

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。

6. 作業性

タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、現場において専用工具を用いて弁を持ち上げる単純な操作であり、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁についても手動ハンドルにより容易に操作でき、専用工具については、速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。

③ 復旧に係る手順等

当直課長は、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。

(1) 手順着手の判断基準

炉心損傷時、1次冷却材圧力が2.0MPa以上の場合

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填に切替え、余熱除去系により炉心を冷却する。

(1) 手順着手の判断基準

1次冷却材圧力の低下、破損蒸気発生器水位及び圧力の上昇等により蒸気発生器伝熱管破損発生と判断した場合

また、破損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ていることにより破損蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合

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。

低温停止状態に移行するに当たり、余熱除去系統による炉心冷却が困難であれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより炉心を冷却する。

(1) 手順着手の判断基準

1次冷却材圧力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余熱除去系への漏えいによるインターフェイスシステムLOCAの発生を判断した場合

(配慮すべき事項)

1. 作業性

インターフェイスシステムLOCA発生時、現場での隔離操作はアクセスルート及び操作場所の環境性等を考慮して専用工具を用いて遠隔操作により行う。専用工具は速やかに操作ができるように操作場所近傍に配備する。

2. インターフェイスシステムLOCA時の漏えい監視について

インターフェイスシステムLOCAの漏えい場所特定は、原子炉補助建屋内の各部屋が分離されているため、漏水検知器、監視カメラ及び火災報知器により行う。

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。

a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

1次冷却材喪失事象発生後、1系列以上の非常用炉心冷却設備による原子炉への注入をほう酸注入ライン流量又は余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、原子炉へ注入するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合

b. 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を原子炉へ注入する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

(a) 手順着手の判断基準

A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)の故障等により、原子炉への注入を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、原子炉へ注入するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

c. 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、淡水である宮山池を使用し、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

(a) 手順着手の判断基準

常設電動注入ポンプの故障等により、原子炉への注入を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合

(2) 代替再循環運転

a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により、再循環運転による原子炉への注入を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプルの広域水位が確保されている場合

b. 格納容器再循環サンプル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ル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(約5,600m³)となれば停止する。

(a) 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプにより再循環運転で原子炉注入を行っている場合において、格納容器再循環サンプ水位計指示の低下、各ポンプの流量低下、各ポンプ出入口圧力及び電動機電流の変動又は低下により格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候を確認した場合

(配慮すべき事項)

1. 優先順位

代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、使用準備時間が早いA格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)を優先し、次に常設電動注入ポンプを使用する。可搬型注入ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。

非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ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、

代替炉心注入により原子炉へ注入し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。

2. 作業性

常設電動注入ポンプの水源確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。

可搬型注入ポンプによる原子炉への注入に係る可搬型ホース等の取付けについては、速やかに作業ができるように可搬型注入ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。

3. 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。

a. 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を原子炉へ注入する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時に、1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合において、原子炉へ注入するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

b. 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。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、常設電動注入ポンプの故障等により、原子炉への注入を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、原子炉へ注入するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合

原子炉補機冷却機能喪失時、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)の故障等により、原子炉への注入を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、原子炉へ注入するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合

c. 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、淡水である宮山池を使用し、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

(a) 手順着手の判断基準

A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)の故障等により、原子炉への注入を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合

(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

a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

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に、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、代替

再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合

b. 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。

(a) 手順着手の判断基準

A余熱除去ポンプ(空調用冷水)の故障等により、再循環運転による原子炉への注入を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、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、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

(3) 原子炉格納容器隔離弁の閉止

当直課長は、全交流動力電源喪失時、1次冷却材ポンプシール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することにより、1次冷却材ポンプシール部から1次冷却材が漏えいするおそれがあるため、1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等を閉止する。

隔離は、大容量空冷式発電機により電源が確保されれば、中央制御室に

て1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁を閉止し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信する場合は、作動する原子炉格納容器隔離弁の閉止を確認する。

なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作及びディーゼル発電機の起動操作を実施しても、母線電圧が確立しない場合

(配慮すべき事項)

1. 優先順位

- (1) 代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、使用準備時間が早く、注入流量が大きい常設電動注入ポンプを優先する。次にB充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)を使用する。可搬型注入ポンプは、使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。
- (2) 原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、多様性拡張設備であるが使用準備時間が早いA余熱除去ポンプ(空調用冷水)を優先し、次にB余熱除去ポンプ(海水冷却)及びC充てん／高圧注入ポンプ(海水冷却)を使用する。
- (3) 全交流動力電源喪失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、代替炉心注入により原子炉へ注入し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環を実施し、原子炉を冷却する。

2. 常設電動注入ポンプの注入先について

全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合の常設電動注入ポンプの注入先については、1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合は、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注入とする準備を行い、大容量空冷式発電機より受電すれば、代替炉心注入を行う。また、対応途中で、事象が進展し炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイへ変更するとともに、その後、B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)により代替炉心注入を行う。

3. 作業性

常設電動注入ポンプの水源確保及びB充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。

可搬型注入ポンプによる原子炉への注入に係る可搬型ホース等の取付けについては、速やかに作業ができるように可搬型注入ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。

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(約5,600m³)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を原子炉格納容器内へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

(1) 手順着手の判断基準

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉格納容器圧力と温度の上昇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ると判断した場合

(配慮すべき事項)

1. 残存デブリ冷却時の1次冷却材圧力監視について

原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、炉心冠水操作を実施する際は1次冷却材圧力を監視する。1次冷却材圧力が原子炉格納容器圧力より高い場合は溶融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開弁し原子炉容器内と原子炉格納容器を均圧させる。

2. 残存デブリ冷却時の注水量について

原子炉格納容器への注水量は、原子炉格納容器水位監視装置、SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量計、A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量計、燃料取替用水タンク水位の収支により把握する。

残存デブリの影響を防止するための原子炉格納容器への注水量は、残存デブリを冷却し、格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さ(約5,600m³)までとし、注水後も残存デブリの冷却が必要な場合は、更に、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)

- a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、2次冷却系の除熱に必要な復水タンク水位が確保されている場合

(2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)

- a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、蒸気発生器へ注水されていることを補助給水流量等により確認できた場合

(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。

a. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、低温停止に移行する場合

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)

a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失し、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、2次冷却系の除熱に必要な復水タンク水位が確保されている場合

(2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)

a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失し、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、蒸気発生器へ注水されていることを補助給水流量等により確認できる場合

(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。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失し、代替電源により給電後、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、低温停止に移行する場合

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。

a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、原子炉へ注入するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合

b. 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。

(a) 手順着手の判断基準

燃料取替用水タンク重力注入により原子炉への注入を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、燃料取替用水タンクの水位が確認されている場合

c. 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を原子炉へ注入する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

(a) 手順着手の判断基準

A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)の故障等により、原子炉への注入を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、原子炉へ注入するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

d. 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、淡水である宮山池を使用し、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

(a) 手順着手の判断基準

常設電動注入ポンプの故障等により、原子炉への注入を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合

(2) 代替再循環運転

a. 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ルに水源を切替えて、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ル水を原子炉へ注入する。

(a) 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注入を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプルの広域水位が確保されている場合

(3) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)

a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、崩壊熱除去機能が余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、1次冷却系統に開口部がなく、2次冷却系による除熱に必要な復水タンク水位が確保されている場合

(4) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)

a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、崩壊熱除去機能が余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、蒸気発生器へ注水されていることを補助給水流量等により確認できる場合

(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。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、低温停止に移行する場合

(配慮すべき事項)

1. 優先順位

運転停止中に余熱除去設備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、蒸気発生器2次側による炉心冷却を優先する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、炉心注入又は代替炉心注入による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環を実施し、原子炉を冷却する。

炉心注入、代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、中央制御室で操作可能であり系統構成の容易な充てん／高圧注入ポンプを優先する。次に使用準備の時間が早いA格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)を使用し、次に常設電動注入ポンプを使用する。可搬型注入ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。

2. 作業性

常設電動注入ポンプの水源確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。

可搬型注入ポンプによる原子炉への注入に係る可搬型ホース等の取付けについては、速やかに作業ができるように可搬型注入ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。

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。

a. 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を原子炉へ注入する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

(a) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源又は原子炉補機冷却水が喪失し、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ループ流量にて確認できない場合

b. 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。

(a) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源が喪失し、常設電動注入ポンプの故障等により、原子炉への注入を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、原子炉へ注入するために必要な燃料取替用水タンクの

水位が確保されている場合

また、原子炉補機冷却機能喪失時は、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)の故障等により、原子炉への注入を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、原子炉へ注入するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合

c. 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、淡水である宮山池を使用し、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

