

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

< 目 次 >

1.2.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却
 - (b) 重大事故等対処設備
 - b. サポート系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却
 - (b) 復旧
 - (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - c. 監視及び制御
 - (a) 監視及び制御
 - (b) 重大事故等対処設備
 - d. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備
 - (a) 重大事故等の進展抑制
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - e. 手順等

1.2.2 重大事故等時の手順

1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

- (1) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水
 - a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動

b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水

a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動

(2) 復旧

a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

b. 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順

(1) 重大事故等の進展抑制

a. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水

b. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.2.2.4 設計基準事故対処設備を使用した対応手順

(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

(2) 高圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水

1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.2.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.2.2 自主対策設備仕様

添付資料1.2.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.2.4 重大事故対策の成立性

1. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

(1) 現場手動操作による高圧代替注水系起動

(b) 重大事故等対処設備

高压代替注水系の中央制御室からの操作及び現場操作による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、常設高压代替注水系ポンプ、高压代替注水系タービン止め弁、逃がし安全弁（安全弁機能）、サプレッション・チェンバ、高压代替注水系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管・弁、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、高压代替注水系（注水系）配管・弁、高压炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ、原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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全て網羅されている。

（添付資料1.2.1）

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原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレー系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。

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレー系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、上記「a. (a) 高压代替注水系による発電用原子炉の冷却」の手段に加え、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し発電用原子炉を冷却する手段がある。

この対応手段により，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間，原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。

i) 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却

現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し発電用原子炉を冷却^{※5}する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁
- ・逃がし安全弁（安全弁機能）
- ・サブプレッション・チェンバ
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・主蒸気系配管・弁
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉圧力容器

※5：原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却は，ヘッドスプレイノズルによる原子炉圧力容器への注水である。

また，上記原子炉隔離時冷却系を現場での人力による弁の操作で起動したことにより発生する排水を処理する手段がある。

排水設備による排水で使用する設備は以下のとおり。

- ・水中ポンプ
- ・ホース
- ・仮設発電機
- ・燃料給油設備

(b) 復旧

び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。

ii) 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

可搬型代替直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して発電用原子炉を冷却^{※7}する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・逃がし安全弁（安全弁機能）
- ・サブプレッション・チェンバ
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・主蒸気系配管・弁
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉圧力容器
- ・所内常設直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備
- ・燃料給油設備

※7：原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却は、ヘッドスプレイノズルによる原子炉圧力容器への注水である。

なお、可搬型代替直流電源設備へ燃料を給油することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系蒸気

供給弁，逃がし安全弁（安全弁機能），サプレッション・チェンバ，主蒸気系配管・弁，原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁・ストレーナ，原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁及び原子炉圧力容器は重大事故等対処設備として位置付ける。

復旧にて使用する設備のうち，原子炉隔離時冷却系ポンプ，逃がし安全弁（安全弁機能），サプレッション・チェンバ，原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁，主蒸気系配管・弁，原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ，原子炉圧力容器，所内常設直流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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全て網羅されている。

（添付資料1.2.1）

以上の重大事故等対処設備により，全交流動力電源が喪失した場合，又は全交流動力電源の喪失に加えて常設直流電源系統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。

・排水設備

排水を行わなかった場合においても，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間，原子炉隔離時冷却系の運転を継続することができるが，排水が可能な場合は，原子炉隔離時冷却系の運転継続

時間を延長できることから、原子炉隔離時冷却系の機能を維持する手段として有効である。

c. 監視及び制御

(a) 監視及び制御

上記「a. (a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「b. (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却」により発電用原子炉を冷却する際は、発電用原子炉を冷却するための原子炉圧力容器内の水位を監視する手段がある。

また、原子炉圧力容器へ注水するための高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認する手段がある。

さらに、発電用原子炉を冷却するための原子炉圧力容器内の水位を制御する手段がある。

監視及び制御に使用する設備（監視計器）は以下のとおり。なお、現場計器については、S_s機能維持を担保する設計である。

高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器

- ・原子炉水位（広帯域，燃料域，S A広帯域，S A燃料域）
- ・原子炉圧力
- ・原子炉圧力（S A）
- ・高圧代替注水系系統流量
- ・サプレッション・プール水位

