

の圧力が低下しないと使用できないが、補助給水ポンプの代替手段として長期的な事故収束のための蒸気発生器への注水手段として有効である。

- ・ タービンバイパス弁

耐震性がないものの常用母線及び復水器真空度が健全であれば、主蒸気大気放出弁の代替手段として有効である。

- ・ 送水車

可搬型ホースの接続作業等に時間を要するが、長期的な事故収束のための蒸気発生器への注水手段として有効である。

(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備

i. 対応手段

余熱除去設備である余熱除去ポンプの補機冷却水喪失等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、代替炉心注水、代替再循環運転、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却及び蒸気発生器 2 次側のフイードアンドブリードにより原子炉を冷却する手段がある。

代替炉心注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 燃料取替用水タンク（重力注水）
- ・ アキュムレータ
- ・ 恒設代替低圧注水ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電装置
- ・ C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 燃料油貯油そう
- ・ 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ
- ・ タンクローリー
- ・ C、D 内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S 連絡ライン使用）

- ・ ディーゼル消火ポンプ
- ・ 1, 2号機淡水タンク
- ・ 可搬式代替低圧注水ポンプ
- ・ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）
- ・ 仮設組立式水槽
- ・ 送水車
- ・ A余熱除去ポンプ（空調用冷水）
- ・ 電動消火ポンプ

代替再循環運転で使用する設備は以下のとおり。

- ・ B余熱除去ポンプ（海水冷却）
- ・ B充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）
- ・ 大容量ポンプ
- ・ 格納容器サンプB
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ 空冷式非常用発電装置
- ・ 燃料油貯油そう
- ・ 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ
- ・ タンクローリー
- ・ A余熱除去ポンプ（空調用冷水）

蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電装置
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 復水タンク
- ・ 蒸気発生器
- ・ 燃料油貯油そう
- ・ 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ

- ・ タンクローリー
- ・ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）
- ・ 蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動）

蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）

蒸気発生器２次側フィードアンドブリードで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 送水車

ii. 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、代替炉心注水、代替再循環運転及び蒸気発生器２次側による炉心冷却で使用する設備のうち、アキュムレータ、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置、C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、燃料取替用水タンク、復水タンク、燃料油貯油そう、空冷式非常用発電装置用給油ポンプ、タンクローリー、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、仮設組立式水槽、送水車、B 余熱除去ポンプ（海水冷却）、B 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）、大容量ポンプ、格納容器サンプ B、格納容器再循環サンプスクリーン、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び主蒸気大気放出弁（現場手動操作）は、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は審査基準及び基準規則で要求される設備をすべて網羅している。

以上の重大事故等対処設備により、余熱除去ポンプの補機冷却水喪失等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、原子炉を冷却できる。また、以下の設備はそれぞれに示す理由から多様性

拡張設備と位置づける。

- ・ 燃料取替用水タンク（重力注水）

プラント状況により燃料取替用水タンクの水頭圧が1次冷却材圧力を下回り、原子炉へ注水できない可能性があるが、比較的早く準備ができるため、炉心注水の代替手段として有効である。

- ・ C、D内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S 連絡ライン使用）、燃料取替用水タンク

自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却系が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却系に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使うことができず、また、重大事故等対処設備である恒設代替低圧注水ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してから準備となるため系統構成に時間を要するが、流量が大きく炉心注水の代替手段として有効である。

- ・ 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、1，2号機淡水タンク

消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ炉心注水の代替手段として有効である。

- ・ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）、蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動）、復水タンク

ポンプ吐出圧力が約3.0MPa〔gage〕であるため、1次冷却材圧力及び1次冷却材温度が低下し、蒸気発生器2次側の圧力が低下しないと使用できないが、補助給水ポンプの代替手段として長期的な事故収束のための蒸気発生器への注水手段として有効である。

- ・ 送水車

可搬型ホースの接続作業等に時間を要するが、長期的な事故収束のための蒸気発生器への注水手段として有効である。

- ・ A余熱除去ポンプ（空調用冷水）、燃料取替用水タンク、格納容器サンプB、格納容器再循環サンプスクリーン

冷却水の供給設備である空調用冷凍機は耐震性がないものの、空調用冷水系が健全であれば原子炉補機冷却水の代替手段として有効である。

d. 手順等

上記のa.、b.及びc.により選定した対応手段に係る手順及び復旧に必要な手順を整備する。また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備を整備する（第1.4.7表、第1.4.8表）。

これらの手順は、発電所対策本部長^{※6}、当直課長、運転員等^{※7}及び緊急安全対策要員^{※8}の対応として恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順等に定める（第1.4.1表～第1.4.6表）。

※6 発電所対策本部長：重大事故等発生時における発電所原子力防災管理者及び代行者をいう。

※7 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち当直課長の指示に基づき運転対応を実施する要員をいう。

※8 緊急安全対策要員：重大事故等対策要員のうち発電所対策本部長の指示に基づき対応する運転員等以外の要員をいう。

1.4.2 重大事故等時の手順等

1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合

(1) フロントライン系機能喪失時の手順等

a. 代替炉心注水

- (a) C、D内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水

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水する機能が喪失した場合、C、D内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

1次冷却材喪失事象が発生後、1系列以上の非常用炉心冷却設備による原子炉への注水を低温側安全注入流量及び余熱除去クローラ出口流量等により確認できない場合又は炉心出口温度が350℃以上となった場合、かつ原子炉へ注水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。

ii. 操作手順

C、D内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水手順の概要は以下のとおり。また、概略系統を第1.4.5図に、タイムチャートを第1.4.6図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等にC、D内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による原子炉への注水準備と系統構成を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室でC又はD内部スプレポンプが起動していることを確認するとともに、中央制御室及び現場でC、D内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）注水の系統構成を実施する。

- ③ 当直課長は、C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による原子炉への注水が可能となれば、運転員等に注水開始を指示する。
- ④ 運転員等は、中央制御室で他の系統と連絡する弁の閉を確認した後に、RHRS-CSS連絡ラインの電動弁を開操作する。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室でB余熱除去クーラ出口流量等により原子炉への注水が開始されたことを確認する。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室で炉心出口温度の低下等により、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑦ 運転員等は、中央制御室で原子炉水位等により1次冷却系の保有水量が回復していることを確認する。

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて1ユニット当たり運転員等1名、現場にて1ユニット当たり運転員等1名により作業を実施し、所要時間は約15分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

静的機器の単一故障であるB余熱除去ポンプ出口逆止弁～低温側注入配管の間において配管が損傷した場合は、C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水はできない。これと同時に、A余熱除去ポンプ、A充てん／高圧注入ポンプ、B充てん／高圧注入ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプの4つの動的機器の多重故障の組合せを想定した場合は、原子炉への注水機能が喪失するが、このシーケンスは稀な場合であって、万一の場合は格納容器破損防止策にて対応する。その他の代替炉心注水についても同様。

(b) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

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水する機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する手順を整備する。

恒設代替低圧注水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。

炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う手順を整備する。

炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う手順を整備する。

なお、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施している場合に、炉心損傷と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替える。

i. 手順着手の判断基準

C、D内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水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。

ii. 操作手順

恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.7 図に、タイムチャートを第 1.4.8 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水準備作業と系統構成を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室で空冷式非常用発電装置が起動していることを確認する。起動していない場合は、中央制御室より起動する。
- ③ 運転員等は、中央制御室で B 余熱除去クーラ出口流量等により、C、D 内部スプレポンプ（R H R S－C S S 連絡ライン使用）による原子炉への注水ができていないことを確認し、系統構成を実施する。
- ④ 当直課長は、運転員等に原子炉への注水が可能となれば、注水開始を指示する。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室で恒設代替低圧注水ポンプを起動し、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算等により、恒設代替低圧注水ポンプの運転状態に異常がないことを確認し、加圧器水位が可視範囲となるまでは最大流量で注水する。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室で炉心出口温度等を監視し、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑦ 運転員等は、中央制御室で原子炉水位等により 1 次冷却系の保有水量が回復していることを確認し、加圧器水位が監視可能な範囲を維持するため、現場で恒設代替低圧注水ポンプ出口ラインに設置された手動弁を操作して注水流量を調整する。

【恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替える場合の手順】

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを確認し、運転員等に恒

設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行うことを指示する。

- ② 運転員等は、中央制御室で恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替える。
- ③ 運転員等は、中央制御室で恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算等により、恒設代替低圧注水ポンプの運転状態に異常がないことを確認し、加圧器水位が可視範囲となるまでは最大流量で注水する。
- ④ 運転員等は、中央制御室で炉心出口温度等を監視し、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室で原子炉水位等により 1 次冷却系の保有水量が回復していることを確認し、加圧器水位が監視可能な範囲を維持するため、現場で恒設代替低圧注水ポンプ出口ラインに設置された手動弁を操作して注水流量を調整する。

【恒設代替低圧注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから原子炉へ切り替える場合の手順】

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき恒設代替低圧注水ポンプによる燃料取替用水タンクへの補給を確認し、運転員等に恒設代替低圧注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行うことを指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室で恒設代替低圧注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから原子炉へ切り替える。
- ③ 運転員等は、中央制御室で恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算等により、恒設代替低圧注水ポンプの運転状態に異常がないことを確認し、加圧器水位が可視範囲となるまでは最大流量で注水する。
- ④ 運転員等は、中央制御室で炉心出口温度等を監視し、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室で原子炉水位等により 1 次冷却系の

保有水量が回復していることを確認し、加圧器水位が監視可能な範囲を維持するため、現場で恒設代替低圧注水ポンプ出口ラインに設置された手動弁を操作して注水流量を調整する。

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて 1 ユニット当たり運転員等 1 名、現場にて 1 ユニット当たり運転員等 1 名により作業を実施し、所要時間は約 25 分と想定する。

R H R S - C S S 連絡ラインの電動弁は、電源が回復しない場合においては現場にて手動で操作する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(c) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水

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水する機能が喪失した場合、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプ（以下「消火ポンプ」という。）により 1，2 号機淡水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。

i. 手順着手の判断基準

恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水が余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な 1，2 号機淡水タンク水位が確保されており、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく、消火用として消火ポンプの必要がない場合。

ii. 操作手順

消火ポンプによる代替炉心注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.9 図に、タイムチャートを第 1.4.10 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に消火ポンプによる原子炉への注水準備と系統構成を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室及び現場で消火ポンプ起動のための駆動源や水源が確保されていることを確認して系統構成を実施する。
- ③ 当直課長は、消火ポンプによる原子炉への注水が可能となれば、運転員等に注水開始を指示する。
- ④ 運転員等は、中央制御室で他の系統と連絡する弁の閉を確認した後、消火ポンプを起動し、消火水ライン弁を開操作する。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室で消火水注入流量積算等により原子炉への注水が開始されたことを確認する。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室で炉心出口温度等の指示の低下又は炉外核計装装置による原子炉出力の監視等により、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑦ 運転員等は、中央制御室で原子炉水位等により 1 次冷却系の保有水量が回復していることを確認する。

