

なければ格納容器スプレイの代替手段として有効である。

- ・可搬型大型送水ポンプ車，代替給水ピット，原水槽，2次系純水タンク，ろ過水タンク

可搬型ホース等の運搬及び接続作業に時間を要するため，常設設備と比べて短時間での確実な注水を確保することは困難であるが，格納容器スプレイの代替手段であり，長期的な事故収束手段として有効である。

b. 1次冷却材喪失事象が発生していない場合の対応手段及び設備

機能喪失原因対策分析の結果，フロントライン系故障として設計基準事故対処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を想定する。

また，サポート系故障として全交流動力電源喪失を想定する。

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

- i. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（注水）

設計基準事故対処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は，蒸気発生器2次側からの除熱により発電用原子炉を冷却する手段がある。

- (i) 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

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で使用する設備は以下のとおり。

- ・電動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・補助給水ピット

- ・ 蒸気発生器
- ・ 2次冷却設備（給水設備）配管
- ・ 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・ 2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備

(ii) 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水

電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 電動主給水ポンプ
- ・ 脱気器タンク
- ・ 蒸気発生器
- ・ 2次冷却設備（給水設備）配管・弁
- ・ 常用電源設備

(iii) SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水

SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ SG 直接給水用高圧ポンプ
- ・ 可搬型ホース
- ・ 補助給水ピット
- ・ 蒸気発生器
- ・ 2次冷却設備（給水設備）配管
- ・ 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 常設代替交流電源設備

(iv) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・可搬型ホース・接続口
- ・ホース延長・回収車（送水車用）
- ・蒸気発生器
- ・2次冷却設備（給水設備）配管
- ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・非常用取水設備
- ・非常用交流電源設備
- ・燃料補給設備

(v) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・可搬型ホース・接続口
- ・ホース延長・回収車（送水車用）
- ・代替給水ピット
- ・蒸気発生器
- ・2次冷却設備（給水設備）配管
- ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・非常用交流電源設備

- ・燃料補給設備

(vi) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

- ・可搬型大型送水ポンプ車

- ・可搬型ホース・接続口

- ・ホース延長・回収車（送水車用）

- ・原水槽

- ・2次系純水タンク

- ・ろ過水タンク

- ・蒸気発生器

- ・2次冷却設備（給水設備）配管

- ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁

- ・給水処理設備 配管・弁

- ・非常用交流電源設備

- ・燃料補給設備

ii. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（蒸気放出）

設計基準事故対処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は、蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却により発電用原子炉を冷却する手段がある。

(i) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出

主蒸気逃がし弁による蒸気放出で使用する設備は以下の

とおり。

- ・主蒸気逃がし弁
- ・蒸気発生器
- ・2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁
- ・所内常設蓄電式直流電源設備

(ii) タービンバイパス弁による蒸気放出

タービンバイパス弁による蒸気放出で使用する設備は以下のとおり。

- ・タービンバイパス弁
- ・蒸気発生器
- ・復水器
- ・2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁
- ・常用電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備

iii. 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却

設計基準事故対処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は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより発電用原子炉を冷却する手段がある。

蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・可搬型ホース・接続口
- ・ホース延長・回収車（送水車用）
- ・蒸気発生器

- ・ 2次冷却設備（給水設備）配管
- ・ 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・ 2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁
- ・ 非常用取水設備
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 燃料補給設備

#### iv. 重大事故等対処設備と自主対策設備

蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（注水）で使用する設備のうち、所内常設蓄電式直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット、蒸気発生器、2次冷却設備（給水設備）配管、2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁、2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁及び非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（蒸気放出）で使用する設備のうち、所内常設蓄電式直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器及び2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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」に要求される設備がすべて網羅されている。

（添付資料 1.4.1）

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備で

ある余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 電動主給水ポンプ，脱気器タンク

耐震性がないものの、常用母線が健全で、脱気器タンクの保有水があれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。

- ・ SG 直接給水用高圧ポンプ，補助給水ピット

系統構成に時間を要し、蒸気発生器への注水開始までの所要時間が約 60 分となるため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を確保することは困難であるが、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。

- ・ 可搬型大型送水ポンプ車，代替給水ピット，原水槽，2 次系純水タンク，ろ過水タンク

ポンプ吐出圧力が約 1.3MPa[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。

- ・ タービンバイパス弁

耐震性がないものの、常用母線が健全で復水器の真空状態が維持できていれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（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は、蒸気発生器 2 次側からの除熱により発電用原子炉を冷却する手段がある。

(i) 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

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で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 補助給水ピット
- ・ 蒸気発生器
- ・ 2 次冷却設備（給水設備）配管
- ・ 2 次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・ 2 次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備

(ii) SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水

SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ SG 直接給水用高圧ポンプ
- ・ 可搬型ホース
- ・ 補助給水ピット



- ・ 蒸気発生器
- ・ 2次冷却設備（給水設備）配管
- ・ 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・ 常設代替交流電源設備

(iii) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ 可搬型ホース・接続口
- ・ ホース延長・回収車（送水車用）
- ・ 蒸気発生器
- ・ 2次冷却設備（給水設備）配管
- ・ 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・ 非常用取水設備
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

(iv) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ 可搬型ホース・接続口
- ・ ホース延長・回収車（送水車用）
- ・ 代替給水ピット

- ・ 蒸気発生器
- ・ 2次冷却設備（給水設備）配管
- ・ 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

(v) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ 可搬型ホース・接続口
- ・ ホース延長・回収車（送水車用）
- ・ 原水槽
- ・ 2次系純水タンク
- ・ ろ過水タンク
- ・ 蒸気発生器
- ・ 2次冷却設備（給水設備）配管
- ・ 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・ 給水処理設備 配管・弁
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

ii. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（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は、蒸気発生

器 2 次側からの除熱により発電用原子炉を冷却する手段がある。

(i) 主蒸気逃がし弁の現場手動操作による蒸気放出

主蒸気逃がし弁の現場手動操作による蒸気放出で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 主蒸気逃がし弁
- ・ 蒸気発生器
- ・ 2 次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁

iii. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却

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、蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードにより発電用原子炉を冷却する手段がある。

蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ 可搬型ホース・接続口
- ・ ホース延長・回収車（送水車用）
- ・ 蒸気発生器
- ・ 2 次冷却設備（給水設備）配管
- ・ 2 次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・ 2 次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁
- ・ 非常用取水設備
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 燃料補給設備

#### iv. 復旧

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、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで電動補助給水ポンプを復旧し、発電用原子炉を冷却する手段がある。常設代替交流電源設備へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより、電動補助給水ポンプを十分な期間、運転継続することが可能である。

##### (i) 電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への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
- ・ 補助給水ピット
- ・ 蒸気発生器
- ・ 2次冷却設備（給水設備）配管
- ・ 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 常設代替交流電源設備

#### v. 重大事故等対処設備と自主対策設備

蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（注水）で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備及び所内常設蓄電式直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット、蒸気発生器、2次冷却設備（給水設備）配管、2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁及び2次冷却設備（主蒸

気設備) 配管・弁は重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として位置付ける。

蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却 (蒸気放出) で使用する設備のうち、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器及び 2 次冷却設備 (主蒸気設備) 配管・弁は重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として位置付ける。

復旧で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備及び所内常設蓄電式直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、電動補助給水ポンプ、補助給水ピット、蒸気発生器、2 次冷却設備 (給水設備) 配管及び 2 次冷却設備 (補助給水設備) 配管・弁は重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として位置付ける。

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」に要求される設備がすべて網羅されている。

(添付資料 1.4.1)

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

・ SG 直接給水用高圧ポンプ、補助給水ピット

系統構成に時間を要し、蒸気発生器への注水開始までの所要時間が約 60 分となるため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を確保することは困難であ

るが、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。

- ・可搬型大型送水ポンプ車，代替給水ピット，原水槽，2次系純水タンク，ろ過水タンク

ポンプ吐出圧力が約 1.3MPa[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。

#### c. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備

機能喪失原因対策分析の結果，フロントライン系故障として余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等を想定する。

また，サポート系故障として全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失を想定する。

##### (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

###### i. 炉心注水

発電用原子炉停止中において，設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプの故障等により発電用原子炉からの除熱ができない場合は，炉心注水により発電用原子炉を冷却する手段がある。

###### (i) 充てんポンプによる発電用原子炉の冷却

充てんポンプによる発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・充てんポンプ
- ・燃料取替用水ピット

- ・ほう酸ポンプ
- ・ほう酸タンク
- ・1次系補給水ポンプ
- ・1次系純水タンク
- ・再生熱交換器
- ・非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・化学体積制御設備 配管・弁
- ・給水処理設備 配管・弁
- ・1次冷却設備
- ・原子炉容器
- ・原子炉補機冷却設備
- ・非常用取水設備
- ・常用電源設備
- ・非常用交流電源設備

(ii) 高圧注入ポンプによる発電用原子炉の冷却

高圧注入ポンプによる発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧注入ポンプ
- ・燃料取替用水ピット
- ・ほう酸注入タンク
- ・非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・非常用炉心冷却設備（高圧注入系）配管・弁
- ・原子炉補機冷却設備
- ・非常用取水設備
- ・1次冷却設備

- ・原子炉容器
- ・非常用交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備

## ii. 代替炉心注水

発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプの故障等により発電用原子炉からの除熱ができない場合は、代替炉心注水により発電用原子炉を冷却する手段がある。

### (i) 燃料取替用水ピットからの重力注水による発電用原子炉の冷却

燃料取替用水ピットからの重力注水による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料取替用水ピット
- ・余熱除去ポンプ
- ・余熱除去冷却器
- ・非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁
- ・1次冷却設備
- ・原子炉容器
- ・非常用交流電源設備

### (ii) B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による発電用原子炉の冷却

B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・B-格納容器スプレイポンプ



- ・燃料取替用水ピット
- ・B格納容器スプレイ冷却器
- ・非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁
- ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁
- ・1次冷却設備
- ・原子炉容器
- ・原子炉補機冷却設備
- ・非常用取水設備
- ・非常用交流電源設備

(iii) 代替格納容器スプレイポンプによる発電用原子炉の冷却  
代替格納容器スプレイポンプによる発電用原子炉の冷却  
で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替格納容器スプレイポンプ
- ・燃料取替用水ピット
- ・補助給水ピット
- ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁
- ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁
- ・1次冷却設備
- ・原子炉容器
- ・代替所内電気設備
- ・非常用交流電源設備

(iv) 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプに

よる発電用原子炉の冷却

電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・電動機駆動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・可搬型ホース
- ・火災防護設備（消火栓設備）配管・弁
- ・給水処理設備 配管・弁
- ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁
- ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁
- ・1次冷却設備
- ・原子炉容器
- ・常用電源設備

(v) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・可搬型ホース・接続口
- ・ホース延長・回収車（送水車用）
- ・非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁
- ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁
- ・1次冷却設備

- ・原子炉容器
- ・非常用取水設備
- ・燃料補給設備

(vi) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・可搬型ホース・接続口
- ・ホース延長・回収車（送水車用）
- ・代替給水ピット
- ・非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁
- ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁
- ・1次冷却設備
- ・原子炉容器
- ・燃料補給設備

(vii) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・可搬型ホース・接続口
- ・ホース延長・回収車（送水車用）
- ・原水槽

- ・ 2次系純水タンク
- ・ ろ過水タンク
- ・ 非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・ 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁
- ・ 給水処理設備 配管・弁
- ・ 1次冷却設備
- ・ 原子炉容器
- ・ 燃料補給設備

### iii. 再循環運転

発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプの故障等により発電用原子炉からの除熱ができない場合は、再循環運転により発電用原子炉を冷却する手段がある。

#### (i) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転

高圧注入ポンプによる高圧再循環運転で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入ポンプ
- ・ 格納容器再循環サンプ
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ 安全注入ポンプ再循環サンプ側入口 C/V 外側隔離弁
- ・ ほう酸注入タンク
- ・ 非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・ 非常用炉心冷却設備（高圧注入系）配管・弁
- ・ 原子炉補機冷却設備

- ・非常用取水設備
- ・1次冷却設備
- ・原子炉容器
- ・非常用交流電源設備

#### iv. 代替再循環運転

発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプの故障等により発電用原子炉からの除熱ができない場合は、代替再循環運転により発電用原子炉を冷却する手段がある。

(i) B-格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用) による代替再循環運転

B-格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用) による代替再循環運転で使用する設備は以下のとおり。

- ・B-格納容器スプレイポンプ
- ・B-格納容器スプレイ冷却器
- ・格納容器再循環サンプ
- ・格納容器再循環サンプスクリーン
- ・B-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口 C/V 外側隔離弁
- ・非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・非常用炉心冷却設備 (低圧注入系) 配管・弁
- ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁
- ・1次冷却設備
- ・原子炉容器
- ・原子炉補機冷却設備

- ・非常用取水設備
- ・非常用交流電源設備

v. 蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（注水）

発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプの故障等により発電用原子炉からの除熱ができない場合は、蒸気発生器 2 次側からの除熱により発電用原子炉を冷却する手段がある。

(i) 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

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で使用する設備は以下のとおり。

- ・電動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・補助給水ピット
- ・蒸気発生器
- ・2 次冷却設備（給水設備）配管
- ・2 次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・2 次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁
- ・非常用交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備

(ii) 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水

電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・電動主給水ポンプ

- ・脱気器タンク
- ・蒸気発生器
- ・2次冷却設備（給水設備）配管・弁
- ・常用電源設備

(iii) SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水

SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・SG 直接給水用高圧ポンプ
- ・可搬型ホース
- ・補助給水ピット
- ・蒸気発生器
- ・2次冷却設備（給水設備）配管
- ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備

(iv) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・可搬型ホース・接続口
- ・ホース延長・回収車（送水車用）
- ・蒸気発生器
- ・2次冷却設備（給水設備）配管
- ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁

- ・非常用取水設備
- ・非常用交流電源設備
- ・燃料補給設備

(v) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・可搬型ホース・接続口
- ・ホース延長・回収車（送水車用）
- ・代替給水ピット
- ・蒸気発生器
- ・2次冷却設備（給水設備）配管
- ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・非常用交流電源設備
- ・燃料補給設備

(vi) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・可搬型ホース・接続口
- ・ホース延長・回収車（送水車用）
- ・原水槽
- ・2次系純水タンク



- ・ろ過水タンク
- ・蒸気発生器
- ・2次冷却設備（給水設備）配管
- ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・給水処理設備 配管・弁
- ・非常用交流電源設備
- ・燃料補給設備

vi. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（蒸気放出）

発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプの故障等により発電用原子炉からの除熱ができない場合は、蒸気発生器2次側からの除熱により発電用原子炉を冷却する手段がある。

(i) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出

主蒸気逃がし弁による蒸気放出で使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし弁
- ・蒸気発生器
- ・2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁
- ・所内常設蓄電式直流電源設備

(ii) タービンバイパス弁による蒸気放出

タービンバイパス弁による蒸気放出により発電用原子炉を冷却する手段がある。

- ・タービンバイパス弁
- ・蒸気発生器

- ・復水器
- ・2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁
- ・常用電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備

vii. 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却

発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプの故障等により発電用原子炉からの除熱ができない場合は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより発電用原子炉を冷却する手段がある。

蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・可搬型ホース・接続口
- ・ホース延長・回収車（送水車用）
- ・蒸気発生器
- ・2次冷却設備（給水設備）配管
- ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁
- ・非常用取水設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・燃料補給設備

viii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

炉心注水で使用する設備のうち、充てんポンプ、燃料取替用水ピット、再生熱交換器、非常用炉心冷却設備配管・弁、化学

体積制御設備配管・弁，1次冷却設備，所内常設蓄電式直流電源設備及び原子炉容器は重大事故等対処設備として位置付ける。また，高圧注入ポンプ，燃料取替用水ピット，ほう酸注入タンク，非常用炉心冷却設備配管・弁，非常用炉心冷却設備（高圧注入系）配管・弁，1次冷却設備，原子炉容器，原子炉補機冷却設備，非常用取水設備及び非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

代替炉心注水で使用する設備のうち，B-格納容器スプレイポンプ，代替格納容器スプレイポンプ，燃料取替用水ピット，補助給水ピット，可搬型大型送水ポンプ車，B-格納容器スプレイ冷却器，非常用炉心冷却設備配管・弁，非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁，原子炉格納容器スプレイ設備配管・弁，1次冷却設備，原子炉容器，代替所内電気設備，2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁，可搬型ホース・接続口，ホース延長・回収車（送水車用），非常用取水設備及び燃料補給設備は，重大事故等対処設備として位置付ける。また，原子炉補機冷却設備，非常用取水設備及び非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

再循環運転で使用する設備のうち，高圧注入ポンプ，ほう酸注入タンク，格納容器再循環サンプ，格納容器再循環サンプスクリーン，安全注入ポンプ再循環サンプ側入口 C/V 外側隔離弁，非常用炉心冷却設備配管・弁，非常用炉心冷却設備（高圧注入系）配管・弁，原子炉補機冷却設備，非常用取水設備，1次冷却設備，原子炉容器及び非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

代替再循環運転で使用する設備のうち、B-格納容器スプレ  
イポンプ、B-格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環サン  
プ、格納容器再循環サンプスクリーン、B-安全注入ポンプ再  
循環サンプ側入口C/V外側隔離弁、非常用炉心冷却設備配管・  
弁、非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁、原子炉格納  
容器スプレイ設備配管・弁、1次冷却設備及び原子炉容器は重  
大事故等対処設備として位置付ける。また、原子炉補機冷却設  
備、非常用取水設備及び非常用交流電源設備は重大事故等対処  
設備（設計基準拡張）として位置付ける。

蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（注  
水）で使用する設備のうち、所内常設蓄電式直流電源設備は重  
大事故等対処設備として位置付ける。また、電動補助給水ポン  
プ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット、蒸気発生器、  
2次冷却設備（給水設備）配管、2次冷却設備（補助給水設備）  
配管・弁、2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁及び非常用交  
流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置  
付ける。

蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（蒸  
気放出）で使用する設備のうち、所内常設蓄電式直流電源設備  
は重大事故等対処設備として位置付ける。また、主蒸気逃がし  
弁、蒸気発生器及び2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁は重  
大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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」に要求される設備がすべて網羅  
されている。

(添付資料 1.4.1)

以上の重大事故等対処設備により，発電用原子炉停止中において，設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプの故障等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても，発電用原子炉を冷却することができる。また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・ほう酸ポンプ，ほう酸タンク，1次系補給水ポンプ，1次系純水タンク

原子炉補給系の補給水供給設備である1次系純水タンク及び1次系補給水ポンプは耐震性がないものの，1次系純水タンク及び1次系補給水ポンプが健全であれば燃料取替用水ピットの代替手段として有効である。

- ・燃料取替用水ピット

プラント状況により燃料取替用水ピットの水頭圧が1次冷却材圧力を下回り，原子炉容器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。

- ・電動機駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク

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。

- ・可搬型大型送水ポンプ車，代替給水ピット

水源である代替給水ピットは耐震性がないものの，設備が健全であれば炉心注水の代替手段として有効である。

- ・可搬型大型送水ポンプ車，原水槽，2次系純水タンク，ろ過水タンク

水源である原水槽は耐震性がないものの，設備が健全であれば炉心注水の代替手段として有効である。

- ・電動主給水ポンプ，脱気器タンク

耐震性がないものの，常用母線が健全で，脱気器タンクの保有水があれば，補助給水ポンプの代替手段として有効である。

- ・SG 直接給水用高圧ポンプ，補助給水ピット

系統構成に時間を要し，蒸気発生器への注水開始までの所要時間が約 60 分となるため，蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を確保することは困難であるが，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。

- ・可搬型大型送水ポンプ車，代替給水ピット，原水槽，2次系純水タンク，ろ過水タンク

ポンプ吐出圧力が約 1.3MPa[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。

- ・タービンバイパス弁

耐震性がないものの，常用母線が健全で復水器の真空状態が維持できていれば，主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 代替炉心注水

発電用原子炉停止中において、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は、代替炉心注水により発電用原子炉を冷却する手段がある。

(i) 燃料取替用水ピットからの重力注水による発電用原子炉の冷却

燃料取替用水ピットからの重力注水による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料取替用水ピット
- ・余熱除去ポンプ
- ・余熱除去冷却器
- ・非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁
- ・1次冷却設備
- ・原子炉容器

(ii) 代替格納容器スプレイポンプによる発電用原子炉の冷却

代替格納容器スプレイポンプによる発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替格納容器スプレイポンプ
- ・燃料取替用水ピット
- ・非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁
- ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁

- ・ 1次冷却設備
- ・ 原子炉容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備
- ・ 補助給水ピット
- ・ 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁

(iii) B-充てんポンプ（自己冷却）による発電用原子炉の冷却

B-充てんポンプ（自己冷却）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ B-充てんポンプ
- ・ 燃料取替用水ピット
- ・ 再生熱交換器
- ・ 非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・ 化学体積制御設備 配管・弁
- ・ 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁
- ・ 1次冷却設備
- ・ 原子炉容器
- ・ 常設代替交流電源設備