(a) 手順着手の判断基準

A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)の故障等により、原子炉への注入を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合

(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

a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失事象が発生した場合に、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、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

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

b. 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。

(a) 手順着手の判断基準

A余熱除去ポンプ(空調用冷水)の故障等により、再循環運転による原子炉への注入を余熱除去ループ流量等により確認できない場合において、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、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

(3) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)

a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

運転停止中において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、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、1次冷却系統に開口部がなく、2次冷却系による除熱に必要な復水タンク水位が確保されている場合

(4) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)

a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、蒸気発生器へ注水されていることを補助給水流量等により確認できる場合

(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。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、低温停止に移行する場合

(配慮すべき事項)

1. 優先順位

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で、かつ、1次冷却系統に開口部がない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を実施する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、代替炉心注入による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環を実施し、原子炉を冷却する。

代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、電源が回復しない場合でも注入が可能な多様性拡張設備である燃料取替用水タンクからの重力注入を優先する。並行して、使用準備時間が早く、注入流量が大きい常設電動注入ポンプを準備し、準備が整えば使用する。次にB充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)を使用する。可搬型注入ポンプは、使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。

原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、多様性拡張設備であるが使用準備時間が早いA余熱除去ポンプ(空調用冷水)を優先し、次にB余熱除去ポンプ(海水冷却)を使用する。

2. 作業性

常設電動注入ポンプの水源確保及びB充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。

可搬型注入ポンプによる原子炉への注入に係る可搬型ホース等の取付けについては、速やかに作業ができるように可搬型注入ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。

3. 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。

(1) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失等により、余熱除去ループ流量等にて余熱除去系の機能が喪失した場合又は格納容器再循環サンプの水位等にて1次冷却材の流出を確認した場合

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の上昇により中性子源領域炉停止時中性子束高警報が発信した場合

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。

a. 手順着手の判断基準

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原子炉補機冷却水流量等にて確認できない場合において、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合

2. 蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)

(1) 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。

a. 手順着手の判断基準

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原子炉補機冷却水流量等にて確認できない場合に、原子炉を停止後に蒸気発生器へ注水されていることを補助給水流量等により確認できた場合

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。

a. 手順着手の判断基準

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原子炉補機冷却水流量等にて確認できない場合

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。

a. 手順着手の判断基準

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原子炉補機冷却水流量等にて確認できない場合

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。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失した場合において、蒸気発生器へ注水されてい

ることを補助給水流量等により確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンクの水位が確保されている場合

2. 蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)

(1) 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。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失した場合に、蒸気発生器へ注水されていることを補助給水流量等により確認できる場合

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。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、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

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。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、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

(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. 作業性

移動式大容量ポンプ車による原子炉格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付けについては、速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系統と海水系統を接続するディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。

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現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、中央制御室からの遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するに当たり、運転員等はポケット線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。

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

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

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

a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ作動圧力設定値(110kPa)以上、かつ、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への注水を格納容器スプレイ流量で確認できない場合、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の故障等により原子炉格納容器への注水を格納容器スプレイ流量で確認できない場合

(2) 代替格納容器スプレイ

a. 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を原子炉格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉格納容器圧力が最高使用圧力(245kPa)以上、かつ、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への注水を格納容器ス

プレイ流量で確認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において、燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

2. サポート系故障時の手順等

(1) 代替格納容器スプレイ

a. 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を原子炉格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、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を格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合

(2) 原子炉格納容器内自然対流冷却

a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、中央制御室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又は原子炉補機冷却機能が原子炉補機冷却水流量等にて確認できない場合

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

a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ作動圧力設定値(110kPa)以上、かつ、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への注水を格納容器スプレイ流量で確認できない場合

(2) 代替格納容器スプレイ

a. 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を原子炉格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉格納容器圧力が最高使用圧力(245kPa)以上、かつ、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への注水を格納容器スプレイ流量で確認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において、燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

2. サポート系故障時の手順等

(1) 代替格納容器スプレイ

a. 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を原子炉格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が、原子炉補機冷却水流量等にて確認できない場合において、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力(245kPa)以上で、原子炉格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(2) 原子炉格納容器内自然対流冷却

a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、原子炉補機冷却機能が原子炉補機冷却水流量等にて確認できない場合

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。但し、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(約4,000m³)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(約5,600m³)までとし、注水後も残存デブリの冷却が必要な場合は、更に、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. 作業性

移動式大容量ポンプ車による原子炉格納容器内自然対流冷却に係る可搬型

ホース等の取付けについては、速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系統と海水系統を接続するディスタンスピース及び代替格納容器スプレイに使用する常設電動注入ポンプの水源確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

5. 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

6. 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(約147kℓ、2基)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。

a. 手順着手の判断基準

格納容器圧力計指示値が最高使用圧力(245kPa)以上で格納容器スプレイポンプが起動していない場合において、原子炉格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合

(2) 原子炉格納容器内自然対流冷却

a. A、B格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、原子炉格納容器圧力が格納容器スプレイ作動圧力設定値以上の場合、原子炉補機冷

却水系統の沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベにより加圧し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより原子炉格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器圧力計指示値が格納容器スプレイ作動設定値(110kPa)以上、かつ、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への注水が格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合

(3) 代替格納容器スプレイ

a. 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を原子炉格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器圧力計指示値が最高使用圧力(245kPa)以上で、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への注水が格納容器スプレイ流量等にて確認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に、原子炉格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(配慮すべき事項)

1. 優先順位

交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合は、原子炉格納容器圧力及び温度を低下させる効果が最も大きい格納容器スプレイを優先する。次に、継続的な冷却実施の観点及び原子炉格納容器の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、原子炉格納容器内自然対流冷却を優先する。但し、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(約4,000m³)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。

a. 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却機能が原子炉補機冷却水流量等にて確認できない場合

(2) 代替格納容器スプレイ

a. 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

取替用水タンク水を原子炉格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却水流量等が確認できない場合において、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力(245kPa)以上であり、原子炉格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(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。但し、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(約4,000m³)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. 作業性

移動式大容量ポンプ車による原子炉格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付けについては、速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系統と海水系統を接続するディスタンスピース及び代替格納容器スプレイに使用する常設電動注入ポンプの水源確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

原子炉格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイにおける現場への移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。

5. 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

6. 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

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

a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合(格納容器再循環サンプル広域水位77%未満)において、原子炉格納容器へ

注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合

(2) 代替格納容器スプレイ

a. 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、熔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を原子炉格納容器へ注水する。熔融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、常設電動注入ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、熔融炉心を冠水するために十分な水位がなく(格納容器再循環サンプ広域水位77%未満)、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への注水が格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合において、原子炉格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(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、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却する手段の優先順位は、格納容器スプレイを優先し、次に代替格納容器スプレイを使用する。

2. 原子炉下部キャビティの水位監視

熔融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を監視するため、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。

3. 作業性

常設電動注入ポンプの水源確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。

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

a. 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、熔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を原子炉格納容器へ注水する。熔融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、常設電動注入ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、熔融炉心を冠水するために十分な水位がない場合(格納容器再循環サンプ広域水位77%未満)において、原子炉格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(配慮すべき事項)

1. 常設電動注入ポンプの注入先について

全交流動力電源喪失時に1次冷却材喪失事象(大破断)が同時に発生した場合は、炉心損傷に至る可能性があり、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとし、原子炉下部キャビティに注水する。その後、B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注入を行い、炉心を冷却する。

また、常設電動注入ポンプにより原子炉へ注入を実施している際に炉心損傷が発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注入から格納容器スプレイへ切替え、原子炉下部キャビティに注水する。その後、B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注入を行い、炉心を冷却する。

2. 原子炉下部キャビティの水位監視

熔融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を監視するため、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。

3. 作業性

常設電動注入ポンプの水源確保及びB充てん/高圧注入ポンプの補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。

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及びB充てん/高圧注入ポンプへ給電する。

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。

a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

炉心の損傷が発生した場合において、燃料取替用水タンクの水量が確保されている場合

b. 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。

(a) 手順着手の判断基準

A格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉への注入が余熱除去ループ流量等にて確認できない場合において、原子炉へ注入するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合

(2) 代替炉心注入

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔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。

a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

充てん／高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注入がほう酸ライン流量等にて確認できない場合において、原子炉へ注入するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合

b. 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を原子炉へ注入する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

(a) 手順着手の判断基準

充てん／高圧注入ポンプの故障等により、充てんラインを使用した原子炉への注入が充てんライン流量等にて確認できない場合において、原子炉へ注入するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保され、

常設電動注入ポンプを代替格納容器スプレイに使用していない場合

(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、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手段の優先順位は、注入流量が大きいものから順に、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用いた炉心注入、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、充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを用いた炉心注入、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入とする。