高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器

- ・原子炉水位（広帯域^{※8}，燃料域^{※8}，S A広帯域^{※8}，S A燃料域^{※8}）
- ・高圧代替注水系系統流量
- ・可搬型計測器

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから現場手動操作による高圧代替注水系起動での原子炉圧力容器への注水開始まで58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、放射線防護具、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1.2.4）

(2) 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1.2-19図に示す。

給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧代替注水系の運転を継続する。

1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水

a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように原子炉水位（広帯域、燃料域、SA広帯域、SA燃料域）及び可搬型計測器により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

（添付資料1.2.5）

また、現場手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動した場合は、潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、真空タンク点検口を開放することにより、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に排水が滞留することとなるが、この排水を処理しなかった場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系を水没させずに継続して運転できる。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により中央制御室からの操作による原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系での原子

炉圧力容器への注水ができない場合において、中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

(b) 操作手順

現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.2-2図及び第1.2-3図に、概要図を第1.2-8図、第1.2-9図に、タイムチャートを第1.2-10図に示す。

【現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動（運転員操作）】

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の準備開始を指示する。
- ②発電長は、災害対策本部長代理に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動にて発生する排水の処理を依頼する。
- ③運転員等は中央制御室にて、原子炉水位及び原子炉隔離時冷却系系統流量の計器端子台に可搬型計測器の接続を実施し、発電長に原子炉圧力容器内の水位を報告する。
- ④運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気圧力が確保されていることを原子炉建屋原子炉棟地下1階（管理区域）の原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が規定値以上であることにより確認する。
- ⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉隔離時冷却系タービン及びポンプに使用している潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、原子炉隔離時冷却系真空タンク点検口の開放操作を実施後、原子炉隔離時冷却系潤滑油クーラ冷却水供給弁の全開操作を実施し、発電長に原子炉隔離時冷却系の冷却水確保完了を報告する。

- ⑥運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の系統構成として、原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の全開を確認するとともに、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の全開操作を実施後、原子炉隔離時冷却系タービングランド部からの蒸気漏えいに備え防護具（自給式呼吸用保護具及び耐火服）を装着し、発電長に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の準備完了を報告する。
- ⑦発電長は、運転員等に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動及び原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁を徐々に開操作することにより原子炉隔離時冷却系を起動し、原子炉隔離時冷却系タービンの回転数を可搬型回転計にて確認しながら規定回転数に調整する。また、原子炉建屋原子炉棟地下2階原子炉隔離時冷却系ポンプ室（管理区域）の現場監視計器により原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認し、発電長に作動状況に異常がないことを報告する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを可搬型計測器による原子炉水位指示値及び原子炉隔離時冷却系系統流量指示値の上昇により確認し、作動状況に異常がないことを発電長に報告するとともに、原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁を現場手動操作にて操作することにより原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で原子炉圧力容器内の水位を制御する。なお、中央制御室にて原子炉水位及び原子炉隔離時冷却系系統流量の監視ができない場合は、原子炉建屋

原子炉棟にて可搬型計測器により原子炉水位指示値を監視し、現場計器にて原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力指示値を確認することで、原子炉圧力容器の水位を制御する。

【原子炉隔離時冷却系排水処理（重大事故等対応要員操作）】

- ①災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に排水処理を指示する。
- ②重大事故等対応要員は、排水処理に必要な発電機、水中ポンプ、電源ケーブル及びホースの準備を行い、原子炉建屋屋外まで移動する。
- ③重大事故等対応要員は、防護扉を開放する。
- ④重大事故等対応要員は、原子炉建屋屋外に発電機を設置、原子炉建屋原子炉棟地下2階（管理区域）の原子炉隔離時冷却系ポンプ室に水中ポンプ及びホースを設置、原子炉建屋原子炉棟地下1階（管理区域）に電源ケーブルを搬入する。
- ⑤重大事故等対応要員は、発電機－モータコントロールセンタ間及び発電機－水中ポンプ間の電源ケーブルを敷設し、モータコントロールセンタの各端子へ電源ケーブルを接続する。
- ⑥重大事故等対応要員は、原子炉建屋原子炉棟地下2階 原子炉隔離時冷却系ポンプ室の水密扉を開放し固縛する。
- ⑦重大事故等対応要員は、水中ポンプの吐出側にホースを接続し、接続したホースを原子炉建屋原子炉棟地下2階 原子炉棟床ドレン・サンプルまで敷設する。
- ⑧重大事故等対応要員は、発電機を起動させるため、発電機本体から起動操作を行い発電機を起動させる。

