

全防護系用) による直流電源を給電するための手順を整備する。

また、非常用高圧母線の電圧が確認できた場合、計器用電源（無停電電源装置）の負荷である運転コンソール復旧のための手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

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

また、非常用高圧母線の電圧が確認できた場合。

b. 操作手順

蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電は、自動動作となるため、自動動作の状況を中央制御室で警報表示等により、電源が確保されていることを確認する。

早期の交流電源の復旧見込みがない場合、安全防護系直流不要負荷を切離し、蓄電池（安全防護系用）による直流電源の給電を行う。手順の概要は以下のとおり。また、概略図を第1.14.15(1)図に、タイムチャートを第1.14.15(2)図に示す。

非常用高圧母線の電圧が確認できた場合の運転コンソール復旧については、概略図を第1.14.27図に、タイムチャートを第1.14.28図に示す。

（不要直流負荷切離し）

- ① 運転員等は、直流き電盤への電源が確保されていることを、中央制御室で警報表示等により確認する。
- ② 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に、不要直流負荷の切離しを指示する。
- ③ 運転員等は、全交流動力電源喪失発生後 1 時間までに中央制御室で不要直流負荷の切離しを行う。

（運転コンソール復旧）

- ④ 計器用電源（無停電電源装置）を復旧した場合には、運転コンソール

ールを手動にて復旧するため、発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき緊急安全対策要員に、現場で復旧を指示する。

- ⑤ 緊急安全対策要員は、現場で安全防護系シーケンス盤等を起動する。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室で運転コンソールのパネルにより復旧されていることを確認する。

c. 操作の成立性

上記のうち、不要直流負荷切離しの対応は、全交流動力電源喪失後、1時間までに中央制御室からの不要直流負荷の切り離しを運転員等1名により実施し、所要時間は約10分と想定する。不要直流負荷切離しにより蓄電池（安全防護系用）にて24時間にわたり直流電源の給電を確保する。

また、運転コンソール復旧の現場対応は緊急安全対策要員2名により作業を実施し、所要時間は約40分と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、携帯照明や通信設備等を整備するとともに、暗闇でも視認性が上がるように操作対象盤に識別表示を行う。室温は通常運転状態と同程度である。

(2) 蓄電池（3系統目）による代替電源（直流）からの給電

全交流動力電源喪失時に、蓄電池（安全防護系用）により、直流母線電圧を維持できない場合は、蓄電池（3系統目）による代替電源（直流）から給電する手順を整備する。あわせて、プラントの状態監視等に必要な直流負荷（以下「必要直流負荷」という。）の切替え手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に可搬式整流器の準備が完了するまでに、直流母線電圧が蓄電池（安全防護系用）の故障等により許容最低電圧値（108V）以上を維持できない場合。

b. 操作手順

蓄電池（３系統目）による代替電源（直流）からの給電及び必要直流負荷への切替え手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.14.16(1) 図に、タイムチャートを第 1.14.16(2)図に、配置図を第 1.14.16(3) 図に示す。

（必要直流負荷への切替え）

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に蓄電池（３系統目）を使用した給電及び必要直流負荷への切替えを指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室及び現場にて蓄電池（３系統目）による必要直流負荷への切替えを実施する。
- ③ 運転員等は、中央制御室で直流母線電圧により、電源が確保されていることを確認する。
- ④ 不要直流負荷の切り離し操作は「1.14.2.2(1) 蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電」にて整備する。

（運転コンソール復旧）

- ⑤ 計器用電源（無停電電源装置）を復旧した場合には、運転コンソールは手動にて復旧するため、発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき緊急安全対策要員に、現場で復旧を指示する。
- ⑥ 緊急安全対策要員は、現場で安全防護系シーケンス盤等を起動する。
- ⑦ 運転員等は、中央制御室で運転コンソールのパネルにより復旧されていることを確認する。

c. 操作の成立性

上記のうち、必要直流負荷への切替えの中央制御室対応は運転員等１名、現場対応は運転員等１名にて実施し、給電及び必要直流負荷への切替えの所要時間は、約21分と想定する。

必要直流負荷への切替え対応は、現場で蓄電池（３系統目）の投入操作後、直ちに必要直流負荷への切替えを行い24時間にわたり電力の

供給を実施する。

これにより、蓄電池（3系統目）から必要な負荷へ24時間以上にわたり直流電源給電を確保する。

また、運転コンソール復旧の現場対応は緊急安全対策要員2名により作業を実施し、所要時間は約40分と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、携帯照明や通信設備等を整備するとともに、暗闇でも視認性が上がるように操作対象盤に識別表示を行う。室温は通常運転状態と同程度である。

(3) 可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電

全交流動力電源喪失時に蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（3系統目）の電圧が低下する（24時間以降）前までに、可搬式整流器による代替電源（直流）から非常用直流母線へ給電する手順を整備する。

また、非常用高圧母線の電圧が確認できた場合、計器用電源（無停電電源装置）の負荷である運転コンソール復旧のための手順を整備する。

なお、給電に必要な代替電源（交流）による給電手順は「1.14.2.1 代替電源（交流）による給電手順等」に定める。代替電源（交流）からの給電が母線電圧等にて確認できない場合には、「1.14.2.3 代替所内電気設備による給電手順等」にて対応する。

a. 手順着手の判断基準

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

また、非常用高圧母線の電圧が確認できた場合。

b. 操作手順

可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電を行う手順の概要は以下のとおり。概略図を第1.14.17図に、タイムチャートを第1.14.18図に、ケーブル敷設ルートを第1.14.19図及び第1.14.20図に示

す。

非常用高圧母線の電圧が確認できた場合の運転コンソール復旧については、概略図を第1.14.27図に、タイムチャートを第1.14.28図に示す。

また、給電に伴い必要な代替電源（交流）による給電を行う手順については、「1.14.2.1 代替電源（交流）による給電手順等」のとおり。

（可搬式整流器接続）

- ① 発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき緊急安全対策要員に、給電先の健全性確認及び可搬式整流器による給電を指示する。
- ② 緊急安全対策要員は、現場でケーブル敷設ルートの確認、可搬式整流器の移動、起動前点検を実施する。
- ③ 運転員等は、現場で受電準備操作を実施する。
- ④ 緊急安全対策要員は、現場でケーブルの接続を実施する。
- ⑤ 運転員等は、現場で電源操作を実施する。
- ⑥ 緊急安全対策要員は、現場で可搬式整流器を起動、出力調整し、出力スイッチを投入する。
- ⑦ 緊急安全対策要員は、発電所対策本部長に可搬式整流器による給電を開始したことを報告する。
- ⑧ 運転員等は、直流き電盤への電源が確保されていることを、中央制御室で警報表示等により確認する。
- ⑨ 運転員等は、現場で給電開始操作を実施する。