2. 作業性

常設電動注入ポンプの水源確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。

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。

a. 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。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心が損傷した場合において、原子炉へ注入するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合

b. 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を原子炉へ注入する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心が損傷した場合において、代替格納容器スプレイする必要がなくなった場合にB充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)が故障等により使用できず、燃料取替用水タンクの水量が確保されている場合

(配慮すべき事項)

1. 優先順位

代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)を優先する。次に代替格納容器スプレイを行っていないければ常設電動注入ポンプを使用する。

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。

給電の手順は、表-14「電源の確保に関する手順等」参照

3. 作業性

常設電動注入ポンプの水源確保及びB充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。

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。

(1) 手順着手の判断基準

炉心の損傷が発生したことを、炉心出口温度等により確認した場合

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次冷却材喪失時にすべ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。

(1) 手順着手の判断基準

炉心出口温度計指示が350℃に到達した場合又は、安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系機能が喪失した場合

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次冷却材喪失時にすべ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。

(1) 手順着手の判断基準

炉心出口温度計指示が350℃に到達した場合又は、安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系機能が喪失した場合

(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号機及び2号機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、都度パーージ操作を行う。

他号機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ージ先となる原子炉格納容器を選択する。なお、号機間をまたぐパーージの際に、原子炉格納容器の自由体積に対してサンプルガスの流量は十分小さいため悪影響は及ぼさない。

2. 作業性

原子炉格納容器内の水素濃度監視に係る可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置等の接続については、速やかに作業できるように作業場所近傍に使用工具を配備する。

3. 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

4. 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ベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)から窒素を供給し系統構成を行い、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電した後、Bアニュラス空気浄化ファンを運転する。

(1) 全交流動力電源及び直流電源が健全である場合

a. 手順着手の判断基準

安全注入信号が発信した場合

(2) 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合

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。

(1) 手順着手の判断基準

炉心出口温度等により炉心の損傷を判断した場合

(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オク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、放射線の遮蔽、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、淡水である宮山池を使用し、使用可能な淡水がなければ海水を使用する。

(1) 手順着手の判断基準

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(EL.+11.56m)以下まで低下した場合

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ド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ド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、淡水である宮山池から使用し、使用可能な淡水がなければ、海水を使用する。

a. 手順着手の判断基準

使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端(EL.+11.56m)以下まで低下し、かつ、水位低下が継続する場合

(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。

a. 手順着手の判断基準

使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端 (EL.+11.56m) 以下まで低下し、かつ、水位低下が継続する場合において、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

(配慮すべき事項)

1. 優先順位

使用済燃料ピットへの注水に使用する補機の優先順位は、注水までの所要時間が短い多様性拡張設備である燃料取替用水タンク等を優先する。使用済燃料ピット補給用水中ポンプは、使用準備に時間を要することから、あらかじめ使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、燃料取替用水タンク等からの注入手段がなければ使用する。

使用済燃料ピットへのスプレイに使用するポンプの優先順位は、可搬型電動低圧注入ポンプを優先する。次に、可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する。

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状態監視を行う。

(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状態監視を行う。

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)関係进行评估し、各設置場所間での関係性を把握し、指示値の傾向を確認することで使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定する。

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。

a. 手順着手の判断基準

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(EL.+11.56m)以下まで低下した場合

(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. 作業性

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に係る可搬型ホース等の取付けについては、速やかに作業ができるように使用済燃料ピット補給用水中ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。

可搬型注入ポンプによる使用済燃料ピットへのスプレイに係る可搬型ホース等の取付けについては、速やかに作業ができるように可搬型注入ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。

3. 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な水の供給手順等」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°C 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。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、炉心出口温度が 350°C 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ーが格納容器スプレー流量等にて確認できない場合

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。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、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を行う判断をした場合

(配慮すべき事項)

1. 優先順位

放射性物質吸着剤の設置は、1号機の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば、南側雨水排水処理装置の集水ピットを優先し、2号機の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば北側雨水排水処理装置の集水ピットを優先する。その後他号機側の雨水排水処理装置の集水ピットへ放射性物質吸着剤を設置する。

シルトフェンスの設置は、1号機の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば、放水口付近のシルトフェンスを優先し、2号機の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば、北側雨水排水処理装置放水箇所付近のシルトフェンスを優先する。その後、他号機側損傷時に優先されるシルトフェンスを設置し、最後に防波堤付近のシルトフェンスを設置する。

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 (EL.+11.56m) 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、淡水である宮山池を使用し、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

a. 手順着手の判断基準

使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端 (EL.+11.56m) 以下まで低下し、かつ、水位低下が継続する場合

(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。

a. 手順着手の判断基準

使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端 (EL.+11.56m) 以下まで低下し、かつ、水位低下が継続する場合に、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

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。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。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、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を行う判断をした場合

(配慮すべき事項)

1. 優先順位

(1) 放射性物質吸着剤の設置は、1号機の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば、南側雨水排水処理装置の集水ピットを優先し、2号機の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば北側雨水排水処理装置の集水ピットを優先する。

その後他号機側の雨水排水処理装置の集水ピットへ放射性物質吸着剤

を設置する。

シルトフェンスの設置は、1号機の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば、放水口付近のシルトフェンスを優先し、2号機の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば、北側雨水排水処理装置放水箇所付近のシルトフェンスを優先する。その後、他号機側損傷時に優先されるシルトフェンスを設置し、最後に防波堤付近のシルトフェンスを設置する。

- (2) 使用済燃料ピットへのスプレイに使用するポンプの優先順位は、可搬型電動低圧注入ポンプを優先する。次に、可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する。

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。

a. 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合

(配慮すべき事項)

1. 優先順位

移動式大容量ポンプ車及び放水砲の準備が完了するまで多様性拡張設備である化学消防自動車や小型放水砲により、アクセスルートの確保、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員の安全確保、航空機燃料の飛散による延焼

拡大防止のために泡消火を実施する。

2. 操作性

放水砲による放水については、噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、直線状にするとより遠くまで放水できるが、噴霧状にすると直線状よりも放射性物質の抑制効果があることから、噴霧状を使用する。

原子炉格納容器の損壊箇所が確認できる場合は、放水砲の噴射位置を原子炉格納容器損壊部に調整するが、確認できない場合は原子炉格納容器頂部へ調整する。

放水砲は、最も効果的な方角から原子炉格納容器又は燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）に向けて放水する。

3. 作業性

移動式大容量ポンプ車による大気への拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火に係る可搬型ホース等の取付けについては、速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを保管する。

4. 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

5. 泡消火薬剤の配備

放水開始から約20~40分の泡消火を行うために、泡消火薬剤を4,000ℓ(1,000ℓ×4個)配備する。

操作手順

13. 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

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ュラス部への放水を行うことを目的とする。

② 対応手段等

代替水源から中間受槽への供給

1. 宮山池から中間受槽への供給

当直課長は、重大事故等が発生し、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)のために必要な水源である復水タンク、炉心注入及び格納容器スプレイのために必要な水源である燃料取替用水タンク、使用済燃料ピット内燃料体等の冷却に必要な使用済燃料ピットへの供給がそれぞれ必要になった場合、以下の判断基準により、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。

(1) 手順着手の判断基準

以下の場合に、2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンクからの供給が不可で、宮山池からの供給が使用できることを確認した場合

- a. 重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)中に、復水タンクが枯渇、破損等により機能喪失するおそれを水位にて確認した場合
- b. 炉心注入及び格納容器スプレイ中に、燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能喪失するおそれを水位にて確認した場合
- c. 使用済燃料ピットが枯渇、破損等により機能喪失するおそれを水位にて確認した場合

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、以下の判断基準により、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。

(1) 手順着手の判断基準

以下の場合に、宮山池からの供給が不可で、海水からの供給が使用できることを確認した場合

- a. 重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)中に、復水タンクが枯渇、破損等により機能喪失するおそれを水位にて確認した場合

- b. 炉心注入及び格納容器スプレイ中に、燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能喪失するおそれを水位にて確認した場合
- c. 使用済燃料ピットが枯渇、破損等により機能喪失するおそれを水位にて確認した場合

(配慮すべき事項)

1. 優先順位

中間受槽へ供給する優先順位は水質を考慮し、2次系純水タンク等(多様性拡張設備)を優先して使用し、更に2次系純水タンク等(多様性拡張設備)が使用できなければ宮山池を使用し、宮山池から取水が不可であれば海水を使用する。