⑨重大事故等対応要員は、水中ポンプを起動させるため、制御盤から起動操作を行い水中ポンプを起動させ、原子炉棟床ドレン・サンプへ送水を開始する。

⑩重大事故等対応要員は、水中ポンプの運転状態を制御盤の状態表示にて確認する。

⑪重大事故等対応要員は、排水処理を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで125分以内、重大事故等対応要員による排水処理開始まで300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（自給式呼吸用保護具及び耐火服）、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。

原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし、その後速やかに退室する手順とする。したがって、原子炉隔離時冷却系タービングラント部からの蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響はないものと考えており、防護具（自給式呼吸用保護具及び耐火服）を確実に装着することにより本操作が可能である。

（添付資料1.2.4）

(2) 復旧

a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。

なお、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が機能喪失し、サブプレッション・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定される場合、原子炉圧力容器への注水を低圧代替注水系（可搬型）に切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、代替交流電源設備により直流電源を確保できない場合。

(b) 操作手順

可搬型代替直流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(c) 操作の成立性

可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

(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1.2-19図に示す。

a. 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統が喪失した場合の対応

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統の喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

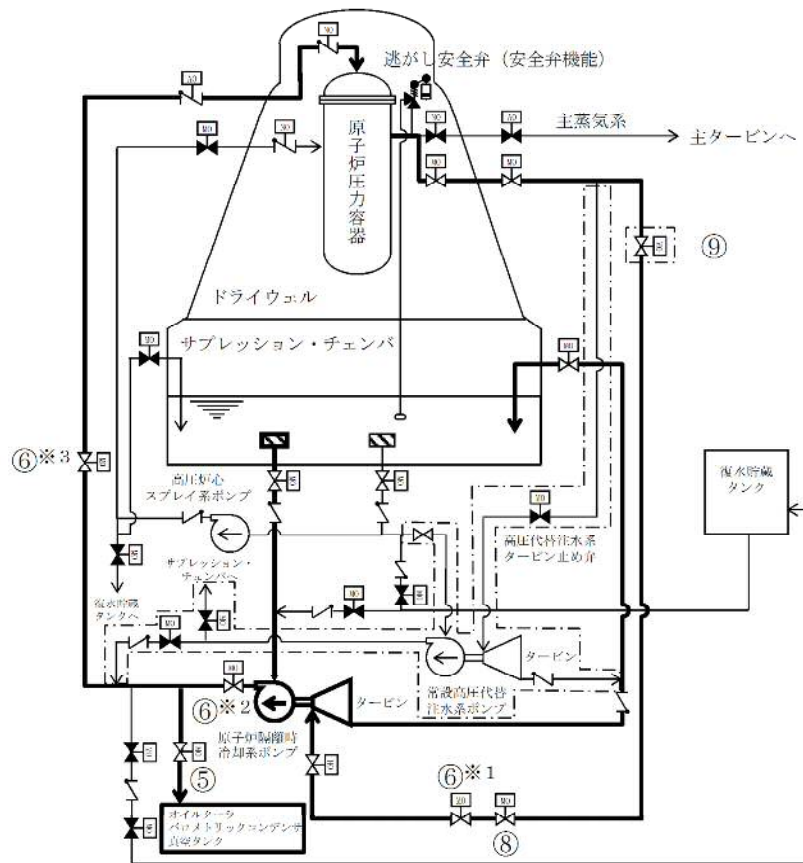
いずれの操作によっても高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。

b. 全交流動力電源のみ喪失した場合の対応

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器に給電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。