（運転コンソール復旧）

- ⑩ 計器用電源（無停電電源装置）を復旧した場合には、運転コンソールを手動にて復旧するため、発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき緊急安全対策要員に、現場で復旧を指示する。
- ⑪ 緊急安全対策要員は、現場で安全防護系シーケンス盤等を起動する。
- ⑫ 運転員等は、中央制御室で運転コンソールのパネルにより復旧さ

れていることを確認する。

c. 操作の成立性

上記のうち、可搬式整流器接続の現場対応は運転員等1名、緊急安全対策要員2名により作業を実施し、所要時間は約2.2時間と想定する。

また、運転コンソール復旧の現場対応は、緊急安全対策要員2名により作業を実施し、所要時間は約40分と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、携帯照明や通信設備等を整備するとともに、暗闇でも視認性が上がるように操作対象盤に識別表示を行う。ケーブル接続については、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。室温は通常運転状態と同程度である。

(4) 優先順位

全交流動力電源喪失時は、蓄電池（安全防護系用）により、非常用直流母線へ代替電源（直流）が自動で給電される。また、直流電源系は不要な直流負荷の切離しを行うことで24時間にわたって給電を確保するため、蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電を第1優先で使用する。

全交流動力電源喪失時に可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電準備が完了するまでに蓄電池（安全防護系用）の電圧が許容最低電圧以下に低下した場合、手動操作により蓄電池（3系統目）を使用することにより24時間以上にわたって直流電源を確保可能であることから第2優先で使用する。

全交流動力電源喪失時に、蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（3系統目）による代替電源（直流）からの給電は、24時間以降に電圧が許容最低電圧以下に低下するため、それまでに可搬式整流器による電源を準備し、可搬式整流器から代替電源（直流）を給電することにより長期にわたる直流電源を確保可能であることから、第3優先で使用する。

以上の対応手順のフローチャートを第1.14.21図に示す。

1.14.2.3 代替所内電気設備による給電手順等

(1) 代替所内電気設備による交流及び直流の給電（空冷式非常用発電装置）

所内電気設備の2系統が同時に機能喪失した場合は、共通要因で機能を失うことがないように、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を確保し、常設重大事故等対処設備である空冷式非常用発電装置、代替所内電気設備変圧器及び代替所内電気設備分電盤と、可搬型重大事故等対処設備である可搬式整流器により、原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器（恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプ、アキュムレータ出口電動弁、計器用電源（無停電電源装置）、アニュラス循環ファン、可搬式整流器及び可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）、燃料油移送ポンプ）へ代替電源から給電する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

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

b. 操作手順

代替所内電気設備による給電を行う手順の概要は以下のとおり。概略図を第1.14.22図に、タイムチャートを第1.14.23図に、フローチャートを第1.14.14図に示す。

また、空冷式非常用発電装置への燃料（重油）補給の手順は1.14.2.4(1)「空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給」にて整備する。

- ① 発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき緊急安全対策要員に、代替所内電気設備による給電を指示する。
- ② 緊急安全対策要員は、現場で代替所内電気設備の健全性を確認する。

- ③ 緊急安全対策要員は、現場で代替所内電気設備の受電に必要な系統構成を実施する。
- ④ 運転員等は、中央制御室で空冷式非常用発電装置を起動する。
- ⑤ 緊急安全対策要員は、現場で代替所内電気設備変圧器、代替所内電気設備分電盤の給電が完了したことを確認する。
- ⑥ 緊急安全対策要員は、現場で給電対象負荷の本設受電NFBを「切」、代替所内電気設備用受電NFBを「入」とし、代替所内電気設備分電盤から交流電源の給電を開始する。
- ⑦ 緊急安全対策要員は、現場で可搬式整流器の移動、ケーブルの接続及び起動前点検を実施する。
- ⑧ 緊急安全対策要員は、現場で可搬式整流器を起動、出力調整し、出力スイッチを投入する。
- ⑨ 運転員等は、現場で直流電源の給電を開始する。
- ⑩ 運転員等は、直流き電盤への電源が確保されていることを、中央制御室で警報表示等により確認する。
- ⑪ 発電所対策本部長は、緊急安全対策要員に空冷式非常用発電装置の燃料（重油）補給を指示する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応は、運転員等1名、現場対応は、運転員等1名及び緊急安全対策要員2名にて実施し、所要時間は約3.8時間と想定する。

円滑に作業できるように、代替所内電気設備分電盤及び給電対象負荷の切替箇所はNFB操作による手動で実施し、可搬式整流器のケーブル接続は速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。また、移動経路を確保し、携帯照明や通信設備等を整備するとともに、暗闇でも視認性が上がるように操作対象盤に識別表示を行う。室温は通常運転状態と同程度である。

(2) 代替所内電気設備による交流及び直流の給電（電源車）

所内電気設備の2系統が同時に機能喪失した場合は、共通要因で機能を失うことがないように、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を確保し、常設重大事故等対処設備である代替所内電気設備変圧器及び代替所内電気設備分電盤と、多様性拡張設備である電源車及び可搬型重大事故等対処設備である可搬式整流器により、原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器（恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプ、アキュムレータ出口電動弁、計器用電源（無停電電源装置）、アニュラス循環ファン、可搬式整流器及び可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）、燃料油移送ポンプ）へ代替電源から給電する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

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

b. 操作手順

代替所内電気設備による給電を行う手順の概要は以下のとおり。概略図を第1.14.22図に、タイムチャートを第1.14.23図に、フローチャートを第1.14.21図に示す。

また、電源車への燃料（重油）補給の手順は1.14.2.4(1)「空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給」にて整備する。

- ① 発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき緊急安全対策要員に、代替所内電気設備による給電を指示する。
- ② 緊急安全対策要員は、現場で代替所内電気設備の健全性を確認する。
- ③ 緊急安全対策要員は、現場で代替所内電気設備の受電に必要な系統構成を実施する。
- ④ 緊急安全対策要員は、現場で電源車の配置及びケーブルの敷設を実施する。
- ⑤ 緊急安全対策要員は、現場でケーブルを空冷式非常用発電装置中