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて 1 ユニット当たり運転員等 1 名、現場にて 1 ユニット当たり運転員等 1 名により作業を実施し、所要時間は約 39 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(d) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

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水する機能が喪失した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水が余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合。

ii. 操作手順

可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水手順の概要は以下のとおり。

概略系統を第 1.4.11 図に、タイムチャートを第 1.4.12 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき発電所対策本部長に可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水の準備作業と系統構成を指示する。
- ② 発電所対策本部長は、緊急安全対策要員に可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水の準備作業と系統構成を指示する。
- ③ 緊急安全対策要員は、現場で送水車、可搬型ホース等を所定の位置に配置する。
- ④ 緊急安全対策要員は、現場で仮設組立式水槽配置位置まで送水車、可搬型ホース等を敷設、接続する。
- ⑤ 緊急安全対策要員は、現場で可搬式代替低圧注水ポンプを所定の位置に配置するとともに仮設組立式水槽を組立て、可搬式代替低圧注水ポンプの吸込みホース及び吐出ホースの接続を行う。また、敷設された可搬型ホースを仮設組立式水槽に接続する。
- ⑥ 緊急安全対策要員は、現場で可搬式代替低圧注水ポンプの吐

出ホース及び可搬式代替低圧注水ポンプ用主配管を接続する。

- ⑦ 緊急安全対策要員は、現場で電源車の発電機と起動盤のケーブルが接続されていることを確認し、起動盤から可搬式代替低圧注水ポンプまで電源ケーブルの接続を行う。
- ⑧ 緊急安全対策要員は、現場で発電機を起動し、電圧、周波数及び回転数を確認し、遮断器を投入する。
- ⑨ 運転員等は、中央制御室及び現場で安全注入系の弁を操作し代替炉心注水の系統構成を行う。
- ⑩ 緊急安全対策要員は、現場で送水車により、仮設組立式水槽への水張りを行う。また、その水を利用して可搬式代替低圧注水ポンプ本体への水張りを行う。
- ⑪ 発電所対策本部長は、当直課長に炉外核計装装置により原子炉出力の監視が可能であることを確認する。
- ⑫ 発電所対策本部長は、緊急安全対策要員に原子炉への注水が可能になれば、注水開始を指示する。
- ⑬ 緊急安全対策要員は、現場で可搬式代替低圧注水ポンプを起動し、運転状態に異常のないことを確認する。
- ⑭ 緊急安全対策要員は、現場で可搬式代替低圧注水ポンプ出口弁を開操作して原子炉への注水を開始するとともに、仮設組立式水槽の水位を確認し、供給状態に異常のないことを確認する。
- ⑮ 運転員等は、原子炉への注水が確保されたことを確認する。
- ⑯ 運転員等は、中央制御室で炉心出口温度等の指示の低下及び炉外核計装装置での原子炉出力の監視等により、可搬式代替低圧注水ポンプの運転状態に異常がないこと及び原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑰ 運転員等は、中央制御室で原子炉水位等により 1 次冷却系の保有水量が回復していることを確認する。
- ⑱ 緊急安全対策要員は、現場で発電機及び送水車の運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に

燃料の給油を実施する。(燃料を給油しない場合、電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)は、約 10 時間の運転が可能。送水車は、約 2.8 時間の運転が可能。)

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて 1 ユニット当たり運転員等 1 名、現場にて 1 ユニット当たり運転員等 1 名及び緊急安全対策要員 18 名により作業を実施し、所要時間は約 5 時間と想定する。

R H R S - C S S 連絡ライン弁の電動弁は、電源が回復しない場合においては現場にて手動で操作する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるよう可搬式代替低圧注水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。

b. 代替再循環運転

1 次冷却材喪失事象が発生している場合に燃料取替用水タンク水を原子炉に注水し、格納容器サンプ B 水位が再循環切替可能な水位に到達すれば、再循環運転を開始する。このとき、余熱除去ポンプの故障等により再循環運転に移行できない場合に代替再循環運転により原子炉を冷却する。

(a) C、D 内部スプレポンプ (R H R S - C S S 連絡ライン使用) による代替再循環運転

再循環運転中に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クーラの故障等により格納容器サンプ B 水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、C、D 内部スプレポンプ (R H R S - C S S 連絡ライン使用) 及び B 内部スプレクーラにより格納容器サ

ンプB水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 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水が余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、再循環運転をするために必要な格納容器サンプBの水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

C、D内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）を用いた代替再循環運転手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.13 図に、タイムチャートを第 1.4.14 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等にC、D内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替再循環運転による原子炉の冷却操作の準備と系統構成を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室でC又はD内部スプレポンプが起動していること及びRHR S－C S S連絡ライン弁の電源が入であることを確認するとともに、中央制御室でC、D内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替再循環運転の系統構成を実施する。
- ③ 当直課長は、運転員等にC、D内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）を用いた代替再循環運転による原子炉の冷却が可能となれば、開始を指示する。
- ④ 運転員等は、中央制御室で他の系統と連絡する弁の閉を確認した後に、RHR S－C S S連絡ライン弁を開操作する。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室でB余熱除去クーラ出口流量等により原子炉への注水流量が確保されたことを確認する。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室で炉心出口温度の低下等により、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて1ユニット当たり運転員等1名により実施し、所要時間は約5分と想定する。

(b) 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の 手順

C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転により原子炉への注水を行っている際に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合に対応する手段がある。この再循環運転での原子炉への注水に至るまでには、設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び内部スプレポンプを使用した再循環運転を行っていることも考えられるため、これらを含めて格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合に対応する手順を整備する。

格納容器再循環サンプスクリーンについては、海外で発生した格納容器再循環サンプスクリーン閉塞対策として、必要な設備の対策を行っており閉塞することは考えにくいものの、閉塞が発生した場合に備え対応する。

i. 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内部スプレポンプによる再循環運転で原子炉へ注水を行っている場合に、格納容器サンプB水位の低下、ポンプの流量低下、ポンプ出口圧力及び電動機電流の変動又は低下等により格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候を確認した場合。

ii. 操作手順

格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候を確認した場合の
手順の概要は以下のとおり。手順内の格納容器内自然対流冷却の

手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」のうち、1.7.2.1(2)a.「A格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却」にて整備する。概略系統を第 1.4.15 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の対応処置の開始を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室で再循環運転している場合は格納容器スプレイを停止する。
- ③ 運転員等は、中央制御室で格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気大気放出弁を開操作し蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。
- ④ 運転員等は、中央制御室及び現場で原子炉補機冷却系の窒素加圧操作を行い、窒素加圧が完了すれば格納容器循環冷暖房ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室及び現場で燃料取替用水タンクの水量確保のため、1 次系純水タンク、ほう酸タンク、2 次系純水タンク、1，2 号機淡水タンク及び復水タンクを水源とし燃料取替用水タンクへの補給を行う。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室で低圧再循環機能を回復させるため、余熱除去ポンプ 1 台を除き、他の充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを停止する。また、原子炉の注水に使用するポンプがキャビテーションを起こさない範囲で流量を低下させる。
- ⑦ 運転員等は、中央制御室で余熱除去ポンプ 1 台による低圧再循環運転での原子炉の注水に失敗した場合、燃料取替用水タンクを水源とし、充てん／高圧注入ポンプ 1 台による原子炉への注水を行う。充てん／高圧注入ポンプが使用できない場合は代替炉心注水を実施する。

- ⑧ 運転員等は、中央制御室で燃料取替用水タンクの水位を確認し、燃料取替用水タンク水位計指示が 4%以下となった場合は、燃料取替用水タンクを水源とするすべてのポンプを停止する。充てん／高圧注入ポンプについては、燃料取替用水タンク水位計指示が（1号炉）19%（2号炉）7%以下になれば停止する。
- ⑨ 運転員等は、中央制御室で燃料取替用水タンクへの補給状況を確認し、補給に成功している場合は、燃料取替用水タンク水位計指示が（1号炉）19%（2号炉）7%以下にならないように、充てん／高圧注入ポンプを断続運転し原子炉への注水を継続する。代替炉心注水の場合は、燃料取替用水タンク水位計指示が 4%以下にならないように、断続運転し原子炉への注水を継続する。
- ⑩ 運転員等は、中央制御室及び現場で燃料取替用水タンクへの補給不能の場合は、体積制御タンクへほう酸タンク及び1次系純水タンクからの補給を実施し、充てん／高圧注入ポンプ1台による充てんモードでの原子炉への注水を行う。
- ⑪ 運転員等は、中央制御室で原子炉への注水量が、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまで注水されたことを原子炉格納容器水位等により確認すれば原子炉への注水を停止する。

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて1ユニット当たり運転員等1名、現場にて1ユニット当たり運転員等1名により作業を実施する。

対応手順のフローチャートを第1.4.16図に示す。

代替再循環運転による原子炉への注水操作が実施できない場合、余熱除去ポンプ格納容器サンプB側第1入口弁又は余熱除去ポンプ格納容器サンプB側第2入口弁の開操作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原子炉へ注水するとともに、格納容器循環冷暖房ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。格納容器内自然対流冷却ができない場合は、代替格納容器スプレイを実施する。

余熱除去ポンプ格納容器サンプB側第1入口弁及び余熱除去ポンプ格納容器サンプB側第2入口弁については、定期試験及び定期点検を実施し、信頼性を確保する。

c. その他の手順項目にて考慮する手順

燃料取替用水タンクの枯渇又は破損時の復水タンクからの補給手順は「1.13重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」のうち、1.13.2.2(3)「燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替」及び1.13.2.2(10)「復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給」にて整備する。

1次冷却材喪失事象の発生に伴い、炉心損傷の兆候が見られた場合の格納容器下部への注水については「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」のうち、1.8.2.1(1)a.(a)「内部スプレポンプによる格納容器スプレイ」、1.8.2.1(1)b.(a)「原子炉下部キャビティ直接注水」及び1.8.2.1(1)b.(b)「代替格納容器スプレイ」にて整備する。

格納容器内の冷却については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.1(1)a.(a)「A格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却」又は1.6.2.1(1)b.「代替格納容器スプレイ」にて整備する。

空冷式非常用発電装置の代替電源に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、空冷式非常用発電装置への燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4(1)「空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給」