代替交流電源設備による給電ができない場合は、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器



凡例

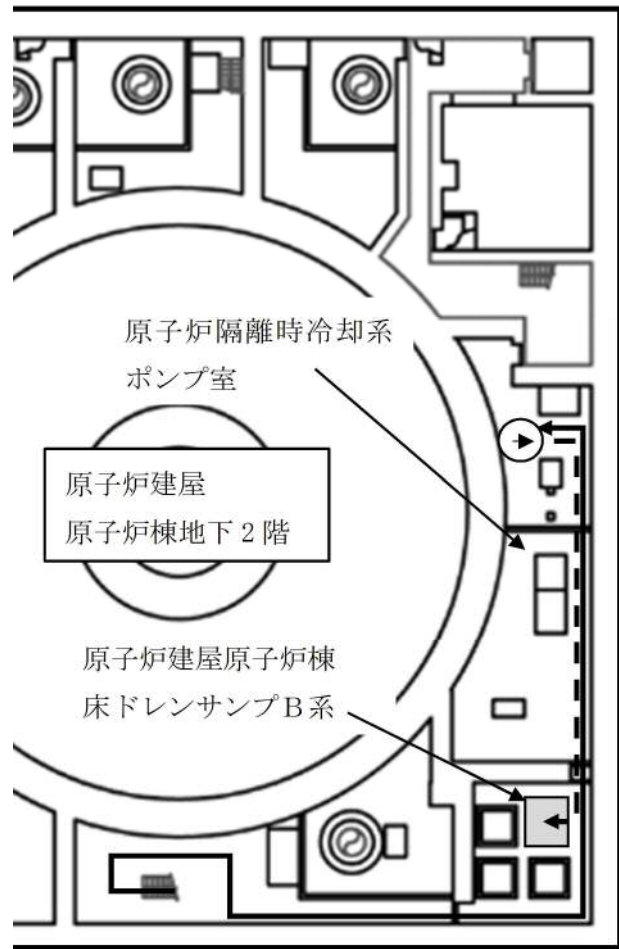
	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	窒素駆動
	油圧駆動
	逆止弁
	逃がし安全弁
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
⑤	原子炉隔離時冷却系潤滑油クーラ冷却水供給弁
⑥*1	原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁
⑥*2	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁
⑥*3	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
⑧	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁
⑨	原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁

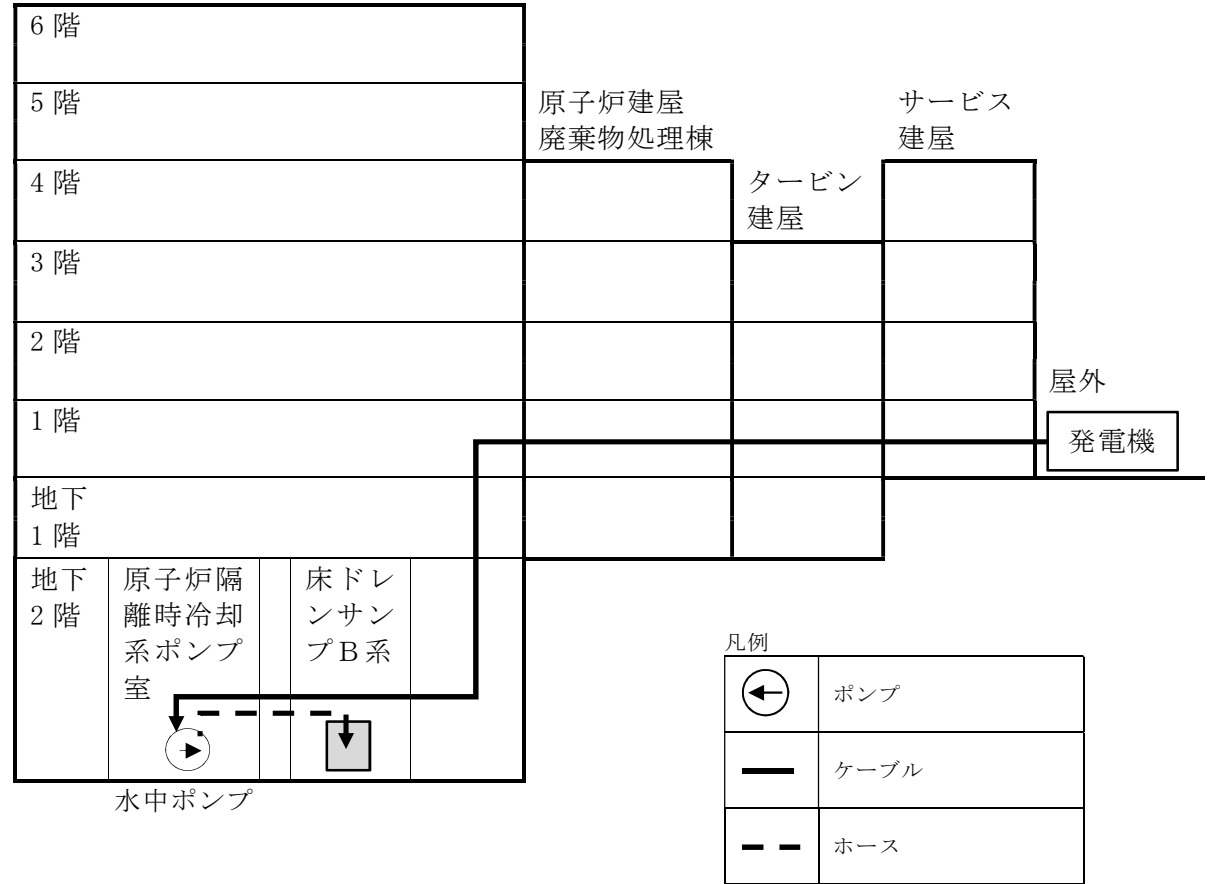
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