(iv) B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による発電用原子炉の冷却

B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による発電用原子炉の冷却で使用する設備



は以下のとおり。

- ・ B ー格納容器スプレイポンプ
- ・ 燃料取替用水ピット
- ・ 可搬型ホース
- ・ B ー格納容器スプレイ冷却器
- ・ 非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・ 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁
- ・ 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁
- ・ 1 次冷却設備
- ・ 原子炉容器
- ・ 常設代替交流電源設備

(v) ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動機駆動消火ポンプによる発電用原子炉の冷却

ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動機駆動消火ポンプによる発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 電動機駆動消火ポンプ
- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ ろ過水タンク
- ・ 可搬型ホース
- ・ 火災防護設備（消火栓設備）配管・弁
- ・ 給水処理設備 配管・弁
- ・ 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁

- ・ 1次冷却設備
- ・ 原子炉容器
- ・ 常用電源設備

(vi) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ 可搬型ホース・接続口
- ・ ホース延長・回収車（送水車用）
- ・ 非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・ 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁
- ・ 1次冷却設備
- ・ 原子炉容器
- ・ 非常用取水設備
- ・ 燃料補給設備

(vii) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ 可搬型ホース・接続口
- ・ ホース延長・回収車（送水車用）
- ・ 代替給水ピット

- ・非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁
- ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁
- ・1次冷却設備
- ・原子炉容器
- ・燃料補給設備

(viii) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・可搬型ホース・接続口
- ・ホース延長・回収車（送水車用）
- ・原水槽
- ・2次系純水タンク
- ・ろ過水タンク
- ・非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁
- ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁
- ・給水処理設備 配管・弁
- ・1次冷却設備
- ・原子炉容器
- ・燃料補給設備

## ii. 代替再循環運転

発電用原子炉停止中において、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は，代替再循環運転により発電用原子炉を冷却する手段がある。

(i) 可搬型大型送水ポンプ車を用いた A－高圧注入ポンプ  
(海水冷却) による高圧代替再循環運転

可搬型大型送水ポンプ車を用いた A－高圧注入ポンプ  
(海水冷却) による高圧代替再循環運転で使用する設備は以下のとおり。

- ・ A－高圧注入ポンプ
- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ 可搬型ホース・接続口
- ・ ホース延長・回収車（送水車用）
- ・ 格納容器再循環サンプ
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ A－安全注入ポンプ再循環サンプ側入口 C/V 外側隔離弁
- ・ ほう酸注入タンク
- ・ 非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・ 非常用炉心冷却設備（高圧注入系）配管・弁
- ・ 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁
- ・ 1次冷却設備
- ・ 原子炉容器
- ・ 非常用取水設備
- ・ 常設代替交流電源設備

- ・燃料補給設備

iii. 蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（注水）

発電用原子炉停止中において，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は，蒸気発生器 2 次側からの除熱により発電用原子炉を冷却する手段がある。

(i) 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

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で使用する設備は以下のとおり。

- ・電動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・補助給水ピット
- ・蒸気発生器
- ・2 次冷却設備（給水設備）配管
- ・2 次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・2 次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁
- ・常設代替交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備

(ii) SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水

SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・SG 直接給水用高圧ポンプ
- ・可搬型ホース

- ・補助給水ピット
- ・蒸気発生器
- ・2次冷却設備（給水設備）配管
- ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・常設代替交流電源設備

(iii) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・可搬型ホース・接続口
- ・ホース延長・回収車（送水車用）
- ・蒸気発生器
- ・2次冷却設備（給水設備）配管
- ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・非常用取水設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(iv) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・可搬型ホース・接続口
- ・ホース延長・回収車（送水車用）

- ・代替給水ピット
- ・蒸気発生器
- ・2次冷却設備（給水設備）配管
- ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・常設代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(v) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・可搬型ホース・接続口
- ・ホース延長・回収車（送水車用）
- ・原水槽
- ・2次系純水タンク
- ・ろ過水タンク
- ・蒸気発生器
- ・2次冷却設備（給水設備）配管
- ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・給水処理設備 配管・弁
- ・常設代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

iv. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（蒸気放出）

発電用原子炉停止中において、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は，蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却により発電用原子炉を冷却する手段がある。

(i) 主蒸気逃がし弁の現場手動操作による蒸気放出

主蒸気逃がし弁の現場手動操作による蒸気放出で使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし弁
- ・蒸気発生器
- ・2 次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁

v. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却

発電用原子炉停止中において，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は，蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードにより発電用原子炉を冷却する手段がある。蒸気発生器 2 次側フィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・可搬型ホース・接続口
- ・ホース延長・回収車（送水車用）
- ・蒸気発生器
- ・2 次冷却設備（給水設備）配管
- ・2 次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・2 次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁
- ・非常用取水設備



- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 燃料補給設備

vi. 復旧

発電用原子炉停止中において、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は、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、自己冷却運転又は代替補機冷却により冷却水を確保することで充てんポンプ、高圧注入ポンプ又は電動補助給水ポンプを復旧し、発電用原子炉を冷却する手段がある。

常設代替交流電源設備及び代替補機冷却に使用する設備へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより、充てんポンプ、高圧注入ポンプ又は電動補助給水ポンプを十分な期間、運転継続することが可能である。

(i) B－充てんポンプ（自己冷却）による発電用原子炉の冷却

B－充てんポンプ（自己冷却）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ B－充てんポンプ
- ・ 燃料取替用水ピット
- ・ 再生熱交換器
- ・ 非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・ 化学体積制御設備 配管・弁
- ・ 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁

- ・ 1 次冷却設備
- ・ 原子炉容器
- ・ 常設代替交流電源設備

(ii) 可搬型大型送水ポンプ車を用いた A－高圧注入ポンプ  
(海水冷却) による高圧代替再循環運転

可搬型大型送水ポンプ車を用いた A－高圧注入ポンプ  
(海水冷却) による高圧代替再循環運転で使用する設備は  
以下のとおり。

- ・ A－高圧注入ポンプ
- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ 可搬型ホース・接続口
- ・ ホース延長・回収車（送水車用）
- ・ 格納容器再循環サンプ
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ A－安全注入ポンプ再循環サンプ側入口 C/V 外側隔離  
弁
- ・ ほう酸注入タンク
- ・ 非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・ 非常用炉心冷却設備（高圧注入系）配管・弁
- ・ 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・  
弁
- ・ 1 次冷却設備
- ・ 原子炉容器
- ・ 非常用取水設備
- ・ 常設代替交流電源設備

- ・燃料補給設備

(iii) 電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への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
- ・補助給水ピット
- ・蒸気発生器
- ・2次冷却設備（給水設備）配管
- ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・常設代替交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備

vii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替炉心注水で使用する設備のうち、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット、補助給水ピット、B-充てんポンプ、可搬型大型送水ポンプ車、可搬型ホース・接続口、ホース延長・回収車（送水車用）、非常用炉心冷却設備配管・弁、非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁、原子炉格納容器スプレイ設備配管・弁、1次冷却設備、原子炉容器、2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁、再生熱交換器、化学体積制御設備配管・弁、原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、非常用取水設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替再循環運転で使用する設備のうち、可搬型大型送水ポンプ車、可搬型ホース・接続口、ホース延長・回収車（送水車

用), 原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水設備)配管・弁, 非常用取水設備, 常設代替交流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また, A-高圧注入ポンプ, 格納容器再循環サンプ, 格納容器再循環サンプスクリーン, A-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁, ほう酸注入タンク, 非常用炉心冷却設備配管・弁, 非常用炉心冷却設備(高圧注入系)配管・弁, 1次冷却設備及び原子炉容器は重大事故等対処設備(設計基準拡張)として位置付ける。

蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却(注水)で使用する設備のうち, 常設代替交流電源設備及び所内常設蓄電式直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また, 電動補助給水ポンプ, タービン動補助給水ポンプ, 補助給水ピット, 蒸気発生器, 2次冷却設備(給水設備)配管, 2次冷却設備(補助給水設備)配管・弁及び2次冷却設備(主蒸気設備)配管・弁は重大事故等対処設備(設計基準拡張)として位置付ける。

蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却(蒸気放出)に使用する主蒸気逃がし弁, 蒸気発生器及び2次冷却設備(主蒸気設備)配管・弁は, 重大事故等対処設備(設計基準拡張)として位置付ける。

復旧で使用する設備のうち, B-充てんポンプ, 燃料取替用水ピット, 可搬型大型送水ポンプ車, 可搬型ホース・接続口, ホース延長・回収車(送水車用), 常設代替交流電源設備, 所内常設蓄電式直流電源設備, 再生熱交換器, 非常用炉心冷却設備配管・弁, 化学体積制御設備配管・弁, 原子炉補機冷却設備

(原子炉補機冷却水設備) 配管・弁, 1次冷却設備, 原子炉容器, 非常用取水設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また, A-高圧注入ポンプ, 格納容器再循環サンプ, 格納容器再循環サンプスクリーン, A-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口 C/V 外側隔離弁, ほう酸注入タンク, 非常用炉心冷却設備配管・弁, 非常用炉心冷却設備 (高圧注入系) 配管・弁, 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水設備) 配管・弁, 1次冷却設備, 原子炉容器, 電動補助給水ポンプ, 補助給水ピット, 蒸気発生器, 2次冷却設備 (給水設備) 配管及び2次冷却設備 (補助給水設備) 配管・弁は重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として位置付ける。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」に要求される設備がすべて網羅されている。

(添付資料 1.4.1)

以上の重大事故等対処設備により, 発電用原子炉停止中において, 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失した場合においても, 発電用原子炉を冷却することができる。また, 以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため, 自主対策設備として位置付ける。あわせて, その理由を示す。

- ・燃料取替用水ピット

プラント状況により燃料取替用水ピットの水頭圧が1次冷却材圧力を下回り, 原子炉容器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。

- ・ B ー格納容器スプレイポンプ，燃料取替用水ピット

自己冷却で使用した場合，原子炉補機冷却水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水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代替格納容器スプレイ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の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手段として有効である。

- ・ 電動機駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク

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。

- ・ 可搬型大型送水ポンプ車，代替給水ピット

水源である代替給水ピットは耐震性がないものの，設備が健全であれば炉心注水の代替手段として有効である。

- ・ 可搬型大型送水ポンプ車，原水槽，2次系純水タンク，ろ過水タンク

水源である原水槽は耐震性がないものの，設備が健全であれば炉心注水の代替手段として有効である。

- ・ SG 直接給水用高圧ポンプ，補助給水ピット

系統構成に時間を要し，蒸気発生器への注水開始までの所要時間が約 60 分となるため，蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を確保することは困難であるが，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。

- ・可搬型大型送水ポンプ車，代替給水ピット，原水槽，2次系純水タンク，ろ過水タンク

ポンプ吐出圧力が約 1.3MPa[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。

#### d. 手順等

上記「a. 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手段及び設備」，「b. 1次冷却材喪失事象が発生していない場合の対応手段及び設備」及び「c. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，発電課長（当直），運転員及び災害対策要員の対応として発電用原子炉の冷却を維持する手順書等に定める（第1.4.1表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.4.2表，第1.4.3表）。

（添付資料 1.4.2）

### 1.4.2 重大事故等時の手順

#### 1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順

##### (1) フロントライン系故障時の対応手順

##### a. 炉心注水

##### (a) 充てんポンプによる原子炉容器への注水

非常用炉心冷却設備である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ピット水を原子炉容器へ注水する機能が喪失した場合において、充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉容器へ注水する。

また、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、1次系補給水ポンプ及び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

1次冷却材喪失事象が発生後、1系統以上の非常用炉心冷却設備による原子炉容器への注水を高圧注入流量及び低圧注入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、かつ原子炉容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合。

#### ii. 操作手順

充てんポンプによる原子炉容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.4.2図に、タイムチャートを第1.4.3図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に充てんポンプによる原子炉容器への注水準備と系統構成を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で充てんポンプ水源を体積制御タンクから燃料取替用水ピットへ切り替え、原子炉容器への注水のための系統構成を実施し、発電課長（当直）に報告する。
- ③ 発電課長（当直）は、運転員に充てんポンプによる原子炉容器への注水が可能となれば、注水開始を指示する。



- ④ 運転員（中央制御室）Aは、充てんポンプが運転していない場合は、中央制御室で充てんポンプを起動後、充てん流量制御弁を開操作し、原子炉容器への注水を行い、発電課長（当直）に報告する。
- ⑤ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で1次冷却材温度、充てん流量等により原子炉容器の冷却及び充てん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。
- ⑥ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で原子炉容器水位等により1次冷却系の保有水量が回復していることを確認し、発電課長（当直）に報告する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから充てんポンプによる原子炉容器への注水開始まで5分以内で可能である。

### b. 代替炉心注水

- (a) B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水

非常用炉心冷却設備である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ピット水を原子炉容器へ注水する機能が喪失した場合に、B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット水を原子炉容器へ注水する。

#### i. 手順着手の判断基準

充てんポンプによる原子炉容器への注水開始後、又は充てんポンプの故障等により原子炉容器への注水を充てん流量等にて

確認できない場合に、原子炉容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

## ii. 操作手順

B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.4.4 図に、タイムチャートを第 1.4.5 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水準備と系統構成を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A は、中央制御室で B-格納容器スプレイポンプが起動している場合は停止する。
- ③ 運転員（中央制御室）A 及び運転員（現場）B は、中央制御室及び現場で B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水の系統構成を実施し、発電課長（当直）に報告する。
- ④ 発電課長（当直）は、B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水が可能となれば、運転員に注水開始を指示する。
- ⑤ 運転員（中央制御室）A は、中央制御室で B-格納容器スプレイポンプを起動し、発電課長（当直）に報告する。
- ⑥ 運転員（中央制御室）A は、中央制御室で B-格納容器スプレイ流量等により原子炉容器への注水が開始されたことを確認する。
- ⑦ 運転員（中央制御室）A は、中央制御室で炉心出口温度

の低下等により、発電用原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。

- ⑧ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で原子炉容器水位等により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

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからB一格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水開始まで25分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

（添付資料 1.4.4）

静的機器の単一故障であるB一格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、B一格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水はできない。これと同時に、A一格余熱除去ポンプ、A一格高圧注入ポンプ及びB一格高圧注入ポンプの3つの動的機器の多重故障の組合せを想定した場合は、原子炉容器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、万一の場合においては原子炉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) 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水

非常用炉心冷却設備である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ピット水を原子炉容器へ注水する機能が喪失した場合、代替格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉容器に注水する。

代替格納容器スプレイポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、補助給水ピットを使用する。

炉心損傷前に代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイを実施していた場合に、原子炉容器への注水が必要と判断すれば、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容器から原子炉容器へ切り替え、原子炉容器への注水を行う。

なお、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水を実施している場合に、炉心損傷と判断すれば、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替える。

#### i. 手順着手の判断基準

B-格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉容器への注水をB-格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合に、原子炉容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

#### ii. 操作手順

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.4.6図に、タイムチャートを第1.4.7図及び1.4.8図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に代替格納容器スプレイポンプによ

る原子炉容器への注水の準備作業と系統構成を指示する。

- ② 運転員（現場）Cは、非常用高圧母線による給電が必要な場合、現場でA又はB－非常用高圧母線の受電遮断器の投入操作を実施する。又は、運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で代替非常用発電機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（中央制御室）A、運転員（現場）B及び災害対策要員は、中央制御室及び現場で、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水を行うための系統構成を行い、現場で系統の水張り操作を実施し、発電課長（当直）に報告する。
- ④ 発電課長（当直）は、運転員及び災害対策要員に原子炉容器への注水が可能となれば、注水開始を指示する。
- ⑤ 運転員（現場）Bは、現場で代替格納容器スプレイポンプを起動し、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等により、代替格納容器スプレイポンプの運転状態に異常がないことを確認し、加圧器水位が監視可能となるまでは最大流量で注水し、発電課長（当直）に報告する。
- ⑥ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で炉心出口温度等により、発電用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（中央制御室）A、運転員（現場）B及び災害対策要員は、中央制御室で原子炉容器水位等により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、現場で代替格納容器スプ

レイ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。

【代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容器から原子炉容器へ切り替える場合の手順】

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイを確認し、運転員に代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容器から原子炉容器へ切り替え、原子炉容器への注水を行うことを指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A及び運転員（現場）Bは、中央制御室及び現場で代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容器から原子炉容器へ切り替え、発電課長（当直）に報告する。
- ③ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等により、代替格納容器スプレイポンプの運転状態に異常がないことを確認し、加圧器水位が監視可能となるまでは最大流量で注水する。
- ④ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で炉心出口温度等を監視し、発電用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（中央制御室）A及び運転員（現場）Bは、中央制御室で原子炉容器水位等により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、現場で代替格納容器スプレイ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

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水開始まで35分以内で可能である。

なお、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容器から原子炉容器へ切り替える場合の上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水開始まで25分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

（添付資料 1.4.5）

### (c) 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水

非常用炉心冷却設備である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ピット水を原子炉容器へ注水する機能が喪失した場合、常用設備である電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプ（以下「消火ポンプ」という。）によりろ過水タンク水を原子炉容器へ注水する。

使用に際しては、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

代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉容器へ

の注水が代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合に、原子炉容器へ注水するために必要なる過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

消火ポンプによる原子炉容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.4.9 図に、タイムチャートを第 1.4.10 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に消火ポンプによる原子炉容器への注水準備と系統構成を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B 及び運転員（現場）C 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。また、消火水系と格納容器スプレイ系の接続のため可搬型ホースの取付けを実施し、発電課長（当直）に報告する。
- ③ 発電課長（当直）は、消火ポンプによる原子炉容器への注水が可能となれば、運転員に注水開始を指示する。
- ④ 運転員（中央制御室）A は、中央制御室で消火ポンプを起動し、原子炉容器への注水を開始し、発電課長（当直）に報告する。
- ⑤ 運転員（中央制御室）A は、中央制御室で AM 用消火水積算流量等により原子炉容器への注水が開始されたことを



確認する。

⑥ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で炉心出口温度等の指示値の低下又は炉外核計装による原子炉出力の監視等により、原子炉容器が冷却状態にあることを継続して確認する。

⑦ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で原子炉容器水位等により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

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火ポンプによる原子炉容器への注水開始まで40分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

（添付資料 1.4.6）

(d) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水

非常用炉心冷却設備である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ピット水を原子炉容器へ注水する機能が喪失した場合、可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉容器へ注水する。

#### i. 手順着手の判断基準

代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉容器へ

の注水が代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合。

## ii. 操作手順

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.4.11 図に、タイムチャートを第 1.4.12 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき運転員及び災害対策要員に海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水の準備作業と系統構成を指示する。
- ② 災害対策要員は、現場の資機材の保管場所へ移動し、現場で可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は、現場で可搬型ホースを屋内に敷設し、非常用炉心冷却系の配管と接続する。
- ④ 災害対策要員は、現場でホース延長・回収車（送水車用）にて可搬型ホースを屋外に敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は、現場で海水取水箇所近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置する。
- ⑥ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車から水中ポンプを取り出し、可搬型ホースと接続後、海水取水箇所に水中ポンプを水面より低く、かつ着底しない位置に設置する。
- ⑦ 災害対策要員は、可搬型大型送水ポンプ車による原子炉

容器への注水準備が完了したことを発電課長（当直）に報告する。

- ⑧ 運転員（中央制御室）A，運転員（現場）B及びCは，中央制御室及び現場で代替炉心注水の系統構成を実施し，発電課長（当直）に報告する。
- ⑨ 運転員（中央制御室）Aは，炉外核計装により原子炉出力の監視が可能であることを確認する。
- ⑩ 発電課長（当直）は，原子炉容器への注水が可能となり，かつその他の注水手段が喪失していれば，運転員及び災害対策要員に注水開始を指示する。
- ⑪ 災害対策要員は，現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し，原子炉容器への注水を開始する。また，可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認し，発電課長（当直）に報告する。
- ⑫ 運転員（中央制御室）Aは，中央制御室で代替格納容器スプレイポンプ出口ラインに設置された代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等により原子炉容器への注水が確保されたことを確認する。
- ⑬ 運転員（中央制御室）Aは，中央制御室で炉心出口温度等の低下及び炉外核計装での原子炉出力の監視により，可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないこと及び発電用原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑭ 運転員（中央制御室）Aは，中央制御室で原子炉容器水位等により1次冷却系の保有水量が回復していることを確認する。

- ⑮ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ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補給を実施する。（燃料を補給しない場合、可搬型大型送水ポンプ車は約 5.5 時間の運転が可能。）

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水開始まで 200 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転時と同程度である。

速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は可搬型大型送水ポンプ車の保管場所及び作業場所近傍に配備する。

可搬型大型送水ポンプ車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

（添付資料 1.4.7）

- (e) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水

非常用炉心冷却設備である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ピット水を原子炉容器へ注水する機

能が喪失した場合に、代替給水ピットを水源として可搬型大型送水ポンプ車により原子炉容器へ注水する。

i. 手順着手の判断基準

代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉容器への注水を代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合において、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する又は原水槽が使用できないと判断し、代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

ii. 操作手順

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.4.13 図に、タイムチャートを第 1.4.14 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水の準備作業と系統構成を指示する。
- ② 災害対策要員は、現場の資機材の保管場所へ移動し、現場で可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は、現場で可搬型ホースを屋内に敷設し、非常用炉心冷却系の配管と接続する。
- ④ 災害対策要員は、現場でホース延長・回収車（送水車用）にて可搬型ホースを屋外に敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は、現場で代替給水ピット近傍に可搬型大