にて整備する。

操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

d. 優先順位

1 次冷却材喪失事象時に、非常用炉心冷却設備による原子炉への注水機能が喪失した場合の原子炉の冷却手段の優先順位を以下に示す。

代替炉心注水による原子炉への注水については、重大事故等対処設備であるC、D内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）と恒設代替低圧注水ポンプを使用した注水手段を優先する。C、D内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）と恒設代替低圧注水ポンプの優先順位については、準備時間の短いC、D内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）を優先し、それができない場合に恒設代替低圧注水ポンプを使用する。

C、D内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）及び恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水ができない場合は、消火ポンプによる代替炉心注水を行う。ただし、構内で火災が発生している場合においては、消火活動に優先して使用する。消火ポンプによる代替炉心注水ができない場合は、可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。

可搬式代替低圧注水ポンプは重大事故等対処設備であるが、使用準備に時間を要することから、恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水手段を失った場合に消火ポンプによる代替炉心注水と同時に準備を開始する。

以上の対応手順のフローチャートを第1.4.17図に示す。

1 次冷却材喪失事象時に、余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備の再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合の冷却手段を以下に示す。

炉心注水、代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ

注水後、格納容器サンプ B に水源を切り替えて、余熱除去ポンプによる再循環運転が不能であれば、C、D 内部スプレポンプ（RHR S－C S S 連絡ライン使用）による代替再循環運転により原子炉を冷却する。

以上の対応手順のフローチャートを第1.4.18図に示す。

(2) サポート系機能喪失時の手順等

a. 代替炉心注水

(a) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と 1 次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

恒設代替低圧注水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。

炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う手順を整備する。

炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う手順を整備する。

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と 1 次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を炉心注水側とするよう準備を行い、空冷式非常用発電装置より受電すれば、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。なお、対応途中で、事象が進展し炉心損傷と判断すれば、恒設代替

低圧注水ポンプの注水先を格納容器スプレイ側へ変更し、代替格納容器スプレイを行うとともに、その後、C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により代替炉心注水を行う。

i. 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において、原子炉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。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1)a.(b)と同様。

(b) A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注水

原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却機能喪失が発生し恒設代替低圧注水ポンプの機能喪失により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水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。

ii. 操作手順

A余熱除去ポンプ（空調用冷水）の起動操作は、中央制御室での遠隔起動が可能であり、通常の運転操作により対応する。概略系統を第1.4.19図示す。

なお、空調用冷水系統による冷却水通水操作は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、1.5.2.1(5)b.「空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプ代替補機冷却」にて整備

する。

(c) C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と 1 次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、C 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水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、恒設代替低圧注水ポンプの機能喪失により、原子炉への注水が余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉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。

原子炉補機冷却機能喪失時の対応である A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）の故障等により、原子炉への注水が余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉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。

ii. 操作手順

C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による原子炉への注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.20 図に、タイムチャートを第 1.4.21 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による原子炉への注水操作の準備作業と系統構成を指示する。
- ② 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき発電所対策本部長に C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による原子炉への注水操作の準備作業と系統構成を指示する。
- ③ 発電所対策本部長は、緊急安全対策要員に C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による原子炉への注水の準備作業と系

統構成を指示する。

- ④ 運転員等は、中央制御室及び現場で、C 充てん／高圧注入ポンプの自己冷却運転準備のため、安全注入系の弁や原子炉補機冷却系の弁等を隔離する。
- ⑤ 緊急安全対策要員は、現場でC 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）ディスタンスピース 2 箇所の取替え及びベンディングホースの接続を実施する。
- ⑥ 運転員等は、現場でディスタンスピース取替え完了後に、化学体積制御系の弁を操作しC 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）冷却水通水のための系統構成及び系統ベンディングを行う。
- ⑦ 当直課長は、運転員等にC 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による原子炉への注水が可能となれば、注水開始を指示する。
- ⑧ 運転員等は、中央制御室でC 充てん／高圧注入ポンプを起動する。ポンプ起動後、中央制御室及び現場でポンプ電流値、冷却水流量及び起動状態に異常がないことを確認する。
- ⑨ 運転員等は、現場で中央制御室と連絡を密にし、充てん流量制御弁バイパスラインに設置された手動弁により充てん水流量を調整し、1 次冷却系の保有水量を回復させる。
- ⑩ 運転員等は、中央制御室で1 次冷却材温度、C 充てん／高圧注入ポンプ電流等により、原子炉が冷却状態であること及びC 充てん／高圧注入ポンプの運転状態に異常がないことを継続して確認する。
- ⑪ 運転員等は、中央制御室で原子炉水位等により1 次冷却系の保有水量が回復したことを確認し、加圧器水位を監視可能な範囲に維持するため、現場で充てん流量制御弁バイパスラインに設置された手動弁を操作して注水流量を調整する。

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて 1 ユニット当たり運転員等 1 名、現場にて 1 ユニット当たり運転員等 3 名及び緊急安全対策要員 3 名により作業を実施し、所要時間は約 90 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

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。

(d) C、D 内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と 1 次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、C、D 内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S 連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の故障等により、原子炉への注水を充てん水流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水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。

ii. 操作手順

C、D 内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.22 図に、タイムチャートを第 1.4.23 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に C、D 内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水の準備作業と系統構成を指示する。

- ② 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき発電所対策本部長にC、D内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水の準備作業と系統構成を指示する。
- ③ 発電所対策本部長は、緊急安全対策要員にC、D内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水の準備作業と系統構成を指示する。
- ④ 運転員等は、中央制御室及び現場で、C、D内部スプレポンプ自己冷却運転準備のため、安全注入系の弁や原子炉補機冷却系の弁等を隔離する。
- ⑤ 緊急安全対策要員は、現場でC、D内部スプレポンプ自己冷却運転準備のため、ディスタンスピース2箇所の取替え及びベンディングホースの接続を実施する。
- ⑥ 運転員等は、現場でディスタンスピースの取替え完了後に、格納容器スプレイ系の弁を操作しC、D内部スプレポンプ冷却水通水のための系統構成及び系統ベンディングを行う。
- ⑦ 運転員等は、中央制御室及び現場でC、D内部スプレポンプ起動準備のために他の系統と連絡する弁の閉を確認した後、R H R S－C S S連絡ライン弁を開操作する。
- ⑧ 当直課長は、C、D内部スプレポンプによる原子炉への注水が可能となれば、運転員等に原子炉への注水開始を指示する。
- ⑨ 運転員等は、中央制御室及び現場でC又はD内部スプレポンプを起動し、ポンプ起動後、冷却水流量及び起動状態に異常がないことを確認する。また、中央制御室でB余熱除去クーラ出口流量等により原子炉への注水が確保されたことを確認する。
- ⑩ 運転員等は、中央制御室で炉心出口温度の低下等により、C又はD内部スプレポンプの運転状態に異常がないこと及び原子炉が冷却状態であることを継続して確認する。
- ⑪ 運転員等は、中央制御室で原子炉水位等により1次冷却系の

保有水量が回復することを確認し、加圧器水位を監視可能な範囲に維持するため、中央制御室及び現場でR H R S－C S S連絡ラインの電動弁を操作し注水流量を調整する。

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて1ユニット当たり運転員等1名、現場にて1ユニット当たり運転員等2名及び緊急安全対策要員3名により作業を実施し、所要時間は約105分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

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。

(e) ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心注水

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、常用設備であるディーゼル消火ポンプにより1, 2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

また、原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプにより1, 2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。

i. 手順着手の判断基準

C、D内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な1, 2号機淡水タンク水位が確保されており、かつ重大事故

等対処に悪影響を与える火災の発生がなく、消火用として消火ポンプの必要がない場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1)a.(c)と同様。

(f) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより原子炉へ海水を注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

C、D内部スプレポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水が余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1)a.(d)と同様。

b. 代替再循環運転

(a) 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

i. B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

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、原子炉冷却機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器を冷却する手順を整備する。

(i) 手順着手の判断基準

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に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、低圧代替再循環運転をするために必要な格納容器サンプ B の水位が確保されている場合。

(ii) 操作手順

B 余熱除去ポンプ (海水冷却) による低圧代替再循環運転手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.24 図、タイムチャートを第 1.4.25 図に示す。

大容量ポンプによる冷却水通水操作は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、1.5.2.1(5)a.「大容量ポンプによる補機冷却水 (海水) 通水」にて整備する。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に B 余熱除去ポンプ (海水冷却) による低圧代替再循環運転の準備と系統構成が完了すれば低圧代替再循環運転の開始を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室で低圧代替再循環運転のための系統構成を実施する。
- ③ 運転員等は、中央制御室で B 余熱除去ポンプを起動し、原子炉へ注水されていることを B 余熱除去クーラ出口流量等で確認するとともに 1 次冷却材温度の低下等で B 余熱除去ポンプの起動状態に異常がないことを継続して確認する。

(iii) 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて 1 ユニット当たり運転員等 1 名により実施する。

操作については、中央制御室で通常の運転操作にて対応する。

ii. B 余熱除去ポンプ (海水冷却) 及び B 充てん／高圧注入ポンプ

(海水冷却) による高圧代替再循環運転

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、原子炉冷却機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器を冷却する手順を整備する。

(i) 手順着手の判断基準

B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転による原子炉への注水が、余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプによる代替補機冷却により冷却水が確保され、高圧代替再循環運転をするために必要な格納容器サンプBの水位が確保されている場合。

(ii) 操作手順

B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.4.26図に、タイムチャートを第1.4.27図示す。

大容量ポンプによる冷却水通水操作は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、1.5.2.1(5)a.「大容量ポンプによる補機冷却水(海水)通水」にて整備する。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等にB余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転の準備と系統構成が完了すれば高圧代替再循環運転の開始を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室で高圧代替再循環運転のための系統構成を実施する。
- ③ 運転員等は、中央制御室でB余熱除去ポンプ及びB充てん

／高圧注入ポンプを起動し、ポンプ電流等により B 余熱除去ポンプ及び B 充てん／高圧注入ポンプの起動状態に異常がないことを確認するとともに原子炉へ注水されていることを低温側安全注入流量等で確認する。

- ④ 運転員等は、中央制御室で 1 次冷却材温度の低下や低温側安全注入流量等により、原子炉の冷却状態並びに B 余熱除去ポンプ及び B 充てん／高圧注入ポンプの運転状態に異常がないことを継続して確認する。

(iii) 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて 1 ユニット当たり運転員等 1 名により実施する。

操作については、中央制御室で通常の運転操作にて対応する。

(b) 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

i. A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低圧代替再循環運転

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、A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）を用いた低圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する手順を整備する。