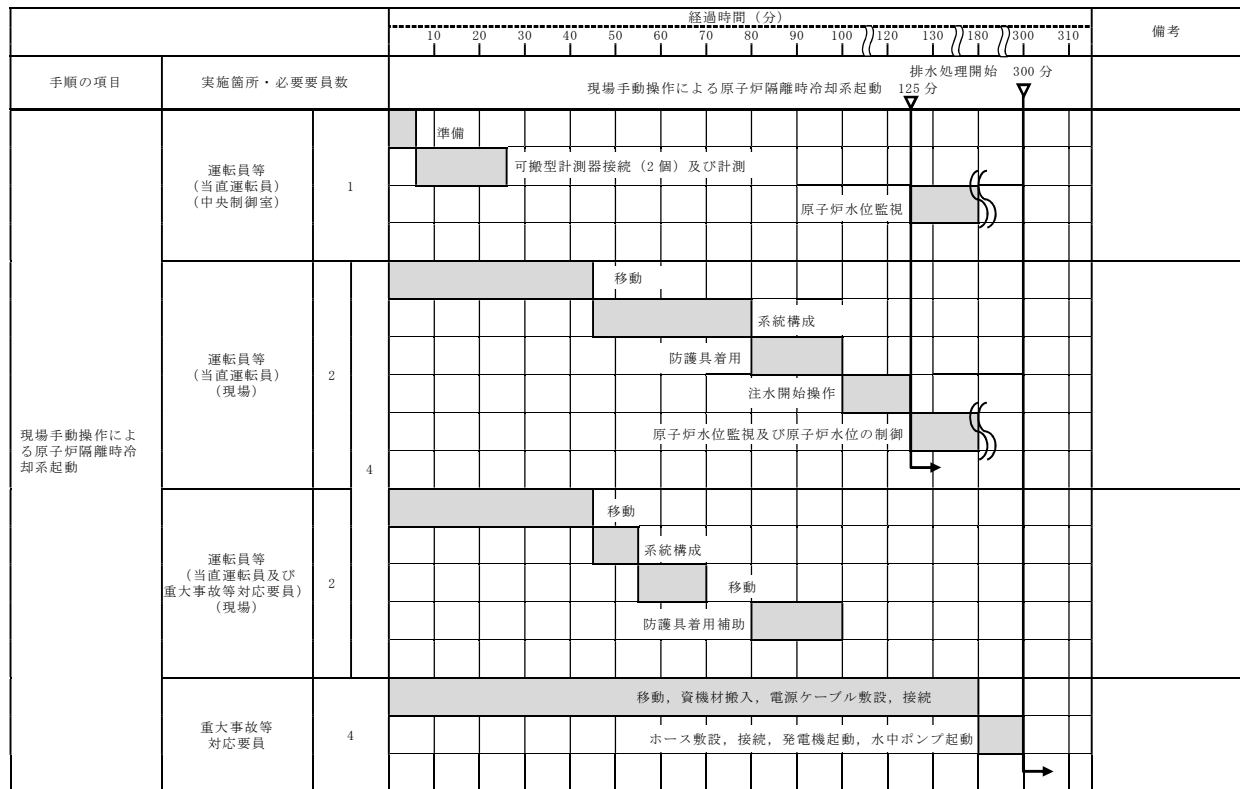
第 1.2-8 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図