型送水ポンプ車を設置し，可搬型大型送水ポンプ車の吸管を代替給水ピットへ挿入する。

- ⑥ 災害対策要員は，代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水準備が完了したことを発電課長（当直）に報告する。
- ⑦ 運転員（中央制御室）A，運転員（現場）B及びCは，中央制御室及び現場で原子炉容器への注水の系統構成を実施し，発電課長（当直）に報告する。
- ⑧ 運転員（中央制御室）Aは，炉外核計装により原子炉出力の監視が可能であることを確認する。
- ⑨ 発電課長（当直）は，代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水が可能となり，かつその他の注水手段が喪失していれば，運転員及び災害対策要員に原子炉容器への注水開始を指示する。
- ⑩ 災害対策要員は，現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し，原子炉容器への注水を開始する。また，可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認し，発電課長（当直）に報告する。
- ⑪ 運転員（中央制御室）Aは，中央制御室で代替格納容器スプレイポンプ出口ラインに設置された代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等により原子炉容器への注水が確保されたことを確認し，発電課長（当直）に報告する。
- ⑫ 運転員（中央制御室）Aは，中央制御室で炉心出口温度等の低下及び炉外核計装での原子炉出力の監視により，可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないこと及び発

電用原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。

⑬ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で原子炉容器水位等により1次冷却系の保有水量が回復していることを確認する。

⑭ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ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補給を実施する（燃料を補給しない場合、可搬型大型送水ポンプ車は約5.5時間の運転が可能）。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水開始まで145分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

作業環境の周囲温度は通常運転時と同程度である。

速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は可搬型大型送水ポンプ車の保管場所及び作業場所近傍に配備する。

可搬型大型送水ポンプ車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

(f) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水

非常用炉心冷却設備である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ピット水を原子炉容器へ注水する機能が喪失した場合に、原水槽を水源として可搬型大型送水ポンプ車により原子炉容器へ注水する。

i. 手順着手の判断基準

代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉容器への注水を代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合において、海水の取水ができないと判断し、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

ii. 操作手順

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.4.15 図に、タイムチャートを第 1.4.16 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水の準備作業と系統構成を指示する。
- ② 災害対策要員は、現場の資機材の保管場所へ移動し、現場で可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は、現場で可搬型ホースを屋内に敷設し、



非常用炉心冷却系の配管と接続する。

- ④ 災害対策要員は、現場でホース延長・回収車（送水車用）にて可搬型ホースを屋外に敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は、現場で原水槽マンホール近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置し、可搬型大型送水ポンプ車の吸管を原水槽マンホールへ挿入する。
- ⑥ 災害対策要員は、原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水準備が完了したことを発電課長（当直）に報告する。
- ⑦ 運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B及びCは、中央制御室及び現場で原子炉容器への注水の系統構成を実施し、発電課長（当直）に報告する。
- ⑧ 運転員（中央制御室）Aは、炉外核計装により原子炉出力の監視が可能であることを確認する。
- ⑨ 発電課長（当直）は、原子炉容器への注水が可能となり、かつその他の注水手段が喪失していれば、運転員及び災害対策要員に原子炉容器への注水開始を指示する。
- ⑩ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、原子炉容器への注水を開始する。また、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認し、発電課長（当直）に報告する。
- ⑪ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で代替格納容器スプレイポンプ出口ラインに設置された代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等により原子炉容器への注水が確保されたことを確認し、発電課長（当直）に報告する。

- ⑫ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で炉心出口温度等の低下及び炉外核計装での原子炉出力の監視により、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないこと及び発電原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑬ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で原子炉容器水位等により1次冷却系の保有水量が回復していることを確認する。
- ⑭ 発電課長（当直）は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから原水槽への補給を発電所対策本部長に依頼する。
- ⑮ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ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補給を実施する（燃料を補給しない場合、可搬型大型送水ポンプ車は約5.5時間の運転が可能）。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水開始まで200分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転時と同程度である。

速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は可搬型大型送水ポンプ車の保管場所及び作業場所近傍に配備する。

可搬型大型送水ポンプ車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容

易に実施可能である。

また、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

（添付資料 1.4.9）

### c. 再循環運転

#### (a) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転

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冷却器の故障等により余熱除去ポンプによる格納容器再循環サンプル水を原子炉容器へ注水する機能が喪失した場合、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転により原子炉容器へ注水する。原子炉格納容器圧力及び温度が上昇した場合は、格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイ又はC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の冷却に期待する。

#### i. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により、低圧再循環運転による原子炉容器への注水が低圧注入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再循環サンプルの水位が確保されている場合。

#### ii. 操作手順

高圧注入ポンプによる高圧再循環運転手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.4.17 図に、タイムチャートを第 1.4.18 図に示す。

① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に高圧注入ポンプによる高圧再循環運転の確認を指示する。

② 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で1次冷却材温度、高圧注入流量等により高圧注入ポンプによる高圧再循環運転に異常がないことを確認し、発電課長（当直）に報告する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧注入ポンプによる高圧再循環運転開始まで15分以内で可能である。

### d. 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ピット水を原子炉容器に注水し、格納容器再循環サンプル水位が再循環運転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発電用原子炉を冷却する。

(a) B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 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容器へ注水する機能が喪失した場合、B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）及びB-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容器へ注水する。

### i. 手順着手の判断基準

高圧注入ポンプの故障等により，高圧再循環運転による原子炉容器への注水が高圧注入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再循環サンプの水位が確保されている場合。

## ii. 操作手順

B－格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による代替再循環運転手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.4.19 図に，タイムチャートを第 1.4.20 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に B－格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による代替再循環運転準備と系統構成を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A は，中央制御室で B－格納容器スプレイポンプが起動している場合は停止する。
- ③ 運転員（中央制御室）A 及び運転員（現場）B は，中央制御室及び現場で B－格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 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し，発電課長（当直）に報告する。
- ④ 発電課長（当直）は，B－格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）を用いた代替再循環運転による発電用原子炉の冷却が可能となれば，開始を指示する。
- ⑤ 運転員（中央制御室）A は，中央制御室で B－格納容器スプレイポンプを起動し，発電課長（当直）に報告する。
- ⑥ 運転員（中央制御室）A は，中央制御室で B－格納容器スプレイ流量等により原子炉容器への注水流量が確保されたことを確認する。

- ⑦ 運転員は、中央制御室で炉心出口温度等により、発電用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

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからB一格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水開始まで15分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

（添付資料 1.4.10）

(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

B一格納容器スプレイポンプ（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容器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容器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、高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイ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。

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，高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプによる再循環運転で原子炉容器へ注水を行っている場合に，格納容器再循環サンプル水位の低下，ポンプの流量低下，ポンプ出口圧力，電動機電流の変動又は低下等格納容器再循環サンプル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ル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，1.7.2.1(2) a. 「C，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却」の操作手順と同様である。概要図を第 1.4.21 図～第 1.4.23 図に示す。

(添付資料 1.4.11)

- ① 発電課長（当直）は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に格納容器再循環サンプル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（中央制御室）A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し，発電課長（当直）に報告する。
- ③ 運転員（中央制御室）Aは，中央制御室で原子炉格納容器の圧力上昇緩和のため，主蒸気逃がし弁を開操作し蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却を行い，発電課長（当直）に報告する。
- ④ 運転員（中央制御室）A及び運転員（現場）Bは，中央

制御室及び現場で原子炉補機冷却水系の窒素加圧を行い、窒素加圧が完了すればC，D－格納容器再循環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い、発電課長（当直）に報告する。

⑤ 運転員（中央制御室）A及び運転員（現場）Bは、中央制御室及び現場で燃料取替用水ピットの水量確保のため、1次系純水タンク、ほう酸タンク、2次系純水タンク、ろ過水タンク、代替給水ピット、原水槽及び海を水源とした燃料取替用水ピットへの補給を行い、発電課長（当直）に報告する。

⑥ 運転員（中央制御室）A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、他の高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを停止し、発電課長（当直）に報告する。また、原子炉容器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（中央制御室）A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容器への注水に失敗した場合、余熱除去ポンプを停止し、高圧注入ポンプ1台による高圧再循環運転での原子炉容器への注水を行い、発電課長（当直）に報告する。

⑧ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で高圧注入ポンプ1台による高圧再循環運転での原子炉容器への注水に失敗した場合、燃料取替用水ピットを水源とした高圧注入ポンプ1台による原子炉容器への注水を行い、発電課長（当



直)に報告する。

- ⑨ 運転員(中央制御室)Aは、中央制御室で高圧注入ポンプ1台による原子炉容器への注水に失敗した場合、燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプによる原子炉容器への注水を行い、さらに充てんポンプが使用できない場合は代替炉心注水を実施し、発電課長(当直)に報告する。
- ⑩ 運転員(中央制御室)Aは、中央制御室で燃料取替用水ピットの水位を確認し、燃料取替用水ピット水位が3%以下となった場合は、燃料取替用水ピットを水源とするすべてのポンプを停止して、発電課長(当直)に報告する。
- ⑪ 運転員(中央制御室)Aは、中央制御室で燃料取替用水ピットへの補給状況を確認し、補給に成功している場合は、燃料取替用水ピット水位が3%以下にならないように、高圧注入ポンプ、充てんポンプ又は代替炉心注水を断続運転し原子炉容器への注水を継続する。
- ⑫ 運転員(中央制御室)A及び運転員(現場)Bは、中央制御室及び現場で燃料取替用水ピット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、充てんポンプ1台による原子炉容器への注水を行い、発電課長(当直)に報告する。
- ⑬ 運転員(中央制御室)Aは、中央制御室で原子炉容器への注水量が、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に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容器への注水を停止し、発電課長(当直)に報告する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）1名にて実施する。

対応手順のフローチャートを第 1.4.44 図に示す。

代替再循環運転による原子炉容器への注水が実施できない場合、余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁及び安全注入ポンプ再循環サンプ側入口 C/V 外側隔離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、高圧注入ポンプ等により燃料取替用水ピット水を原子炉容器へ注水するとともに、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により原子炉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ーを実施する。

余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁及び安全注入ポンプ再循環サンプ側入口 C/V 外側隔離弁については、定期試験及び定期点検を実施し、信頼性を確保する。

### e. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.4.44 図に示す。

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容器への注水機能が喪失した場合の発電用原子炉の冷却手段の優先順位を以下に示す。

炉心注水による原子炉容器への注水については、重大事故等対処設備であり、早期に運転が可能な充てんポンプを使用する。

代替炉心注水による原子炉容器への注水については、重大事故等対

処設備である，B－格納容器スプレイポンプ及び代替格納容器スプレイポンプを使用した注水手段を優先する。

B－格納容器スプレイポンプ及び代替格納容器スプレイポンプの優先順位については，準備時間の短いB－格納容器スプレイポンプを優先し，それができない場合に代替格納容器スプレイポンプを使用する。

B－格納容器スプレイポンプ及び代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水ができない場合は，常用母線が健全であれば，電動機駆動消火ポンプを使用し，電動機駆動消火ポンプが使用できない場合はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水を行う。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。消火ポンプによる原子炉容器への注水ができない場合は，可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水を行う。

可搬型大型送水ポンプ車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，代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水手段を失った場合に消火ポンプによる原子炉容器への注水と同時に準備を開始する。

可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水のための水源は，水源の切替えによる注水の中断が発生しない海水を優先して使用し，海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には，準備時間が最も短い代替給水ピットを使用する。海水の取水ができない場合は，保有水量が大きい原水槽を使用する。原水槽への補給は，2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし，ろ過水タンクは，重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に使用する。

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。

炉心注水又は代替炉心注水により燃料取替用水ピット水等を原子炉容器へ注水後，格納容器再循環サンプに水源を切り替えて，余熱除去ポンプによる低圧再循環運転が不能であれば，高圧注入ポンプによる高圧再循環運転により発電用原子炉を冷却し，あわせて格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環運転又はC，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する。高圧注入ポンプが使用できない場合は，B－格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による代替再循環運転により発電用原子炉を冷却する。

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 代替炉心注水

(a) 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合において，代替格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉容器へ注水する。

代替格納容器スプレイポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は，補助給水ピットを使用する。

炉心損傷前に代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイを実施していた場合において，代替炉心注水が必要と判断すれば，代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容器から原子炉容器へ切り替え，代替炉心注水を行う。

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，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，代替格納容器スプレイポンプの

注入先を原子炉容器とする準備を行い、常設代替交流電源設備より受電すれば、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水を行う。なお、対応途中で、事象が進展し炉心損傷と判断すれば、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容器へ変更し代替格納容器スプレイを行うとともに、その後、B-充てんポンプ（自己冷却）により原子炉容器への注水を行う。

(添付資料 1.4.12)

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において、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、原子炉容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水については、1.4.2.1(1) b. (b)「代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水開始まで35分以内で可能である。

なお、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容器から原子炉容器へ切り替える場合の上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイポンプ

による原子炉容器への注水開始まで 25 分以内で可能である。

(b) B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と 1 次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、B-充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉容器へ注水する。

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に、代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉容器への注水が代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合に、原子炉容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.4.24 図に、タイムチャートを第 1.4.25 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水の準備作業と系統構成を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B 及び災害対策要員は、中央制御室及び現場で B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水のための系統構成を実施し、発電課長（当直）に報告する。
- ③ 運転員（現場）B 及び災害対策要員は、現場で系統構成完了後に水張り操作を行い、発電課長（当直）に報告する。
- ④ 発電課長（当直）は、運転員に B-充てんポンプ（自己

冷却)による原子炉容器への注水が可能となれば、注水開始を指示する。

- ⑤ 運転員(中央制御室)A及び運転員(現場)Bは、中央制御室でB-充てんポンプを起動する。ポンプ起動後、中央制御室及び現場で充てん流量、B-充てんポンプ油冷却器、封水冷却器補機冷却水流量等を確認し、起動状態に異常がないことを確認し、発電課長(当直)に報告する。
- ⑥ 運転員(現場)B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している手動弁により充てん流量を調整し、1次冷却系の保有水量を回復させる。
- ⑦ 運転員(中央制御室)Aは、中央制御室で炉心出口温度、充てん流量等により、発電用原子炉が冷却状態であること及びB-充てん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。
- ⑧ 運転員(中央制御室)Aは、中央制御室で原子炉容器水位等により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

上記の操作は、運転員(中央制御室)1名、運転員(現場)1名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからB-充てんポンプ(自己冷却)による原子炉容器への注水開始まで40分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.4.13)

(c) B 一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と 1 次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、B 一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット水を原子炉容器へ注水する。

i. 手順着手の判断基準

B 一充てんポンプの故障等により、原子炉容器への注水を充てん流量等にて確認できない場合に、原子炉容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

B 一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.4.26 図に、タイムチャートを第 1.4.27 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に B 一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水の準備作業と系統構成を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B 及び運転員（現場）C は、中央制御室及び現場で B 一格納容器ス



プレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水のための系統構成を実施し、発電課長（当直）に報告する。

- ③ 運転員（現場）B及び運転員（現場）Cは、現場で自己冷却ラインを構成するために、冷却水用可搬型ホースを接続する。
- ④ 運転員（現場）B及び運転員（現場）Cは、現場でB-格納容器スプレイポンプの補機冷却水系隔離後、自己冷却ラインの系統構成を行う。
- ⑤ 発電課長（当直）は、B-格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水が可能となれば、運転員に原子炉容器への注水開始を指示する。
- ⑥ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室でB-格納容器スプレイポンプを起動し、冷却水流量及び起動状態に異常がないことを確認して、発電課長（当直）に報告する。また、中央制御室でB-格納容器スプレイ流量等により原子炉容器への注水が確保されたことを確認する。
- ⑦ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で炉心出口温度等の低下により、B-格納容器スプレイポンプの運転状態に異常がないこと及び発電用原子炉が冷却状態であることを継続して確認する。
- ⑧ 運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B及び運転員（現場）Cは、中央制御室で原子炉容器水位等により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、現場でRHRS-CSS

連絡ラインの手動弁を操作し注水流量を調整する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからB一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水開始まで50分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

（添付資料 1.4.14）

### (d) ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動機駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水

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駆動消火ポンプによりろ過水タンク水を原子炉容器へ注水する。

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駆動消火ポンプ又は電動機駆動消火ポンプによりろ過水タンク水を原子炉容器へ注水する。

使用に際しては、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

B一格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉容器への注水をB一格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合に、

原子炉容器へ注水するために必要なる過水タンクの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

ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動機駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水については，1.4.2.1(1) b.(c)「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は，運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから消火ポンプによる原子炉容器への注水開始まで40分以内で可能である。

(e) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合，可搬型大型送水ポンプ車により原子炉容器へ海水を注水する。

i. 手順着手の判断基準

B-格納容器スプレイポンプの故障等により，原子炉容器への注水をB-格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合。

ii. 操作手順

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水については，1.4.2.1(1) b.(d)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水」の操作手順と同様で

ある。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水開始まで200分以内で可能である。

#### (f) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから原子炉容器へ注水する。

##### i. 手順着手の判断基準

B一格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉容器への注水をB一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、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する又は原水槽が使用できないと判断し、代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

##### ii. 操作手順

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水については、1.4.2.1(1) b. (e)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始

を判断してから代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水開始まで 145 分以内で可能である。

(g) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と 1 次冷却材喪失事象が同時に発生した場合，可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から原子炉容器へ注水する。

i. 手順着手の判断基準

B 一格納容器スプレイポンプの故障等により，原子炉容器への注水を B 一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，海水の取水ができないと判断し，原水槽の水位が確保され，使用できることを確認した場合。

ii. 操作手順

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水については，1.4.2.1(1) b. (f) 「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は，運転員（中央制御室）1 名，運転員（現場）2 名及び災害対策要員 6 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水開始まで 200 分以内で可能である。

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. 可搬型大型送水ポンプ車を用いた A－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、原子炉補機冷却機能が喪失した場合、可搬型大型送水ポンプ車を用いた A－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転を行い、あわせて可搬型大型送水ポンプ車を用いた C、D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する。

(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、可搬型大型送水ポンプ車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再循環サンプの水位が確保されている場合。

(ii) 操作手順

可搬型大型送水ポンプ車を用いた A－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。概要図を第 1.4.28 図に、タイムチャートを第 1.4.29 図に示す。

可搬型大型送水ポンプ車による冷却水通水については、「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. 「可搬型大型送水ポンプ車による A－高圧注入ポンプへの補機冷却水（海水）通水」の操作手順と同様である。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－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を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A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し、発電課長（当直）に報告する。
- ③ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室でA－高圧注入ポンプを起動し、発電課長（当直）に報告する。  
また、原子炉容器へ注水されていることを高圧注入流量等で確認する。
- ④ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で1次冷却材温度の低下、高圧注入流量等により、原子炉容器の冷却及びA－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

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転開始まで15分以内で可能である。

(b) 1次冷却材喪失事象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. 可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転

1次冷却材喪失事象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，可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－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容器への注水を行い，あわせて，可搬型大型送水ポンプ車を用いたC，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する。

(i) 手順着手の判断基準

1次冷却材喪失事象時における再循環運転時において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，可搬型大型送水ポンプ車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再循環サンプの水位が確保されている場合。

(ii) 操作手順

可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転については，1.4.2.1(2) b. (a) i. 「可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転」の操作手順と同様である。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は，運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転開始まで15分以内で可能である。

c. 原子炉格納容器隔離弁の閉止

全交流動力電源が喪失した場合，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次冷却材ポンプ封水戻りライン C/V 外側隔離弁等を閉操作する。

(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

常設代替交流電源設備により電源が確保されれば、中央制御室にて、1次冷却材ポンプ封水戻りライン C/V 外側隔離弁等を閉操作し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合は、動作する原子炉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の操作手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1.4.30 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に原子炉格納容器隔離弁の閉止を指示する。
- ② 運転員（現場）A 及び災害対策要員は、現場で1次冷却材ポンプ隔離弁等及び原子炉格納容器隔離弁の閉止操作を実施し、発電課長（当直）に報告する。
- ③ 運転員（現場）B 及び災害対策要員は、現場で主給水隔離弁の閉止操作を実施し、発電課長（当直）に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（現場）2名及び災害対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから1次冷却材ポンプ封水戻りライン C/V 外側隔離弁等を閉止するまで60分以内で可

能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

隔離操作については、1次冷却材ポンプシール部からの1次冷却材漏えいを防止するため、1次冷却材ポンプ封水戻りラインC/V外側隔離弁を優先して閉操作する。

(添付資料 1.4.15, 1.4.16)

#### d. 復旧

##### (a) B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水

全交流動力電源喪失により、B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備によりB-充てんポンプの電源を復旧することで、B-充てんポンプにて原子炉容器へ注水する。なお、常設代替交流電源設備に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

##### i. 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備により非常用高圧母線の受電が完了し、原子炉容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保され、B-充てんポンプが使用可能な状態に復旧された場合。

##### ii. 操作手順

B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水については、1.4.2.1(2) a. (b)「B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。

##### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからB-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水開始まで40分以内で可能である。

(b) 可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-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により、A-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転にて原子炉容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備によりA-高圧注入ポンプの電源を復旧することで、可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転にて原子炉容器へ注水する。

なお、常設代替交流電源設備に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

i. 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備により非常用高圧母線の受電が完了し、可搬型大型送水ポンプ車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再循環サンプの水位が確保されており、A-高圧注入ポンプが使用可能な状態に復旧された場合。

ii. 操作手順

可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転については、1.4.2.1(2)b.