継・接続盤に接続後、電源車を起動し、運転状態の確認を実施する。

- ⑥ 緊急安全対策要員は、現場で代替所内電気設備変圧器、代替所内電気設備分電盤の給電が完了したことを確認する。
- ⑦ 緊急安全対策要員は、現場で給電対象負荷の本設受電NFBを「切」、代替所内電気設備用受電NFBを「入」とし、代替所内電気設備分電盤から交流電源の給電を開始する。
- ⑧ 緊急安全対策要員は、現場で可搬式整流器の移動、ケーブルの接続及び起動前点検を実施する。
- ⑨ 緊急安全対策要員は、現場で可搬式整流器を起動、出力調整し、出力スイッチを投入する。
- ⑩ 運転員等は、現場で直流電源の給電を開始する。
- ⑪ 運転員等は、直流き電盤への電源が確保されていることを、中央制御室で警報表示等により確認する。
- ⑫ 発電所対策本部長は、緊急安全対策要員に電源車の燃料（重油）補給を指示する。

c. 操作の成立性

上記の現場対応は、運転員等1名、緊急安全対策要員4名にて実施し、所要時間は約5.6時間と想定する。所内電気設備の2系統が同時に機能を喪失した場合に、代替電源からの給電手段として、以上の手段を用いて、原子炉を安定状態に収束するために必要な電力を確保する。

円滑に作業できるように、代替所内電気設備分電盤及び給電対象負荷の切替箇所はNFB操作による手動で実施し、可搬式整流器のケーブル接続は速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。また、移動経路を確保し、携帯照明や通信設備等を整備するとともに、暗闇でも視認性が上がるように操作対象盤に識別表示を行う。室温は通常運転状態と同程度である。

(3) 優先順位

空冷式非常用発電装置は、中央制御室での起動操作が可能で短時間で電力供給ができるため第1優先で使用し、空冷式非常用発電装置が使用できない場合に電源車を使用する。

1.14.2.4 燃料の補給手順等

全交流動力電源喪失時に、重大事故等対処設備である空冷式非常用発電装置又は電源車を運転した場合、これらの設備への燃料補給が必要となる（燃料はすべて重油）。

重大事故対処設備である燃料油貯蔵タンクから可搬式オイルポンプ又はタンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）へ給油し、各設備へ補給する手順を整備する。

(1) 空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給

燃料油貯蔵タンクから可搬式オイルポンプ又はタンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）により空冷式非常用発電装置等に補給する。

a. 手順着手の判断基準

空冷式非常用発電装置又は電源車を運転した場合において、各発電機の燃料が規定油量以上あることを確認した上で運転開始後、燃料補給作業着手時間※6に達した場合。

※6 各発電機の燃料補給作業着手時間及び給油間隔は以下のとおり。

- ・ 空冷式非常用発電装置：運転開始約 2.5 時間後（その後約 4 時間ごとに補給）
- ・ 電源車：運転開始後約 2.5 時間後（その後約 2 時間ごとに補給）

b. 操作手順

空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給の手順の概要は以下のとおり。また、概略図を第1.14.24図に、タイムチャートを第1.14.25図に、アクセスルートを第1.14.26図に示す。

【可搬式オイルポンプによる空冷式非常用発電装置への燃料補給】

- ① 発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき緊急安全対策要員に、燃料油貯蔵タンクから可搬式オイルポンプによる空冷式非常用発電装置への燃料補給を指示する。
- ② 緊急安全対策要員は、燃料油貯蔵タンクから空冷式非常用発電装置へ燃料（重油）補給準備を行う。
- ③ 緊急安全対策要員は、可搬式オイルポンプを保管エリアから燃料油貯蔵タンク付近に移動させる。
- ④ 緊急安全対策要員は、可搬式オイルポンプ給油口に給油ホースを接続する。
- ⑤ 緊急安全対策要員は、燃料油貯蔵タンク取出口の蓋を開放し、給油ホースを接続する。
- ⑥ 緊急安全対策要員は、可搬式オイルポンプから空冷式非常用発電装置まで給油ホースを敷設する。
- ⑦ 緊急安全対策要員は、空冷式非常用発電装置の前方コンテナ側面の給油口に、給油ホースを接続する。
- ⑧ 緊急安全対策要員は、可搬式オイルポンプを起動する。
- ⑨ 緊急安全対策要員は、空冷式非常用発電装置の給油ラインの止め弁を開状態にし、可搬式オイルポンプからの給油を開始する。
- ⑩ 緊急安全対策要員は、現場で可搬式オイルポンプの運転状態を継続して監視し、必要により可搬式オイルポンプ駆動用発電機給油口へ軽油缶にて給油する。
- ⑪ 緊急安全対策要員は、タンクが満杯になれば、給油を停止し、可搬式オイルポンプを停止した後、給油ホースを取外す。
- ⑫ 緊急安全対策要員は、発電所対策本部長に可搬式オイルポンプによる空冷式非常用発電装置等への燃料補給が完了したことを報告する。
- ⑬ 緊急安全対策要員は、以降⑦から⑫を繰り返し燃料の補給を実施する。

【タンクローリーによる電源車等への燃料補給（E.L.+5.5m 燃料油
取出口を使用）】

- ① 発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき緊急安全対策要員に、燃料油貯蔵タンクからタンクローリーによる電源車等への燃料補給を指示する。
- ② 緊急安全対策要員は、燃料油貯蔵タンクから電源車等へ燃料（重油）補給準備を行う。
- ③ 緊急安全対策要員は、タンクローリーを保管エリアから燃料油貯蔵タンク付近に移動させる。
- ④ 緊急安全対策要員は、タンクローリー給油口に給油ホースを接続する。
- ⑤ 緊急安全対策要員は、燃料油貯蔵タンク取出口の蓋を開放し、給油ホースを接続する。
- ⑥ 緊急安全対策要員は、タンクローリー給油ポンプを起動し、タンクローリーの油面計でタンクが満杯となれば給油ポンプを停止する。
- ⑦ 緊急安全対策要員は、タンクローリーを電源車等の近傍に移動させる。
- ⑧ 緊急安全対策要員は、電源車等の給油口に、給油ホースを接続する。
- ⑨ 緊急安全対策要員は、タンクローリーの排出弁を開状態にし、タンクローリーからの給油を開始する。
- ⑩ 緊急安全対策要員は、タンクが満杯になれば、給油を停止し、排出弁を閉止した後、給油ホースを取外す。
- ⑪ 緊急安全対策要員は、発電所対策本部長にタンクローリーによる電源車等への燃料補給が完了したことを報告する。
- ⑫ 緊急安全対策要員は、タンクローリーの油量を確認し、以降④から⑪を繰り返し燃料の補給を実施する。