原子炉建屋 原子炉棟

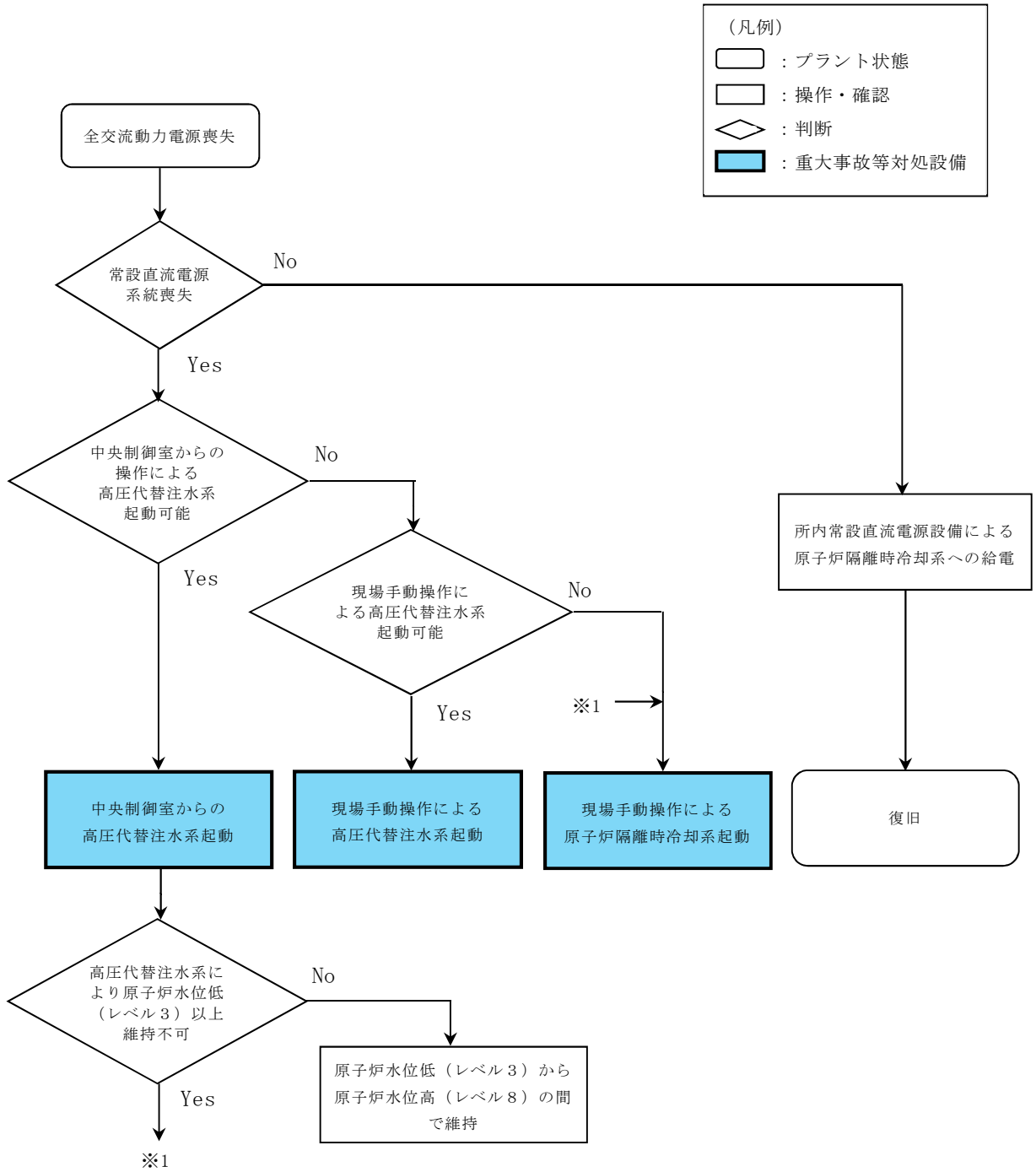


第 1.2-9 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動（排水処理） 概要図



第 1.2-10 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 タイムチャート

(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (1/2)



第 1.2-19 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/4)