※5 代替所内電気設備 ※5 所内常設蓄電式直流電源設備 ※5 常設代替直流電源設備 ※5 所内常設直流電源設備（3系統目）※5 可搬型代替直流電源設備 ※5	重大事故等対処設備 — ※5

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化している。

※2：発電用原子炉起動前に原子炉格納容器フィルタベント系系統内は不活性化した状態とする。

※3：原子炉格納容器フィルタベント系補機類の手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※4：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※5：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※6：原子炉格納容器調気系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※7：可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化に用いる可搬型窒素ガス供給装置及び燃料補給設備は、発電用原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

第 5.2-13 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.10) (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止	—	静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合装置 ※1 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 原子炉建屋原子炉棟	重大事故等 対処設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「水素制御ストラテジ」
	—	原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋内水素濃度	重大事故等 対処設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「水素制御ストラテジ」
	—	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 常設代替直流電源設備 ※2 所内常設直流電源設備（3系統目） ※2 可搬型代替直流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備 — ※2
原子炉格納容器外への水素漏えい抑制	—	原子炉格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水	燃料プール補給水ポンプ 補給水系 配管 高圧炉心スプレー系 配管・弁 燃料プール補給水系 配管・弁 燃料プール冷却浄化系 配管・弁 復水貯蔵タンク ※3 原子炉ウエル 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備	自主対策設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「注水ストラテジ-1」等 非常時操作手順書（設備別） 「燃料プール補給水ポンプによる原子炉ウエル注水」
		原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水	大容量送水ポンプ（タイプ I） ホース延長回収車 ホース・注水用ヘッダ 燃料プール冷却浄化系 配管・弁 淡水貯水槽（No. 1） ※3,5 淡水貯水槽（No. 2） ※3,5 原子炉ウエル 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「注水ストラテジ-1」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ I）による原子炉ウエル注水」

※1: 静的触媒式水素再結合装置は、起動操作を必要としない原子炉建屋内水素濃度抑制設備である。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4: 手順は「1.12 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」にて整備する。

※5: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

第 5.2-14 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.11) (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	大気への放射性物質の拡散抑制	大容量送水ポンプ (タイプⅡ) ※4 放水砲 ※3 ホース延長回収車 ※4 ホース ※4 燃料補給設備 ※2 貯留堰 取水口 取水路 海水ポンプ室	—※3 重大事故等対処設備
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	—	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニター (高線量, 低線量) 使用済燃料プール監視カメラ	— 重大事故等対処設備
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 常設代替直流電源設備 ※2 所内常設直流電源設備 (3系統目) ※2 可搬型代替直流電源設備 ※2	—※2 重大事故等対処設備
使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	・全交流動力電源 ・原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系含む)	燃料プール冷却浄化系による 使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマ サージタンク・ディフューザ 使用済燃料プール 原子炉補機代替冷却水系 ※5 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 非常時操作手順書 (プラント停止中) 「燃料プール冷却機能喪失」 非常時操作手順書 (設備別) 「燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却」

※1: 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

※2: 手順は, 「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順は, 「1.12 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」にて整備する。

※4: 手順は, 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※5: 手順は, 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第 5.2-17 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.14) (4/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (常設直流電源系統喪失)	(3系統目) 所内常設直流電源設備 による給電	第3直流電源設備用 125V 代替蓄電池 第3直流電源設備用 125V 代替蓄電池～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路 第3直流電源設備用 250V 代替蓄電池 第3直流電源設備用 250V 代替蓄電池～250V 直流主母線盤電路	重大事故等 対処設備 非常時操作手順書 (徴候 ベース) 「電源回復」 非常時操作手順書 (設備 別) 「第3直流電源設備用 125V 代替蓄電池による 125V 直流主母線盤 2A-1 (2B-1) への給電」 「第3直流電源設備用 250V 代替蓄電池による 250V 直流主母線盤への給 電」
		可搬型代替直流電源設備 による給電	125V 代替蓄電池 250V 蓄電池※ ¹ 125V 代替充電器 250V 充電器 電源車 軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク タンクローリ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・ 弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料 移送系配管・弁 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ホース 125V 代替蓄電池及び 125V 代替充電器～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路 250V 蓄電池及び 250V 充電器～250V 直流主母 線盤電路 電源車～電源車接続口 (原子炉建屋) 電路 電源車接続口 (原子炉建屋) ～125V 直流主母 線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路 電源車接続口 (原子炉建屋) ～250V 直流主母 線盤電路	重大事故等 対処設備 非常時操作手順書 (設備 別) 「125V 代替蓄電池による 125V 直流主母線盤 2A-1 (2B-1) への給電」 非常時操作手順書 (設備 別) 「250V 蓄電池による 250V 直流主母線盤への給 電」 重大事故等対応要領書 「電源車による 125V 代 替充電器及び 250V 充電 器への給電(G母線接続)」