海水を使用する際は、取水ピットからの取水を優先し、取水ピットが使用できなければ取水口を使用する。

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。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等の発生時に、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)中において、復水タンクが枯渇等により供給が必要であることを水位にて確認した場合

(配慮すべき事項)

1. 優先順位

復水タンクへ供給する優先順位は水質を考慮し、2次系純水タンク等(多様性拡張設備)を優先して使用し、中間受槽の使用準備が整えば、中間受槽を使用する。

中間受槽への供給は、淡水である宮山池を使用し、使用可能な淡水がなければ海水を使用する。

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。

a. 手順着手の判断基準

1次系純水タンク等の常設設備が使用できず、燃料取替用水タンクが枯渇等により供給が必要であることを水位にて確認した場合において、復水タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合又は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

(配慮すべき事項)

1. 優先順位

- (1) 使用するポンプは可搬型電動低圧注入ポンプを優先して使用し、可搬型電動低圧注入ポンプが使用できなければ可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する。
- (2) 燃料取替用水タンクへの供給の優先順位は、ほう酸水が供給可能な多様性拡張設備である1次系純水タンク及びほう酸タンク等を優先して使用し、次に純水である復水タンクを使用する。

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

(配慮すべき事項)

1. 優先順位

中間受槽への供給は、淡水である宮山池を使用し、使用可能な淡水がなければ、海水を使用する。

使用済燃料ピットからの大量の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ又は燃料取扱建屋(使用済燃料ピット内燃料体等)への放水

緊急時対策本部は、使用済燃料ピットの大量漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの注水操作を実施しても水位が回復しない場合は、以下の手段により使用済燃料ピットへスプレイ又は燃料取扱建屋(使用済燃料ピット内燃料体等)へ放水する。

1. 使用済燃料ピットへのスプレイ

緊急時対策本部は、可搬型注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダにより淡水又は海水を中間受槽を経由して使用済燃料ピットへスプレイする。

使用済燃料ピットへスプレイする手順は、表-11「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」参照

2. 使用済燃料ピットへの放水

緊急時対策本部は、燃料取扱建屋の損壊等により燃料取扱建屋に近づけない場合は、移動式大容量ポンプ車及び放水砲により、燃料取扱建屋(使用済燃料ピット内燃料体等)へ海水を放水する。なお、海水を使用する際、取水箇所は取水ピットを優先し、取水ピットが使用できなければ取水口を使用する。

放水砲等を使用して、使用済燃料ピットへ放水する手順は、表-12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損時の原子炉格納容器及びアニュラス

部への放水

1. 原子炉格納容器及びアニュラス部への放水

緊急時対策本部は、炉心出口温度350℃以上、かつ、原子炉格納容器内高レンジエリアモニタB(高レンジ)が 1×10^5 mSv/h以上となり、原子炉格納容器へのスプレ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。

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(約147kℓ、2基)を管理する。

a. 手順着手の判断基準

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を運転した場合において、各発電機の燃料が規定油量以上あることを確認した上で運転開始後、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間^{※1}に達した場合

※1: 定格負荷運転時における各設備の燃料補給作業着手時間及び給油間隔は以下のとおり。

- (a) 取水用 水中ポンプ用発電機: 運転開始後約5.6時間後(その後約6.6時間ごとに補給)
- (b) 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: 運転開始後約5.6時間後(その後約6.6時間ごとに補給)

2. 作業ルート確保

構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ可搬型ホースを布設し、移送ルートを確保する。

3. 切替性

当初選択した水源から送水準備が完了後、引続き次の水源からの送水準備を開始し、最終的には宮山池、海水(取水ピット、取水口)から供給することで水の供給が中断することがなく、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。

淡水又は海水を復水タンクへ補給することにより、継続的な蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)を成立させるため、復水タンクの水量を約640m³以上に管理する。

淡水又は海水を燃料取替用水タンクへ補給することにより、継続的な炉心注入、格納容器スプレイ、代替炉心注入及び代替格納容器スプレイを成立させる

ため、燃料取替用水タンクの水量を約1,677m³以上に管理する。

4. 成立性

淡水及び海水取水時には、ストレーナ付きの取水用水中ポンプを、水面より低く着底しない位置に設置することで、漂流物を吸込むことなく水を供給する。

5. 作業性

復水タンクと燃料取替用水タンクの管理区域境界となるディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

操作手順

14. 電源の確保に関する手順等

① 方針目的

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源(交流)、代替電源(直流)、代替所内電気設備から給電を行うことを目的とする。

② 対応手段等

代替電源(交流)からの給電

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用高圧母線へ代替電源(交流)から給電し、電圧計により受電したことを確認する。

1. 大容量空冷式発電機による代替電源(交流)からの給電

当直課長は、大容量空冷式発電機から受電準備を行ったのち大容量空冷式発電機を起動し給電する。

(1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作及びディーゼル発電機の起動操作を実施しても、母線電圧等が確立しない場合

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、他号機のディーゼル発電機等の交流電源が非常用高圧母線の電圧にて健全であることを確認した場合、号炉間電力融通ケーブルを使用し給電する。

(1) 手順着手の判断基準

予備変圧器の故障等により予備変圧器2次側電路を使用した号炉間融通による代替電源(交流)からの給電が母線電圧等にて確認できない場合において、他号機のディーゼル発電機等の交流電源が非常用高圧母線の電圧等にて健全であることを確認した場合

3. 発電機車(中容量発電機車又は高圧発電機車)による代替電源(交流)からの給電

当直課長は、発電機車(中容量発電機車又は高圧発電機車)から受電準備を行ったのち、発電機車(中容量発電機車又は高圧発電機車)を起動し給電する。

(1) 手順着手の判断基準

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)からの給電が母線電圧等にて確認できない場合

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。

(1) 手順着手の判断基準

発電機車(中容量発電機車及び高圧発電機車)の故障等により代替電源からの給電が母線電圧等にて確認できない場合において、他号機の交流

電源が健全であることを非常用高圧母線の電圧等にて確認した場合

(配慮すべき事項)

1. 優先順位

代替電源の給電手順の優先順位は、大容量空冷式発電機、号炉間融通ケーブル、発電機車(中容量発電機車又は高圧発電機車)、予備ケーブル(号炉間電力融通用)の順で使用する。

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。

(1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、交流電源から非常用直流母線への給電が母線電圧等にて確認できない場合

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。

(1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に直流電源用発電機及び可搬型直流変換器の準備が完了するまでに、直流母線電圧が許容最低電圧値(108V)以上を維

持できない場合

3. 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)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。

(1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、代替電源(交流)設備による、代替電源(交流)からの給電が母線電圧等にて確認できない場合

代替所内電気設備による給電

1. 代替所内電気設備による給電(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。

(1) 手順着手の判断基準

所内電気設備の2系統が同時に機能喪失したことを、非常用高圧母線の電圧及び非常用直流母線の電圧等により確認した場合

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。

(1) 手順着手の判断基準

所内電気設備の2系統が同時に機能喪失したことを、非常用高圧母線の電圧及び非常用直流母線の電圧等により確認した場合

(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^{*1}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^{*1}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。

a. 手順着手の判断基準

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を運転した場合において、各発電機の燃料が規定油量以上あることを確認した上で運転開始後、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間^{*1}に達した場合

※1:定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間及び給油間隔は以下のとおり。

- (a) 大容量空冷式発電機(大容量空冷式発電機用燃料タンク):運転開始後約12時間(その後約8時間ごとに補給)
- (b) 発電機車(高圧発電機車):運転開始後直ちに(その後約0.8時間ごとに補給)
- (c) 発電機車(中容量発電機車):運転開始後約1.7時間(その後約2.7時間ごとに補給)
- (d) 直流電源用発電機:運転開始後約4.9時間(その後約5.9時間ごとに補給)
- (e) ディーゼル発電機(燃料油貯油そう):運転開始後約48時間(その後約7時間ごとに補給:14kℓタンクローリを使用した場合)

b. 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」、表-13「重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」及び表-18「緊急時対策所の居住性等に関する手順等(代替緊急時対策所)」に示す燃料(重油)も含め、燃料油貯油そう(約108kℓ、2基)、燃料油貯蔵タンク(約147kℓ、2基)、大容量空冷式発電機用燃料タンク(約20kℓ、1基)を管理する。

2. 負荷容量

大容量空冷式発電機の必要最大負荷は、想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる、「全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」である。上記の想定事故シーケンスにて使用する補機が機能喪失した場

合に、重大事故等対処設備による代替手段を用いた場合においても最大負荷以下となる。大容量空冷式発電機は必要最大負荷以上の電力を確保することで、原子炉を安定状態に収束するための電力を供給する。更に、大容量空冷式発電機の電源裕度及びプラント設備状況(被災状況、定期検査中等)に応じて、その他使用可能な負荷へ供給する。