(a) i. 「可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転」の操作手順と同様で

ある。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転開始まで15分以内で可能である。

### e. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4.44図に示す。

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発電用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容器への注水は、常設代替交流電源設備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、準備時間の短い代替格納容器スプレイポンプを優先して使用する。次に高揚程であるB－充てんポンプを使用する。

代替格納容器スプレイポンプ及びB－充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水ができない場合は、B－格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水を行う。これらの手段ができない場合は、消火ポンプによる原子炉容器への注水を行う。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。消火ポンプによる原子炉容器への注水ができない場合は、淡水又は海水を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水を行う。可搬型大型送水ポンプ車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、B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器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、自主対策設備を含む他の原子炉容器への注水手段がなければ原子炉容器へ淡水又は海水の注水を行う。

可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水のための水源は、水源の切替えによる注水の中断が発生しない海水を優先して使用し、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間が最も短い代替給水ピットを使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし、ろ過水タンクは、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に使用する。

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電動機駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水手段がある。電動機駆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B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への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ピット水等を原子炉容器へ注水後、可搬型大型送水ポンプ車による補機冷却水が確保できれば格納容器再循環サンプに水源を切り替えて、可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-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容器へ注水を行い、あわせて、可搬型大型送水ポンプ車からの海水を格納容器再循環ユニットの冷却系へ通水することに

より原子炉格納容器内を冷却する。

1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失し、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、可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－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容器へ注水を行い、あわせて、可搬型大型送水ポンプ車からの海水を格納容器再循環ユニットの冷却系へ通水することにより原子炉格納容器内を冷却する。

### (3) 溶融炉心が原子炉容器内に残存する場合の対応手順

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉容器を破損し原子炉格納容器下部に落下した場合、原子炉格納容器下部への注水により原子炉下部キャビティへ注水することで溶融炉心を冷却するが、原子炉容器内に溶融炉心が残存した場合は、その溶融炉心量が多ければ、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、原子炉容器に溶融炉心が残存することは考えにくい。原子炉容器に残存溶融炉心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原子炉格納容器へ水張りすることで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉容器から原子炉格納容器への放熱を抑制する。炉心の著しい損傷、溶融発生時に代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水（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、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。

なお、炉心損傷後の原子炉格納容器の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 0.05MPa 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ユニット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 8 vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

原子炉格納容器圧力は格納容器圧力又は格納容器圧力（AM 用）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，原子炉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原子炉格納容器圧力を推定する。

（添付資料 1.4.17, 1.4.18）

a. 原子炉格納容器水張り

(a) 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炉心の冷却

i. 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，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）等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。

ii. 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炉心の冷却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(1) a. 「原子炉格納容器下部への注水」の操作手順と同様である。格納容器内自然対流冷却につい

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、1.7.2.1(2) a. 「C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却」の操作手順と同様である。また、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット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) a. 「可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視」にて整備する。概要図を第 1.4.31 図、第 1.4.32 図に示す。

- ① 発電課長（当直）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、運転員に格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器内へのスプレイ開始を指示する。また、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（中央制御室）Aは、中央制御室で格納容器再循環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（中央制御室）Aは、中央制御室で1次冷却材圧力を継続的に監視し、原子炉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（中央制御室）Aは、中央制御室で原子炉格納容器内の圧力を監視し、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原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。
- ⑤ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で原子炉格納容器



の圧力が最高使用圧力から 0.05MPa 低下したことを確認すれば原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、最高使用圧力となれば原子炉格納容器内へのスプレイを開始し、これを繰り返す。

⑥ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で原子炉格納容器内の圧力及び温度により原子炉格納容器内が減圧及び冷却されていることを継続的に監視する。

⑦ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で原子炉格納容器への注水により、残存熔融炉心を冷却して格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまで注水されたことを格納容器水位等により確認すれば原子炉格納容器への注水を停止する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて実施する。

## b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.4.44 図に示す。

原子炉格納容器内へスプレイするために使用する設備は、格納容器スプレイポンプを優先し、それが使用できない場合は、代替格納容器スプレイポンプ、消火ポンプ、可搬型大型送水ポンプ車の順とする。

代替格納容器スプレイポンプの水源として、燃料取替用水ピットを使用し、燃料取替用水ピットが使用できない場合は、補助給水ピットを使用する。

原子炉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次冷却材圧力が原子炉格納容器圧力より高い場合は、溶融炉心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原子炉格納容器内を均圧させる。

原子炉格納容器内への注水量は、原子炉格納容器水位、原子炉格納容器スプレイ流量、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）、AM用消火水積算流量及び燃料取替用水ピット水位の収支により注水量を把握する。

残存溶融炉心の影響を防止するための原子炉格納容器内への注水量は、残存溶融炉心を冷却して格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまでとする。

原子炉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ですが、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、格納容器再循環ユニットによる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、格納容器圧力、格納容器内高レンジエリアモニタ等により、原子炉格納容器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、実施可否を検討する。

（添付資料 1.4.19）

#### 1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合の対応手順

##### (1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（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補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する。

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、原子炉容器への注水が低圧注入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補助給水ピット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。概要図を第 1.4.33 図に示す。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから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開始まで 5 分以内で可能である。

(b) 電動主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、常用設備である電動主給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。

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

電動主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。概要図を第 1.4.34 図に示す。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水開始まで5分以内で可能である。

(c) SG 直接給水用高圧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、SG 直接給水用高圧ポンプにより補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する。

i. 手順着手の判断基準

電動主給水ポンプの故障等により、蒸気発生器への注水を主給水ライン流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水に必要な補助給水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水について

ては、「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. 「SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水開始まで60分以内で可能である。

### (d) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車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、可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。

なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水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

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を補助給水流量等で確認できない場合。

#### ii. 操作手順

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水については、「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) c.

「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水開始まで230分以内で可能である。

### (e) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車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、可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから蒸気発生器へ注水する。

なお、淡水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の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

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を補助給水流量等で確認できない場合において、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する又は原水槽が使用できないと判断し、代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

#### ii. 操作手順

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水については、「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) d. 「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水  
ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）  
1名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始  
を判断してから代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポ  
ンプ車による蒸気発生器への注水開始まで180分以内で可能で  
ある。

### (f) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生 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、  
可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から蒸気発生器へ注水する。

なお、淡水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の  
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

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を補助給水流量等で確認できない  
場合において、海水の取水ができないと判断し、原水槽の水位  
が確保され、使用できることを確認した場合。

#### ii. 操作手順

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生  
器への注水については、「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)e. 「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車  
による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）  
1名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始  
を判断してから原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車に  
よる蒸気発生器への注水開始まで205分以内で可能である。

## b. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（蒸気 放出）

### (a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出

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逃がし弁を開操作して蒸気発生器2次  
側からの除熱を用いた発電用原子炉の冷却を行う。

#### 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、原子炉容器への注水を低圧注入流量等にて  
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

主蒸気逃がし弁の開操作は、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。概要図を第  
1.4.35図に示す。

### iii. 操作の成立性



上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから主蒸気逃がし弁による蒸気放出開始まで1分以内で可能である。

(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。

i. 手順着手の判断基準

主蒸気逃がし弁による蒸気放出が主蒸気ライン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。概要図を第1.4.36図に示す。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからタービンバイパス弁による蒸気放出開始まで5分以内で可能である。

c. 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却

主蒸気逃がし弁による発電用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

による発電用原子炉の冷却を行う。

蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードは、可搬型大型送水ポンプ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、温水ピットに排出させ、適時水質を確認し排出する。

なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水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による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉容器への注水を低圧注入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

蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却については、「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. 「可搬型大型送水ポンプ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」の操作手順と同様である。

(添付資料 1.4.20)

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード開始まで 445 分以内で可能である。

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（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補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する。

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、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉容器への注水を低圧注入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補助給水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

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については、1.4.2.2(1) a. (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」と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから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開始まで5分以内で可能である。

(b) SG 直接給水用高圧ポンプ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、補助給水ピット水を SG 直接給水用高圧ポンプにより蒸気発生器へ注水する。

なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水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、蒸気発生器へ注水されていることを補助給水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補助給水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水については、「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. 「SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水開始まで60分以内で可能である。

(c) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車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、可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。

なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の

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で確認できない場合。

ii. 操作手順

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水については、「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)c. 「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水開始まで230分以内で可能である。

(d) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車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、可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから蒸気発生器へ注水する。

なお、淡水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の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で確認できない場合において、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する又は原水槽が使用できないと判断し、代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

ii. 操作手順

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水については、「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) d. 「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水開始まで180分以内で可能である。

(e) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車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、可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から蒸気発生器へ注水する。

なお、淡水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の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で確認できない場合において、海水の取水ができないと判断し、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

ii. 操作手順

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水については、「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) e. 「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水開始まで205分以内で可能である。

b. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（蒸気放出）

(a) 主蒸気逃がし弁の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、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却を行う。

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，原子炉容器への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に，蒸気発生器へ注水が確保されたことを確認できた場合。

## ii. 操作手順

主蒸気逃がし弁の現場手動操作による蒸気放出については，「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(1) b. 「現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復」の操作手順と同様である。

## iii. 操作の成立性

上記の操作は，運転員（中央制御室）1名，運転員（現場）1名及び災害対策要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出開始まで20分以内で可能である。

## c. 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却

主蒸気逃がし弁による発電用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による発電用原子炉の冷却を行う。

蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードは，可搬型大型送水ポンプ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，温水ピットに排出させ，適時水質を確認し排出する。

なお，海水を蒸気発生器へ注水する場合，蒸気発生器器内水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，原子炉容器への注水を低圧注入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

蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却については，「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. 「可搬型大型送水ポンプ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」の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，運転員（中央制御室）1 名，運転員（現場）2 名及び災害対策要員 6 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード開始まで 445 分以内で可能である。

d. 復旧

(a) 電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

全交流動力電源喪失により，電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合は，常設代替交流電源設備により電動補助給水ポンプの電源を復旧することで，電動補助給水ポンプにて補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する。

なお，常設代替交流電源設備に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

i. 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備により非常用高圧母線の受電が完了し、蒸気発生器へ注水するために必要な補助給水ピットの水位が確保され、電動補助給水ポンプが使用可能な状態に復旧された場合。

## ii. 操作手順

電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、1.4.2.2(1) a. (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」と同様である。

## iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水開始まで5分以内で可能である。

## (3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4.44図に示す。

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故障により発電用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次側からの除熱による発電用原子炉の冷却を行う。蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却手段のうち、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操作の容易性から脱気器タンクを水源とした電動主給水ポンプ

を使用する。電動主給水ポンプが使用できなければ、SG 直接給水用  
高圧ポンプを使用する。

可搬型大型送水ポンプ車は使用準備に時間を要することから、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  
ば蒸気発生器に注水を行う。

可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水のための水源は、  
水源の切替えによる注水の中断が発生しない海水を優先して使用し、  
海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間が最  
も短い代替給水ピットを使用する。海水の取水ができない場合は、  
保有水量が大きい原水槽を使用する。原水槽への補給は、2次系純  
水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし、  
ろ過水タンクは、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がな  
い場合に使用する。

蒸気放出については主蒸気逃がし弁を用い、主蒸気逃がし弁が使用  
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。

主蒸気逃がし弁による発電用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逃がし弁が中央制御室から操  
作できない場合は、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開操作し、  
蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却を行う。

#### 1.4.2.3 発電用原子炉停止中における対応手順

発電用原子炉停止中とは、1次冷却材温度 177℃未満、1次冷却材

圧力 2.7MPa[gage]以下で余熱除去設備により発電用原子炉を冷却している期間（すべての燃料が原子炉格納容器の外にある場合を除く。）とする。

発電用原子炉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次側からの除熱による発電用原子炉の冷却に期待する。

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、蒸散による発電用原子炉の冷却に期待する。

発電用原子炉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次冷却材配管中心付近（ノズルセンター）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、燃料取替用水ピットから発電用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、早期に発電用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、格納容器再循環サンプに水位があることを確認し、高圧再循環運転又は代替再循環運転を実施する。

また、原子炉格納容器内への蒸散に伴い、原子炉格納容器内の環境が悪化することから、原子炉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) フロントライン系故障時の対応手順

##### a. 炉心注水

##### (a) 充てんポンプによる原子炉容器への注水

発電用原子炉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、充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉容器へ注水する。

また、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、1次系補給水ポンプ及び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

発電用原子炉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、原子炉容器への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に、原子炉容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

発電用原子炉停止中の充てんポンプによる原子炉容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.4.2図に、タイムチャートを第1.4.3図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に充てんポンプによる原子炉容器への注水準備と系統構成を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で充てんポンプ水源を体積制御タンクから燃料取替用水ピットへ切り替え、原子炉容器への注水のための系統構成を実施し、発電課長（当直）に報告する。
- ③ 発電課長（当直）は、運転員に充てんポンプによる原子炉容器への注水が可能となれば、注水開始を指示する。
- ④ 運転員（中央制御室）Aは、充てんポンプが運転していない場合は、中央制御室で充てんポンプを起動後、充てん流量制御弁を開操作し、充てんポンプによる注水を行い、発電課長（当直）に報告する。

⑤ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で1次冷却材温度、充てん流量等により発電用原子炉の冷却及び充てん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とする。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから充てんポンプによる原子炉容器への注水開始まで5分以内で可能である。

### (b) 高圧注入ポンプによる原子炉容器への注水

発電用原子炉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に、高圧注入ポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉容器に注水する。

#### i. 手順着手の判断基準

発電用原子炉停止中に充てんポンプの故障等により、原子炉容器への注水を充てん流量等にて確認できない場合において、原子炉容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

#### ii. 操作手順

発電用原子炉停止中の高圧注入ポンプによる原子炉容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.4.37 図に、タイムチャートを第 1.4.38 図に示す。

① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に高圧注入ポンプによる原子炉容器への注水を指示する。

- ② 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で高圧注入ポンプによる原子炉容器への注水のための系統構成を実施し、発電課長（当直）に報告する。
- ③ 発電課長（当直）は、運転員に高圧注入ポンプによる原子炉容器への注水が可能となれば、注水開始を指示する。
- ④ 運転員は、中央制御室で高圧注入ポンプを起動し、原子炉容器への注水を行い、発電課長（当直）に報告する。
- ⑤ 運転員は、中央制御室で1次冷却材温度、高圧注入流量等により発電用原子炉の冷却及び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とする。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧注入ポンプによる原子炉容器への注水開始まで5分以内で可能である。

### b. 代替炉心注水

- (a) 燃料取替用水ピットからの重力注水による原子炉容器への注水

発電用原子炉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、燃料取替用水ピットからの重力注水により燃料取替用水ピット水を原子炉容器へ注水する。

なお、燃料取替用水ピットの重力注水は燃料取替用水ピットの水頭圧を利用するため、燃料取替用水ピットの水位が低下した場

合は、重力注水を停止する。

(添付資料 1.4.21)

i. 手順着手の判断基準

高圧注入ポンプの故障等により、原子炉容器への注水を高圧注入流量等にて確認できない場合に、原子炉容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

発電用原子炉停止中の燃料取替用水ピットからの重力注水による原子炉容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.4.39 図に、タイムチャートを第 1.4.40 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に燃料取替用水ピットからの重力注水による原子炉容器への注水準備を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で燃料取替用水ピット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し、発電課長（当直）に報告する。
- ③ 発電課長（当直）は、原子炉容器への注水が可能となれば、原子炉容器への注水開始を指示する。
- ④ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で余熱除去ポンプ RWSP/再循環サンプ側入口弁を開操作し、余熱除去冷却器出口流量調節弁の開度を調整することで、燃料取替用水ピットからの重力注水による原子炉容器への注水を開始する。注水開始後、中央制御室で低圧注入流量、燃料取替用水ピット水位、1次冷却系統ループ水位及び加圧器水位により原子炉容器への注水が確保されたことを確認し、発



電課長（当直）に報告する。

- ⑤ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で1次系保有水量、1次冷却材温度、低圧注入流量等により発電用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、冷却状態を維持するために継続的に原子炉容器への注水ができる手段を確保する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料取替用水ピットからの重力注水による原子炉容器への注水開始まで5分以内で可能である。

- (b) B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水

発電用原子炉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、B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット水を原子炉容器へ注水する。

#### i. 手順着手の判断基準

高圧注入ポンプの故障等により、原子炉容器への注水を高圧注入流量等にて確認できない場合に、原子炉容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

#### ii. 操作手順

B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水については、1.4.2.1(1) b. (a) 「B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）」

による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからB一格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水開始まで25分以内で可能である。

### (c) 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水

発電用原子炉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、代替格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉容器に注水する。

代替格納容器スプレイポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、補助給水ピットを使用する。

#### i. 手順着手の判断基準

B一格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉容器への注水をB一格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合に、原子炉容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合。

#### ii. 操作手順

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水については、1.4.2.1(1) b. (b)「代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器

への注水開始まで 35 分以内で可能である。

(d) 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる  
原子炉容器への注水

発電用原子炉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、消火ポンプによりろ過水タンク水を原子炉容器へ注水する。

使用に際しては、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

代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉容器への注水を代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合に、原子炉容器へ注水するために必要なる過水タンクの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

電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水については、1.4.2.1(1) b. (c)「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火ポンプによる原子炉容器への注水開始まで 40 分以内で可能である。

(e) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水

発電用原子炉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、可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉容器へ注水する。

i. 手順着手の判断基準

代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉容器への注水を代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合。

ii. 操作手順

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水については、1.4.2.1(1) b. (d)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水開始まで200分以内で可能である。

(f) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水

発電用原子炉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、可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから原子炉容器へ注水する。

i. 手順着手の判断基準

代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉容器への注水を代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合において、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する又は原水槽が使用できないと判断し、代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

## ii. 操作手順

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水については、1.4.2.1(1) b. (e)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。

## iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水開始まで145分以内で可能である。

## (g) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水

発電用原子炉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、可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から原子炉容器へ注水する。

## i. 手順着手の判断基準

代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉容器への注水を代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合において、海水の取水ができないと判断し、原水

槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

## ii. 操作手順

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水については、1.4.2.1(1) b. (f)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。

## iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水開始まで200分以内で可能である。

## c. 再循環運転

### (a) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転

発電用原子炉停止中に、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ピット水等を原子炉容器へ注水後、高圧注入ポンプにより格納容器再循環サンプル水を原子炉容器へ注水し、あわせてC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内の冷却を行う。また、格納容器内自然対流冷却を使用できない場合は、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環運転を行い原子炉格納容器内の冷却を行う。

#### i. 手順着手の判断基準

発電用原子炉停止中に余熱除去ポンプの故障等により、原子炉容器への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に、高

圧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。

## ii. 操作手順

高圧注入ポンプによる高圧再循環運転手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.4.17 図に、タイムチャートを第 1.4.18 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき運転員に高圧注入ポンプによる高圧再循環運転準備と系統構成を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で高圧注入ポンプによる高圧再循環運転の系統構成を実施し、発電課長（当直）に報告する。
- ③ 発電課長（当直）は、運転員に高圧注入ポンプによる高圧再循環運転により発電用原子炉の冷却が可能となれば、開始を指示する。
- ④ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で高圧注入ポンプを起動し、原子炉容器へ注水されていることを高圧注入流量等で確認し、発電課長（当直）に報告する。
- ⑤ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で1次冷却材温度等の指示値により、発電用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

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧注入ポンプによる高圧再循環運転開始まで15分以内で可能である。

d. 代替再循環運転

- (a) B 一格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用) による代替再循環運転

発電用原子炉停止中に、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ピット水等を原子炉容器へ注水後、B 一格納容器スプレイポンプ (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容器へ注水する。

i. 手順着手の判断基準

発電用原子炉停止中に高圧注入ポンプの故障等により、原子炉容器への注水を高圧注入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再循環サンプの水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

B 一格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用) による代替再循環運転については、1.4.2.1(1) d. (a) 「B 一格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用) による代替再循環運転」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員 (中央制御室) 1 名及び運転員 (現場) 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから B 一格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用) による原子炉容器への注水開始まで 15 分以内で可能である。

e. 蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却 (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

発電用原子炉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補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する。

### i. 手順着手の判断基準

発電用原子炉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、原子炉容器への注水を低圧注入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補助給水ピット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。概要図を第 1.4.33 図に示す。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから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開始まで5分以内で可能である。

### (b) 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水

発電用原子炉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、常用設備である電動主給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。

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を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

電動主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。概要図を第 1.4.34 図に示す。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水開始まで5分以内で可能である。

(c) SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水

発電用原子炉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、補助給水ピット水をSG直接給水用高圧ポンプにより蒸気発生器へ注水する。

なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水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

電動主給水ポンプの故障等により、蒸気発生器への注水を主給水ライン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補助給水ピット水位が確保されている場合。