【タンクローリーによる電源車等への燃料補給（E.L.+32m 燃料油取出口を使用）】

- ① 発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき緊急安全対策要員に、燃料油貯蔵タンクからタンクローリーによる電源車等への燃料補給を指示する。
- ② 緊急安全対策要員は、燃料油貯蔵タンクから電源車等へ燃料（重油）補給準備を行う。
- ③ 緊急安全対策要員は、タンクローリーを保管エリアから E.L.+32m 燃料油取出口付近に移動させる。
- ④ 緊急安全対策要員は、タンクローリー給油口に給油ホースを接続する。
- ⑤ 緊急安全対策要員は、燃料油取出口の蓋を開放し、給油ホースを接続する。
- ⑥ 緊急安全対策要員は、燃料油移送ポンプ出口配管の分岐管に給油ホースを接続し、E.L.+32m 燃料油取出口までの給油系統を構成する。
- ⑦ 緊急安全対策要員は、燃料油移送ポンプと燃料油サービスタンク間の弁を閉止する。
- ⑧ 緊急安全対策要員は、建屋内の燃料油移送ポンプを起動し、タンクローリーの油面計でタンクが満杯となれば停止する。
- ⑨ 緊急安全対策要員は、タンクローリーを電源車等の近傍に移動させる。
- ⑩ 緊急安全対策要員は、電源車等の給油口に、給油ホースを接続する。
- ⑪ 緊急安全対策要員は、タンクローリーの排出弁を開状態にし、タンクローリーからの給油を開始する。
- ⑫ 緊急安全対策要員は、タンクが満杯になれば、給油を停止し、排出弁を閉止した後、給油ホースを取外す。
- ⑬ 緊急安全対策要員は、発電所対策本部長にタンクローリーによる電源車等への燃料補給が完了したことを報告する。

- ⑭ 緊急安全対策要員は、タンクローリーの油量を確認し、以降④から⑬を繰り返し燃料の補給を実施する。

c. 操作の成立性

上記の現場対応は、可搬式オイルポンプによる空冷式非常用発電装置への燃料補給については緊急安全対策要員4名にて実施し、所要時間は約2時間と想定する。

また、タンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）による電源車等への燃料補給については基本的にE.L.+5.5m燃料油取出口を使用するものとし、緊急安全対策要員2名にて実施し、所要時間は約2.3時間と想定する。ただし、E.L.+5.5m燃料油取出口が使用できない場合は、E.L.+32m燃料油取出口を使用することとし、緊急安全対策要員4名にて実施し、所要時間は約3.1時間と想定する。

空冷式非常用発電装置の燃料消費率は、約238.2ℓ/hであり、起動から枯渇までの時間は約7時間と想定しており枯渇までに燃料（重油）補給を実施する。

電源車の燃料消費率は、約79.3ℓ/hであり、起動から枯渇までの時間は約6.1時間と想定しており枯渇までに燃料（重油）補給を実施する。

燃料油貯蔵タンクは、燃料（重油）補給を実施しなくても、燃料油貯蔵タンクの備蓄量（180 kℓ以上（1基当たり）、2基）を管理することで、重大事故等時7日間空冷式非常用発電装置、電源車等の運転を継続することが可能である。

また、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、携帯照明や通信設備等を整備する。燃料油貯蔵タンク蓋等を速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。周囲温度は外気温度と同程度である。

(2) 優先順位

空冷式非常用発電装置への燃料補給については、可搬式オイルポンプ

がタンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）に比べ比較的短時間で補給が可能であり、継続的な給油も容易であることから第1 優先で使用し、可搬式オイルポンプが使用できない場合にタンクローリーを使用する。

タンクローリーによる電源車等への燃料補給については、E.L.+5.5m 燃料油取出口の使用を第1 優先（比較的短時間）とし、E.L.+5.5m 燃料油取出口が使用できない場合にE.L.+32m 燃料油取出口を使用する。

第 1.14.1 表 重大事故等における対応手順と整理する手順

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類※3	整備する手順書	手順の分類
交流電源喪失	ディーゼル発電機 (全交流動力電源)	代替電源 (交流) からの給電 ⑧	空冷式非常用発電装置	a,b	空冷式非常用発電装置による電源の復旧手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			燃料油貯蔵タンク※2,3		空冷式非常用発電装置燃料補給の手順	SA所達※1
			可搬式オイルポンプ※2			
			電源車	a	電源車による電源復旧手順	SA所達※1
			タンクローリー※2,3			
			燃料油移送ポンプ※2,3			
			予備変圧器 2 次側恒設ケーブル		予備変圧器 2 次側恒設ケーブルを用いた号機間融通による電源の復旧手順 (1, 2 号～3 号)	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			号機間電力融通恒設ケーブル (1, 2 号～3 号) ※4		恒設ケーブルを用いた号機間融通による電源の復旧手順 (1, 2 号～3 号)	SA所達※1

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

※2 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。

※3 : 電源車の燃料補給に使用する。

※4 : 号機間電力融通 (1, 2 号～3 号) は、送り側を 1 号炉又は 2 号炉とし、受ける側を 3 号炉とする。

※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 1.14.2 表 重大事故等における対応手順と整理する手順

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類※2	整備する手順書	手順の分類
直流電源喪失	ディーゼル発電機 (全交流動力電源)	代替電源 (直流) からの給電	蓄電池（安全防護系用）	a,b	蓄電池による電源の復旧手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
	計器用電源（無停電電源装置）※3					
	ディーゼル発電機 (全交流動力電源) 及び蓄電池（安全防護系用） (枯渇)		蓄電池（3系統目）	a,b	蓄電池（3系統目）による電源の復旧手順	
			計器用電源（無停電電源装置）※3			
			可搬式整流器	a	可搬式整流器を用いた直流電源復旧の手順	S A所達※1
			計器用電源（無停電電源装置）※3			
			①交流電源喪失時に代替電源（交流）の給電により対応する手段に用いる設備と同様			

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

※2 : 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

※3 : 計器用電源 (無停電電源装置) は、運転コンソール復旧する場合に使用する。

第 1.14.3 表 重大事故等における対応手順と整理する手順

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		設備 分類 ※4	整備する手順書	手順の分類
所内電気設備機能喪失	所内電気設備	代替所内電気設備による (交流、直流) 給電	空冷式非常用発電装置	重大事故等対処設備	a	空冷式非常用発電装置による 電源の復旧手順	炉心の著しい損傷 及び 格納容器破損を防止 する運転手順書
			燃料油貯蔵タンク※2,3				
			可搬式オイルポンプ※2				
			タンクローリー※2,3				
			燃料油移送ポンプ※2,3			空冷式非常用発電装置燃料補給の手 順	S A 所達※1
			代替所内電気設備分電盤				
			代替所内電気設備変圧器				
			可搬式整流器				
			電源車	拡張設備 多様性		代替所内電気設備 による電源供給手 順	S A 所達※1

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

※2 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。

※3 : 電源車の燃料補給に使用する。

※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

第1.14.4表 重大事故等対処に係る監視計器

1.14 電源の確保に関する手順等

監視計器一覧 (1/3)