※1 250V 蓄電池からの給電は、運転員による操作不要の動作である。

(参考 本文十号)

十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項

2号炉に関して記述を以下のとおり変更する。

「ハ 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果」の記述を以下のとおり変更する。

ハ 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

「(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の「(ii) 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「a. 可搬型設備等による対応」の「(a) 大規模損壊発生時の手順書の整備」の「(a-3) 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」の「(a-3-2) 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書」の「(a-3-2-1) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書」の「(a-3-2-1-2) 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」の記述を以下のとおり変更する。

(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

(ii) 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

a. 可搬型設備等による対応

(a) 大規模損壊発生時の手順書の整備

(a-3) 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

(a-3-2) 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

(a-3-2-1) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

(a-3-2-1-2) 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

炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3系統目）より給電される高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による発電用原子炉の冷却を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系を優先し、全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及びろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却を試みる。

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (3/19)

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等		
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉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、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p>	
対応手段等	フロントライン系故障時	<p>減圧の自動化</p> <p>設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉が減圧できない場合は、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。</p>
		<p>手動操作による減圧</p> <p>設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により主蒸気逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。</p>
	サポート系故障時	<p>常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 125V代替蓄電池又は第3直流電源設備用125V代替蓄電池により直流電源を確保する。その後、125V代替蓄電池の枯渇を防止するため、可搬型代替直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。 主蒸気逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続して直流電源を確保する。

対応手段等	サポート系故障時	高圧窒素ガス供給系(非常用)による窒素確保	<p>主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の供給源を高圧窒素ガス供給系（非常用）に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）からの供給期間中において、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、予備の窒素ガスボンベに切り替える。</p>
		代替高圧窒素ガス供給系による減圧	<p>主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、代替高圧窒素ガス供給系により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>代替高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベからの供給期間中において、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、使用可能な高圧窒素ガスボンベと取り替える。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁を、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう、窒素の供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）により発電用原子炉を減圧する。</p>
		主蒸気逃がし安全弁の復旧	<p>全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動せず発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替直流電源設備等により直流電源を確保する。 ・代替交流電源設備により125V充電器に給電することで直流電源を確保する。
	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	<p>炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器内が高圧の状態破損した場合に溶融物が放出され、原子炉格納容器内の雰囲気直接加熱されることによる原子炉格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により発電用原子炉を減圧する。</p>	

対応手段等	インターフェイスシステム LOCA発生時	<p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合は、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを停止するため、漏えい箇所を隔離する。</p> <p>漏えい箇所の隔離ができない場合は、発電用原子炉を手動停止するとともに、主蒸気逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧し、漏えい箇所を隔離する。</p> <p>原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した場合は、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度の上昇を抑制し、環境を改善する。</p>
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>フロントライン系故障時</p> <p>設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、低圧注水系又は低圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了していることを確認し、主蒸気逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧する。</p> <p>なお、原子炉水位低(レベル1)設定点到達10分後及び残留熱除去系(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイ系が運転している場合は、代替自動減圧機能が自動作動することを確認し、これにより発電用原子炉を減圧する。</p> <p>サポート系故障時</p> <p>常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型代替直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池により主蒸気逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源の喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型代替直流電源設備等により主蒸気逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合は、代替交流電源設備により125V充電器を充電することで直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁の駆動源である高圧窒素ガス供給系(常用)の喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、高圧窒素ガス供給系(非常用)により主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁の駆動源である高圧窒素ガス供給系(常用)及び主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)の駆動源である高圧窒素ガス供給系(非常用)の窒素が喪失し、主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、代替高圧窒素ガス供給系により主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)に窒素を供給し、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)にて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁を、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう、窒素の供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)により発電用原子炉を減圧する。</p>

配慮すべき事項	代替自動減圧機能による 発電用原子炉の自動減圧時 の留意事項	「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」における対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。
	主蒸気逃がし安全弁の 背圧対策	主蒸気逃がし安全弁を、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう、窒素の供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な、より高い圧力の窒素を供給する。
	インターフェイスシステム LOCAによる溢水の影響	隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響がないようにする。
	インターフェイスシステム LOCAの検知	インターフェイスシステムLOCAの発生は、原子炉格納容器内外のパラメータ等により判断する。非常用炉心冷却系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプ設置室は原子炉建屋原子炉棟内において各部屋が分離されているため、漏えい箇所の特特定は、床漏えい検出器、放射線モニタ及び火災感知器により行う。
	作業性	インターフェイスシステムLOCA発生時は、漏えいした水の滞留及び蒸気による高湿度環境が想定されるため、現場での隔離操作は環境性等を考慮し、防護具を着用する。
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (11/19)