## ii. 操作手順

SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水については、「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. 「SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。

## iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水開始まで60分以内で可能である。

## (d) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

発電用原子炉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、可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。

なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水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

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を補助給水流量等で確認できない場合。

### ii. 操作手順

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への

注水については、「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)c.「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水開始まで230分以内で可能である。

### (e) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

発電用原子炉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、可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから蒸気発生器へ注水する。

なお、淡水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の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

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を補助給水流量等で確認できない場合において、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する又は原水槽が使用できないと判断し、代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

#### ii. 操作手順

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による

蒸気発生器への注水については、「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) d. 「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水開始まで180分以内で可能である。

#### (f) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

発電用原子炉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、可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から蒸気発生器へ注水する。

なお、淡水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の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

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を補助給水流量等で確認できない場合において、海水の取水ができないと判断し、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

#### ii. 操作手順

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生

器への注水については、「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) e. 「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水開始まで205分以内で可能である。

### f. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（蒸気放出）

#### (a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出

発電用原子炉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逃がし弁を開操作して蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却を行う。

#### i. 手順着手の判断基準

発電用原子炉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、原子炉容器への注水を低圧注入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

主蒸気逃がし弁の開操作は、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。概要図を第1.4.35図に示す。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから主蒸気逃がし弁による蒸気放出開始まで1分以内で可能である。

### (b) タービンバイパス弁による蒸気放出

発電用原子炉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。

#### i. 手順着手の判断基準

主蒸気逃がし弁による蒸気放出が主蒸気ライン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。概要図を第1.4.36図に示す。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからタービンバイパス弁による蒸気放出開始まで5分以内で可能である。

### g. 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却

主蒸気逃がし弁による発電用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による発電用原子炉の冷却を行う。

蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードは、可搬型大型送水ポンプ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、温水ピットに排出させ、適時水質を確認し排出する。

なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水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

発電用原子炉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、原子炉容器への注水を低圧注入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。

#### ii. 操作手順

蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却については、「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. 「可搬型大型送水ポンプ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」の操作手順と同様である。

#### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1 名、運転員（現場）2 名及び災害対策要員 6 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード開始まで 445 分以内で可能である。

#### h. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の



選択フローチャートを第 1.4.44 図に示す。

発電用原子炉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。

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

原子炉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次側からの除熱による発電用原子炉の冷却を優先する。

蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却として、蒸気放出は主蒸気逃がし弁を用い、主蒸気逃がし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。蒸気発生器への注水には、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、操作の容易性から脱気器タンクを水源とした電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。電動主給水ポンプが使用できない場合は補助給水ピットを水源とした SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。

可搬型大型送水ポンプ車は使用準備に時間を要することから、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプが使用できない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蒸気発生器に注水を行う。

可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水のための水源は、水源の切替えによる注水の中断が発生しない海水を優先して使用し、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時

間が最も短い代替給水ピットを使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし、ろ過水タンクは、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に使用する。

主蒸気逃がし弁による発電用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による発電用原子炉の冷却を行う。

蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却ができない場合は、原子炉容器への注水による冷却を行う。まず、充てんポンプによる原子炉容器への注水を行う。充てんポンプが使用できない場合は、高圧注入ポンプによる原子炉容器への注水を行う。高圧注入ポンプが使用できない場合は、中央制御室のみで実施可能である燃料取替用水ピットからの重力注水による原子炉容器への注水を行うとともに、B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水を行う。それができない場合は、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水を行う。

なお、B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水と代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水の優先順位は、準備時間が短いB-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水を優先する。これらの手段が使用できない場合は、消火ポンプにより原子炉容器への注水を行う。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。

消火ポンプによる原子炉容器への注水ができない場合は、淡水又

は海水を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水を行う。可搬型大型送水ポンプ車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、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器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。

可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水のための水源は、水源の切替えによる注水の中断が発生しない海水を優先して使用し、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間が最も短い代替給水ピットを使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし、ろ過水タンクは、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に使用する。

炉心注水又は代替炉心注水により燃料取替用水ピット水等を原子炉容器へ注水後、格納容器再循環サンプに水源を切り替えて、高圧注入ポンプを用いた高圧再循環運転により原子炉容器への注水操作を行う。高圧注入ポンプが使用できない場合は、B-格納容器スプレイポンプ及びB-格納容器スプレイ冷却器を用いた代替再循環運転により原子炉容器への注水操作を行う。

## (2) サポート系故障時の対応手順

発電用原子炉停止中のミッドループ運転期間中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合の代替炉心注水手段については、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水その他、蓄圧タンクによる原子炉容器への注水（その後続く代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水）が考

えられるが、作業者の安全に配慮する必要があることから、蓄圧タンクによる原子炉容器への注水は実施しない。

(添付資料 1. 4. 23)

a. 代替炉心注水

(a) 燃料取替用水ピットからの重力注水による原子炉容器への注水

発電用原子炉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、燃料取替用水ピットからの重力注水により燃料取替用水ピット水を原子炉容器へ注水する。ただし、全交流動力電源喪失時においては現場での手動操作となり、流量調整等の制御が困難であることから、原子炉格納容器内作業員を安全確保のため退避させ、格納容器エアロック閉止後に実施する。

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

(添付資料 1. 4. 21)

i. 手順着手の判断基準

発電用原子炉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、原子炉容器への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に、燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

燃料取替用水ピットからの重力注水による原子炉容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.4.39 図に、タイムチャートを第 1.4.40 図に示す。

① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に燃料取替用水ピットからの重力注水による原子炉容器への注水準備を指示する。

② 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で燃料取替用水ピット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し、発電課長（当直）に報告する。

③ 発電課長（当直）は、運転員に原子炉容器への注水が可能となれば、原子炉容器への注水開始を指示する。

④ 運転員（現場）B及びCは、現場で余熱除去ポンプ RWSP 側入口弁及び余熱除去ポンプ RWSP/再循環サンプリング側入口弁を手動で開操作し、燃料取替用水ピットからの重力注水による原子炉容器への注水を開始したことを発電課長（当直）に報告する。

⑤ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で低圧注入流量、燃料取替用水ピット水位、1次冷却系統ループ水位<sup>※7</sup>及び加圧器水位により原子炉容器への注水が確保されたことを確認し、発電課長（当直）に報告する。

⑥ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で1次冷却材温度により発電用原子炉が継続して冷却状態であることを確認する。

※7 全交流動力電源が喪失した場合は、常用系の蓄電

池により約 30 分の監視が可能。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料取替用水ピットからの重力注水による原子炉容器への注水開始まで 25 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.4.22)

### (b) 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水

発電用原子炉停止中において、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、代替格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉容器へ注水する。

代替格納容器スプレイポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、補助給水ピットを使用する。

#### i. 手順着手の判断基準

発電用原子炉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、原子炉容器への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に、原子炉容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

#### ii. 操作手順

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水につ

いては、1.4.2.1(1) b. (b)「代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水開始まで35分以内で可能である。

### (c) B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水

発電用原子炉停止中において、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、B-充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉容器へ注水する。

#### i. 手順着手の判断基準

発電用原子炉停止中に代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉容器への注水を代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合に、原子炉容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

#### ii. 操作手順

B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水については、1.4.2.1(2) a. (b)「B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからB-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容

器への注水開始まで 40 分以内で可能である。

- (d) B 一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水

発電用原子炉停止中において、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、B 一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット水を原子炉容器へ注水する。

i. 手順着手の判断基準

発電用原子炉停止中に B 一充てんポンプの故障等により原子炉容器への注水を充てん流量等にて確認できない場合に、原子炉容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

B 一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水については、1.4.2.1(2) a. (c)「B 一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1 名及び運転員（現場）2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから B 一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水開始まで 50 分以内で可能である。



(e) ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動機駆動消火ポンプによる  
原子炉容器への注水

発電用原子炉停止中において、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駆動消火ポンプによりろ過水タンク水を原子炉容器へ注水する。

また、発電用原子炉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機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによりろ過水タンク水を原子炉容器へ注水する。

使用に際しては、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

B-格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉容器への注水をB-格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合に、原子炉容器へ注水するために必要なるろ過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

ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動機駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水については、1.4.2.1(1) b. (c)の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火ポ

ンプによる原子炉容器への注水開始まで 40 分以内で可能である。

(f) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水

発電用原子炉停止中において、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、可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉容器へ注水する。

i. 手順着手の判断基準

B-格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉容器への注水をB-格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合。

ii. 操作手順

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水について、1.4.2.1(1) b. (d)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水開始まで200分以内で可能である。

(g) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水

発電用原子炉停止中において、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，可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから原子炉容器へ注水する。

i. 手順着手の判断基準

B-格納容器スプレイポンプの故障等により，原子炉容器への注水をB-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，海水取水箇所へのアクセスに時間を要する又は原水槽が使用できないと判断し，代替給水ピットの水位が確保され，使用できることを確認した場合。

ii. 操作手順

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水については，1.4.2.1(1) b. (e)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は，運転員（中央制御室）1名，運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水開始まで145分以内で可能である。

(h) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水

発電用原子炉停止中において，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，可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から原子炉容器へ注水する。

i. 手順着手の判断基準

B-格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉容器への注水をB-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、海水の取水ができないと判断し、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

ii. 操作手順

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水については、1.4.2.1(1) b. (f)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水開始まで200分以内で可能である。

b. 代替再循環運転

(a) 発電用原子炉停止中において全交流動力電源喪失が発生した場合

i. 可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転

発電用原子炉停止中において、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、可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-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容器への注水を行い、あわせて可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユ

ニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する。

(i) 手順着手の判断基準

発電用原子炉停止中に全交流動力電源喪失が発生した場合に、可搬型大型送水ポンプ車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再循環サンプ水位が確保されている場合。

(ii) 操作手順

可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転については、1.4.2.1(2) b. (a) i. 「可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転」の操作手順と同様である。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転開始まで15分以内で可能である。

(b) 発電用原子炉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. 可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転

発電用原子炉停止中において、原子炉補機冷却機能が喪失し余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－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容器への注水を行い、あわせて、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する。

(i) 手順着手の判断基準

発電用原子炉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、可搬型大型送水ポンプ車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再循環サンプ水位が確保されている場合。

(ii) 操作手順

可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転については、1.4.2.1(2) b. (a) i. 「可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転」の操作手順と同様である。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転開始まで15分以内で可能である。

c. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（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

発電用原子炉停止中において、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補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する。

i. 手順着手の判断基準

発電用原子炉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、原子炉容器への注水を低圧注入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補助給水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

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については、1.4.2.2(1) a. (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」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから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開始まで5分以内で可能である。

(b) SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水

発電用原子炉停止中において、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、SG 直接給水用高圧ポンプにより補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する。

なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器

器内水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

発電用原子炉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故障等により蒸気発生器への注水されていることを補助給水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補助給水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水については、「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. 「SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水開始まで60分以内で可能である。

(c) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

発電用原子炉停止中において、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、可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。

なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の



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

発電用原子炉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故障等により蒸気発生器への注水を補助給水流量等で確認できない場合。

ii. 操作手順

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水については、「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)c.「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水開始まで230分以内で可能である。

(d) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

発電用原子炉停止中において、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、可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから蒸気発生器へ注水する。

なお、淡水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の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

発電用原子炉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故障等により蒸気発生器への注水を補助給水流量等で確認できない場合において、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する又は原水槽が使用できないと判断し、代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

ii. 操作手順

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水については、「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) d. 「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水開始まで180分以内で可能である。

(e) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

発電用原子炉停止中において、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、可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から蒸気発生器へ注水する。

なお、淡水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の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

発電用原子炉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故障等により蒸気発生器への注水を補助給水流量等で確認できない場合において、海水の取水ができないと判断し、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

ii. 操作手順

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水については「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) e. 「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水開始まで205分以内で可能である。

d. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（蒸気放出）

(a) 主蒸気逃がし弁の現場手動操作による蒸気放出

発電用原子炉停止中において、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、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却を行う。

i. 手順着手の判断基準

発電用原子炉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、原子炉容器への注水を低圧注入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

主蒸気逃がし弁の現場手動操作による蒸気放出については、「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(1) b. 「現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び災害対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出開始まで20分以内で可能である。

e. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却

発電用原子炉停止中において、主蒸気逃がし弁による発電用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による発電用原子炉の冷却を行う。

蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードは、可搬型大型送水ポンプ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

經由し、温水ピットに排出させ、適時水質を確認し排出する。

なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水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

発電用原子炉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、原子炉容器への注水を低圧注入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

蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却については、「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. 「可搬型大型送水ポンプ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」の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード開始まで445分以内で可能である。

f. 復旧

(a) B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水

全交流動力電源喪失により、B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備によりB-充てんポンプの電源を復旧することで、B-充てん

ポンプにて原子炉容器へ注水する。

なお、常設代替交流電源設備に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

i. 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備により非常用高圧母線の受電が完了し、原子炉容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保され、B-充てんポンプが使用可能な状態に復旧された場合。

ii. 操作手順

B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水については、「1.4.2.1(2) a. (b) B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからB-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水開始まで40分以内で可能である。

(b) 可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-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により、A-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る原子炉容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備によりA-高圧注入ポンプの電源を復旧することで、可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転にて原子炉容器へ注水する。

なお、常設代替交流電源設備に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

i. 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備により非常用高圧母線の受電が完了し、可搬型大型送水ポンプ車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再循環サンプの水位が確保されており、A－高圧注入ポンプが使用可能な状態に復旧された場合。

ii. 操作手順

可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転については、1.4.2.1(2) b.

(a) i. 「可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型大型送水ポンプ車を用いたA－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転開始まで15分以内で可能である。

(c) 電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

全交流動力電源喪失により、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備により電動補助給水ポンプの電源を復旧することで、電動補助給水ポンプにて補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する。

なお、常設代替交流電源設備に関する手順は「1.14 電源の確

保に関する手順等」にて整備する。

i. 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備により非常用高圧母線の受電が完了し、蒸気発生器へ注水するために必要な補助給水ピットの水位が確保され、電動補助給水ポンプが使用可能な状態に復旧された場合。

ii. 操作手順

電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、1.4.2.2(1) a. (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」と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水開始まで5分以内で可能である。

g. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4.44図に示す。

発電用原子炉停止中にサポート系の故障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。

発電用原子炉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、常設代替交流電源設備からの受電準備を行うとともに、原子炉格納容器からの作業員の退避指示を行い、原子炉格納容器の隔離を行う。原子炉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次側からの除熱による発電用原子炉の冷却を優先



する。

蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却手段として、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。常設代替交流電源設備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、SG 直接給水用高圧ポンプを使用する。

可搬型大型送水ポンプ車は使用準備に時間を要することから、タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプが使用できない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蒸気発生器に注水を行う。

可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水のための水源は、水源の切替えによる注水の中断が発生しない海水を優先して使用し、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間が最も短い代替給水ピットを使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。原水槽への補給は、2 次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし、ろ過水タンクは、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に使用する。

蒸気発生器への注水が確保されれば、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却を行う。

主蒸気逃がし弁による発電用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による発電用原子炉の冷却を行う。

蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却ができな

い場合は、原子炉容器への注水による発電用原子炉の冷却を行う。

まず、燃料取替用水ピットからの重力注水による原子炉容器への注水を行う。燃料取替用水ピットによる重力注水は自主対策設備であるが、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。ただし、全交流動力電源喪失時においては現場での手動操作となり、流量調整等の制御が困難であることから、安全確保のため原子炉格納容器内作業員を退避させ、格納容器エアロックを閉止した後に実施する。

常設代替交流電源設備から受電後は、継続的に原子炉容器に注水するために代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水を行う。代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水ができない場合は、高揚程であるB-充てんポンプを使用する。B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水ができない場合は、B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水を行う。

B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水ができない場合は、消火ポンプによる原子炉容器への注水を行う。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。消火ポンプによる原子炉容器への注水ができない場合は、淡水又は海水を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水を行う。可搬型大型送水ポンプ車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、B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器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

ば原子炉容器への注水を行う。

可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水のための水源は、水源の切替えによる注水の中断が発生しない海水を優先して使用し、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間が最も短い代替給水ピットを使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし、ろ過水タンクは、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に使用する。

また、原子炉補機冷却機能喪失時は上記手段に加えて電動機駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水手段がある。電動機駆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B一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への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ピット水等を原子炉容器へ注水後、可搬型大型送水ポンプ車による補機冷却水が確保できれば格納容器再循環サンプに水源を切り替えて、可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-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容器へ注水を行い、あわせて可搬型大型送水ポンプ車からの海水を格納容器再循環ユニットの冷却系へ通水することにより原子炉格納容器内を冷却する。

### (3) 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等

発電用原子炉停止中において、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、燃料取替用水ピットの保有

水を充てんポンプ等にて原子炉容器へ注水して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発電用原子炉を冷却する。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、発電用原子炉停止中に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、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。

なお、発電用原子炉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発電用原子炉停止中のミッドループ運転中と同じ管理を行う。

(添付資料 1.4.24)

a. 手順着手の判断基準

発電用原子炉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、原子炉容器への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合又は格納容器サンプの水位等にて1次冷却材の流出を確認した場合。

発電用原子炉停止中に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SR炉停止時中性子束高警報が発信した場合、又はSR炉停止時中性子束高警報が発信するおそれがある場合。

b. 操作手順

原子炉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 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉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（中央制御室）Aは、中央制御室で格納容器内退避警報又は所内通話設備により原子炉格納容器内の作業員へ退避を指示する。
- ③ 格納容器出入管理員は、現場で原子炉格納容器入口付近のC/V入域退出管理簿を確認し、全作業員の退域を確認する。
- ④ 格納容器出入管理員は、現場で格納容器エアロックを閉止する。
- ⑤ 運転員（現場）Bは、現場で格納容器エアロックが閉止されたことを確認する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び格納容器出入管理員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器エアロックを閉止まで40分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

（添付資料 1.4.24）

1.4.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 高圧注入ポンプによる原子炉容器への注水

高圧注入ポンプが健全な場合は、自動起動信号（原子炉圧力低と加圧器水位低の一致、原子炉圧力異常低又は原子炉格納容器圧力高）による作動又は中央制御室からの手動操作により高圧注入ポンプを起動し、燃料取替用水ピットを水源とした原子炉容器への注水を実施する。

a. 手順着手の判断基準

高圧注入ポンプの自動起動信号（原子炉圧力低と加圧器水位低の一致，原子炉圧力異常低又は原子炉格納容器圧力高）が発信した場合。

b. 操作手順

高圧注入ポンプによる原子炉容器への注水については，1.4.2.3(1) a. (b)「高圧注入ポンプによる原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。

c. 操作の成立性

上記の操作は，運転員（中央制御室）1名にて操作を実施する。操作器による中央制御室からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(2) 余熱除去ポンプによる原子炉容器への注水

余熱除去ポンプが健全な場合は，自動起動信号（原子炉圧力低と加圧器水位低の一致，原子炉圧力異常低又は原子炉格納容器圧力高）による作動又は中央制御室からの手動操作により余熱除去ポンプを起動し，燃料取替用水ピットを水源とした原子炉容器への注水を実施する。

a. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの自動起動信号（原子炉圧力低と加圧器水位低の一致，原子炉圧力異常低又は原子炉格納容器圧力高）が発信した場合。

b. 操作手順

余熱除去ポンプによる原子炉容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.4.41図に示す。

① 発電課長（当直）は，手順着手の判断基準に基づき，運転員

に余熱除去ポンプによる原子炉容器への注水開始を指示する。

② 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室からの手動起動操作又は自動起動信号により余熱除去ポンプが起動したことを確認し、発電課長（当直）に報告する。

③ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で低圧注入流量等により原子炉容器への注水が実施できていることを確認するとともに1次冷却材温度等により発電用原子炉の冷却状態及び余熱除去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運転とする。

c. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて操作を実施する。操作器による中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(3) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転

高圧注入ポンプが健全な場合は、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転を行い、格納容器再循環サンプル水を原子炉容器へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

高圧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水位が確保されている場合。

b. 操作手順

高圧注入ポンプによる高圧再循環運転については、1.4.2.1(1)c.(a)「高圧注入ポンプによる高圧再循環運転」の操作手順と同様である。

c. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて操作を実施する。  
操作器による中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応  
できる。

#### (4) 余熱除去ポンプによる低圧再循環運転

余熱除去ポンプが健全な場合は、余熱除去ポンプによる低圧再循環  
運転を行い、格納容器再循環サンプル水を原子炉容器へ注水する。

##### a. 手順着手の判断基準

低圧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水位  
が確保されている場合。

##### b. 操作手順

余熱除去ポンプによる低圧再循環運転手順の概要は以下のとおり。  
概要図を第 1.4.42 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員  
に余熱除去ポンプによる低圧再循環運転開始を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で系統構成を行い、  
余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を開始する。
- ③ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で余熱除去ポンプに  
より原子炉容器へ注水されていることを低圧注入流量等で確認  
し、発電課長（当直）に報告する。
- ④ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で1次冷却材温度等  
により、発電用原子炉が冷却状態にあることを継続して確認す  
る。

##### c. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて操作を実施する。  
操作器による中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応