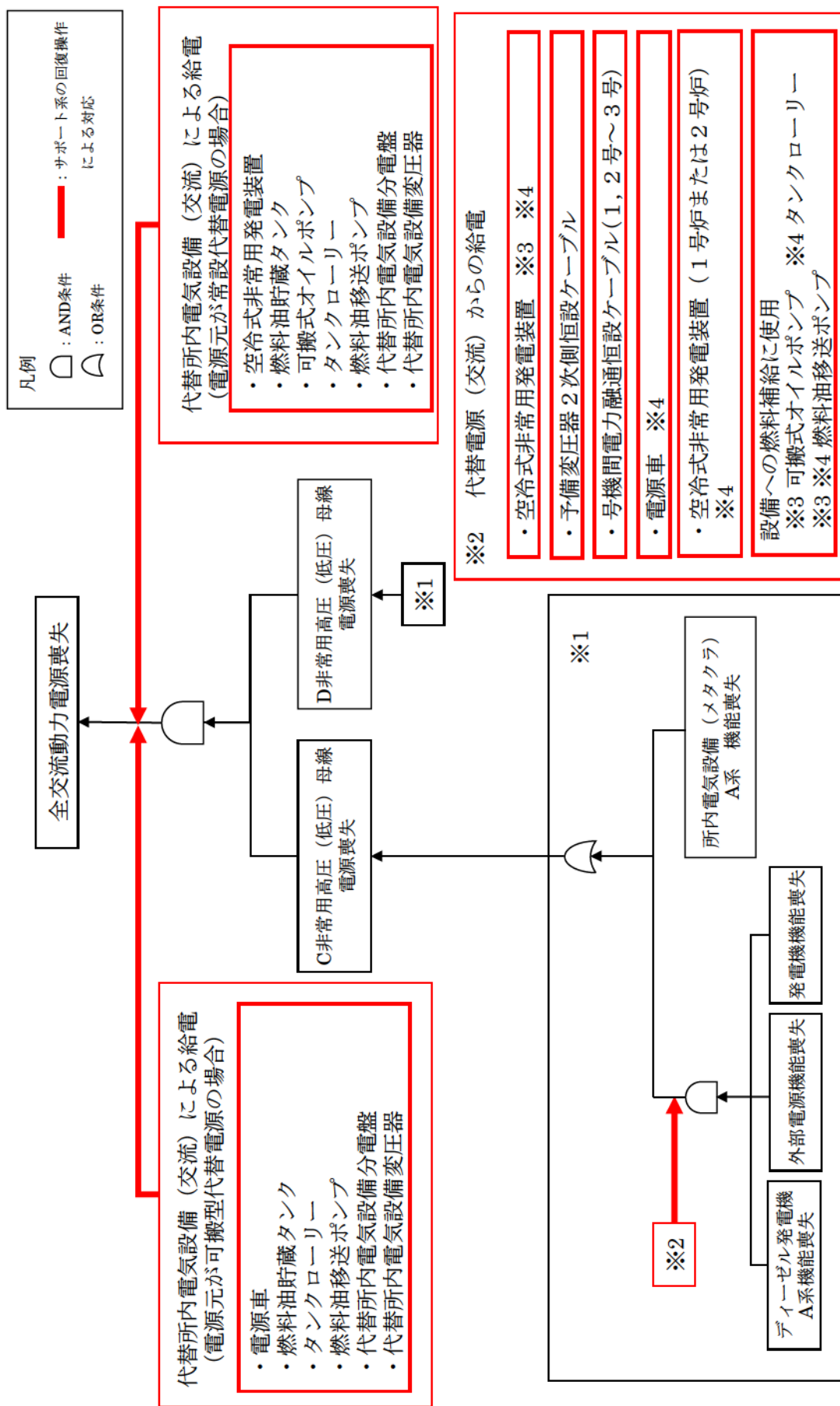
対応手段		重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視計器
1.14.2.1 代替電源（交流）による給電手順等			
(1) 空冷式非常用発電装置 による代替電源（交流） からの給電	判断 基準	電源	・ 4－3 A 1、A 2、B、C、D 電圧計
	操作	電源	・ 4－3 C、D 電圧計
			・ 3－3 C、D 電圧計
			・ A、B 直流母線電圧計
			・ A、B、C 1、D 1 計器用分電 盤電圧計
(2) 予備変圧器 2 次側恒設 ケーブルを使用した号 機間融通による代替電 源（交流）からの給電	判断 基準	電源	・ 空冷式非常用発電装置 電力計、周波数計
			・ 4－3 C、D 電圧計
			・ 3－3 C、D 電圧計
			・ 空冷式非常用発電装置 電力計、周波数計
			・ 4－1 C 2 電圧計
	操作	電源	・ 4－2 C 電圧計
			・ 4－3 C、D 電圧計
			・ 3－3 C、D 電圧計
			・ A、B 直流母線電圧計
			・ A、B、C 1、D 1 計器用分電 盤電圧計
			・ 4－1 C 2 電圧計
			・ 4－2 C 電圧計