(i) 手順着手の判断基準

1 次冷却材喪失時における再循環運転時において原子炉補機冷却機能が喪失し原子炉補機冷却水の通水を原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合に、空調用冷水系が運転中で、低圧代替再循環運転をするために必要な格納容器サンプル B の水位が確保されている場合

(ii) 操作手順

A余熱除去ポンプ（空調用冷水）の起動は、中央制御室での遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。概略系統を第 1.4.28 図に示す。

なお、空調用冷水系による冷却水通水操作は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、1.5.2.1 (5)b. 「空調用冷水ポンプによる A 余熱除去ポンプ代替補機冷却」にて整備する。

ii. B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

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 余熱除去ポンプを用いた低圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器を冷却する手順を整備する。

(i) 手順着手の判断基準

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）の機能喪失により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、低圧代替再循環運転をするために必要な格納容器サンプ B の水位が確保されている場合。

(ii) 操作手順

1.4.2.1(2)b.(a)i. と同様。

iii. B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及び B 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転

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 余熱除去ポンプ（海水冷却）及び B 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する手順を整備する。

（i）手順着手の判断基準

B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転による原子炉への注水が余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、高圧代替再循環運転をするために必要な格納容器サンプ B の水位が確保されている場合。

（ii）操作手順

1.4.2.1(2)b.(a) ii . と同様。

c. 格納容器隔離弁の閉止

全交流動力電源が喪失した場合、R C P 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、R C P 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、封水戻りライン格納容器第 2 隔離弁等を閉操作する手順を整備する。

（a）手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失した場合。

（b）操作手順

空冷式非常用発電装置により電源が確保されれば、中央制御室にて、封水戻りライン格納容器第 2 隔離弁を閉操作し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合は、動作する格納容器隔離弁の閉を

確認する。

なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉操作する。タイムチャートを第1.4.29図に示す。

(c) 操作の成立性

上記の対応は現場にて1ユニット当たり運転員等2名により作業を実施し、所要時間は約3.5時間と想定する。

円滑に作業ができるように移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

隔離操作については、R C Pシール部からの1次冷却材漏えいを防止するため、封水戻りライン格納容器第2隔離弁を優先して閉操作する。

d. その他の手順項目にて考慮する手順

1次冷却材喪失事象の発生に伴い、炉心損傷の兆候が見られる場合の格納容器下部への注水については「1.8 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」のうち、1.8.2.1(2)a.(a)「原子炉下部キャビティ直接注水」及び1.8.2.1(2)a.(b)「代替格納容器スプレイ」にて整備する。

格納容器内の冷却については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.1(2)a.「代替格納容器スプレイ」又は1.6.2.1(2)b.(a)「大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却」にて整備する。

空冷式非常用発電装置の代替電源に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、空冷式非常用発電装置への燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4(1)「空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給」にて整備する。

燃料取替用水タンクの枯渇又は破損時の復水タンクからの補給手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」のうち、1.13.2.2(3)「燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替」及び1.13.2.2(10)「復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給」にて整備する。

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

e. 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と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合の冷却手段の優先順位を以下に示す。

代替炉心注水による原子炉への注水は、空冷式非常用発電装置から電源を確保できる場合、重大事故等対処設備であり、注水流量が大きく、準備時間の短い恒設代替低圧注水ポンプを優先して使用する。次に高揚程であるC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。

恒設代替低圧注水ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水ができない場合は、C、D内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水を行う。これらの手段ができない場合は消火ポンプによる代替炉心注水を行う。ただし、構内で火災が発生している場合は、消火活動に優先して使用する。消火ポンプによる代替炉心注水ができない場合は、海水を水源とした可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。可搬式代替低圧注水ポンプは重大事故等対処設備であるが、使用準備に時間を要することから、C、D内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S連絡ライン使用）による原子炉への注水手段を失った場合に準備を開始し、使用準備が完了し、多様性拡張設備を含む他の原子炉への注水手段がなければ原子炉へ海水の注水を行う。

原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合は上記手段に加えて空調用冷水を使用したA余熱除去ポンプ及

び電動消火ポンプによる原子炉への注水手段がある。A余熱除去ポンプ（空調用冷水）は恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水ができない場合に使用する。電動消火ポンプは原子炉補機冷却機能喪失時でも使用可能なためC、D内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水ができない場合に使用する。

以上の対応手順のフローチャートを第1.4.30図に示す。

代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水後、大容量ポンプによる補機冷却水が確保できれば格納容器サンプBに水源を切り替えて、B余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環運転により原子炉へ注水を行い、あわせて大容量ポンプからの海水を格納容器循環冷暖房ユニットの冷却系へ注水することにより格納容器内を冷却する。B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転ができない場合は、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転により原子炉へ注水を行う。

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、余熱除去設備の再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合は、準備時間が短いA余熱除去ポンプ（空調用冷水）を用いた低圧代替再循環運転により原子炉へ注水を行い、あわせて大容量ポンプからの海水を格納容器循環冷暖房ユニットの冷却系へ注水することにより格納容器内を冷却する。

A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低圧代替再循環運転ができない場合は、B余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環運転により原子炉へ注水を行い、あわせて大容量ポンプからの海水を格納容器循環冷暖房ユニットの冷却系へ注水することにより格納容器内を冷却する。B余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環運転ができない場合は、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転により原子炉へ注水を行う。

以上の対応手順のフローチャートを第1.4.31図に示す。

(3) 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却手順等

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に、溶融炉心は原子炉容器を破損し格納容器下部に落下するが、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに注水することで溶融炉心を冷却する。

原子炉容器に溶融デブリが残存した場合、その溶融デブリ量が多ければ、自身の崩壊熱により原子炉下部キャビティに溶融落下するため、原子炉容器に溶融デブリが残存することは考えにくい。原子炉容器に残存溶融デブリが存在することを想定し、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより格納容器内へのスプレイによる残存溶融デブリの冷却（格納容器水張り）手順として整備する。

炉心の著しい損傷、溶融発生時に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う手順を整備する。

炉心の著しい損傷、溶融発生時に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う手順を整備する。

炉心の著しい損傷、溶融発生時に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う手順を整備する。

炉心の著しい損傷、溶融発生時に原子炉下部キャビティ注水ポンプにより代替格納容器スプレイを行う場合は、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水に使用していないことを確認して使用する。なお、炉心の著しい損傷、溶融発生時に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、原子炉下部キャビティ直接注水が必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替える。

また、炉心損傷後の格納容器の減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下したことを確認すれば停止する手順としており、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また水素濃度は、可搬型格納容器内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おり、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。格納容器圧力は格納容器圧力計又は格納容器広域圧力計により監視するが、これらの計器が機能喪失により監視できない場合においては、格納容器内温度を監視することで圧力と飽和温度の関係から格納容器圧力を推定する。

a. 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、格納容器圧力と温度の上昇又は可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）用）等の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であると判断した場合。ただし、原子炉下部キャビティ注水ポンプにより代替格納容器スプレイを行う場合は、原子炉下部キャビティ注水ポンプを原子炉下部キャビティ直接注水に使用していない場合。

b. 操作手順

格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる残存溶融デブ

りの冷却（格納容器水張り）の手順の概要は以下のとおり。

手順内の格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイの手順は「1.8 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」のうち、1.8.2.1(1)a.(a)「内部スプレポンプによる格納容器スプレイ」及び「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b.「代替格納容器スプレイ」にて整備し、格納容器内自然対流冷却の手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」のうち、1.7.2.1(2)a.「A格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却」にて整備する。また、可搬型格納容器内水素濃度計測装置により水素濃度を監視する手順は「1.9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」のうち、1.9.2.1(2)「水素濃度監視」で整備する。概略系統を第1.4.32図、第1.4.33図に示す。

- ① 当直課長は、発電所対策本部長と連絡を密にし、手順着手の判断基準に基づき運転員等に格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる格納容器へのスプレイ開始を指示する。また、復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合又は代替炉心注水を実施していた場合は、代替格納容器スプレイへの切替えを指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室で格納容器循環冷暖房ユニットにより格納容器内自然対流冷却が実施されていることを確認する。
- ③ 運転員等は、中央制御室で1次冷却材圧力を継続的に監視し、格納容器圧力より高い場合は、加圧器逃がし弁により減圧する。
- ④ 運転員等は、中央制御室で格納容器の圧力を監視し、最高使用圧力に到達すれば、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる格納容器へのスプレイを開始する。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室で格納容器の圧力が最高使用圧力から50kPa低下したことを確認すれば格納容器へのスプレイを停止する。その後、最高使用圧力となれば格納容器へのスプレイを開始し、これを繰り返す。

- ⑥ 運転員等は、中央制御室で格納容器の圧力、温度により格納容器内が減圧、冷却されていることを継続的に監視する。
- ⑦ 運転員等は、中央制御室で格納容器への注水により、残存溶融デブリを冷却して格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまで注水されたことを原子炉格納容器水位等により確認すれば格納容器への注水を停止する。

c. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて1ユニット当たり運転員等1名により実施する。格納容器内自然対流冷却については現場にて1ユニット当たり運転員等1名及び緊急安全対策要員1名により作業を実施する。

格納容器へスプレイするために使用する設備は、内部スプレポンプを優先し、それが使用できない場合は、恒設代替低压注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプ、消火ポンプ、可搬式代替低压注水ポンプの順とする。

恒設代替低压注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプの水源として、燃料取替用水タンクを使用し、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。

以上の対応手順のフローチャートを第1.4.34図に示す。

格納容器水張り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操作して原子炉容器内と格納容器内を均圧させる。

格納容器への注水量は、原子炉格納容器水位計、内部スプレクーラ出口流量計、B内部スプレ流量積算計、消火水注入流量積算計、恒設代替低压注水ポンプ出口流量積算計、原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算計及び燃料取替用水タンク水位計の収支により注水

量を把握する。

残存溶融デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、残存デブリを冷却して格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまでとする。

格納容器水張りに使用した水が、ほう酸水と海水の混合水の場合でも、海水にも中性子吸収効果が見込まれるため、再臨界に至る可能性は低いが、制御できない臨界状態に至ることを避けるため、注水に当たっては可能な限りほう酸水を用いる。

なお、炉心が損傷した場合において、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却に加え、内部スプレポンプによる再循環運転を行う場合は、格納容器圧力及び格納容器内高レンジエリアモニタ等により、格納容器の圧力の推移及び周辺放射線量の影響を監視し、再循環運転を実施した場合の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、実施可否を検討する。

1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合

(1) フロントライン系機能喪失時の手順等

a. 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

1次冷却材喪失事象が発生していない場合で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手順を整備する。

i. 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が喪失し、原子炉への注水が余熱除去クーラ出口流量等にて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