できる。

(5) 余熱除去ポンプによる発電用原子炉からの除熱

余熱除去ポンプが健全な場合は、中央制御室からの手動操作により余熱除去ポンプを起動し、発電用原子炉からの除熱を実施する。

a. 手順着手の判断基準

1次冷却材温度 177℃未満及び1次冷却材圧力 2.7MPa[gage]以下の場合。

b. 操作手順

余熱除去ポンプによる発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.4. 43 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に余熱除去ポンプによる発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で1次冷却材温度 177℃未満及び1次冷却材圧力 2.7MPa[gage]以下であることを確認する。
- ③ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で系統構成を実施し、余熱除去ポンプによる発電用原子炉からの除熱準備完了を発電課長（当直）に報告する。
- ④ 発電課長（当直）は、運転員に余熱除去ポンプによる発電用原子炉からの除熱開始を指示する。
- ⑤ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で余熱除去ポンプの起動操作を実施し、1次冷却材温度等により発電用原子炉からの除熱が開始されたことを確認し、発電課長（当直）に報告する。

⑥ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で1次冷却材温度等により発電用原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて操作を実施する。操作器による中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

1.4.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

燃料取替用水ピットの枯渇又は破損時の補給手順は、「1.13 重大事故等時に必要となる水の供給手順等」のうち、1.13.2.2「水源へ水を補給するための対応手順」及び1.13.2.3「水源を切り替えるための対応手順」にて整備する。

補助給水ピットの枯渇又は破損時の対応手順等は、「1.13 重大事故時に必要となる水の供給手順等」のうち、1.13.2.2「水源へ水を補給するための対応手順」及び1.13.2.3「水源を切り替えるための対応手順」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原子炉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. 「原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

原子炉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) 「C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却」及び1.6.2.1(1) b. 「代替格納容器スプレイ」にて整備する。

可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却については、「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. 「可搬型大型送水ポンプ車を用いたC, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却」にて整備する。

常設代替交流電源設備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)「代替交流電源設備による給電」にて整備する。また、代替非常用発電機及び可搬型大型送水ポンプ車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「燃料の補給の手順」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。

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)「サポート系故障時の対応手順」で対応する。また、発電用原子炉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)「サポート系故障時の手順等」で対応する。

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

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/22)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*2	整備する手順書	手順書の分類	
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	高圧注入ポンプによる 発電用原子炉の冷却	高圧注入ポンプ ほう酸注入タンク 燃料取替用水ピット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備 (高圧注入系) 配管・弁 原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 1次冷却設備 原子炉容器 非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	a, b	事象の判別を行う運転 手順書等	故障及び設計基準事故 に対処する運転手順書
			所内常設蓄電式直流電源設備*1	重大事故等対処設備			
		余熱除去ポンプによる 発電用原子炉の冷却	余熱除去ポンプ 燃料取替用水ピット 余熱除去冷却器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備 (低圧注入系) 配管・弁 原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 1次冷却設備 原子炉容器 非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	a, b	事象の判別を行う運転 手順書等	故障及び設計基準事故 に対処する運転手順書
		高圧注入ポンプによる 高圧再循環運転	高圧注入ポンプ ほう酸注入タンク 格納容器再循環サンブ 格納容器再循環サンブスクリーン 安全注入ポンプ再循環サンブ側入口C/V外側隔離弁 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備 (高圧注入系) 配管・弁 原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 1次冷却設備 原子炉容器 非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	a, b	1次冷却材喪失事象発生 時における対応手順書	故障及び設計基準事故 に対処する運転手順書
		低圧再循環運転による 余熱除去ポンプによる	余熱除去ポンプ 格納容器再循環サンブ 格納容器再循環サンブスクリーン 余熱除去ポンプ再循環サンブ側入口弁 余熱除去冷却器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備 (低圧注入系) 配管・弁 原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 1次冷却設備 原子炉容器 非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	a	1次冷却材喪失事象発生 時における対応手順書	故障及び設計基準事故 に対処する運転手順書
		余熱除去ポンプによる 発電用原子炉からの除熱	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 余熱除去設備 配管・弁 原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 1次冷却設備 原子炉容器 非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	a	1次冷却材喪失事象発生 時における対応手順書 等	故障及び設計基準事故 に対処する運転手順書

\*1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2: 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

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/22）

（1次冷却材喪失事象が発生している場合のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*3	整備する手順書	手順書の分類
フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 又は 高圧注入ポンプ 又は 燃料取替用水ピット *1	充てんポンプによる発電用原子炉の冷却	充てんポンプ 燃料取替用水ピット 再生熱交換器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 化学体積制御設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器	重大事故等対処設備	発電用原子炉の冷却を維持する手順書等	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
			原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 非常用交流電源設備*2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		
			ほう酸ポンプ ほう酸タンク 1次系補給水ポンプ 1次系純水タンク 給水処理設備 配管・弁 化学体積制御設備 配管・弁 常用電源設備 非常用交流電源設備*2	自主対策設備		
		(RHRSSSによる発電用原子炉の冷却)	B-格納容器スプレイポンプ B-格納容器スプレイ冷却器 燃料取替用水ピット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備(低圧注入系) 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器	重大事故等対処設備	発電用原子炉の冷却を維持する手順書等	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
			原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 非常用交流電源設備*2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		
		代替格納容器スプレイポンプによる発電用原子炉の冷却	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット 補助給水ピット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備(低圧注入系) 配管・弁 2次冷却設備(補助給水設備) 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 代替所内電気設備*2	重大事故等対処設備	発電用原子炉の冷却を維持する手順書等	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
			非常用交流電源設備*2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		
		ディーゼル駆動消火ポンプ又は発電用原子炉の冷却	電動機駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク 可搬型ホース 火災防護設備(消火栓設備) 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備(低圧注入系) 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常用電源設備	自主対策設備	発電用原子炉の冷却を維持する手順書等	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

\*1：手順は「1.13 重大事故等時に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

\*2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*3：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

対応手段、対処設備、手順書一覧 (3/22)

(1次冷却材喪失事象が発生している場合のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*6	整備する手順書	手順書の分類	
フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 又は 高圧注入ポンプ 又は 燃料取替用水ビット *1	可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却	可搬型大型送水ポンプ車*2 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備(低圧注入系) 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 非常用取水設備 燃料補給設備*3	重大事故等対処設備	a	発電用原子炉の冷却を維持する手順書等	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
		代替給水ビットによる発電用原子炉の冷却	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 代替給水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備(低圧注入系) 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 燃料補給設備*3	自主対策設備		発電用原子炉の冷却を維持する手順書等	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
		可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 原水槽*4 2次系純水タンク*4 ろ過水タンク*4 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備(低圧注入系) 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 燃料補給設備*3	自主対策設備		発電用原子炉の冷却を維持する手順書等	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
	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器 又は 余熱除去ポンプ再循環 サンプ側入口弁	高圧注入ポンプによる 高圧再循環運転*5	高圧注入ポンプ ほう酸注入タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備(高圧注入系) 配管・弁 原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 1次冷却設備 原子炉容器 非常用交流電源設備*3	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	a, b	余熱除去設備の異常時における対応手順書  1次冷却材喪失事象発生時に再循環運転が不能となった場合の対応手順書等	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書  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

\*1: 手順は「1.13 重大事故等時に必要となる水の供給手順等」にて整備する。  
 \*2: 可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉容器へ注水する。  
 \*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: 原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。  
 \*5: C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は「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。  
 \*6: 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

対応手段，対処設備，手順書一覧（4/22）

（1次冷却材喪失事象が発生している場合のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*5	整備する手順書	手順書の分類
フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器 又は 余熱除去ポンプ再循環 サンプ側入口弁	(R H R S I C S S) 代替再循環運転による	B-格納容器スプレイポンプ B-格納容器スプレイ冷却器 B-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器	重大事故等対処設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書  1次冷却材喪失事象発生時に再循環運転が不能となった場合の対応手順書等	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書  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
			原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		
			格納容器再循環サンプスクリーン	重大事故等対処設備		
		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*4	高圧注入ポンプ 燃料取替用水ビット ほう酸注入タンク 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（高圧注入系）配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		
			ほう酸ポンプ 1次系補給水ポンプ 電動機駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） ほう酸タンク 1次系純水タンク 代替給水ビット 原水槽*3 2次系純水タンク*3 ろ過水タンク*3 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 非常用交流電源設備*1 常用電源設備 燃料補給設備*1	自主対策設備		

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 \*2：可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉容器へ注水する。  
 \*3：原水槽への補給は，2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。  
 \*4：C，D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は「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。  
 \*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

対応手段，対処設備，手順書一覧（5/22）

（1次冷却材喪失事象が発生している場合のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*2	整備する手順書	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却水設備	代替格納容器スプレイポンプによる発電用原子炉の冷却	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ビット 非常用炉心冷却設備（配管・弁） 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常設代替交流電源設備*1	重大事故等対処設備 a, b	全交流動力電源喪失時における対応手順書等	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
			補助給水ビット 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 可搬型代替交流電源設備*1 代替所内電気設備*1			
		B1充てんポンプによる発電用原子炉（自己冷却）	B-充てんポンプ 燃料取替用水ビット 再生熱交換器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 化学体積制御設備 配管・弁 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常設代替交流電源設備*1	重大事故等対処設備 c	全交流動力電源喪失時における対応手順書等	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
		B1格納容器スプレイポンプ（可搬型ホース）による発電用原子炉の冷却	B-格納容器スプレイポンプ 可搬型ホース 燃料取替用水ビット B-格納容器スプレイ冷却器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常設代替交流電源設備*1	自主対策設備	全交流動力電源喪失時における対応手順書等	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
		ディーゼル駆動消火ポンプによる発電用原子炉の冷却又はディーゼル駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ 電動機駆動消火ポンプ ろ過水タンク 可搬型ホース 火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常用電源設備	自主対策設備	全交流動力電源喪失時における対応手順書等	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

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：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



対応手段，対処設備，手順書一覧（6/22）

（1次冷却材喪失事象が発生している場合のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*7	整備する手順書	手順書の分類	
サポート系故障時	全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却水設備	可搬型大型海水ポンプ車 による発電用原子炉の冷却	可搬型大型送水ポンプ車*1 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 非常用取水設備 燃料補給設備*2	重大事故等対処設備	a	全交流動力電源喪失時における対応手順書等	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
		代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車 による発電用原子炉の冷却	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 代替給水ピット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 燃料補給設備*2	自主対策設備		全交流動力電源喪失時における対応手順書等	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
		可搬型大型送水ポンプ車 による発電用原子炉の冷却	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 原水槽*3 2次系純水タンク*3 ろ過水タンク*3 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 燃料補給設備*2	自主対策設備		全交流動力電源喪失時における対応手順書等	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
		A-高圧注入ポンプ 高圧代替再循環運転*5 による	A-高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンブ 格納容器再循環サンブスクリーン A-安全注入ポンプ再循環サンブ側入口C/V外側隔離弁 ほう酸注入タンク 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（高圧注入系）配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	a, b	全交流動力電源喪失時における対応手順書等	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
			可搬型大型送水ポンプ車*4 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 非常用取水設備 常設代替交流電源設備*2 燃料補給設備*2	重大事故等対処設備			
		接続口*6		a			

\*1：可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉容器へ注水する。

\*2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*3：原水槽への補給は，2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

\*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：C，D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は「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。

\*6：故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合に使用する。

\*7：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

対応手段，対処設備，手順書一覧（7/22）

（1次冷却材喪失事象が発生している場合のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*5	整備する手順書	手順書の分類	
サポート系故障時	全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却水設備	B に1充てんポンプ による充てん 発電用ポンプ 原子炉（自己冷却）	B-充てんポンプ 燃料取替用水ビット 再生熱交換器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 化学体積制御設備 配管・弁 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常設代替交流電源設備*1	重大事故等対処設備	c	全交流動力電源喪失時における対応手順書等	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
			A-高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン A-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁 ほう酸注入タンク 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（高圧注入系）配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器				
			可搬型大型送水ポンプ車*2 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 非常用取水設備 常設代替交流電源設備*1 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備	a		
			接続口*4				

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：手順は「1.5 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：C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

\*4：故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合に使用する。

\*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

対応手段，対処設備，手順書一覧（8/22）

（溶融炉心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	対処設備	設備分類*6	整備する手順書	手順書の分類
溶融炉心が原子炉容器内に残存する場合	—	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炉心の冷却*5	格納容器スプレイポンプ*1 代替格納容器スプレイポンプ*1 燃料取替用水ビット 補助給水ビット 格納容器スプレイ冷却器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 可搬型代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	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
			原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 非常用交流電源設備*2	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）		
			電動機駆動消火ポンプ*1 ディーゼル駆動消火ポンプ*1 可搬型大型送水ポンプ車*1*3 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 代替給水ビット 原水槽*4 2次系純水タンク*4 ろ過水タンク*4 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用取水設備 非常用交流電源設備*2 常設代替交流電源設備*2 常用電源設備 燃料補給設備*2	自主対策設備		

\*1：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」にて整備する。

\*2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*3：可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉格納容器へスプレイする。

\*4：原水槽への補給は，2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

\*5：C，D—格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は「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。

\*6：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

対応手段，対処設備，手順書一覧（9/22）

（1次冷却材喪失事象が発生していない場合のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*5	整備する手順書	手順書の分類	
フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	タービン動補助給水ポンプ又は蒸気発生器への注水	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 補助給水ビット 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁 非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	a	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
			所内常設蓄電式直流電源設備*1	重大事故等対処設備			
		電動主給水ポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管・弁 常用電源設備	自主対策設備		余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書	
		SG直接給水用高圧ポンプ*2 可搬型ホース 補助給水ビット 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 非常用交流電源設備*1 常設代替交流電源設備*1	自主対策設備		余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書	
		可搬型海水を用いた大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 非常用取水設備 非常用交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備		余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書	
		代替給水ビットを水源とした大型送水ポンプ車 可搬型大型送水ポンプ車*2 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 代替給水ビット 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 非常用交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備		余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書	
		可搬型原水槽を水源とした大型送水ポンプ車 可搬型大型送水ポンプ車*2 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 原水槽*4 2次系純水タンク*4 ろ過水タンク*4 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 非常用交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備		余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書	

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：手順は「1.2 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。

\*3：可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。

\*4：原水槽への補給は，2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

\*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

対応手段，対処設備，手順書一覧（10/22）

（1次冷却材喪失事象が発生していない場合のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*6	整備する手順書	手順書の分類
フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	主蒸気逃がし弁 による蒸気放出	主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	余熱除去設備の異常時 における対応手順書	故障及び設計基準事故 に対処する運転手順書
			所内常設蓄電式直流電源設備*1	重大事故等対処設備		
		タービンバイパス弁 による蒸気放出	タービンバイパス弁 蒸気発生器 復水器 2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁 常用電源設備 所内常設蓄電式直流電源設備*1	自主対策設備	余熱除去設備の異常時 における対応手順書	故障及び設計基準事故 に対処する運転手順書
		蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード による電用原子炉の冷却	可搬型大型送水ポンプ車*2*3*4*5 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁 非常用取水設備 所内常設蓄電式直流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備	余熱除去設備の異常時 における対応手順書	故障及び設計基準事故 に対処する運転手順書

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：手順は「1.5 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：可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。

\*4：蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード時は，主蒸気ドレンラインを使用する。

\*5：蒸気発生器へ海水を注水する場合は蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

\*6：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

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (11/22)

(1次冷却材喪失事象が発生していない場合のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*5	整備する手順書	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源	タービン電動補助給水ポンプ 蒸気発生器への注水	タービン動補助給水ポンプ 補助給水ビット 蒸気発生器 2次冷却設備(給水設備)配管 2次冷却設備(補助給水設備)配管・弁 2次冷却設備(主蒸気設備)配管・弁	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) a, b	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
			電動補助給水ポンプ	a		
		タービン電動補助給水ポンプ又は蒸気発生器への注水	常設代替交流電源設備*1 所内常設蓄電式直流電源設備*1	重大事故等対処設備 a, b		
		SGによる蒸気発生器への注水	SG直接給水用高圧ポンプ*2 可搬型ホース 補助給水ビット 蒸気発生器 2次冷却設備(給水設備)配管 2次冷却設備(補助給水設備)配管・弁 常設代替交流電源設備*1	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		可搬型大型海水を用いた蒸気発生器への注水	可搬型大型送水ポンプ車*2*3 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 蒸気発生器 2次冷却設備(給水設備)配管 2次冷却設備(補助給水設備)配管・弁 非常用取水設備 常設代替交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		可搬型大型送水ポンプ車を用いた蒸気発生器への注水	可搬型大型送水ポンプ車*2 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 代替給水ビット 蒸気発生器 2次冷却設備(給水設備)配管 2次冷却設備(補助給水設備)配管・弁 常設代替交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
可搬型大型原水槽を用いた蒸気発生器への注水	可搬型大型送水ポンプ車*2 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 原水槽*4 2次系純水タンク*4 ろ過水タンク*4 蒸気発生器 2次冷却設備(給水設備)配管 2次冷却設備(補助給水設備)配管・弁 給水処理設備 配管・弁 常設代替交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書		

\*1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 \*2: 手順は「1.2 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。  
 \*3: 可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。  
 \*4: 原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。  
 \*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

対応手段，対処設備，手順書一覧（12/22）

（1次冷却材喪失事象が発生していない場合のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*7	整備する手順書	手順書の分類	
サポート系故障時	全交流動力電源	主蒸気逃がし弁による蒸気放出	主蒸気逃がし弁*1 蒸気発生器 2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	a, b	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	可搬型大型送水ポンプ車*2*3*4*5 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁 非常用取水設備 所内常設蓄電式直流電源設備*6 燃料補給設備*6	自主対策設備		余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		電動補助給水ポンプへの注水	電動補助給水ポンプ 補助給水ピット 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	a	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
			常設代替交流電源設備*6 所内常設蓄電式直流電源設備*6	重大事故等対処設備			

\*1：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」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：可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。

\*4：蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード時は，主蒸気ドレンラインを使用する。

\*5：蒸気発生器へ海水を注水する場合は蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

\*6：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*7：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

対応手段，対処設備，手順書一覧（13/22）

（発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*2	整備する手順書	手順書の分類
フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	充てんポンプによる発電用原子炉の冷却	充てんポンプ 燃料取替用水ピット 再生熱交換器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 化学体積制御設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器	重大事故等対処設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
			原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		
			ほう酸ポンプ ほう酸タンク 1次系補給水ポンプ 1次系純水タンク 給水処理設備 配管・弁 化学体積制御設備 配管・弁 常用電源設備 非常用交流電源設備*1	自主対策設備		
		高圧注入ポンプによる発電用原子炉の冷却	高圧注入ポンプ ほう酸注入タンク 燃料取替用水ピット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備 (高圧注入系) 配管・弁 原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 1次冷却設備 原子炉容器 非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
			所内常設蓄電式直流電源設備*1	重大事故等対処設備		
		燃料取替用水ピットからの重力注水	燃料取替用水ピット 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備 (低圧注入系) 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 非常用交流電源設備*1	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：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



対応手段，対処設備，手順書一覧（14/22）

（発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*3	整備する手順書	手順書の分類
フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	（R B I R S S I C S S による発電用原子炉の冷却）	B-格納容器スプレイポンプ B-格納容器スプレイ冷却器 燃料取替用水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器	重大事故等対処設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
			原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）		
		代替格納容器スプレイポンプによる 発電用原子炉の冷却	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 代替所内電気設備*1	重大事故等対処設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
			補助給水ビット 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁	a, b		
			非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）		
		（R B I R S S I C S S による発電用原子炉の冷却）	電動機駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過タンク 可搬型ホース 火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常用電源設備	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		（R B I R S S I C S S による発電用原子炉の冷却）	可搬型大型送水ポンプ車*2 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 非常用取水設備 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
（R B I R S S I C S S による発電用原子炉の冷却）	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 代替給水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 燃料補給設備*1	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書		

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉容器へ注水する。

\*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

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (15/22)

(発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*4	整備する手順書	手順書の分類
フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 原水槽*1 2次系純水タンク*1 ろ過水タンク*1 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備(低圧注入系) 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 燃料補給設備*2	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		高圧再循環運転*3による	高圧注入ポンプ ほう酸注入タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備(高圧注入系) 配管・弁 原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 1次冷却設備 原子炉容器 非常用交流電源設備*2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		(RHR) B1格納容器スプレイポンプ代替再循環運転	B-格納容器スプレイポンプ B-格納容器スプレイ冷却器 B-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備(低圧注入系) 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器	重大事故等対処設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		による	原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 非常用交流電源設備*2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		
		タービン動補助給水ポンプ又は蒸気発生器への注水	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 補助給水ビット 蒸気発生器 2次冷却設備(給水設備) 配管 2次冷却設備(補助給水設備) 配管・弁 2次冷却設備(主蒸気設備) 配管・弁 非常用交流電源設備*2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		による	所内常設蓄電式直流電源設備*2	重大事故等対処設備		
		蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器 2次冷却設備(給水設備) 配管・弁 常用電源設備	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書

\*1: 原水槽への補給は, 2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。  
 \*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: C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。  
 \*4: 重大事故等対策において用いる設備の分類  
 a: 当該条項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