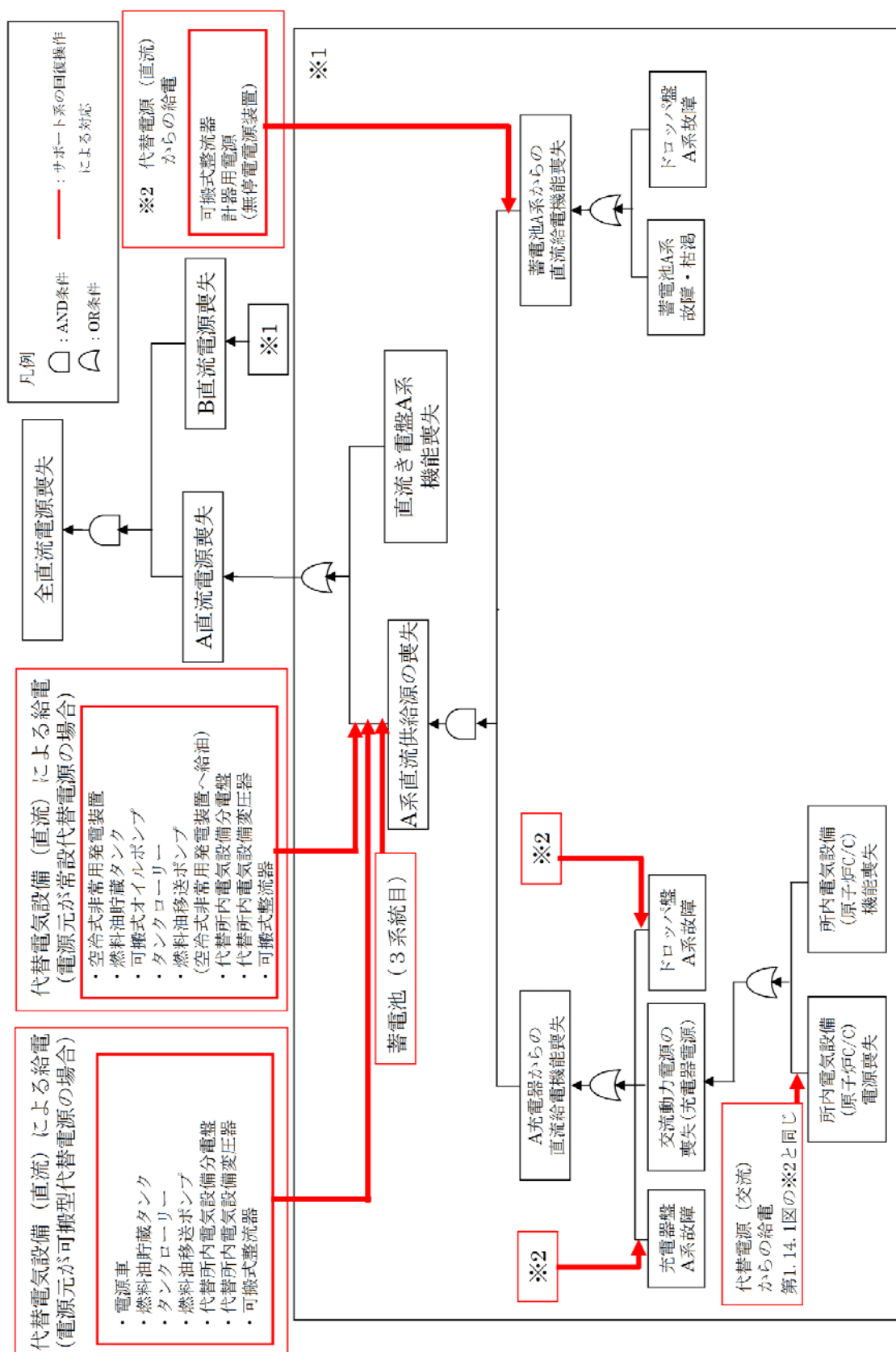
監視計器一覧 (2/3)

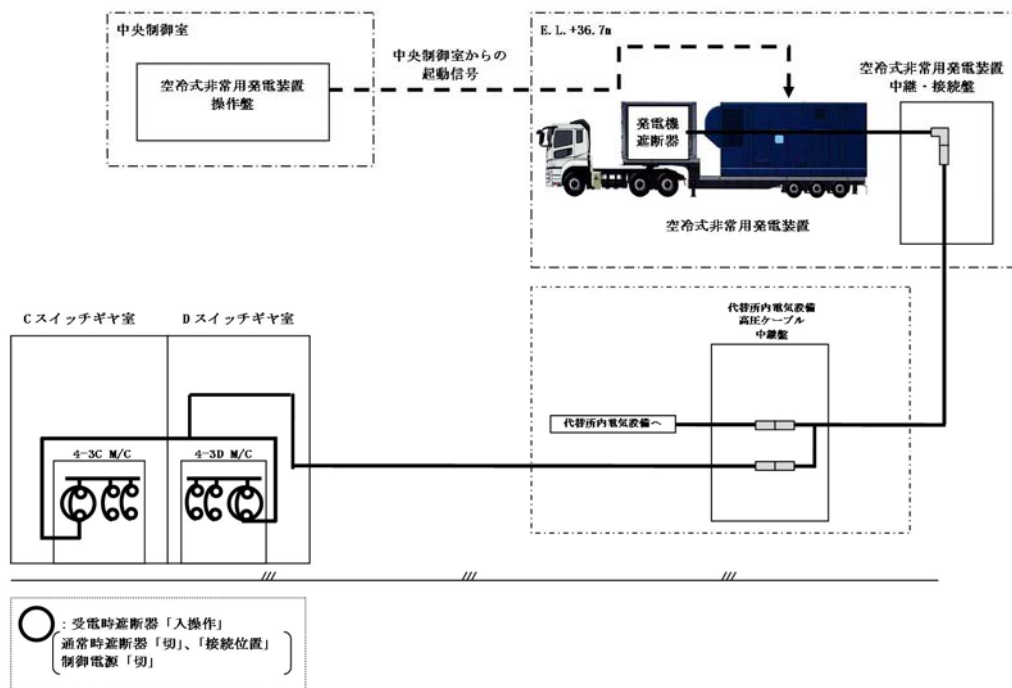
対応手段	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目		監視計器
1.14.2.1 代替電源（交流）による給電手順等			
(3) 号機間電力融通恒設ケーブル（１，２号～３号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	判断基準	電源	・ ４－３Ｃ、Ｄ電圧計
			・ ３－３Ｃ、Ｄ電圧計
			・ ４－１Ｃ２電圧計
			・ ４－２Ｃ電圧計
	操作	電源	・ ４－３Ｃ、Ｄ電圧計
			・ ３－３Ｃ、Ｄ電圧計
			・ Ａ、Ｂ直流母線電圧計
			・ Ａ、Ｂ、Ｃ１、Ｄ１計器用分電盤電圧計
			・ ４－１Ｃ２電圧計
			・ ４－２Ｃ電圧計
(4) 電源車による代替電源（交流）からの給電	判断基準	電源	・ ４－３Ｃ、Ｄ電圧計
			・ ３－３Ｃ、Ｄ電圧計
	操作	電源	・ ４－３Ｃ、Ｄ電圧計
			・ ３－３Ｃ、Ｄ電圧計
			・ Ａ、Ｂ直流母線電圧計
			・ Ａ、Ｂ、Ｃ１、Ｄ１計器用分電盤電圧計

監視計器一覧 (3/3)