号炉間融通は、ケーブルの送電容量を考慮した負荷の範囲内で供給する。

発電機車(中容量発電機車又は高圧発電機車)は、プラント監視機能等を維持するために必要な最低限度の負荷へ給電する。

3. 悪影響防止

号炉間電力融通ケーブルは、通常運転中は、遮断器及びケーブルにより他号炉とは隔離し、重大事故等時のみ接続する。

大容量空冷式発電機や発電機車(中容量発電機車又は高圧発電機車)、号炉間電力融通ケーブル又は予備ケーブル(号炉間電力融通用)を使用した号炉間融通により電源を給電する際、中央制御室で受電後の大型補機の自動起動を防止するため、大型補機の操作スイッチを「切引ロック」又は「切」にする。

受電後の蓄電池の充電による水素発生防止のため、外気取入れ手動ダンパの「開」及び、蓄電池室排気ファン(重大事故等対処用)の起動により、蓄電池室の換気を行う。

4. 成立性

所内直流電源設備から給電されている24時間以内に、発電機車(中容量発電機車又は高圧発電機車)、直流電源用発電機により、十分な余裕を持って可搬型代替電源(交流)を非常用直流母線に繋ぎ込み給電する。また、常設代替電源設備である大容量空冷式発電機についても24時間以内に十分な余裕をも

って給電する。

5. 作業性

操作対象遮断器に対して、暗闇でも視認性があるように識別表示を行う。

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。

(1) 手順着手の判断基準

主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを計測する計器の故障が疑われた場合

- a. 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。
- b. パラメータ選定にて選定した重要代替パラメータ(他チャンネル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。

- (a) 同一物理量で推定(温度、圧力、水位、流量、放射線量)
- (b) 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
- (c) 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
- (d) 除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定
- (e) 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
- (f) 圧力と温度を水の飽和状態の関係から推定
- (g) ほう素濃度と炉心の未臨界性から推定
- (h) 装置の動作特性により推定
- (i) その他あらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定

計器故障時、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測する。

重要代替パラメータ(他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器除く)の値により推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合、より直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を考慮するとともに、計測される値の確からしさを判断の上で、使用するパラメータの優先順位を定める。

2. 計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定

原子炉容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉容器内の温度と水位である。

当直課長は、原子炉容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、原子炉施設の状態を推定する。

(1) 原子炉容器内の温度

当直課長は、原子炉容器内の温度のパラメータである1次冷却材温度が計測範囲を超えた場合、可搬型計測器の接続を行い、検出器の抵抗を計測し、換算表を用いて温度へ変換する。多様性拡張設備である炉心出口温度が健全である場合は、炉心出口温度による計測を優先する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時に1次冷却材高温側温度(広域)又は1次冷却材低温側温度(広域)の値が、計器の計測範囲を超え確認できない場合

(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。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時に加圧器水位が低下し、計器の計測範囲を外れ確認できない場合

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）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。但し、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。

a. 手順着手の判断基準

直流電源が喪失した場合において、中央制御室でのパラメータ監視ができない場合

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。但し、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。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生したとき

(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。

更に、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）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

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、中央制御室遮蔽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。

a. 手順着手の判断基準

安全注入信号の発信による中央制御室換気空調系隔離信号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

(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。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調設備が事故時外気隔離モードにできない場合

2. 中央制御室の照明を確保する手順

当直課長は、全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明(SA)の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備による給電後、可搬型照明(SA)を可搬型照明用電源に接続し中央制御室の照明を引き続き確保する。

(1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合

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。

(1) 手順着手の判断基準

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

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。

a. 手順着手の判断基準

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

(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。

(1) 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合

放射性物質の濃度低減

1. アンユラス空気浄化設備の運転手順等

当直課長は、アンユ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

いた空気を放射性物質低減機能を有するアニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットを通して屋外へ排出し、放射性物質の濃度を低減する。

また、当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合においても、アニュラス空気浄化系の弁に窒素ボンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)から窒素を供給し系統構成を行い、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電した後、Bアニュラス空気浄化ファンを運転する。

(1) 交流動力電源及び直流電源が健全である場合

a. 手順着手の判断基準

安全注入信号が発信した場合。

(2) 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合。

(配慮すべき事項)

1. 優先順位

照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である蓄電池内蔵型照明を優先して使用し、蓄電池内蔵型照明が使用できない場合は、可搬型照明(SA)を使用する。

2. 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。

3. 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。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、モニタリングステーション又はモニタリングポストの故障等により、モニタリングステーション及びモニタリングポストのいずれかの放射線量の測定機能が喪失した場合

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。

(1) 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合

4. 放射性物質の濃度の代替測定

(1) 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定

緊急時対策本部は、重大事故等時の放射性物質の濃度(空気中)について、放射能測定装置(可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ)により監視し、及び

測定し、並びにその測定結果を記録する。

放射性物質の濃度(空気中)を測定する優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングカーを優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、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)を使用する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、モニタリングカーに搭載しているダスト・よう素サンプラ又はダスト、よう素測定装置の故障等により、モニタリングカーによる放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合

5. 放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

緊急時対策本部は、重大事故等時の発電所及びその周辺(周辺海域を含む。)における、放射性物質の濃度(空気中、水中、土壌中)及び放射線量について、放射能測定装置(可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ及びβ線サーベイメータ)及び電離箱サーベイメータにより監視し、及び測定し、並びにその測定結果を記録する。

周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。

(1) 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定

緊急時対策本部は、重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等の発生により、原子炉格納容器排気筒モニタ等の指示値を確認し、原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合

(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。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、廃棄物処理設備排水モニタの指示値等を確認し、原子炉施設から周辺海域への放水に放射性物質が含まれるおそれがある場合

(3) 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。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、原子炉格納容器排気筒モニタ等の指示値を確認し、原子炉施設から放射性物質が放出され、土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要となった場合(プルーム通過後)

(4) 海上モニタリング測定

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。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、原子炉格納容器排気筒モニタ等の指示値等を確認し、原子炉施設から周辺海域への放射性物質放出が確認される等により小型船舶による海上モニタリングが必要となった場合

6. バックグラウンド低減対策等

(1) モニタ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。

a. 重大事故等により放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタ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。

b. 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。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等により放射性物質の放出のおそれがあることを確認した場合

(2) 放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策

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蔽材で囲むこと等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。

(3) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

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を測定する優先順位は、多様性拡張設備である気象観測設備を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、可搬型気象観測装置を使用する。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、気象観測設備の故障等により、気象観測設備による
風向・風速・日射量・放射収支量・雨量の測定機能が喪失した場合

気象観測設備の測定機能喪失の確認は、中央制御室の補助盤の指示
値及び警報表示にて行う。

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。

給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタ
リングポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機からの給電を優先し、代替
交流電源設備による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わる。

その後、代替交流電源設備（大容量空冷式発電機）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。

(1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失した場合

操作手順

18. 緊急時対策所の居住性等に関する手順等(代替緊急時対策所)

① 方針目的

代替緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員が代替緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所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、代替緊急時対策所空気浄化装置による放射性物質の侵入低減、代替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代替緊急時対策所の居住性を確保する。

1. 代替緊急時対策所立上げの手順

緊急時対策本部は、代替緊急時対策所を使用し、緊急時対策本部を設置するための準備として、代替緊急時対策所を立上げる。

(1) 代替緊急時対策所空気浄化装置運転手順

緊急時対策本部は、代替緊急時対策所空気浄化ファンを接続、起動し、必要な換気を確保するとともに、代替緊急時対策所空気浄化フィルタを通気することにより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、代替緊急時対策所空気浄化ファンを起動する。

a. 手順着手の判断基準

代替緊急時対策所の立上げ時

(2) 代替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、代替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。

a. 手順着手の判断基準

代替緊急時対策所の立上げ時

(3) 代替緊急時対策所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、代替緊急時対策所の居住性確保の観点から、代替緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。

a. 手順着手の判断基準

代替緊急時対策所換気設備を運転している場合

2. 原子力災害対策特別措置法第10条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、代替緊急時対策所内へ代替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号機及び2号機原子炉格納容器と代替緊急時対策所の間位置に配備する可搬型エリアモニタは代替緊急時対策所内を加圧するための判断に用いる。

(1) 代替緊急時対策所エリアモニタ設置手順

a. 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合

(2) その他の手順項目にて考慮する手順

1号機及び2号機原子炉格納容器と代替緊急時対策所の間位置に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) 代替緊急時対策所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