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	
方針目的	<p>使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、燃料プール代替注水、漏えい抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。さらに、使用済燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止する手順を整備する。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料プールへのスプレイ、大気への放射性物質の拡散抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p style="text-align: center;">燃料プール代替注水</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時</p> <p>残留熱除去系（燃料プール水の冷却）及び燃料プール冷却浄化系の有する冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、以下の手段により使用済燃料プールへ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））を水源として、大容量送水ポンプ（タイプ I）により燃料プール代替注水系（常設配管）から注水する。 ・大容量送水ポンプ（タイプ I）により燃料プール代替注水系（常設配管）から注水できない場合、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））を水源として、大容量送水ポンプ（タイプ I）により燃料プール代替注水系（可搬型）から注水する。 <p>なお、大容量送水ポンプ（タイプ I）による使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p>
	<p style="text-align: center;">漏えい抑制</p> <p>使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プール冷却浄化系戻り配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、燃料プール冷却浄化系戻り配管上部に設けたサイフォンブレイク孔により漏えいが停止したことを確認する。</p>

対応手段等	使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	燃料プールのスプレイ	<p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合は、以下の手段により使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2））を水源として、大容量送水ポンプ（タイプI）により燃料プールのスプレイ系（常設配管）からスプレイする。 ・大容量送水ポンプ（タイプI）により燃料プールのスプレイ系（常設配管）からスプレイできない場合、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2））を水源として、大容量送水ポンプ（タイプI）により燃料プールのスプレイ系（可搬型）からスプレイする。 <p>なお、大容量送水ポンプ（タイプI）による使用済燃料プールへのスプレイは、海を水源として利用できる。</p>
		大気への放射性物質の拡散抑制	<p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料プールの水位の異常な低下により使用済燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、放水設備により原子炉建屋へ放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 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」の大気へ放射性物質の拡散抑制と同様である。</p>
	重大事故等時における使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視	<p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価した水位／放射線量の関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。</p>
		代替電源による給電	<p>全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した状況において使用済燃料プールの状態を監視するため、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型代替直流電源設備から使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）へ給電する。</p> <p>さらに、代替交流電源設備等から使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール監視カメラへ給電する。</p>

対応手段等	使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系が全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の機能喪失により起動できず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等により燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで燃料プール冷却浄化系を起動し、使用済燃料プールを除熱する。
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合、又は使用済燃料プールの水位が低下した場合は、その程度によらず、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により使用済燃料プールへ注水又はスプレイ可能となるよう準備する。</p> <p>また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により使用済燃料プールへ注水又はスプレイする場合は、常設配管を優先して使用し、常設配管が使用できない場合は、可搬型を使用する。</p> <p>全交流動力電源の喪失及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の機能喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱ができず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等を用いて燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保するとともに燃料プール代替注水により水源を確保し、燃料プール冷却浄化系により使用済燃料プールを除熱する。</p>	
	作業性	燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）で使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）のホース接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。	
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。	

第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (14/19)

1.14 電源の確保に関する手順等	
方針目的	<p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）、可搬型代替直流電源設備及び代替所内電気設備を確保する手順等を整備する。</p> <p>また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料補給設備により補給する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p> <p>設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け、重大事故等の対処に用いる。</p>
	<p>交流電源喪失時</p> <p>代替交流電源設備による給電</p> <p>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所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備を用いて給電する。 ・常設代替交流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備等を用いて給電する。
	<p>直流電源喪失時</p> <p>代替直流電源設備による給電</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合において、充電器を経由して直流電源設備へ給電できない場合は、以下の手段により直流電源設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替交流電源設備等を用いて給電を開始するまでの間、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び所内常設直流電源設備（3系統目）を用いて給電する。 ・所内常設蓄電式直流電源設備を用いて給電できない場合は、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備を用いて給電する。
	<p>非常用所内電気設備機能喪失時</p> <p>代替所内電気設備による給電</p> <p>設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が喪失した場合は、代替所内電気設備を用いて回路を確保し、代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。</p>