タンク水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。概略系統を第 1.4.35 図に示す。

(b) 主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水

1 次冷却材喪失事象が発生していない場合で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、常用設備である主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合に、外部電源により常用母線が受電され、2 次冷却系の設備が運転中であり、蒸気発生器へ注水するために必要な脱気器タンク水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)a.「主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水」にて整備する。

(c) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水

1 次冷却材喪失事象が発生していない場合で余熱除去設備であ

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、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプの故障等により蒸気発生器への注水ができないことを蒸気発生器水張り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水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

操作手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)b.「蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水」にて整備する。

b. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

(a) 主蒸気大気放出弁による蒸気放出

1 次冷却材喪失事象が発生していない場合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、中央制御室にて主蒸気大気放出弁を開操作して蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う手順を整備する。

i. 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が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が確保されたことを補助給

水流量等により確認できた場合。

ii. 操作手順

主蒸気大気放出弁の開操作は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。概略系統を第 1.4.35 図に示す。

(b) タービンバイパス弁による蒸気放出

1 次冷却材喪失事象が発生していない場合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、中央制御室にて常用設備であるタービンバイパス弁を開操作し、蒸気発生器から蒸気放出を行う手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

主蒸気大気放出弁による蒸気放出が蒸気発生器圧力等にて確認できない場合に、外部電源により常用母線が受電され、2 次冷却系の設備が運転中であり復水器真空度が維持されている場合。

ii. 操作手順

タービンバイパス弁の開操作は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

c. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード

主蒸気大気放出弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードを行う手順を整備する。

蒸気発生器 2 次側フィードアンドブリードは、送水車により海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービンプローダウNTANKより排出させ、適時水質を確認する。

海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び

不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(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の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口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。

(b) 操作手順

操作手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち1.5.2.1(3)a.「送水車を使用した蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード」にて整備する。

(2) サポート系機能喪失時の手順等

a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

(a) 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

全交流動力電源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喪失した場合、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り復水タンク水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

i. 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、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて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水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

1.4.2.2(1)a.(a)と同様。

(b) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水

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喪失した場合、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの故障等により、蒸気発生器への注水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水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

操作手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)b.「蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水」にて整備する。

b. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

(a) 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による蒸気放出

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喪失した場合、現場で手動により、専用工具を用いて主蒸気大気放出弁を開操作して蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う手順を整備する。

i. 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、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が確保されたことを確認できた場合。

ii. 操作手順

操作手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.2(2)a.「主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復」にて整備する。

c. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード

主蒸気大気放出弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードを行う手順を整備する。

蒸気発生器 2 次側フィードアンドブリードは、送水車により海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービンプローダウNTANKより排出させ、適時水質を確認する。

海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(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、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、低温停止に移行する場合。

(b) 操作手順

操作手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち1.5.2.1(3)a.「送水車を使用した蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード」にて整備する。

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

空冷式非常用発電装置の代替電源に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、空冷式非常用発電装置への燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4(1)「空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給」にて整備する。

復水タンクが枯渇又は破損時の補給手順等は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」のうち、1.13.2.1「蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水タンクへの供給に係る手順等」にて整備する。

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

(4) 優先順位

1 次冷却材喪失事象でない場合に、フロントライン系又はサポート系機能喪失により原子炉の冷却機能が喪失した場合の冷却手段の優先順位を以下に示す。

蒸気発生器が使用可能であれば、蒸気発生器への注水を優先し、注水が確保されれば蒸気放出を実施し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却操作を行う。蒸気発生器 2 次側による炉心冷却手段のうち、蒸気発生器への注水については、タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプを用い、これらの補助給水ポンプが使用できない場合は、常用母線が健全であれば脱気器タンクを水源とした主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ又は復水タンクを水源とした蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水操作を行う。蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）は使用準備に時間を要することから主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプを優先して使用する。

蒸気放出については主蒸気大気放出弁を用い、主蒸気大気放出弁が使用できない場合は、常用母線が健全であればタービンバイパス弁を使用する。

主蒸気大気放出弁による原子炉の冷却効果がなくなり、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。

全交流動力電源喪失時等により主蒸気大気放出弁が中央制御室から操作できない場合は、現場で手動により、専用工具を用いて主蒸気大気放出弁を開操作し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。

以上の対応手順のフローチャートを第1.4.36図、第1.4.37図に示す。

1.4.2.3 運転停止中の場合

運転停止中とは、1 次冷却材温度 177℃以下、1 次冷却材圧力 2.7MPa [gage] 以下で余熱除去設備により原子炉を冷却している期間（すべての燃料が格納容器の外にある場合を除く。）とする。

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が使用できない場合において、1 次冷却系が満水状態であれば、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に期待する。

1 次冷却系に開口部（加圧器逃がし弁、加圧器安全弁取り外し中）がある状態であれば、蒸散による炉心冷却に期待する。

運転停止中におけるミッドループ運転中とは、燃料を取り出す前に 1 次冷却系を水抜きし、1 次冷却材配管中心（ノズルセンター）付近まで低下させた状態をいう。

なお、原子炉キャビティが高水位の状態においては、燃料取替用水タンクから原子炉へ注水する水量は限定されるが、原子炉キャビティに保有水があることから、早期に原子炉へ注水する必要はない。蒸散に伴う 1 次冷却系の保有水低下後は、格納容器サンプル B に水位があることを確認し、低圧再循環運転又は高圧再循環運転を実施する。

また、格納容器内への蒸散に伴い、格納容器内の環境が悪化することから、格納容器内の作業員を退避させる。

これらの対応手順を以下に示す。

(1) フロントライン系機能喪失時の手順等

a. 炉心注水

(a) 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水

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、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に注水する手順を整備する。

また、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、1次系純水ポンプ及び1次系純水タンクが健全であれば、代替水源として使用できる。

i. 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、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉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。

ii. 操作手順

運転停止中の充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.38 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室で充てん／高圧注入ポンプ水源を体積制御タンクから燃料取替用水タンクへ切り替え、原子炉への注水のための系統構成を実施する。
- ③ 運転員等は、充てん／高圧注入ポンプが運転していない場合は、中央制御室にて充てん／高圧注入ポンプを起動後、充てん流量制御弁を開操作し、充てんによる注水を行う。
- ④ 運転員等は、中央制御室で1次冷却材温度や充てんライン流量等により原子炉の冷却状態及び充てん／高圧注入ポンプの運転状態に異常がないことを継続して確認する。また、冷却状態

が維持できない場合は、溢水させフィードアンドブリードを行う。

iii. 操作の成立性

充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水操作は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

(b) アキュムレータによる炉心注水

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、アキュムレータ水を原子炉に注水する手順を整備する。

アキュムレータによる炉心注水についてはタンク内圧力を利用するためアキュムレータ水位が低下して圧力が下がった場合には、原子炉への注水を停止する。

i. 手順着手の判断基準

燃料取替用水タンクの重力注水により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要なアキュムレータ水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

運転停止中のアキュムレータによる炉心注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.39 図、タイムチャートを第 1.4.40 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等にあキュムレータによる炉心注水を指示する。
- ② 運転員等は、現場でアキュムレータ出口弁の電源を入とする。
- ③ 運転員等は、中央制御室でアキュムレータ出口弁を 1 台ずつ開操作し、アキュムレータによる注水を行う。

- ④ 運転員等は、中央制御室でアキュムレータ水位低下及び1次冷却系の水位上昇により注水状態に異常がないことを継続して確認する。また、原子炉の冷却状態を維持するために継続的に原子炉への注水ができる手段を確保する。

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて1ユニット当たり運転員等1名、現場にて1ユニット当たり運転員等1名により作業を実施し、所要時間は約20分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

b. 代替炉心注水

(a) 燃料取替用水タンクからの重力注水による代替炉心注水

運転停止中のミッドループ運転中において、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、燃料取替用水タンクからの重力注水により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

なお、燃料取替用水タンクの重力注水は燃料取替用水タンクの水頭圧を利用するため、燃料取替用水タンクの水位が低下した場合は、重力注水を停止する。

i. 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、原子炉への注水を充てん水流量等にて確認ができない場合に、原子炉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。

ii. 操作手順

運転停止中の燃料取替用水タンクからの重力注水による代替炉

心注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.41 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に燃料取替用水タンクからの重力注水による原子炉への注水準備を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室で燃料取替用水タンクからの重力注水に必要な系統構成と他の系統と連絡する弁の閉を確認する。
- ③ 当直課長は、運転員等に原子炉への注水が可能となれば、原子炉への注水開始を指示する。
- ④ 運転員等は、中央制御室で余熱除去ポンプ燃料取替用水タンク側入口弁及び余熱除去系ループ低温側注入弁を開操作し、余熱除去クーラバイパス流量制御弁の開度を調整することで、燃料取替用水タンクからの重力注水による原子炉への注水を開始する。注水開始後、中央制御室で余熱除去クーラ出口流量、燃料取替用水タンク水位、R C S 水位及び加圧器水位により、原子炉への注水が確保されたことを確認する。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室で 1 次冷却系の保有水量、1 次冷却材温度、余熱除去クーラ出口流量等により原子炉の冷却状態に異常がないことを継続して確認する。また、冷却状態を維持できない場合は、溢水させフィードアンドブリードを行う。

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて 1 ユニット当たり運転員等 1 名により実施する。

操作については、中央制御室で通常の運転操作にて対応する。

(b) C、D 内部スプレポンプ（R H R S－C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水

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、C、D 内部スプレポンプ（R H R S－C S S 連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子

炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

アキュムレータによる原子炉への注水をアキュムレータ圧力等にて確認できない場合に、原子炉へ注水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。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1)a.(a)と同様。

(c) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

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、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

恒設代替低圧注水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。

i. 手順着手の判断基準

C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等で確認できない場合に、原子炉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。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1)a.(b)と同様。

(d) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水

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、消火ポンプにより1，2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。

i. 手順着手の判断基準

恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な1, 2号機淡水タンク水位が確保されており、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく、消火用として消火ポンプの必要がない場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1)a.(c)と同様。

(e) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

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、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

恒設代替低圧注水ポンプの故障等により原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1)a.(d)と同様。

c. 代替再循環運転

(a) C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転

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、炉心注水又は代替炉心注水によ

り燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水後、C、D内部スプレポンプ（R H R S－C S S連絡ライン使用）による代替再循環運転により原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 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、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、代替再循環運転をするために必要な格納容器サンプBの水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1)b.(a)と同様。

d. 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

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、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手順を整備する。

i. 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、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、1次冷却系に開口部がなく、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。

ii. 操作手順

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプによる蒸気

発生器への注水操作は、中央制御室での遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

(b) 主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水

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、常用設備である主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの故障等により、蒸気発生器への注水が補助給水流量等で確認できない場合に、外部電源により常用母線が受電され、2次冷却系の設備が運転中であり、蒸気発生器へ注水するために必要な脱気器タンク水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)a.「主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水」にて整備する。