能人数の範囲で代替緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

プルーム通過中においても、代替緊急時対策所にとどまる要員は、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) 代替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換気設備切替えのための要員配置を行う。

a. 手順着手の判断基準

プルーム放出のおそれがある場合

具体的には以下のいずれかに該当した場合

- (a) プルーム放出前の段階において、直接線、スカイシャイン線により、原子炉格納施設と代替緊急時対策所の間8方位に設置する可搬型エリアモニタのうち可搬型エリアモニタ(加圧判断用)の指示が0.1mSv/h以上となった場合
- (b) 中央制御室から炉心損傷が生じた旨の連絡、情報があった場合又は代替緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果、本部長が炉心損傷の可能性を踏まえ、プルーム放出に備える必要があると判断した場合
- (c) 炉心損傷前であって中央制御室から原子炉格納容器破損が生じた旨の連絡、情報があった場合又は代替緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果、本部長が原子炉格納容器破損の可能性を踏まえ、プル

ーム放出に備える必要があると判断した場合

(3) 代替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)及び代替緊急時対策所エリアモニタの指示値が上昇した場合、速やかに代替緊急時対策所換気設備を代替緊急時対策所空気浄化装置から代替緊急時対策所加圧設備側へ切替えるとともに、代替緊急時対策所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。

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかに該当した場合

- (a) 可搬型エリアモニタ(加圧判断用)の指示が30mSv/h以上となった場合
- (b) 代替緊急時対策所エリアモニタの指示が0.5mSv/h以上となった場合

(4) 代替緊急時対策所空気浄化装置への切替手順

緊急時対策本部は、可搬型エリアモニタ(加圧判断用)及び代替緊急時対策所エリアモニタの指示が低下し、代替緊急時対策所周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、代替緊急時対策所換気設備を代替緊急時対策所加圧設備から代替緊急時対策所空気浄化装置側へ切替える。

a. 手順着手の判断基準

可搬型エリアモニタ(加圧判断用)及び代替緊急時対策所エリアモニタにて空気吸収線量率等を継続的に監視し、その指示値がプルーム接近時の指示値に比べ急激に低下した場合

必要な指示及び通信連絡

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、代替緊急時対策所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、代替緊急時対策所に配備し、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、代替緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。
4. 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により代替緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。

(1) 代替緊急時対策所情報収集設備によるプラントパラメータ等の監視手順

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合、代替緊急時対策所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。

a. 手順着手の判断基準

代替緊急時対策所の立上げ時

(2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備について

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、代替緊急時対策所に配備する。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、代替緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の使用法等、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

代替緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う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、代替緊急時対策所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、代替緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ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、代替緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。

a. 手順着手の判断基準

可搬型エリアモニタにて空気吸収線量率等を監視し、プルームの通過及び屋外作業可能なレベルまで低下した場合

(3) 代替緊急時対策所空気浄化装置の切替手順

緊急時対策本部は、代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線量が上昇する等、切替えが必要となった場合、代替緊急時対策所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。

a. 手順着手の判断基準

フィルタユニットの線量上昇等により運転中の代替緊急時対策所空気浄化装置の切替えが必要となった場合

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、代替緊急時対策所内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。

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、代替電源として代替緊急時対策所用発電機により代替緊急時対策所へ給電する。

なお、代替緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備のうち原子炉補助建屋に設置されている機器への給電については、大容量空冷式発電機により実施する。

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. 代替緊急時対策所用発電機による給電

緊急時対策本部は、全交流動力電源喪失時、代替電源（交流）である代替緊急時対策所用発電機から給電する。

- (1) 代替緊急時対策所用発電機は、代替緊急時対策所の立上げ時に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代替緊急時対策所へ給電を開始する。
- (2) 代替緊急時対策所用発電機は、給油等が必要な場合、切替えを行う。
- (3) 代替緊急時対策所用発電機には固体廃棄物貯蔵庫近傍に設置している燃料油貯蔵タンクより給油する。

a. 代替緊急時対策所用発電機準備手順

緊急時対策本部は、代替緊急時対策所立上げ時のケーブル接続を行う。

(a) 手順着手の判断基準

代替緊急時対策所の立上げ時

b. 代替緊急時対策所用発電機起動手順

緊急時対策本部は、全交流動力電源喪失時における代替緊急時対策所用発電機の起動手順を行う。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、早期の電源回復が不能の場合

c. 代替緊急時対策所用発電機の切替及び燃料給油手順

(a) 代替緊急時対策所用発電機の切替手順

緊急時対策本部は、燃料給油等が必要な場合、代替緊急時対策所用発電機の切替えを行う。

イ 手順着手の判断基準

燃料給油等のため運転中の代替緊急時対策所用発電機の停止が必要となった場合

d. 代替緊急時対策所用発電機燃料タンクへの燃料給油手順

緊急時対策本部は、代替緊急時対策所用発電機を運転し燃料補給が必要となった場合、燃料油貯蔵タンクからタンクローリへ給油し、代替緊急時対策所用発電機燃料タンクへ補給を行う。

(a) 手順着手の判断基準

代替緊急時対策所用発電機を運転した場合において、各発電機の燃料が規定油量以上あることを確認した上で運転開始後、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間に達した場合

(4) 代替緊急時対策所用発電機の待機運転手順

緊急時対策本部は、プルーム放出のおそれがある場合、待機側の代替緊急時対策所用発電機を起動して無負荷運転で待機させる。プルーム通過中に発電機の切替えが必要になった場合には、速やかに待機側の代替緊急時対策所用発電機からの給電に切替える。

a. 手順着手の判断基準

プルーム放出のおそれがある場合

(配慮すべき事項)

1. 放射線管理

(1) チェンジングエリア内では現場作業を行う緊急時対策本部要員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。

(2) 現場作業を行う緊急時対策本部要員等が屋外で身体サーベイを待つ場合、周辺からの放射線影響を低減するため、遮蔽効果のある待機所内で待機する。

2. 燃料補給

代替緊急時対策所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。その後の補給は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。

重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料(重油)の備蓄量については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照

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、代替緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備、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、代替緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送して、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。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、通信設備(発電所内)及びデータ伝送設備(発電所内)により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所

と通信連絡又は通話通信確認を行う場合

(配慮すべき事項)

1. 優先順位

通信連絡を行う場合は、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置(固定型、モニタリングカー)の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備、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。

2. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

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代替緊急時対策所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。

(1) 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信設備(発電所内)により、発電所内の必要な場所で共有する場合

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、代替緊急時対策所と本店、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。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、通信設備(発電所外)及びデータ伝送設備(発電所外)により、発電所外(社内外)の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡又は通話通信確認を行う場合

(配慮すべき事項)

1. 優先順位

通信連絡を行う場合は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等)並びに多様性拡張設備である加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム(社内)及び無線連絡設備の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。

2. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外(社内外)の必要な場所で共有する手順等

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、代替緊急時対策所と本店、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。

(1) 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信設備(発電所外)により、発電所外(社内外)の必要な場所で共有する場合

3. 代替電源設備からの給電

当直課長は、全交流動力電源喪失時、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(代替緊急時対策所)」参照

表-20 重大事故等対策における操作の成立性

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	保守対応要員	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	保守対応要員	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)	保守対応要員	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)	保守対応要員	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	保守対応要員	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)*	保守対応要員	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)*	保守対応要員	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	保守対応要員	22	10時間	
	運転員等 (中央制御室、現場)	3		

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*	10 4 (中央制御室、現場)	10 4	14時間10分
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*	2	6	38分
		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	6	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	6	6	1時間20分
移動式大容量ポンプ車への燃料補給*	6	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*	2	3	1時間10分
		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*	10	4	14時間10分
8	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ*	2	6	38分
		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)*	4	3	1時間20分
		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)*	4	3	1時間35分
		3		

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*	1 2 2 1 3 1	2 1	1時間10分
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*	1 2 2 1 3 1	10	5時間20分
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ	1 2 2 1 3 1	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*	1 2 2 1 3 1	4 2	1時間50分
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	1 2 2 1 3 1	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)	1 2 2 1 3 1	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)	1 2 2 1 3 1	28 32	16時間
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる大気への拡散抑制	No.11にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車、放水砲による航空機燃料火災への泡消火	1 2 2 1 3 1	17	4時間
13	宮山池から中間受槽への供給*	1 2 2 1 3 1	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*	1 2 2 1 3 1	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*	1 2 2 1 3 1	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*	1 2 2 1 3 1	2 1	40分
	A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環運転	No.4にて整備する。		
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	No.11にて整備する。		
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ	No.11にて整備する。		

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及び安全防護系用)の受電操作)*	保修対応要員	2	52分
		運転員等 (中央制御室、現場)	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*	運転員等 (中央制御室、現場)	2	25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	