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
1.14.2.2 代替電源（直流）による給電手順等			
(1)蓄電池（安全防護系用） による代替電源（直流） からの給電（計器用電源 （無停電電源装置）によ る直流電源からの給電 を含む）	判断 基準	電源	・ 4－3 A 1、A 2、B、C、D 電圧計
	操作	電源	・ A、B 直流母線電圧計
(2)蓄電池（3 系統目）に よる代替電源（直流） からの給電（計器用電 源（無停電電源装置） による直流電源からの 給電を含む）	判断 基準	電源	・ 4－3 A 1、A 2、B、C、D 電圧計
	操作	電源	・ A、B 直流母線電圧計
(3)可搬式整流器による代 替電源（直流）からの給 電（計器用電源（無停電 電源装置）による直流電 源からの給電を含む）	判断 基準	電源	・ 4－3 A 1、A 2、B、C、D 電圧計
	操作	電源	・ A、B 直流母線電圧計
1.14.2.3 代替所内電気設備による給電手順等			
(1) 代替所内電気設備によ る交流及び直流の給電 （空冷式非常用発電装 置）	判断 基準	電源	・ 4－3 C、D 電圧計
			・ 3－3 C、D 電圧計
	操作	電源	・ A、B、C 1、D 1 計器用分電 盤電圧計
			・ A、B 直流母線電圧計 ・ 空冷式非常用発電装置 電力計、周波数計
(2) 代替所内電気設備によ る 交流及び直流の給電 （電源車）	判断 基準	電源	・ 4－3 C、D 電圧計
			・ A、B 直流母線電圧計
	操作	電源	・ 4－3 C、D 電圧計
			・ 3－3 C、D 電圧計 ・ A、B 直流母線電圧計 ・ A、B、C 1、D 1 計器用分電 盤電圧計







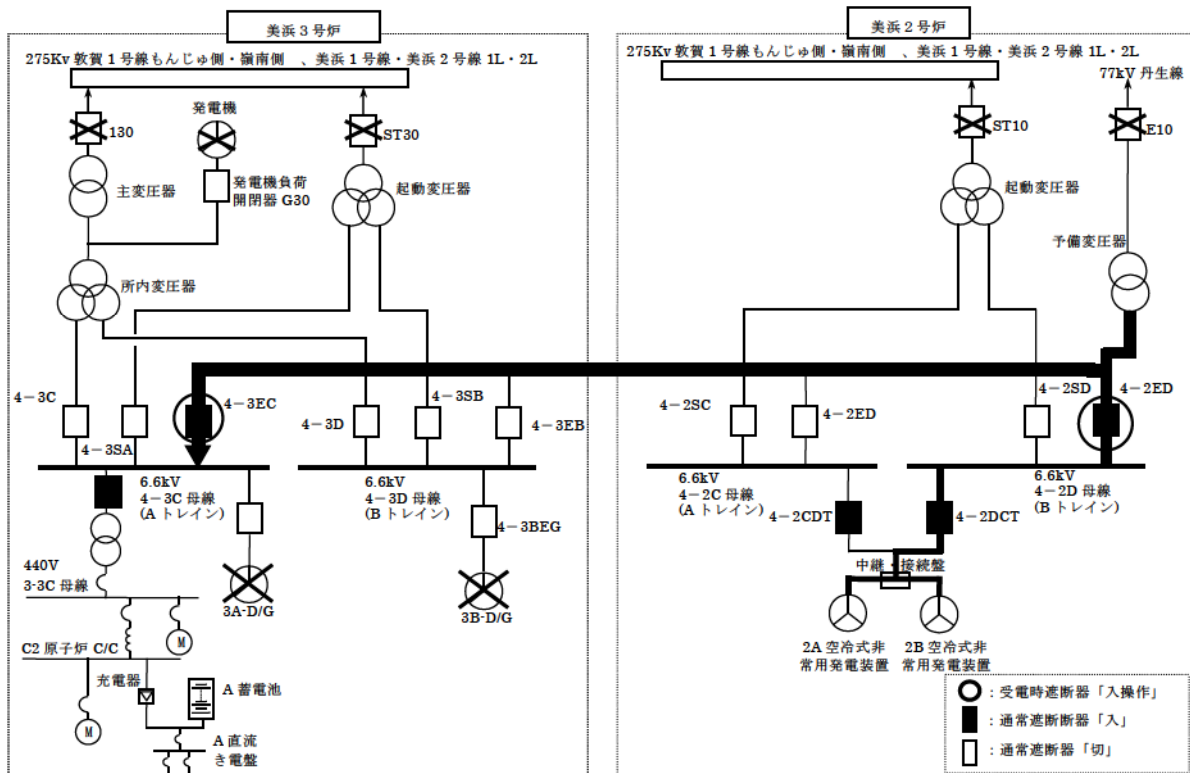
第 1.14.3 図 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電 概略図

		経過時間(分)										備考							
		10	20	30	40	50	60	70	80	90									
手順の項目	要員(数)	▽空冷式非常用発電装置による電源復旧開始 約19分 充電器盤の受電開始▽ 約84分																	
空冷式非常用発電装置による代替電源(交流)からの給電	運転員等 (中央制御室)	2	■		受電準備														
			■		受電操作														
	運転員等 (現場)	2	■		移動														
			■		受電準備・受電操作														
充電後操作(充電器盤の受電操作)	運転員等 (中央制御室)	1																	
	運転員等 (現場)	1																	
	緊急安全 対策要員	2																	

※ 現場移動時間には防護具着用時間を含む。

第 1.14.4 図 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電

タイムチャート



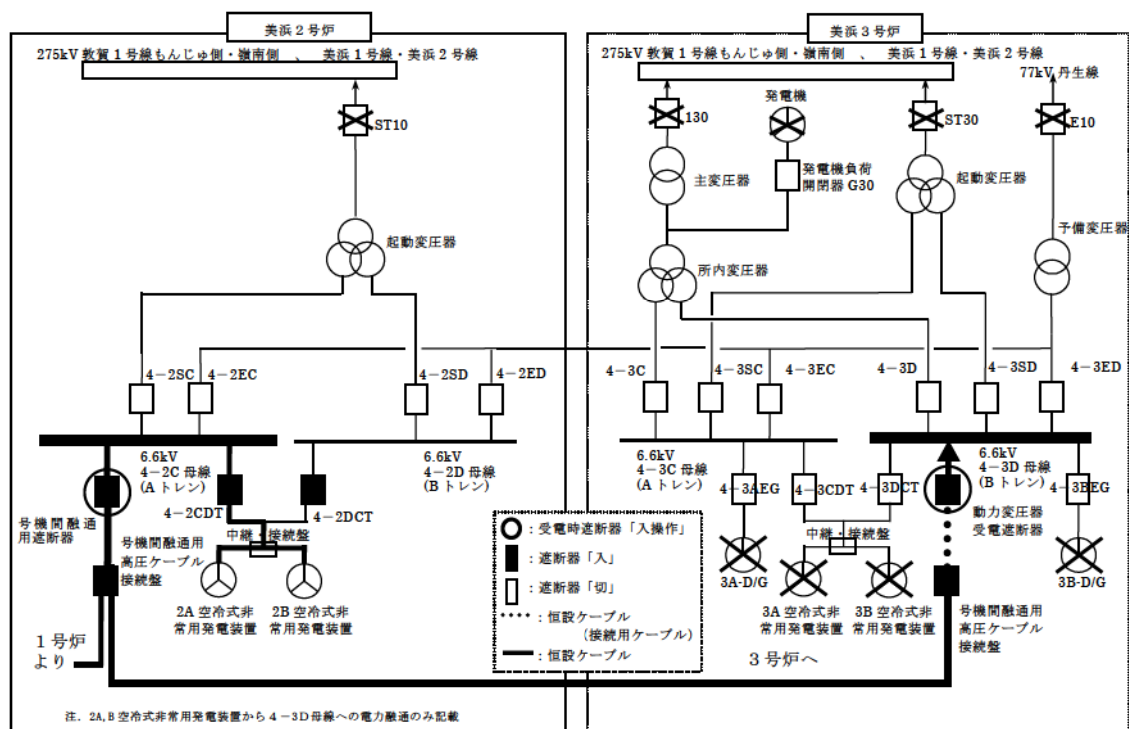
第 1.14.5 図 予備変圧器 2 次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電 概略図