(c) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水

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、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により復水タンク水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩

分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプの故障等により蒸気発生器への注水を蒸気発生器水張り流量等で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水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

操作手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)b.「蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水」にて整備する。

e. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

(a) 主蒸気大気放出弁による蒸気放出

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、中央制御室にて主蒸気大気放出弁を開操作して蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う手順を整備する。

i. 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が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が確保されたことを補助給水流量等により確認できた場合。

ii. 操作手順

主蒸気大気放出弁の開操作は、中央制御室からの遠隔操作が可

能であり、通常の運転操作により対応する。

(b) タービンバイパス弁による蒸気放出

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、常用設備であるタービンバイパス弁を中央制御室にて開操作し、蒸気発生器から蒸気放出を行う手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

主蒸気大気放出弁による蒸気放出が蒸気発生器圧力等にて確認できない場合に、外部電源により常用母線が受電され、2次冷却系の設備が運転中であり復水器の真空度が維持されている場合。

ii. 操作手順

タービンバイパス弁の開操作は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

f. 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード

主蒸気大気放出弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う手順を整備する。

蒸気発生器2次側フィードアンドブリードは、送水車により海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービンプローダウNTANKに排出させ、適時水質を確認し排出する。

海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(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、余熱除去設備の崩

壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、低温停止に移行する場合。

(b) 操作手順

操作手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち1.5.2.1(3)a.「送水車を使用した蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード」にて整備する。

g. その他の手順項目にて考慮する手順

燃料取替用水タンクが枯渇又は破損時の復水タンクからの補給手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」のうち、1.13.2.2(3)「燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替」及び1.13.2.2(10)「復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給」にて整備する。

燃料取替用水タンクが枯渇又は破損時の1次系純水タンク及びほう酸タンクからの補給手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」のうち、1.13.2.2(1)「燃料取替用水タンクから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替」にて整備する。

空冷式非常用発電装置の代替電源に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、空冷式非常用発電装置への燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4(1)「空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給」にて整備する。

操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

h. 優先順位

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喪

失した場合の冷却手段の優先順位を以下に示す。

運転停止中に崩壊熱除去機能が喪失した場合は、格納容器からの作業員の退避指示を行い、格納容器の隔離を行う。

格納容器隔離弁閉操作後に、1次冷却系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として、蒸気発生器への注水は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを用い、これらの補助給水ポンプが使用できない場合は、脱気器タンクを水源とした主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ又は復水タンクを水源とした蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水を行う。蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）は使用準備に時間を要することから主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプを優先して使用する。

蒸気放出については主蒸気大気放出弁を用い、主蒸気大気放出弁が使用できない場合は、タービンバイパス弁を使用する。

主蒸気大気放出弁による原子炉の冷却効果がなくなり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。

蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、原子炉への注水による冷却を行う。まず、中央制御室で操作可能である充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水を行う。充てん／高圧注入ポンプが使用できない場合は、燃料取替用水タンクからの重力注水による代替炉心注水を行う。燃料取替用水タンクからの重力注水ができない場合は、アキュムレータによる炉心注水を行う。

上記により原子炉への注水ができない場合は、C、D内部スプレポンプ（R H R S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水を行い、それができない場合は、炉心が損傷していないことを確認し恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。なお、C、D内部スプレポンプ（R H R S－C S S連絡ライン使用）と恒設代替低圧注水ポンプの優先順位は、準備時間が短いC、D内部スプレポンプ（R H R S－C S S連絡ライン使用）を優先する。これらの手段が使用できない

場合は、消火ポンプにより代替炉心注水を行う。ただし、構内で火災が発生した場合においては、消火活動に優先して使用する。

消火ポンプによる代替炉心注水ができない場合は、海水を水源とした可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。可搬式代替低圧注水ポンプは重大事故等対処設備であるが、使用準備に時間を要することから、恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水手段を失った場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ代替炉心注水を行う。

炉心注水又は代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水後、格納容器サンプBに水源を切り替えて、C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転により原子炉への注水操作を行う。

以上の対応手順のフローチャートを第1.4.43図に示す。

(2) サポート系機能喪失時の手順等

a. 代替炉心注水

(a) 燃料取替用水タンクからの重力注水による代替炉心注水

運転停止中のミッドループ運転中において、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喪失した場合、燃料取替用水タンクからの重力注水により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

なお、燃料取替用水タンクの重力注水は燃料取替用水タンクの水頭圧を利用するため、燃料取替用水タンクの水位が低下した場合には、重力注水を停止する。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中のミッドループ運転中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、燃料取替用水タンクの水位が確保されている

場合。

ii. 操作手順

燃料取替用水タンクからの重力注水の原子炉への注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.41 図に、タイムチャートを第 1.4.42 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に燃料取替用水タンクからの重力注水による原子炉への注水の準備を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室で燃料取替用水タンクからの重力注水に必要な系統構成と他の系統と連絡する弁の閉を確認する。
- ③ 当直課長は、運転員等に原子炉への注水が可能となれば、原子炉への注水開始を指示する。
- ④ 運転員等は、現場で余熱除去ポンプ燃料取替用水タンク側入口弁を手動で開操作し、燃料取替用水タンクからの重力注水による原子炉への注水を開始する。注水開始後、中央制御室で燃料取替用水タンク水位、R C S 水位及び加圧器水位により、原子炉への注水が確保されたことを確認する。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室で 1 次冷却材温度等により、原子炉が継続して冷却状態であることを確認する。

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて 1 ユニット当たり運転員等 1 名、現場にて 1 ユニット当たり運転員等 2 名により作業を実施し、所要時間は約 25 分と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(b) アキュムレータによる代替炉心注水

運転停止中のミッドループ運転中において、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である余熱除去ポンプの機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、アキュムレータにより原子炉へ注水する手順を整備する。

アキュムレータによる代替炉心注水についてはタンク内圧力を利用するためアキュムレータ水位が低下して圧力が下がった場合には、原子炉への注水を停止する。

i. 手順着手の判断基準

燃料取替用水タンクの重力注水により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要なアキュムレータ水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

1.4.2.3(1)a.(b)と同様。

(c) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

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喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

恒設代替低圧注水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。

i. 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時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉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。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1)a.(b)と同様。

(d) A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注水

運転停止中に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喪失した場合、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失時、恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水ができない場合で、崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水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。

ii. 操作手順

1.4.2.1(2)a.(b)と同様。

(e) C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水

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喪失した場合、C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水する手順を整備する。

i. 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、恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉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。

運転停止中に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、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉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。

ii. 操作手順

1.4.2.1(2)a.(c)と同様。

(f) C、D内部スプレポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水

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喪失した場合、C、D内部スプレポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中にC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の故障等により原子炉への注水を充てん水流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水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。

ii. 操作手順

1.4.2.1(2)a.(d)と同様。

(g) ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心注水

運転停止中において、全交流動力電源喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプにより1, 2号機淡水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

また、運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより 1, 2 号機淡水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。

i. 手順着手の判断基準

C、D 内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S 連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な 1, 2 号機淡水タンク水位が確保されており、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく、消火用として消火ポンプの必要がない場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1)a.(c)と同様。

(h) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

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喪失した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

C、D 内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S 連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1)a.(d)と同様。

b. 代替再循環運転

(a) 運転停止中において全交流動力電源喪失が発生した場合

i. B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

運転停止中において、全交流動力電源喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、B 余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器を冷却する手順を整備する。

(i) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失が発生した場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、低圧代替再循環運転をするために必要な格納容器サンプ B の水位が確保されている場合。

(ii) 操作手順

1.4.2.1(2)b.(a) i. と同様。

ii. B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転

運転停止中において、全交流動力電源喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する手順を整備する。

(i) 手順着手の判断基準

B 余熱除去ポンプ（海水冷却）低圧代替再循環運転による原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、高圧代替再循環運転をするために必要な格納容器サンプル B の水位が確保されている場合。

（ii）操作手順

1.4.2.1(2)b.(a) ii .と同様。

(b) 運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合

i . A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低圧代替再循環運転

運転停止中において、再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合、A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）を用いた低圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する手順を整備する。

（i）手順着手の判断基準

運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失を原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認した場合に、空調用冷水系が運転中で、低圧代替再循環運転をするために必要な格納容器サンプル B の水位が確保されている場合。

（ii）操作手順

1.4.2.1(2)b.(b) i .と同様。

ii . B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

運転停止中において、再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合、B 余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプを

用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する手順を整備する。

(i) 手順着手の判断基準

運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失時の対応である A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）低圧代替再循環運転による原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、低圧代替再循環運転をするために必要な格納容器サンプ B の水位が確保されている場合。

(ii) 操作手順

1.4.2.1(2)b.(a) i .と同様。

iii. B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及び B 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転

運転停止中において、再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合、B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及び B 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する手順を整備する。

(i) 手順着手の判断基準

B 余熱除去ポンプ（海水冷却）低圧代替再循環運転による原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、高圧代替再循環運転をするために必要な格納容器サンプ B の水位が確保されている場合。

(ii) 操作手順

1.4.2.1(2)b.(a) ii .と同様。

c. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）

(a) 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

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喪失した場合、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り復水タンク水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

i . 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時、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、1 次冷却系に開口部がなく、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。

ii . 操作手順

1.4.2.2(1)a.(a)と同様。

(b) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水

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喪失した場合、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中にタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの機能喪失により蒸気発生器への注水が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水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

操作手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)b.「蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水」にて整備する。

d. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

(a) 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による蒸気放出

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喪失した場合、現場で手動により、専用工具を用いて主蒸気大気放出弁を開操作して蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う手順を整備する。

i. 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時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が補助給水流量等により確保されたことを確認できた場合。

ii. 操作手順

操作手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち 1.3.2.2(2)a.「主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復」にて整備する。

e. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード

運転停止中において、主蒸気大気放出弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードを行う手順を整備する。

蒸気発生器 2 次側フィードアンドブリードは、送水車により海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービンプローダウNTANKに排出させ、適時水質を確認し排出する。

海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(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時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、低温停止に移行する場合。

(b) 操作手順

操作手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち1.5.2.2(3)a.「送水車を使用した蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード」にて整備する。

f. その他の手順項目にて考慮する手順

空冷式非常用発電装置の代替電源に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、空冷式非常用発電装置への燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4(1)「空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給」にて整備する。