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※	保守対応要員	1	20分
16	中央制御室換気空調設備の運転手順等※	保守対応要員	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	安全管理班	4	3時間
18	代替緊急時対策所空気浄化装置運転	緊急時対策本部要 員(総括班他)	1	20分
	代替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)	1	20分
	代替緊急時対策所用発電機起動準備	緊急時対策本部要 員(総括班他)	1	20分
	代替緊急時対策所用発電機起動	緊急時対策本部要 員(総括班他)	1	10分
	代替緊急時対策所用発電機燃料補給	緊急時対策本部要 員(総括班他)	6	1時間20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) 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を含む計画を策定し、所長の承認を得る。

また、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、計画に基づき、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備を実施する。

(2) 防災課長、技術課長、安全管理課長、保修課長、発電課長は、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2.2に示す手順を整備し、2.1(1)の要員にこの手順を遵守させる。

(3) 原子力管理部長は、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重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生するおそれがある場合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、「1.16.5(20) 原子力防災組織」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、発電所に緊急時対策本部の体制を整える。

また、休日、時間外(夜間)においても発電所内又は発電所近傍に「1.1.(1)体制の整備」で確保する要員52名及び「添付1.16-1 1.2(3)b. 初期消火活動要員」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。

更に、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。

a. 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。

(a) 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故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、建物の損壊等により対応要員が被災するような状況においても、構内に勤務している他の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。

- (b) プルーム放出時、最低限必要な対応要員は代替緊急時対策所にとどまり、プルーム通過後、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。
- (c) 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。

b. 対応拠点

本部長を含む対応要員等が対応を行うに当たっての拠点は、代替緊急時対策所を基本とする。

代替緊急時対策所以外の代替可能なスペースも状況に応じて活用する。

c. 支援体制の確立

(a) 本店対策本部体制の確立

社長は、原子炉施設において大規模損壊が発生した場合の支援を実施するため、本店緊急時対策本部を設置する。

また、原子力災害と災害(原子力災害を除く。)の複合災害発生時においては、原子力災害対策組織と非常災害(一般災害)対策組織を統合し、対策総本部(統合本部)を設置する。

社長は、総本部長として全社対策組織を指揮し、原子力災害対策組織については、原子力発電本部長が副総本部長、非常災害(一般災害)対策組織については、副社長が副総本部長となり、それぞれの対策組織の責

任者として指揮する。

(b) 外部支援体制の確立

防災課長及び原子力管理部長は、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、「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。

更に、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。

a. 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。)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。

(a) 防災課長は、専属消防隊に対する以下の操作の教育訓練が、年1回以上実施されていることを確認する。

イ 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

ロ 消防自動車から使用済燃料ピットへスプレイするための接続訓練

(b) 原子力訓練センター所長は、緊急時対策本部の指揮者等を対象に、大規模損壊発生時に通常の指揮命令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。

b. 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。

(a) 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と専属消防隊との連携を含めた実効性等を確認するため、a.(a)イ又はロのいずれかの操作を踏まえた総合的な訓練について、任意の指揮者等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。

(3) 設備及び資機材の配備

- a. 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、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故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、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。

- (a) 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保管する。
- (b) 可搬型重大事故等対処設備は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより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。
- (c) 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。

b. 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

防災課長及び保修課長は、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。

- (a) 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。
- (b) 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。
- (c) 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。
- (d) 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。
- (e) 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具、線量計、食料等の資機材を確保する。
- (f) 大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡

に必要な通信手段を確保するため、多様な通信手段を複数整備する。

また、通常の通信手段が使用不能な場合を想定した通信連絡手段として、携帯型有線通話装置、無線通話装置(携帯型)、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備するとともに、消火活動専用の通信連絡設備として無線通話装置(携帯型)を配備する。

2.2 手順書の整備

防災課長、技術課長、安全管理課長、保修課長、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、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。
 - a. 重大事故又は大規模損壊等が発生する可能性
 - b. 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
 - c. 発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低いため抽出していない外部事象に対する緩和措置
- (2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、大規模損壊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) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮

防災課長、技術課長、安全管理課長、保修課長、発電課長は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応手順書を整備するに当たっては、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。

防災課長、技術課長、安全管理課長、保修課長、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に、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。

(5) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

防災課長、技術課長、安全管理課長、保修課長、発電課長は、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、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柔軟性を有するものとして、重大事故等対策において整備する手順等に対して更なる多様性を持たせたものとする。

また、原子炉施設の損壊状況等の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる対応要員及び使用可能な設備により、原子炉格納容器の破損緩和又は放射性物質の放出低減等のために効果的な対応操作を速やかに、かつ、臨機応変に選択及び実行するため、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。

a. 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。

(a) 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について、緊急地震速報、大津波警報等又は衝撃音、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】

イ 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

(イ) 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。）

(ロ) 使用済燃料ピットが損傷し漏えいが発生

(ハ) 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

(ニ) 大型航空機の衝突による大規模な火災が発生

ロ 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

ハ 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

(b) 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。

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。

中央制御室又は代替緊急時対策所での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、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。

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。

b. 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、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。

更に、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。

(a) 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。

(b) 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。

c. 大規模損壊発生時に活動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、発電課長は、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、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、事象進展の抑制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。

(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

イ 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(1)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。

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

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(b)から(f)、(m)及び(n)に該当する手順等を含むものとして定める。

炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位

(イ) 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優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は1次系のフィードアンドブリードを行う。

(ロ) 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を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により炉心を冷却する。また、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。

(ハ) 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。

(ニ) 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、原子炉格納容器内自然対流冷却には移動式大容量ポンプ車を使用するための準備に時間がかかることから、使用開始するまでの間に原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

ハ 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(c)から(j)、(m)及び(n)に該当する手順等を含むものとして定める。

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位

(イ) 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優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は1次系のフィードアンドブリードを行う。また、1次冷却系を減圧する手段により、高圧溶融物放出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。

(ロ) 炉心が溶融し溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合は、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器に注水し、原子炉容器

内の残存デブリを冷却する。

- (ハ) 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。
- (ニ) 原子炉格納容器内の冷却又は破損を緩和するため、原子炉格納容器内自然対流冷却、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。
- (ホ) 熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の抑制及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止するため、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により、熔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、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、多様な炉心注入手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により炉心を冷却する。
- (ヘ) 更に、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。

ニ 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(k)及び(m)に該当する手順等を含むものとして定める。

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、外観より燃料取扱建屋が健全であること、周辺の線量率が正常であることが確認できた場合、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による補給を優先して実施し、常設設備による補給ができない場合は、可搬型設備による補給、内部からのスプレイ等を実施する。また、使用済燃料ピットの近傍に立ち入ることができない場合は、外部からのスプレイを実施し、燃料取扱建屋の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する対策を実施する。

ホ 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(k)及び(l)に該当する手順等を含むものとして定める。

放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手順の優先順位は、原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合、

格納容器スプレイが実施可能であれば、早期に準備が可能な常設設備によるスプレイを優先して実施し、常設設備によるスプレイができない場合は可搬型設備によるスプレイを実施する。格納容器スプレイが使用不能な場合又は放水砲による放水が必要と判断した場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

使用済燃料ピット内燃料体の著しい損傷に至った場合は、外部からのスプレイにより放射性物質の放出低減を実施し、燃料取扱建屋の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

(b) 「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、すべ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。

イ 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

ロ 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、原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作

ハ 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) 「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、すべ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。

イ 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、原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作

ロ 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

ハ 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

(d) 「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。

イ 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

(e) 「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。

(f) 「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。

イ 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

(g) 「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。

イ 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

(h) 「8. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

防災課長、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溶融炉心を冷却するための手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。

イ 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

(i) 「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。

(j) 「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。

(k) 「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。

イ 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

ロ 使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの補給による水位維持が不可能又は不明と判断した場合で燃料取扱建屋の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合は、消防自動車及び使用済燃料ピットスプレイヘッダの運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットへの外部スプレイを行う手順

(l) 「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。

イ 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

(m) 「13. 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」

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となる水の供給手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。

イ 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

(n) 「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。

(6) 防災課長、技術課長、安全管理課長、保修課長、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、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) 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、2.1及び2.2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。

第1.16-1表 停止余裕で定める運転上の制限(モード2(未臨界状態)、3、4及び5)

項目	運転上の制限
停止余裕	(1) モード2(未臨界状態)、3及び4において、1.8% $\Delta k/k$ 以上であること (2) モード5において、1.0% $\Delta k/k$ 以上であること