対応手段，対処設備，手順書一覧（16/22）

（発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 *5	整備する手順書	手順書の分類
フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水	SG直接給水用高圧ポンプ*1 可搬型ホース 補助給水ビット 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 非常用交流電源設備*2 常設代替交流電源設備*2	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		可搬型大型海水を用いた蒸気発生器への注水	可搬型大型送水ポンプ車*1*3 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 非常用取水設備 非常用交流電源設備*2 燃料補給設備*2	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		代替給水ビットを用いた蒸気発生器への注水	可搬型大型送水ポンプ車*1 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 代替給水ビット 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 非常用交流電源設備*2 燃料補給設備*2	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		可搬型大型原水槽を用いた蒸気発生器への注水	可搬型大型送水ポンプ車*1 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 原水槽*4 2次系純水タンク*4 ろ過水タンク*4 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 非常用交流電源設備*2 燃料補給設備*2	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書

\*1：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。

\*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：可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。

\*4：原水槽への補給は，2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

\*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

対応手段，対処設備，手順書一覧（17/22）

（発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*6	整備する手順書	手順書の分類
フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	主蒸気逃がし弁による蒸気放出	主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
			所内常設蓄電式直流電源設備*1	重大事故等対処設備		
		タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁 蒸気発生器 復水器 2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁 常用電源設備 所内常設蓄電式直流電源設備*1	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	可搬型大型送水ポンプ車*2*3*4*5 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁 非常用取水設備 所内常設蓄電式直流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：手順は「1.5 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：可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。

\*4：蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード時は，主蒸気ドレンラインを使用する。

\*5：蒸気発生器へ海水を注水する場合は蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

\*6：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

対応手段，対処設備，手順書一覧（18/22）

（発電用原子炉停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*2	整備する手順書	手順書の分類	
サポート系故障時	全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却水設備	燃料取替用水ビットによる発電用原子炉からの重力注水	燃料取替用水ビット 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書	
		代替格納容器スプレイポンプによる発電用原子炉の冷却	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常設代替交流電源設備*1	重大事故等対処設備	a, b	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
			補助給水ビット 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 可搬型代替交流電源設備*1 代替所内電気設備*1		a		
		B-1充てんポンプによる発電用原子炉の冷却	B-1充てんポンプ 燃料取替用水ビット 再生熱交換器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 化学体積制御設備 配管・弁 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常設代替交流電源設備*1	重大事故等対処設備	c	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		B-1格納容器スプレイポンプ（RHRSICSスプレイポンプ（自己冷却）による発電用原子炉の冷却）	B-1格納容器スプレイポンプ 可搬型ホース 燃料取替用水ビット B-1格納容器スプレイ冷却器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常設代替交流電源設備*1	自主対策設備		余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：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

対応手段，対処設備，手順書一覧（19/22）

（発電用原子炉停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*7	整備する手順書	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却水設備	に又は は による 発電機 用 原子炉 の 冷却	電動機駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク 可搬型ホース 火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常用電源設備	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		による 発電機 用 原子炉 の 冷却	可搬型大型送水ポンプ車*1 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 非常用取水設備 燃料補給設備*2	重大事故等対処設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		による 発電機 用 原子炉 の 冷却	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 代替給水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 燃料補給設備*2	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		による 発電機 用 原子炉 の 冷却	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 原水槽*3 2次系純水タンク*3 ろ過水タンク*3 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 燃料補給設備*2	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		による 発電機 用 原子炉 の 冷却	A-高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンブ 格納容器再循環サンブスクリーン A-安全注入ポンプ再循環サンブ側入口C/V外側隔離弁 ほう酸注入タンク 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（高圧注入系）配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 可搬型大型送水ポンプ車*4 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 非常用取水設備 常設代替交流電源設備*2 燃料補給設備*2 接続口*6	重大事故等対処設備 （設計基準拡張） 重大事故等対処設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書

\*1：可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉容器へ注水する。  
 \*2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 \*3：原水槽への補給は，2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。  
 \*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：C，D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は「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。  
 \*6：故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合に使用する。  
 \*7：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

対応手段，対処設備，手順書一覧（20/22）

（発電用原子炉停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*4	整備する手順書	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却水設備	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 補助給水ビット 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
			常設代替交流電源設備*1 所内常設蓄電式直流電源設備*1	重大事故等対処設備		
		によるSG直接給水用高圧ポンプへの注水	SG直接給水用高圧ポンプ*2 可搬型ホース 補助給水ビット 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 常設代替交流電源設備*1	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		による可搬型大型送水ポンプ車への注水	可搬型大型送水ポンプ車*2*3 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 非常用取水設備 常設代替交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
	代替給水ビットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車への注水	可搬型大型送水ポンプ車*2 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 代替給水ビット 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 常設代替交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書	

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：手順は「1.2 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。

\*3：可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。

\*4：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

対応手段，対処設備，手順書一覧（21/22）

（発電用原子炉停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*9	整備する手順書	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却水設備	可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水	可搬型大型送水ポンプ車*1 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 原水槽*2 2次系純水タンク*2 ろ過水タンク*2 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 常設代替交流電源設備*3 燃料補給設備*3	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		主蒸気逃がし弁による蒸気放出	主蒸気逃がし弁*4 蒸気発生器 2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
		蒸気発生器2次側の発電用原子炉の冷卻	可搬型大型送水ポンプ車*5*6*7*8 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁 非常用取水設備 所内常設蓄電式直流電源設備*3 燃料補給設備*3	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書

\*1：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。

\*2：原水槽への補給は，2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

\*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：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」にて整備する。

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

\*6：可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。

\*7：蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード時は，主蒸気ドレンラインを使用する。

\*8：蒸気発生器へ海水を注水する場合は蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

\*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



対応手段，対処設備，手順書一覧（22/22）

（発電用原子炉停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*5	整備する手順書	手順書の分類	
サポート系故障時	全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却水設備	Bー充てんポンプ 発電用原子炉（自己冷却）による	Bー充てんポンプ 燃料取替用水ビット 再生熱交換器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 化学体積制御設備 配管・弁 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常設代替交流電源設備*1	重大事故等対処設備 c	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書	
			Aー高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンブ 格納容器再循環サンブスクリーン Aー安全注入ポンプ再循環サンブ側入口C/V外側隔離弁 ほう酸注入タンク 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（高圧注入系）配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器				重大事故等対処設備 （設計基準拡張） a, b
			可搬型大型送水ポンプ車を用いた 高圧代替再循環運転*3による				
		接続口*4	a				
	全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却水設備	電動補助給水ポンプへの注水 蒸気発生器による	電動補助給水ポンプ 補助給水ビット 蒸気発生器 2次冷却設備（給水設備）配管 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張） a	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書	
			常設代替交流電源設備*1 所内常設蓄電式直流電源設備*1	重大事故等対処設備			

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 \*2：手順は「1.5 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：C、Dー格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。  
 \*4：故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合に使用する。  
 \*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

第 1.4.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための  
手順等

監視計器一覧 (1/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 炉心注水		
(a) 充てんポンプによる 原子炉容器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉圧力容器内の 圧力 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉圧力容器内の 水位 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>
		原子炉圧力容器 への注水量 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入流量</li> <li>・ 低圧注入流量</li> </ul>
		原子炉格納容器内の 水位 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)</li> </ul>
		水源の確保 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> <li>・ 1次系純水タンク水位</li> <li>・ ほう酸タンク水位</li> </ul>
		補機監視機能 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入ポンプ出口圧力</li> <li>・ 余熱除去ポンプ出口圧力</li> <li>・ 余熱除去ポンプ電流</li> </ul>
	操作	原子炉圧力容器内の 温度 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉圧力容器内の 圧力 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉圧力容器内の 水位 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 原子炉容器水位</li> </ul>
		原子炉圧力容器 への注水量 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 充てん流量</li> </ul>
		原子炉格納容器内の 水位 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)</li> </ul>
		水源の確保 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> <li>・ ほう酸タンク水位</li> <li>・ 1次系純水タンク水位</li> </ul>
		補機監視機能 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 充てんライン圧力</li> </ul>

監視計器一覧 (2/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 代替炉心注水			
(a) B-格納容器スプレィポンプ (RHRS-CSS連絡ライン使用) による原子炉容器への注水	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>
		原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 充てん流量</li> </ul>
		原子炉格納容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 充てんライン圧力</li> </ul>
	操作	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 原子炉容器水位</li> </ul>
		原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ B-格納容器スプレィ流量</li> <li>・ B-格納容器スプレィ冷却器出口積算 流量 (AM用)</li> </ul>
		原子炉格納容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> </ul>

監視計器一覧 (3/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器		
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順				
(1) フロントライン系故障時の対応手順				
b. 代替炉心注水				
(b) 代替格納容器スプレイポンプによる 原子炉容器への注水	判断 基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>	
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>	
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>	
		原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ B-格納容器スプレイ流量</li> <li>・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)</li> </ul>	
		原子炉格納容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)</li> </ul>	
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> </ul>	
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補助給水ピット水位</li> </ul>	
		操作	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
			原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
			原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 原子炉容器水位</li> </ul>
	原子炉压力容器 への注水量		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量</li> </ul>	
	未臨界の維持又は 監視		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 出力領域中性子束</li> </ul>	
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中間領域中性子束</li> </ul>	
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中性子源領域中性子束</li> </ul>	
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中間領域起動率</li> </ul>	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中性子源領域起動率</li> </ul>			
	原子炉格納容器内の 水位		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)</li> </ul>	
	水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> </ul>		
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補助給水ピット水位</li> </ul>		
	補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替格納容器スプレイポンプ出口圧力</li> </ul>		
電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替非常用発電機電圧, 電力, 周波数</li> </ul>			
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 6-A, B母線電圧</li> </ul>			

監視計器一覧 (4/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 代替炉心注水			
(c) 電動機駆動消火ポンプ又は ディーゼル駆動消火ポンプによる 原子炉容器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉圧力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉圧力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>
		原子炉圧力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算                      流量</li> </ul>
		原子炉格納容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ろ過水タンク水位</li> </ul>
	操作	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉圧力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉圧力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 原子炉容器水位</li> </ul>
		原子炉圧力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ AM用消火水積算流量</li> </ul>
		未臨界の維持又は 監視	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 出力領域中性子束</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中間領域中性子束</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中性子源領域中性子束</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中間領域起動率</li> </ul>
原子炉格納容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)</li> </ul>		
水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ろ過水タンク水位</li> </ul>		

監視計器一覧 (5/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 代替炉心注水			
(d) 海水を用いた 可搬型大型送水ポンプ車による 原子炉容器への注水	判断基準	原子炉压力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉压力容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>
		原子炉压力容器への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</li> </ul>
		原子炉格納容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)</li> </ul>
	操作	原子炉压力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉压力容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 原子炉容器水位</li> </ul>
		原子炉压力容器への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</li> </ul>
		未臨界の維持又は監視	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 出力領域中性子束</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中間領域中性子束</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中性子源領域中性子束</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中間領域起動率</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中性子源領域起動率</li> </ul>		
原子炉格納容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)</li> </ul>		

監視計器一覧 (6/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 代替炉心注水			
(e) 代替給水ピットを水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 原子炉容器への注水	判断 基準	原子炉压力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)
		原子炉压力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器 への注水量	・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
	原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	
	操作	原子炉压力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)
		原子炉压力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
		原子炉压力容器内の 温度	・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の 水位	・ 原子炉容器水位
		原子炉压力容器 への注水量	・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
		未臨界の維持又は 監視	・ 出力領域中性子束 ・ 中間領域中性子束 ・ 中性子源領域中性子束 ・ 中間領域起動率 ・ 中性子源領域起動率
原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)		

監視計器一覧 (7/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 代替炉心注水			
(f) 原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 原子炉容器への注水	判断 基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>
		原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算                      流量</li> </ul>
		原子炉格納容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)</li> </ul>
	操作	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 原子炉容器水位</li> </ul>
		原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算                      流量</li> </ul>
		未臨界の維持又は 監視	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 出力領域中性子束</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中間領域中性子束</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中性子源領域中性子束</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中間領域起動率</li> <li>・ 中性子源領域起動率</li> </ul>
		原子炉格納容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2次系純水タンク水位</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ろ過水タンク水位</li> </ul>



監視計器一覧 (8/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 c. 再循環運転			
(a) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転	判断基準	原子炉压力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉压力容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>
		原子炉压力容器への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧注入流量</li> </ul>
		原子炉格納容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去ポンプ出口圧力</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去ポンプ電流</li> </ul>
	操作	原子炉压力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 原子炉容器水位</li> </ul>
		原子炉压力容器への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入流量</li> </ul>
		原子炉格納容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入ポンプ出口圧力</li> </ul>

監視計器一覧 (9/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 d. 代替再循環運転			
(a) B-格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS連絡ライン使用) による代替再循環運転	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>
		原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入流量</li> </ul>
		原子炉格納容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入ポンプ出口圧力</li> </ul>
		操作	原子炉压力容器内の 温度
	原子炉压力容器内の 水位		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 原子炉容器水位</li> </ul>
	原子炉压力容器 への注水量		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ B-格納容器スプレイ流量</li> <li>・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)</li> </ul>
	原子炉格納容器内の 水位		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ B-格納容器再循環サンプル水位 (広 域)</li> </ul>

監視計器一覧 (10/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 d. 代替再循環運転			
(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	判断 基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入流量</li> <li>・ 低圧注入流量</li> </ul>
		原子炉格納容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器スプレイ流量</li> </ul>
		原子炉格納容器内 の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器内温度</li> </ul>
		原子炉格納容器内 の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器圧力</li> <li>・ 格納容器圧力 (AM用)</li> </ul>
		原子炉格納容器内 の水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入ポンプ出口圧力</li> <li>・ 余熱除去ポンプ出口圧力</li> <li>・ 余熱除去ポンプ電流</li> </ul>
	操作	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内 の水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 原子炉容器水位</li> </ul>
		原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入流量</li> <li>・ 充てん流量</li> <li>・ 低圧注入流量</li> </ul>

監視計器一覧 (11/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 d. 代替再循環運転			
(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	操作	原子炉格納容器 への注水量	・ 格納容器スプレイ流量
		原子炉格納容器内 の温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内 の圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉格納容器内 の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域) ・ 格納容器水位
		最終ヒートシンク の確保	・ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)
			・ C, D-格納容器再循環ユニット補機 冷却水流量
			・ 主蒸気ライン圧力
			・ 蒸気発生器水位 (狭域) ・ 補助給水流量
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
			・ 1次系純水タンク水位
			・ 2次系純水タンク水位
			・ 使用済燃料ピット水位
			・ ほう酸タンク水位
			・ 体積制御タンク水位
			・ ほう酸補給ライン流量
			・ ほう酸補給ライン流量積算制御
補機監視機能	・ 1次系純水補給ライン流量		
	・ 1次系純水補給ライン流量積算制御		
	・ ろ過水タンク水位		
・ 高圧注入ポンプ出口圧力			
・ 余熱除去ポンプ出口圧力			
・ 余熱除去ポンプ電流			

監視計器一覧 (12/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 代替炉心注水			
(a) 代替格納容器スプレイポンプによる 原子炉容器への注水	判 断 基 準	原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>
		原子炉格納容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補助給水ピット水位</li> </ul>
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> </ul>
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> </ul>
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> </ul>
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量</li> </ul>
補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量 (AM 用)</li> </ul>		
補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量</li> </ul>		
補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 (AM 用)</li> </ul>		
操 作	1.4.2.1(1) b. (b) 「代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。		

監視計器一覧 (13/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 代替炉心注水			
(b) B-充てんポンプ（自己冷却） による原子炉容器への注水	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度（広域－高温側）</li> <li>・ 1次冷却材温度（広域－低温側）</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力（広域）</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>
		原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算                      流量</li> </ul>
		原子炉格納容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプ水位（広域）</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> </ul>
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧</li> </ul>
	補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量</li> </ul>	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量（AM                      用）</li> </ul>	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水                      流量</li> </ul>	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水                      流量（AM用）</li> </ul>	
	操作	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度（広域－高温側）</li> <li>・ 1次冷却材温度（広域－低温側）</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力（広域）</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 原子炉容器水位</li> </ul>
		原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 充てん流量</li> </ul>
		原子炉格納容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプ水位（広域）</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> </ul>
補機冷却		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ B-充てんポンプ油冷却器及び封水冷却器補機冷却水流量</li> </ul>	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ B-充てんポンプ電動機補機冷却水流量</li> </ul>	

監視計器一覧 (14/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 代替炉心注水			
(c) B-格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHRS-CSS連絡ライン使用)による 原子炉容器への注水	判断基準	原子炉压力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉压力容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>
		原子炉压力容器への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 充てん流量</li> </ul>
		原子炉格納容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> </ul>
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧</li> </ul>
	補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 充てんライン圧力</li> </ul>	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量</li> </ul>	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量 (AM用)</li> </ul>	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量</li> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 (AM用)</li> </ul>	
	操作	原子炉压力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉压力容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉容器水位</li> </ul>
		原子炉压力容器への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ B-格納容器スプレイ流量</li> <li>・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)</li> </ul>
		原子炉格納容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)</li> </ul>
水源の確保		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> </ul>	
補機冷却		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ B-格納容器スプレイポンプ電動機補機冷却水流量</li> </ul>	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ B-格納容器スプレイポンプ補機冷却水流量</li> </ul>	

監視計器一覧 (15/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器		
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 代替炉心注水				
(d) ディーゼル駆動消火ポンプ又は 電動機駆動消火ポンプによる 原子炉容器への注水	判断 基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>	
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>	
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>	
		原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ B-格納容器スプレイ流量</li> <li>・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)</li> </ul>	
		原子炉格納容器内 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)</li> </ul>	
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ろ過水タンク水位</li> </ul>	
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> <li>・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧</li> </ul>	
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量</li> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量 (AM 用)</li> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量</li> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量 (AM用)</li> </ul>	
		操作	1.4.2.1(1) b. (c) 「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆 動消火ポンプによる原子炉容器への注水」の操作手順と同様 である。	



監視計器一覧 (16/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器			
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 代替炉心注水					
(e) 海水を用いた 可搬型大型送水ポンプ車による 原子炉容器への注水	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>		
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>		
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>		
		原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ B-格納容器スプレイ流量</li> <li>・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)</li> </ul>		
		原子炉格納容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)</li> </ul>		
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> <li>・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧</li> </ul>		
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量</li> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量 (AM 用)</li> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量</li> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量 (AM用)</li> </ul>		
		操作	1.4.2.1(1) b. (d) 「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。		
		(f) 代替給水ピットを水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 原子炉容器への注水	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> </ul>
				原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>				
原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量</li> <li>・ B-格納容器スプレイ流量</li> <li>・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)</li> </ul>				
原子炉格納容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)</li> </ul>				
操作	1.4.2.1(1) b. (e) 「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。				

監視計器一覧 (17/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 代替炉心注水			
(g) 原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 原子炉容器への注水	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)
			・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器 への注水量	・ 代替格納容器スプレィポンプ出口積算 流量
			・ B-格納容器スプレィ流量
	・ B-格納容器スプレィ冷却器出口積算 流量 (AM用)		
原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)		
操作	1.4.2.1(1) b. (f) 「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。		

監視計器一覧 (18/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器		
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 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. 可搬型大型送水ポンプ車を用いた A-高圧注入ポンプ（海水冷却）による 高圧代替再循環運転	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度（広域－高温側）</li> <li>・ 1次冷却材温度（広域－低温側）</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>	
		原子炉圧力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力（広域）</li> </ul>	
		原子炉圧力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>	
		原子炉格納容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ A-格納容器再循環サンプル水位（広域）</li> </ul>	
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> <li>・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧</li> </ul>	
		補機冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量</li> <li>・ A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量（AM用）</li> <li>・ A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量</li> <li>・ A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量（AM用）</li> </ul>	
		操作	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度（広域－高温側）</li> <li>・ 1次冷却材温度（広域－低温側）</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
			原子炉圧力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 原子炉容器水位</li> </ul>
			原子炉圧力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入流量</li> </ul>
			原子炉格納容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプル水位（広域）</li> </ul>
補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ A-高圧注入ポンプ出口圧力</li> </ul>			
可搬型大型送水ポンプ車による冷却水通水については、「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. 「可搬型大型送水ポンプ車によるA-高圧注入ポンプへの補機冷却水（海水）通水」の操作手順と同様である。				

監視計器一覧 (19/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 b. 代替再循環運転 (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. 可搬型大型送水ポンプ車を用いた A-高圧注入ポンプ（海水冷却）による 高圧代替再循環運転	判 断 基 準	原子炉压力容器内の 温度 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度（広域-高温側）</li> <li>・ 1次冷却材温度（広域-低温側）</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>	
		原子炉压力容器内の 圧力 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力（広域）</li> </ul>	
		原子炉压力容器内の 水位 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>	
		原子炉格納容器内の 水位 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ A-格納容器再循環サンプル水位（広域）</li> </ul>	
		原子炉压力容器 への注水量 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入流量</li> </ul>	
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量（AM用）</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量（AM用）</li> </ul>
		補機冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量（AM用）</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量（AM用）</li> </ul>
操 作	1.4.2.1(2) b. (a) i. 「可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転」の操作手順と同様である。		