燃料取替用水タンクが枯渇又は破損時の復水タンクからの補給手

順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」のうち、1.13.2.2(3)「燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替」及び1.13.2.2(10)「復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給」にて整備する。

大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」のうち、1.7.2.2(1)a.「大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却」にて整備する。

操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

g. 優先順位

運転停止中にサポート系の機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合の冷却手段の優先順位を以下に示す。

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喪失した場合は、空冷式非常用発電装置からの受電準備を行うとともに、格納容器からの作業員の退避指示を行い、格納容器の隔離を行う。格納容器隔離弁閉操作後に、1次冷却系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操作を優先する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却手段として、蒸気発生器への注水については、タービン動補助給水ポンプを使用する。空冷式非常用発電装置からの受電後は必要により電動補助給水ポンプを使用する。これらの補助給水ポンプが使用できない場合は、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水操作を行う。蒸気発生器への注水が確保されれば、現場で手動により、専用工具を用いて主蒸気大気放出弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。

主蒸気大気放出弁による原子炉の冷却効果がなくなり低温停止に

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。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却ができない場合は、原子炉への注水による原子炉の冷却を行う。まず、燃料取替用水タンクの重力注水による代替炉心注水を行う。燃料取替用水タンク（重力注水）は多様性拡張設備であるが、電源回復しない場合でも注水が可能であるため優先して使用する。

空冷式非常用発電装置から受電後は、アキュムレータによる代替炉心注水に加え、継続的に炉心に注水するために、炉心が損傷していないことを確認し恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水ができない場合は、高揚程である C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水ができない場合は、C、D 内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水を行う。

C、D 内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水ができない場合は、消火ポンプによる代替炉心注水を行う。ただし、構内で火災が発生した場合においては、消火活動に優先して使用する。消火ポンプによる代替炉心注水ができない場合は、海水を水源とした可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。可搬式代替低圧注水ポンプは重大事故等対処設備であるが、使用準備に時間を要することから、C、D 内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S 連絡ライン使用）による原子炉への注水手段を失った場合に準備を開始し、多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければ原子炉への注水を行う。

また、原子炉補機冷却機能喪失時は上記手段に加えて空調用冷水を使用した A 余熱除去ポンプ及び電動消火ポンプによる原子炉への注水手段がある。A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）は恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水ができない場合に使用する。電動消火ポンプは原子炉補機冷却機能喪失時でも使用可能なため C、D 内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S 連絡ライン使用）による代替

炉心注水ができない場合に使用する。

代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水後、大容量ポンプによる補機冷却水が確保できれば格納容器サンプBに水源を切り替えて、B余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低压代替再循環運転又はB余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高压注入ポンプ（海水冷却）を用いた高压代替再循環運転により原子炉へ注水を行い、あわせて大容量ポンプからの海水を格納容器循環冷暖房ユニットの冷却系へ注水することにより格納容器内を冷却する。

運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合は、代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水後、格納容器サンプBに水源を切り替えて、準備時間が短いA余熱除去ポンプ（空調用冷水）を用いた低压代替再循環運転による原子炉へ注水を行い、あわせて大容量ポンプからの海水を格納容器循環冷暖房ユニットの冷却系へ注水することにより格納容器内を冷却する。

A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低压代替再循環運転ができない場合は、B余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低压代替再循環運転又はB余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高压注入ポンプ（海水冷却）を用いた高压代替再循環運転により原子炉へ注水を行う。

以上の対応手順のフローチャートを第1.4.44図に示す。

(3) 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等

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喪失した場合又は1次冷却材が流出した場合に、燃料取替用水タンクの保有水を充てん／高压注入ポンプ等にて原子炉へ注水して開放中の加圧器安全弁から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、格納容器内の雰囲気悪化から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次冷却系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、格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。

なお、運転停止中のミッドループ運転期間外の作業員の退避については、原子炉容器に燃料を装荷した状態で、かつ1次冷却系に開口部がある期間は運転停止中のミッドループ運転中と同じ管理を行う。

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時、余熱除去系設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合又は格納容器サンプルAの水位等にて1次冷却材の流出を確認した場合。

運転停止中に1次冷却系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停止時SR中性子束高退避警報作動警報が発信した場合又は停止時SR中性子束高退避警報作動警報が発信するおそれがある場合。

b. 操作手順

格納容器内の作業員を退避させる手順の概要は以下のとおり。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に格納容器内の作業員に対し退避を促すよう指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室で格納容器エバキューエーションホーン又はページング装置により格納容器内の作業員へ退避を指示する。
- ③ 出入監視員は、現場で格納容器内入退域を管理する装置により、全作業員が退避していることを確認する。
- ④ 各作業の作業責任者（又は代理人）は、現場で作業員の点呼を行い、全作業員が退避していることを確認する。
- ⑤ 作業責任者（又は代理人）は、現場で出入監視員に点呼結果を連絡し、出入監視員は全作業員が退避していることを再確認する。
- ⑥ 出入監視員は、現場で格納容器エアロックを閉操作する。

c. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて1ユニット当たり運転員等1名、現場にて1ユニット当たり出入監視員1名により作業を実施し、所要時間は約30分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

1.4.2.4 復旧に係る手順等

全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源を設計基準対処設備に給電し、起動及び十分な期間の運転を継続させる。また、燃料取替用水タンクの枯渇、破損のおそれがある場合は、代替水源により水を供給する。

空冷式非常用発電装置の代替電源に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、空冷式非常用発電装置への燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4(1)「空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給」にて整備する。また、燃料取替用水タンクが枯渇又は破損時の復水タンクからの補給手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」のうち、1.13.2.2(3)「燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替」及び 1.13.2.2(10)「復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給」にて整備する。

余熱除去ポンプの機能喪失により余熱除去設備が使用できない場合は、余熱除去設備の復旧を継続して実施する。低温停止に移行する場合に、余熱除去設備が復旧していない場合は、1.4.2.2(1)c.「蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード」により低温停止に移行する。

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は、1.4.2.1(2)「サポート系機能喪失時の手順等」にて対応する。また、運転停止中に全交流動力電源喪失が発生した場合は、1.4.2.3(2)「サポート系

機能喪失時の手順等」にて対応する。

1.4.2.5 燃料の補給手順等

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び大容量ポンプを運転する場合には、燃料補給が必要となる。重大事故等対処設備である燃料油貯油そうからタンクローリーへ給油し、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び大容量ポンプへ補給する手順を整備する。

(1) 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び大容量ポンプへの燃料補給

燃料油貯油そうからタンクローリーにより、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び大容量ポンプに補給する。

a. 手順着手の判断基準

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び大容量ポンプを運転した場合に、各設備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※9に達した場合。

※9 各設備の燃料補給作業着手時間及び給油間隔の目安は以下のとおり。

- ・ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）：運転開始後約 2.5 時間後（その後 4 時間ごとに補給）
- ・ 送水車：運転開始後約 2.5 時間後（その後約 2 時間ごとに補給）
- ・ 大容量ポンプ：運転開始後約 2.5 時間（その後約 2 時間ごとに補給）

b. 操作手順

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び大容量ポンプへの燃料補給の手順の概要は以下のとおり。概略図を第1.4.45図に、

タイムチャートを第1.4.46図に、アクセスルートを図1.4.47図に示す。

- ① 発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき緊急安全対策要員に、燃料油貯油そうからタンクローリーによる電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）等への燃料補給を指示する。
- ② 緊急安全対策要員は、現場で燃料油貯油そうから電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）等へ燃料（重油）補給準備を行う。
- ③ 緊急安全対策要員は、現場でタンクローリーを保管エリアから燃料油貯油そう付近に移動させる。
- ④ 緊急安全対策要員は、現場でタンクローリー給油口に給油ホースを接続する。
- ⑤ 緊急安全対策要員は、現場で燃料油貯油そうプロテクター蓋（小蓋）、防護板及び重油抜き取り用管台閉止蓋を開操作し、給油ホース端を貯油そうの油面レベル以下まで下げる。
- ⑥ 緊急安全対策要員は、現場でタンクローリー給油ポンプを起動し、タンクローリーの燃料タンク計でタンクが満杯となれば給油ポンプを停止する。
- ⑦ 緊急安全対策要員は、現場でタンクローリー給油口から給油ホースを取り外す。
- ⑧ 緊急安全対策要員は、現場でタンクローリーを電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）等の近傍に移動させる。
- ⑨ 緊急安全対策要員は、現場で電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）等の給油口に給油ホースを接続する。
- ⑩ 緊急安全対策要員は、現場でタンクローリーの排出弁を開操作し、タンクローリーからの給油を開始する。
- ⑪ 緊急安全対策要員は、現場でタンクが満杯になれば、給油を停止し、排出弁を閉操作した後、給油ホースを取り外す。
- ⑫ 緊急安全対策要員は、現場でタンクローリーの油量を確認し、以降④から⑪を繰り返し燃料の補給を実施する。
- ⑬ 緊急安全対策要員は、発電所対策本部長にタンクローリーによる電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）等への燃料補給が完了し

たことを報告する。

c. 操作の成立性

上記の対応は現場にて1ユニット当たり、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）は、緊急安全対策要員2名により作業を実施し、所要時間は約2.3時間と想定する。送水車については、現場にて1ユニット当たり、緊急安全対策要員2名により作業を実施し、所要時間は約2.3時間と想定する。大容量ポンプについては、現場にて1ユニット当たり、緊急安全対策要員2名により作業を実施し、所要時間は約2.3時間と想定する。

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）の燃料消費率は、28%負荷で約49.2ℓ/hであり、起動から枯渇までの時間は約10時間と想定しており枯渇までに燃料（重油）補給する。

送水車の燃料消費率は、約40ℓ/hであり、起動から枯渇までの時間は約2.8時間と想定しており枯渇までに燃料（重油）補給を実施する。

大容量ポンプの燃料消費率は、100%負荷で約310ℓ/hであり、起動から枯渇までの時間は約3.1時間を想定しており枯渇までに燃料（重油）補給する。

なお、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「1.14 電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯油そうの備蓄量（180kℓ以上（1基当たり）、2基）を管理する。ただし、タンクローリーでの給油を想定する場合の有効貯油量は360kℓである。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。燃料油貯油そう蓋等を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。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

(2) 送水車への燃料補給

軽油用ドラム缶から送水車へ補給する。

a. 手順着手の判断基準

送水車を運転した場合に、燃料が規定油量以上に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の目安※10に達した場合。