配慮すべき事項	負荷容量	<p>重大事故等対策の有効性を確認する事故シーケンス等のうち必要な負荷が最大となる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」の対処のために必要な設備へ給電する。</p> <p>重大事故等対処設備による代替手段を用いる場合、常設代替交流電源設備等の負荷容量を確認し、代替手段が使用可能であることを確認する。</p>
	悪影響防止	<p>代替交流電源設備等を用いて給電する場合は、受電前準備としてパワーセンタ及びモータコントロールセンタの負荷の遮断器を「切」とし、非常用高圧母線及びパワーセンタの動的負荷の自動起動防止のため、操作スイッチを「停止」又は「引ロック」とする。</p>
	成立性	<p>所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3系統目）から給電されている24時間以内に、代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ十分な余裕を持って直流電源設備へ給電する。</p>
	作業性	<p>可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、建屋内照明の消灯時における作業性を確保する。</p>
	燃料補給	<p>重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため、タンクローリ等の燃料補給設備を用いて各設備の燃料が枯渇するまでに補給する。</p> <p>タンクローリの補給は、軽油タンク又はガスタービン発電設備用軽油タンクの軽油を使用する。</p> <p>多くの補給対象設備が必要となる事象を想定し、重大事故等発生後7日間、それらの設備の運転継続に必要な燃料（軽油）を確保するため、軽油タンク1基あたり約110kLを6基及び約170kLを1基、ガスタービン発電設備用軽油タンク1基あたり約110kLを3基とし、管理する。</p>

第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)

1.15 事故時の計装に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合の対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
パラメータの選定及び分類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.1～1.14の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対策設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ 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策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。 <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

対応手段等	監視機能喪失時	計器の故障時	他チャンネルによる計測	<p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p>
			代替パラメータによる推定	<p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。</p> <p>推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定。 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化、注水量又は出口圧力により推定。 ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定。 ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定。 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定。 ・注水量を注水先の圧力及び温度の傾向監視により推定。 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定。 ・酸素濃度あらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定。 ・水素濃度を装置の作動状況により推定。 ・エリア放射線モニタの傾向監視により、格納容器バイパス事象が発生したことを推定。 ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器の圧力により推定。 ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（水位及び温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定。 ・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（圧力抑制室圧力）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定。

対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力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压力容器内の温度と水位である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器内の温度のパラメータである原子炉压力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉压力容器温度を計測する。 原子炉压力容器内の水位を監視するパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、代替循環冷却ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉压力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力(SA)と圧力抑制室圧力の差圧により、また原子炉压力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは、原子炉压力容器温度により推定可能である。</p>
			可搬型計測器による計測	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>

対応手段等	計器電源の喪失時	<p>全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 所内常設蓄電式直流電源設備から給電する。 ・ 常設代替交流電源設備から給電する。 ・ 可搬型代替交流電源設備等から給電する。 ・ 直流電源が枯渇するおそれがある場合は、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）、可搬型代替直流電源設備等から給電する。 <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち、手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p>
	パラメータ記録	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム (SPDS) により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p>
配慮すべき事項	発電用原子炉施設の状態把握	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状況を把握する能力を明確化する。</p>
	確からしさの考慮	<p>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、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用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。</p> <p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	計測又は監視の留意事項 可搬型計測器による	<p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、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。</p>

第 10-2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.14	常設代替交流電源設備による給電 (ガスタービン発電機によるメタクラ2C系及びメタクラ2D系受電)	運転員 (中央制御室)	2	45分以内
		保修班員	2	
	可搬型代替交流電源設備による給電 (電源車によるメタクラ2C系及びメタクラ2D系受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	125分以内
		重大事故等対応要員	3	
	所内常設蓄電式直流電源設備による給電 (不要直流負荷の切離し操作)	運転員 (現場)	2	60分以内
	所内常設蓄電式直流電源設備による給電 (125V蓄電池2A及び125V蓄電池2B給電を24時間継続するため切り離していた125V直流負荷の復旧操作)	運転員 (現場)	2	30分以内
	常設代替直流電源設備による給電	運転員 (中央制御室, 現場)	3	50分以内
	所内常設直流電源設備 (3系統目) による給電	運転員 (中央制御室, 現場)	3	15分以内
	可搬型代替直流電源設備による給電 (電源車による125V代替充電器及び250V充電器への給電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	130分以内
		重大事故等対応要員	3	
	可搬型代替直流電源設備による給電 (125V代替蓄電池を24時間継続するため切り離していた125V直流負荷の復旧操作)	運転員 (現場)	2	40分以内
	代替所内電気設備による給電 (電源車によるパワーセンタ2G系及びモータコントロールセンタ2G系受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	130分以内
		重大事故等対応要員	3	
	軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給	重大事故等対応要員	2	135分以内
タンクローリから各機器への補給	重大事故等対応要員	2	40分以内	
タンクローリからガスタービン発電設備軽油タンクへ補給	重大事故等対応要員	2	50分以内	
1.15	代替電源 (交流, 直流) からの給電	1.14にて整備		
	可搬型計測器による計測	運転員 (中央制御室)	1	55分以内
	重大事故等対策要員 (運転員を除く。)	1		