第1.16-2表 停止余裕が第1.16-1表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の措置

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

第1.16-3表 臨界ボロン濃度の測定値と予測値の差で定める運転上の制限(モード1及び2)

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

第1.16-4表 臨界ボロン濃度の測定値と予測値の差が第1.16-3表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の措置

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

第1.16-5表 減速材温度係数で定める運転上の制限(モード1、2及び3)

項目	運転上の制限
減速材温度係数	(1) モード1及び2(臨界状態)において、負であること (2) モード1、2及び3において、 $-78 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 以上であること

第1.16-6表 減速材温度係数が第1.16-5表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の措置

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

第1.16-7表 制御棒動作機能で定める運転上の制限(モード1及び2(臨界状態))

項 目	運転上の制限
制御棒動作機能 ^{※1}	(1) すべての制御棒が挿入不能 ^{※2} でないこと (2) すべての制御棒が不整合 ^{※3} でないこと

※1:制御棒動作機能のうち制御棒クラスは、重大事故等対処設備を兼ねる。

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

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

第1.16-8表 制御棒動作機能が第1.16-7表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の措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. 制御棒1本以上が挿入不能である場合	A.1.1 当直課長は、停止余裕が1.8% $\Delta k/k$ 以上であることを確認する。	1時間
	又は A.1.2 当直課長は、停止余裕が1.8% $\Delta k/k$ 以上になるように、ほう酸による濃縮操作を開始する。	1時間
	及び A.2 当直課長は、モード3にする。	12時間
B. 制御棒1本が不整合である場合	B.1 当直課長は、制御棒の不整合を復旧する。	1時間
	又は B.2.1.1 当直課長は、停止余裕が1.8% $\Delta k/k$ 以上であることを確認する。	1時間
	又は B.2.1.2 当直課長は、停止余裕が1.8% $\Delta k/k$ 以上になるように、ほう酸による濃縮操作を開始する。	1時間
	及び B.2.2 当直課長は、原子炉熱出力を75%以下に下げる。	2時間
	及び B.2.3 当直課長は、停止余裕が1.8% $\Delta k/k$ 以上であることを確認する。	24時間 その後の1日に1回
及び B.2.4 技術課長は、モード1において $F_{\Delta H}^N$ 及び $F_Q(Z)$ が運転上の制限を満足していることを確認し、その結果を当直課長に通知する。	72時間	
及び B.2.5 技術課長は、本条件で安全解析の再評価を行い、その結果が運転期間を通じて有効であることを確認し、その結果を当直課長に通知する。	5日	
C. 条件Bの措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 当直課長は、モード3にする。	12時間
D. 2本以上の制御棒が不整合である場合	D.1.1 当直課長は、停止余裕が1.8% $\Delta k/k$ 以上であることを確認する。	1時間
	又は D.1.2 当直課長は、停止余裕が1.8% $\Delta k/k$ 以上になるように、ほう酸による濃縮操作を開始する。	1時間
	及び D.2 当直課長は、モード3にする。	12時間

第1.16-9表 制御棒の挿入限界で定める運転上の制限(モード1及び2)

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

第1.16-10表 制御棒の挿入限界が第1.16-9表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の措置

条件	要求される措置	完了時間
A. 停止グループバンク又は制御グループバンクが挿入限界を下回っている場合	A.1.1 当直課長は、停止余裕が1.8% $\Delta k/k$ 以上であることを確認する。	1時間
	又は A.1.2 当直課長は、停止余裕が1.8% $\Delta k/k$ 以上になるように、ほう酸による濃縮操作を開始する。	1時間
	及び A.2 当直課長は、停止グループバンク及び制御グループバンクを挿入限界以上に復旧する。	2時間
B. 制御グループバンクがオーバーラップを満足していない場合	B.1.1 当直課長は、停止余裕が1.8% $\Delta k/k$ 以上であることを確認する。	1時間
	又は B.1.2 当直課長は、停止余裕が1.8% $\Delta k/k$ 以上になるように、ほう酸による濃縮操作を開始する。	1時間
	及び B.2 当直課長は、制御グループバンクのオーバーラップを正常な状態に復旧する。	2時間
C. 条件A又はBの措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 当直課長は、モード3にする。	12時間

第1.16-11表 制御棒位置指示で定める運転上の制限

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

※1:制御棒位置指示装置及びステップカウンタが動作可能であることとは、制御棒位置指示装置の表示器又はプラント計算機により制御棒の位置が確認できること、及びステップカウンタの表示器又はプラント計算機により制御棒の位置が確認できることをいう。但し、以下の場合には、制御棒位置指示装置及びステップカウンタが動作不能とはみなさない。

イ 電源故障時における予備電源への切替操作及び予備電源からの復旧操作に伴う一時的な表示機能の喪失

ロ 制御棒位置指示装置の表示部取替作業に伴う一時的な表示機能の喪失

第1.16-12表 制御棒位置指示が第1.16-11表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の措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. 制御棒位置指示装置が動作不能である場合	A.1 技術課長は、制御棒位置指示装置の動作不能により位置表示がされなくなった制御棒の位置を、炉内核計装を用いて確認し、その結果を当直課長に通知する。	8時間 その後の8時間に1回 但し、制御棒の移動がない場合は、1日に1回
	又は A.2 当直課長は、原子炉熱出力を50%以下に下げる。	8時間
B. 制御棒位置指示装置が動作不能である場合において、その制御棒が最終確認位置から一方向に24ステップを超える移動がある場合	B.1 技術課長は、制御棒位置指示装置の動作不能により位置表示がされなくなった制御棒の位置を、炉内核計装を用いて確認し、その結果を当直課長に通知する。	4時間
	又は B.2 当直課長は、原子炉熱出力を50%以下に下げる。	8時間
C. ステップカウンタが動作不能である場合	C.1.1 当直課長は、当該バンクにおける制御棒位置指示装置のすべてが、動作可能であることを確認する。	8時間 その後の8時間に1回
	及び C.1.2 当直課長は、当該バンクにおける各制御棒位置の差が12ステップ以下であることを確認する。	8時間 その後の8時間に1回
	又は C.2 当直課長は、原子炉熱出力を50%以下に下げる。	8時間
D. 条件A、B又はCの措置を完了時間内に達成できない場合 又は 1つの制御棒に対して制御棒位置指示装置及びステップカウンタの両方が動作不能である場合	D.1 当直課長は、モード3にする。	12時間

第1.16-13表 原子炉熱出力で定める運転上の制限(モード1での炉物理検査時)

項 目	運転上の制限
原子炉熱出力	85%以下であること

第1.16-14表 原子炉熱出力が第1.16-13表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の措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉熱出力が運転上の制限を満足していない場合	A.1 当直課長は、運転上の制限を満足するように、原子炉熱出力を下げる。	1時間
	又は A.2 1.16.4(13) (軸方向中性子束出力偏差) 及び1.16.4(14) (1/4炉心出力偏差)の適用を開始する。	1時間

第1.16-15表 停止余裕で定める運転上の制限(モード2での炉物理検査時)

項 目	運転上の制限
停止余裕	1.8% $\Delta k/k$ 以上であること

第1.16-16表 停止余裕が第1.16-15表で定める運転上の制限を満足していないとの通知を受けた場合、又はモード1の状態であると判断した場合の措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. 停止余裕が運転上の制限を満足していない場合	A.1 当直課長は、停止余裕が運転上の制限を満足するように、ほう酸による濃縮操作を開始する。	速やかに
	及び A.2 1.16.4(3) (減速材温度係数)、1.16.4(4) (制御棒動作機能)及び1.16.4(5) (制御棒の挿入限界)の適用を開始する。	1時間
B. モード1の状態である場合	B.1 当直課長は、原子炉トリップ遮断器を開く。	速やかに

第1.16-17表 化学体積制御系で定める運転上の制限(モード1及び2)

項 目	運転上の制限
化学体積制御系 ^{※1}	(1) ほう酸濃縮に必要な系統のうち、1系統以上が動作可能であること (2) ほう酸タンクのほう素濃度、ほう酸水量及びほう酸水温度が第1.16-18表で定める制限値内にあること

※1: 充てん/高圧注入ポンプ、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク及び急速ほう酸補給弁は重大事故等対処設備を兼ねる。

第1.16-18表 ほう酸タンクのほう素濃度、ほう酸水量及びほう酸水温度を確認する頻度(モード1及び2)

項 目	制 限 値	確認頻度
ほう 素 濃 度	21,000ppm以上	1か月に1回
ほう 酸 水 量 ^{※1} (有 効 水 量)	19.3m ³ 以上	1週間に1回
ほう 酸 水 温 度	65℃以上	

※1: 全ほう酸タンクの合計水量をいう。