※10 送水車への燃料補給作業着手時間及び給油間隔の目安時間は以下のとおり。

- ・ 送水車本体：運転開始後約 4.5 時間後（その後約 4.5 時間ごとに補給）

b. 操作手順

送水車への燃料補給の手順は以下のとおりである。また、タイムチャートを第1.4.46図、アクセスルートを図1.4.47図に示す。

- ① 発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき緊急安全対策要員に送水車への燃料補給を指示する。
- ② 緊急安全対策要員は、現場で送水車へ燃料補給の準備を行う。
- ③ 緊急安全対策要員は、現場でトラックを保管エリア付近に移動させ軽油用ドラム缶を積み込む。
- ④ 緊急安全対策要員は、現場でトラックを送水車付近に移動させ、軽油用ドラム缶を積み下ろす。
- ⑤ 緊急安全対策要員は、現場で静電気対策を実施し軽油用ドラム缶から送水車へ燃料補給を行う。
- ⑥ 緊急安全対策要員は、現場で油量を確認し、以降③から⑤を繰り返し燃料の補給を実施する。
- ⑦ 緊急安全対策要員は、発電所対策本部長に燃料補給が完了したことを報告する。

c. 操作の成立性

上記の対応は現場にて緊急安全対策要員2名により作業を実施し、所要時間は約45分と想定する。

送水車の燃料消費率は、約74ℓ/hであり、起動から枯渇までの時間は約5.4時間と想定しており枯渇までに燃料（軽油）補給を実施する。

なお、重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として14,000ℓ以上を管理する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生している場合におけるフロントライン系機能喪失時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 ※10	整備する手順書	手順の分類			
1 次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系機能喪失時	代替炉心注水 ②	C、D 内部スプレポンプ※8 (RHR S-C S S 連絡ライン使用)	a	C、D 内部スプレポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書			
			恒設代替低圧注水ポンプ	a,b			恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順		
			空冷式非常用発電装置※3						
			燃料取替用水タンク	a	復水タンク出口配管接続の手順		S A 所達※1		
			復水タンク	a,b				空冷式非常用発電装置燃料補給の手順	
			燃料油貯油そう※5						
			空冷式非常用発電装置用給油ポンプ※5						
			タンクローリー※5	多様性 拡張設備	消火ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順		炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書		
			電動消火ポンプ						
			ディーゼル消火ポンプ						
			1, 2 号機淡水タンク						
			可搬式代替低圧注水ポンプ※4			a		可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順 可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水の手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A 所達※1
			電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)						
			仮設組立式水槽						
			送水車						
			燃料油貯油そう※6※7						
			タンクローリー※6※7						
		代替再循環運転	C、D 内部スプレポンプ※8 (RHR S-C S S 連絡ライン使用)	a,b	C、D 内部スプレポンプを用いた代替再循環運転により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書			
							B 内部スプレクーラ		
							C、D 内部スプレポンプ格納容器サンプ B 側入口弁		
							格納容器サンプ B		
							格納容器再循環サンプスクリーン		
		炉心注水※9	充てん／高圧注入ポンプ※8	c	充てん／高圧注入ポンプを用いた炉心注水により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書			
							燃料取替用水タンク		
			ほう酸ポンプ※8	多様性 拡張設備	復水タンク出口配管接続の手順	S A 所達※1			
			ほう酸タンク						
			1 次系純水ポンプ※8						
			1 次系純水タンク						
		代替炉心注水※9	② 余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプ又は燃料取替用水タンク機能喪失時の代替炉心注水に用いる設備と同様						

※1 : 「高浜発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

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

※3 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4 : 可搬式代替低圧注水ポンプにより炉心注水する場合は海水を注水する。

※5 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※6 : 電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)の燃料補給に使用する。

※7 : 送水車の燃料補給に使用する。

※8 : ディーゼル発電機等により給電する。

※9 : A 格納容器循環冷暖房ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※10 : 重大事故等対策において用いる設備の分類

a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37 条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 1.4.2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生している場合におけるサポート系機能喪失時) (1 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類※9	整備する手順書	手順の分類
1 次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系機能喪失時	全交流動力電源※2	代替炉心注水 (a)	重大事故等対処設備	恒設代替低圧注水ポンプ	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
					空冷式非常用発電装置※2	
					C 充てん／高圧注入ポンプ (自己冷却)	
					燃料取替用水タンク	
					復水タンク	
					燃料油貯油そう※3	
					空冷式非常用発電装置用給油ポンプ※3	
					タンクローリー※3	
			多様性拡張設備		C、D 内部スプレポンプ (自己冷却) を用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
					内部スプレポンプ自己冷却配管接続の手順	
					消火ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	
					空冷式非常用発電装置燃料補給の手順	
			重大事故等対処設備	a	可搬式代替低圧注水ポンプ※4	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
					電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)	
					仮設組立式水槽	
					送水車	
					燃料油貯油そう※5※6	
					タンクローリー※5※6	
			代替再循環運転 (b)	重大事故等対処設備	B 余熱除去ポンプ (海水冷却)	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
					B 余熱除去ポンプ (海水冷却)	
					B 充てん／高圧注入ポンプ (海水冷却)	
					大容量ポンプ※8	
					格納容器サンプ B	
					格納容器再循環サンプスクリーン	
					空冷式非常用発電装置※2	
					燃料油貯油そう※3※7	
					空冷式非常用発電装置用給油ポンプ※3	S A 所達※1
					タンクローリー※3※7	
			代替再循環運転 (b)	a, b	B 余熱除去ポンプ (海水冷却) を用いた代替再循環運転により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
					B 余熱除去ポンプ (海水冷却) 及び B 充てん／高圧注入ポンプ (海水冷却) を用いた代替再循環運転により原子炉を冷却する手順	
					大容量ポンプによる原子炉補機冷却系通水の手順	
					空冷式非常用発電装置燃料補給の手順	
					空冷式非常用発電装置燃料補給の手順	
					空冷式非常用発電装置燃料補給の手順	
					空冷式非常用発電装置燃料補給の手順	
					空冷式非常用発電装置燃料補給の手順	

※1 : 「高浜発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4 : 可搬式代替低圧注水ポンプにより炉心注水する場合は海水を注水する。

※5 : 電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用) の燃料補給に使用する。

※6 : 送水車の燃料補給に使用する。

※7 : 大容量ポンプの燃料補給に使用する。

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

※9 : 重大事故等対策において用いる設備の分類

a : 当該条文に適合する重大事故等対処設備 b : 37 条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 1.4.2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生している場合におけるサポート系機能喪失時) (2 / 2)

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 ※3	整備する手順書	手順の分類	
1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系機能喪失時	原子炉補機冷却系	代替炉心注水	④ 全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替炉心注水に用いる設備と同様				
				A余熱除去ポンプ（空調用冷水）※2	拡張設備	多様性	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）を用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
				電動消火ポンプ			消火ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	
			代替再循環運転※1	⑤ 全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替再循環運転に用いる設備と同様				
				A余熱除去ポンプ（空調用冷水）※2	拡張設備	多様性	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）を用いた代替再循環により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
				格納容器サンプB				
	格納容器再循環サンプスクリーン							

※1 : A 格納容器循環冷暖房ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

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

※3 : 重大事故等対策において用いる設備の分類

a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37 条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 1.4.3 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(溶融デブリが原子炉容器に残存する場合)

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備	設備 分類 ※8	整備する手順書	手順の分類
1 次冷却材喪失事象が発生している場合	溶融デブリが原子炉容器に残存する場合	—	内部スプレポンプ※2 恒設代替低圧注水ポンプ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ 空冷式非常用発電装置※3 燃料取替用水タンク 復水タンク 送水車 燃料油貯油そう※5※6 空冷式非常用発電装置用 給油ポンプ※5 タンクローリー※5※6	重大事故等 対処設備	内部スプレポンプを用いた炉心冠水により 溶融デブリを冷却する 手順 原子炉下部キャビティ 注水ポンプを用いた 炉心冠水により 溶融デブリを冷却する 手順 恒設代替 低圧注水ポンプを 用いた炉心冠水により 溶融デブリを冷却する 手順 復水タンク出口配管 接続の手順 空冷式非常用発電装置 燃料補給の手順 海水を用いた 復水タンクへの補給の ための手順	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 SA所達※1
			電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ 1, 2号機淡水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ※4 電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用) 仮設組立式水槽 送水車	多様性拡張 設備	消火ポンプを用いた 炉心冠水により 溶融デブリを 冷却する手順 可搬式代替低圧 注水ポンプを用いた 炉心冠水により 溶融デブリを冷却する 手順 可搬式代替低圧 注水ポンプによる 格納容器スプレイ の手順	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 SA所達※1

※1 : 「高浜発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : ディーゼル発電機等により給電する。

※3 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4 : 可搬式代替低圧注水ポンプにより炉心注水する場合は海水を注水する。

※5 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※6 : 送水車の燃料補給に使用する。

※7 : A格納容器循環冷暖房ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※8 : 重大事故等対策において用いる設備の分類

a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37 条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 1.4.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合) (1 / 2)

分類		機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		設備 分類 ※5	整備する手順書	手順の分類
1 次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系機能喪失時	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去クーラ	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水)	電動補助給水ポンプ※2	重大事故等 対処設備	a	蒸気発生器 2 次側 による炉心冷却 (注水) の手順	故障 及び 設計基準事故に 対処する 運転手順書
				タービン動補助給水ポンプ				
				復水タンク				
				蒸気発生器				
				主給水ポンプ※3	多様性拡張設備		蒸気発生器 2 次側 による炉心冷却 (注水) の手順 蒸気発生器補給用仮設 中圧ポンプによる 蒸気発生器への注水の 手順	故障 及び 設計基準事故に 対処する 運転手順書 S A所達※1
				蒸気発生器水張りポンプ※3				
				脱気器タンク				
				蒸気発生器補給用 仮設中圧ポンプ（電動） ※3				
				蒸気発生器補給用 仮設自吸式ポンプ（電動） ※3				
				復水タンク				
			蒸気発生器 2 次側 による炉心冷却 (蒸気放出)	主蒸気大気放出弁	重大事故等 対処設備	a	蒸気発生器 2 次側 による炉心冷却 (蒸気放出) の手順	故障 及び 設計基準事故に 対処する 運転手順書
				タービンバイパス弁	多様性 拡張設備			
			蒸気発生器 2 次側のフィード アンドブリード	送水車※4	多様性拡張設備		送水車を用いた 蒸気発生器 2 次側の フィードアンド ブリードにより 原子炉を冷却する手順 送水車による 蒸気発生器への 注水の手順	炉心の著しい損傷 及び 格納容器破損を 防止する 運転手順書 S A所達※1

※1 : 「高浜発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : ディーゼル発電機等により給電する。

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

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

※5 : 重大事故等対策において用いる設備の分類

a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37 条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備