監視計器一覧 (20/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器								
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順										
c. 原子炉格納容器隔離弁の閉止	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="783 443 995 488">電源</td> <td data-bbox="995 443 1447 488">・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 488 995 533"></td> <td data-bbox="995 488 1447 533">・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 533 995 577"></td> <td data-bbox="995 533 1447 577">・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 577 995 618"></td> <td data-bbox="995 577 1447 618">・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧</td> </tr> </table>	電源	・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧		・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧		・ 甲母線電圧, 乙母線電圧		・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧
	電源	・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧								
	・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧									
	・ 甲母線電圧, 乙母線電圧									
	・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧									
操作	—	—								
d. 復旧										
(a) B-充てんポンプ (自己冷却) による 原子炉容器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>							
		原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)							
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位							
		原子炉圧力容器 への注水量	・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量							
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)							
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位							
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> <li>・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧</li> </ul>							
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量</li> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量 (AM 用)</li> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量</li> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量 (AM用)</li> </ul>							
		操作	1.4.2.1(2) a. (b) 「B-充てんポンプ (自己冷却) による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。							

— : 操作に伴う監視計器がないため記載しない。

監視計器一覧 (21/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合の対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 d. 復旧			
(b) 可搬型大型送水ポンプ車を用いた A-高圧注入ポンプ（海水冷却）による 高圧代替再循環運転	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度（広域-高温側）</li> <li>・ 1次冷却材温度（広域-低温側）</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力（広域）</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>
		原子炉格納容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ A-格納容器再循環サンプ水位（広域）</li> </ul>
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> </ul>
		補機冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量（AM用）</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量（AM用）</li> </ul>			
操作	1.4.2.1(2) b. (a) i. 「可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転」の操作手順と同様である。		

監視計器一覧 (22/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (3) 溶融炉心が原子炉容器内に残存する場合の対応手順 a. 原子炉格納容器水張り			
(a) 格納容器スプレイ又は 代替格納容器スプレイによる 残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 炉心出口温度
		原子炉格納容器内の放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)
		原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度
		最終ヒートシンクの確保	・ C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度
			・ B-原子炉補機冷却水戻り母管温度
		原子炉格納容器内の圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)
	操作	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)
			・ 格納容器水位
		手順内の格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイについては、「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(1) a. 「原子炉格納容器下部への注水」の操作手順と同様である。格納容器内自然対流冷却については、「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、1.7.2.1(2) a. 「C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却」の操作手順と同様である。また、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット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) a. 「可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視」にて整備する。	

監視計器一覧 (23/61)

対処手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合の対応手順			
(1) フロントライン系故障時の対応手順			
a. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却(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	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材温度(広域-高温側)
			・ 1次冷却材温度(広域-低温側)
			・ 炉心出口温度
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力(広域)
		原子炉圧力容器への注水量	・ 低圧注入流量
		水源の確保	・ 補助給水ピット水位
		補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ出口圧力
	・ 余熱除去ポンプ電流		
操作	—	—	
(b) 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材温度(広域-高温側)
			・ 1次冷却材温度(広域-低温側)
			・ 炉心出口温度
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力(広域)
		最終ヒートシンクの確保	・ 蒸気発生器水位(広域)
			・ 蒸気発生器水位(狭域)
			・ 補助給水流量
電源	・ 泊幹線1L電圧, 2L電圧		
	・ 後志幹線1L電圧, 2L電圧		
	・ 甲母線電圧, 乙母線電圧		
	・ 6-C1, C2, D母線電圧		
水源の確保	・ 脱気器タンク水位		
操作	—	—	

— : 通常の運転操作により対応する手順については、監視計器を記載しない。



監視計器一覧 (24/61)

対処手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合の対応手順			
(1) フロントライン系故障時の対応手順			
a. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却(注水)			
(c) SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉压力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度(広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度(広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力(広域)</li> </ul>
		最終ヒートシンクの確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器水位(広域)</li> <li>・ 蒸気発生器水位(狭域)</li> <li>・ 主給水ライン流量</li> <li>・ 蒸気発生器水張り流量</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補助給水ピット水位</li> </ul>
		操作	「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.「SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。
(d) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉压力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度(広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度(広域-低温側)</li> </ul>
		最終ヒートシンクの確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器水位(広域)</li> <li>・ 蒸気発生器水位(狭域)</li> <li>・ 補助給水流量</li> </ul>
		操作	「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)c.「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。
	(e) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉压力容器内の温度
最終ヒートシンクの確保			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器水位(広域)</li> <li>・ 蒸気発生器水位(狭域)</li> <li>・ 補助給水流量</li> </ul>
操作			「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)d.「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。
(f) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水		判断基準	原子炉压力容器内の温度
	最終ヒートシンクの確保		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器水位(広域)</li> <li>・ 蒸気発生器水位(狭域)</li> <li>・ 補助給水流量</li> </ul>
	操作		「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)e.「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。

監視計器一覧 (25/61)

対処手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合の対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却(蒸気放出)			
(a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出	判断基準	原子炉压力容器内の温度 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度(広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度(広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>	
		原子炉压力容器内の圧力 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力(広域)</li> </ul>	
		原子炉压力容器への注水量 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧注入流量</li> </ul>	
		最終ヒートシンクの確保 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器水位(広域)</li> <li>・ 蒸気発生器水位(狭域)</li> <li>・ 主給水ライン流量</li> <li>・ 蒸気発生器水張り流量</li> <li>・ 補助給水流量</li> </ul>	
			補機監視機能 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去ポンプ出口圧力</li> <li>・ 余熱除去ポンプ電流</li> </ul>
	操作 <ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> </ul>		操作 <ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> </ul>
	(b) タービンバイパス弁による蒸気放出	判断基準	原子炉压力容器内の温度 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度(広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度(広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
			原子炉压力容器内の圧力 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力(広域)</li> </ul>
			最終ヒートシンクの確保 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 主蒸気ライン圧力</li> <li>・ 蒸気発生器水位(広域)</li> <li>・ 蒸気発生器水位(狭域)</li> <li>・ 主給水ライン流量</li> <li>・ 蒸気発生器水張り流量</li> <li>・ 補助給水流量</li> <li>・ 復水器真空(広域)</li> </ul>
電源 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> <li>・ 6-C 1, C 2, D 母線電圧</li> </ul>			
電源 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> </ul>			
電源 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 6-C 1, C 2, D 母線電圧</li> </ul>			
操作 <ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> </ul>			
操作 <ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> </ul>		操作 <ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> </ul>	

— : 通常の運転操作により対応する手順については、監視計器を記載しない。

監視計器一覧 (26/61)

対処手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合の対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順			
c. 蒸気発生器2次側の フィードアンドブリードによる 発電用原子炉の冷却	判断 基準	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)
			・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
			・ 炉心出口温度
		原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉圧力容器 への注水量	・ 低圧注入流量
		最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位 (広域)
		・ 蒸気発生器水位 (狭域)	
		・ 補助給水流量	
補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ出口圧力		
	・ 余熱除去ポンプ電流		
操作	「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. 「可搬型大型送水ポンプ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」の操作手順と同様である。		

監視計器一覧 (27/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合の対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却(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	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度(広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度(広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉圧力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力(広域)</li> </ul>
		原子炉圧力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧注入流量</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補助給水ピット水位</li> </ul>
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線1L電圧, 2L電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 後志幹線1L電圧, 2L電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 6-A, B, C1, C2, D母線電圧</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去ポンプ出口圧力</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去ポンプ電流</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量(AM用)</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量</li> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量(AM用)</li> </ul>
操作	1.4.2.2(1) a. (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」の操作手順と同様である。		

監視計器一覧 (28/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合の対応手順			
(2) サポート系故障時の対応手順			
a. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却(注水)			
(b) SG直接給水用高圧ポンプによる 蒸気発生器への注水	判断 基準	原子炉圧力容器内 の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度(広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度(広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉圧力容器内 の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力(広域)</li> </ul>
		最終ヒートシンク の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器水位(広域)</li> <li>・ 蒸気発生器水位(狭域)</li> <li>・ 補助給水流量</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補助給水ピット水位</li> </ul>
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線1L電圧, 2L電圧</li> <li>・ 後志幹線1L電圧, 2L電圧</li> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> <li>・ 6-A, B, C1, C2, D母線電圧</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量</li> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量(AM用)</li> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量</li> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量(AM用)</li> </ul>
		操作	<p>「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. 「SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。</p>

監視計器一覧 (29/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合の対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却(注水)			
(c) 海水を用いた 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度(広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度(広域-低温側)</li> </ul>
		最終ヒートシンクの確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器水位(広域)</li> <li>・ 蒸気発生器水位(狭域)</li> <li>・ 補助給水流量</li> </ul>
	操作	「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)c.「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。	
(d) 代替給水ピットを水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度(広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度(広域-低温側)</li> </ul>
		最終ヒートシンクの確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器水位(広域)</li> <li>・ 蒸気発生器水位(狭域)</li> <li>・ 補助給水流量</li> </ul>
	操作	「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)d.「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。	
(e) 原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度(広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度(広域-低温側)</li> </ul>
		最終ヒートシンクの確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器水位(広域)</li> <li>・ 蒸気発生器水位(狭域)</li> <li>・ 補助給水流量</li> </ul>
	操作	「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)e.「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。	

監視計器一覧 (30/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合の対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 b. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却(蒸気放出)			
(a) 主蒸気逃がし弁の現場手動操作による蒸気放出	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度(広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度(広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉圧力容器内の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力(広域)</li> </ul>
		原子炉圧力容器への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧注入流量</li> </ul>
		最終ヒートシンクの確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器水位(広域)</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器水位(狭域)</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補助給水流量</li> </ul>
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去ポンプ出口圧力</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去ポンプ電流</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量(AM用)</li> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量</li> </ul>			
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量(AM用)</li> </ul>			
操作	「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(1)b. 「現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復」の操作手順と同様である。		

監視計器一覧 (31/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合の対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順			
c. 蒸気発生器2次側の フィードアンドブリードによる 発電用原子炉の冷却	判断 基準	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉圧力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉圧力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧注入流量</li> </ul>
		最終ヒートシンク の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器水位 (広域)</li> <li>・ 蒸気発生器水位 (狭域)</li> <li>・ 補助給水流量</li> </ul>
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> <li>・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去ポンプ出口圧力</li> <li>・ 余熱除去ポンプ電流</li> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量</li> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量 (AM用)</li> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量</li> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 (AM用)</li> </ul>
		操作	<p>「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. 「可搬型大型送水ポンプ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」の操作手順と同様である。</p>



監視計器一覧 (32/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合の対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 d. 復旧			
(a) 電動補助給水ポンプによる 蒸気発生器への注水	判断 基準	原子炉压力容器内の 温度 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>	
		原子炉压力容器内の 圧力 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>	
		原子炉压力容器内の 水位 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>	
		原子炉压力容器 への注水量 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧注入流量</li> </ul>	
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去ポンプ出口圧力</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去ポンプ電流</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量 (AM用)</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量</li> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 (AM用)</li> </ul>
水源の確保 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補助給水ピット水位</li> </ul>			
操作	1.4.2.2(1) a. (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」と同様である。		

監視計器一覧 (33/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.4.2.3 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 炉心注水			
(a) 充てんポンプによる 原子炉容器への注水	判断 基準	原子炉圧力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度（広域－高温側）</li> <li>・ 1次冷却材温度（広域－低温側）</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉圧力容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 1次冷却系統ループ水位</li> </ul>
		原子炉圧力容器への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧注入流量</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> <li>・ ほう酸タンク水位</li> <li>・ 1次系純水タンク水位</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去ポンプ出口圧力</li> <li>・ 余熱除去ポンプ電流</li> </ul>
		操作	原子炉圧力容器内の温度
	原子炉圧力容器内の水位		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 1次冷却系統ループ水位</li> </ul>
	原子炉圧力容器への注水量		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 充てん流量</li> </ul>
	水源の確保		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> <li>・ ほう酸タンク水位</li> <li>・ 1次系純水タンク水位</li> </ul>
	補機監視機能		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 充てんライン圧力</li> </ul>

監視計器一覧 (34/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.4.2.3 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 炉心注水			
(b) 高圧注入ポンプによる 原子炉容器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度（広域－高温側）</li> <li>・ 1次冷却材温度（広域－低温側）</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉圧力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 1次冷却系統ループ水位</li> </ul>
		原子炉圧力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 充てん流量</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 充てんライン圧力</li> </ul>
		操作	原子炉圧力容器内の 温度
	原子炉圧力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 1次冷却系統ループ水位</li> </ul>	
	原子炉圧力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入流量</li> </ul>	
	水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> </ul>	
	補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入ポンプ出口圧力</li> </ul>	

監視計器一覧 (35/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器		
1.4.2.3 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 代替炉心注水				
(a) 燃料取替用水ピットからの 重力注水による原子炉容器への注水	判断 基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>	
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>	
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却系統ループ水位</li> </ul>	
		原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入流量</li> </ul>	
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> </ul>	
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入ポンプ出口圧力</li> </ul>	
	操作	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>	
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 1次冷却系統ループ水位</li> </ul>	
		原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧注入流量</li> </ul>	
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> </ul>	
		判断 基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
			原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 1次冷却系統ループ水位</li> </ul>			
原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入流量</li> </ul>			
水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> </ul>			
補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入ポンプ出口圧力</li> </ul>			
操作	1.4.2.1(1) b. (a) 「B-格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用) による原子炉容器への注水」 の操作手順と 同様である。			

監視計器一覧 (36/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.3 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 代替炉心注水			
(c) 代替格納容器スプレイポンプによる 原子炉容器への注水	判断 基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 1次冷却系統ループ水位</li> </ul>
		原子炉压力容器 への注入量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ B-格納容器スプレイ流量</li> <li>・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> <li>・ 補助給水ピット水位</li> </ul>
		操作	1.4.2.1(1) b. (b) 「代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。
	(d) 電動機駆動消火ポンプ又は ディーゼル駆動消火ポンプによる 原子炉容器への注水	判断 基準	原子炉压力容器内の 温度
原子炉压力容器内の 圧力			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
原子炉压力容器内の 水位			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 1次冷却系統ループ水位</li> </ul>
原子炉压力容器 への注入量			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量</li> </ul>
水源の確保			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ろ過水タンク水位</li> </ul>
操作		1.4.2.1(1) b. (c) 「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。	

監視計器一覧 (37/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.4.2.3 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 代替炉心注水			
(e) 海水を用いた 可搬型大型送水ポンプ車による 原子炉容器への注水	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 1次冷却系統ループ水位</li> </ul>
		原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量</li> </ul>
	操作	1.4.2.1(1) b. (d) 「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。	
(f) 代替給水ピットを水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 原子炉容器への注水	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 1次冷却系統ループ水位</li> </ul>
		原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量</li> </ul>
	操作	1.4.2.1(1) b. (e) 「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。	
(g) 原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 原子炉容器への注水	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 1次冷却系統ループ水位</li> </ul>
		原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量</li> </ul>
	操作	1.4.2.1(1) b. (f) 「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。	

監視計器一覧 (38/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.3 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 c. 再循環運転			
(a) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転	判断基準	原子炉压力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
		原子炉压力容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 1次冷却系統ループ水位</li> </ul>
		原子炉压力容器への注入量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧注入流量</li> </ul>
		原子炉格納容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去ポンプ出口圧力</li> <li>・ 余熱除去ポンプ電流</li> </ul>
	操作	原子炉压力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉压力容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 原子炉容器水位</li> </ul>
		原子炉压力容器への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入流量</li> </ul>
		原子炉格納容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入ポンプ出口圧力</li> </ul>
	d. 代替再循環運転		
	(a) B-格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS連絡ライン使用) による代替再循環運転	判断基準	原子炉压力容器内の温度
原子炉压力容器内の圧力			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
原子炉压力容器内の水位			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 1次冷却系統ループ水位</li> </ul>
原子炉压力容器への注入量			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入流量</li> </ul>
原子炉格納容器内の水位			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ B-格納容器再循環サンプル水位 (広域)</li> </ul>
補機監視機能			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入ポンプ出口圧力</li> </ul>
操作			1.4.2.1(1) d. (a) 「B-格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS連絡ライン使用) による代替再循環運転」の操作手順と同様である。

監視計器一覧 (39/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.3 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 e. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却(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	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度(広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度(広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉圧力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力(広域)</li> </ul>
		原子炉圧力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧注入流量</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補助給水ピット水位</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去ポンプ出口圧力</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去ポンプ電流</li> </ul>
	操作	—	—
(b) 電動主給水ポンプによる 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度(広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度(広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉圧力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力(広域)</li> </ul>
		最終ヒートシンク の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器水位(広域)</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器水位(狭域)</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補助給水流量</li> </ul>
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> </ul>		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> <li>・ 6-C 1, C 2, D 母線電圧</li> </ul>			
水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 脱気器タンク水位</li> </ul>		
操作	—	—	

—: 通常の運転操作により対応する手順については, 監視計器を記載しない。



監視計器一覧 (40/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.4.2.3 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 e. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却(注水)			
(c) SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度(広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度(広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉圧力容器内の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力(広域)</li> </ul>
		最終ヒートシンクの確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 主蒸気ライン圧力</li> <li>・ 蒸気発生器水位(広域)</li> <li>・ 蒸気発生器水位(狭域)</li> <li>・ 主給水ライン流量</li> <li>・ 蒸気発生器水張り流量</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補助給水ピット水位</li> </ul>
		操作	「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. 「SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。
		(d) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水	判断基準
最終ヒートシンクの確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器水位(広域)</li> <li>・ 蒸気発生器水位(狭域)</li> <li>・ 補助給水流量</li> </ul>		
操作	「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)c. 「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。		
(e) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水	判断基準		
		最終ヒートシンクの確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器水位(広域)</li> <li>・ 蒸気発生器水位(狭域)</li> <li>・ 補助給水流量</li> </ul>
		操作	「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)d. 「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。
		(f) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水	判断基準
最終ヒートシンクの確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器水位(広域)</li> <li>・ 蒸気発生器水位(狭域)</li> <li>・ 補助給水流量</li> </ul>		
操作	「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)e. 「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」の操作手順と同様である。		

監視計器一覧 (41/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器		
1.4.2.3 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 f. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却 (蒸気放出)				
(a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出	判断基準	原子炉压力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>	
		原子炉压力容器内の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>	
		原子炉压力容器への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧注入流量</li> </ul>	
		最終ヒートシンクの確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器水位 (広域)</li> <li>・ 蒸気発生器水位 (狭域)</li> <li>・ 補助給水流量</li> <li>・ 主給水ライン流量</li> <li>・ 蒸気発生器水張り流量</li> </ul>	
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去ポンプ出口圧力</li> <li>・ 余熱除去ポンプ電流</li> </ul>	
		操作	—	—
	(b) タービンバイパス弁による蒸気放出	判断基準	原子炉压力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
			原子炉压力容器内の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>
			最終ヒートシンクの確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 主蒸気ライン圧力</li> <li>・ 蒸気発生器水位 (広域)</li> <li>・ 蒸気発生器水位 (狭域)</li> <li>・ 補助給水流量</li> <li>・ 主給水ライン流量</li> <li>・ 蒸気発生器水張り流量</li> <li>・ 復水器真空 (広域)</li> </ul>
			電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> <li>・ 6-C 1, C 2, D 母線電圧</li> </ul>
操作			—	—

— : 通常の運転操作により対応する手順については、監視計器を記載しない。

監視計器一覧 (42/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.3 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順			
g. 蒸気発生器2次側の フィードアンドブリードによる 発電用原子炉の冷却	判断 基準	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)
			・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
			・ 炉心出口温度
		原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉圧力容器 への注水量	・ 低圧注入流量
		最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位 (広域)
	操作		・ 蒸気発生器水位 (狭域)
		補機監視機能	・ 補助給水流量
		・ 余熱除去ポンプ出口圧力	
		・ 余熱除去ポンプ電流	
	「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. 「可搬型大型送水ポンプ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」の操作手順と同様である。		

監視計器一覧 (43/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.3 発電用原子炉停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 代替炉心注水			
(a) 燃料取替用水ピットからの 重力注水による原子炉容器への注水	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側) ・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉压力容器内の 水位	・ 1次冷却系統ループ水位
		原子炉压力容器 への注水量	・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
	操作	原子炉压力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側) ・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位 ・ 1次冷却系統ループ水位
		原子炉压力容器 への注水量	・ 低圧注入流量
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位

監視計器一覧 (44/61)

対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器		
1.4.2.3 発電用原子炉停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 代替炉心注水				
(b) 代替格納容器スプレイポンプによる 原子炉容器への注水	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>	
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力 (広域)</li> </ul>	
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 1次冷却系統ループ水位</li> </ul>	
		原子炉压力容器 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧注入流量</li> </ul>	
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> <li>・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧</li> </ul>	
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量</li> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量 (AM用)</li> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量</li> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 (AM用)</li> <li>・ 余熱除去ポンプ出口圧力</li> <li>・ 余熱除去ポンプ電流</li> </ul>	
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> <li>・ 補助給水ピット水位</li> </ul>	
		操作	1.4.2.1(1) b. (b) 「代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水」の操作手順と同様である。	