			経過時間(分)												備考
			60						120						
手順の項目		要員(数)		約70分 ▽号機間融通開始						約135分 ▽充電器盤の受電開始					
予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源(交流)からの給電	運転員等 (3u中央制御室)	1	受電準備					給電先操作							
	運転員等 (1,2u中央制御室)	1	受電準備			供給元操作									
	運転員等 (現場)	1	移動					給電先操作							
	緊急安全対策要員	2	1,2号機移動					ジャンパ操作							
充電後操作(充電器盤の受電操作)	運転員等 (中央制御室)	1								ファン起動					
	運転員等 (現場)	1								移動	充電器盤の充電				
	緊急安全対策要員	2					移動			ダンパ開操作					

蓄電池(安全防護系用)の枯渇を考慮し、事象発生約8時間後までに充電器盤の受電を行う。

※ 現場移動時間には防護具着用時間を含む。

第 1.14.6 図 予備変圧器 2 次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電 タイムチャート

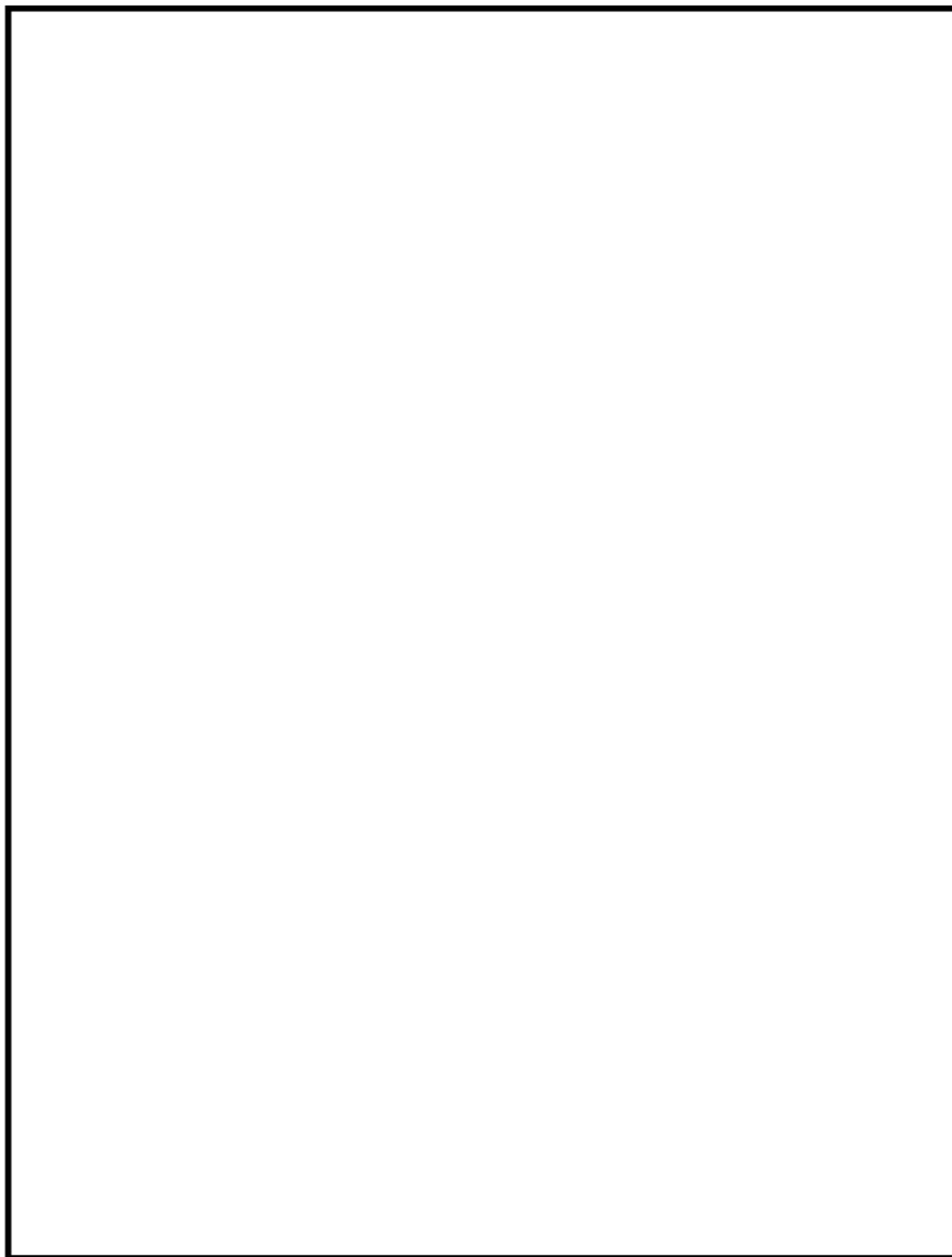


第 1.14.7 図 号機間電力融通恒設ケーブル（1，2 号～3 号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電 概略図

		経過時間(時間)						備考
		1		2		3		
手順の項目	要員(数)	約2.1時間 ▽号機間融通開始				約3.2時間 ▽充電器盤の受電開始		2号炉から3号炉を 想定した時間
号機間電力融通恒設 ケーブル(1, 2号機 ～3号機)を使用した 号機間融通による代 替電源(交流)からの 給電	緊急安全 対策要員	2	3号機移動		3号機 ケーブル結線			
					1, 2号機移動			
					供給元操作			
	運転員等 (3号 中央制御室)	1	受電準備			給電先操作		
	運転員等 (1, 2号 中央制御室)	1	送電準備					
	運転員等 (現場)	1	移動					
			受電準備			給電先操作		
	充電後操作(充電器 盤の受電操作)	運転員等 (中央制御室)	1				ファン起動	
		運転員等 (現場)	1				充電器盤の充電	
緊急安全 対策要員		2			移動、ダンパ開操作			

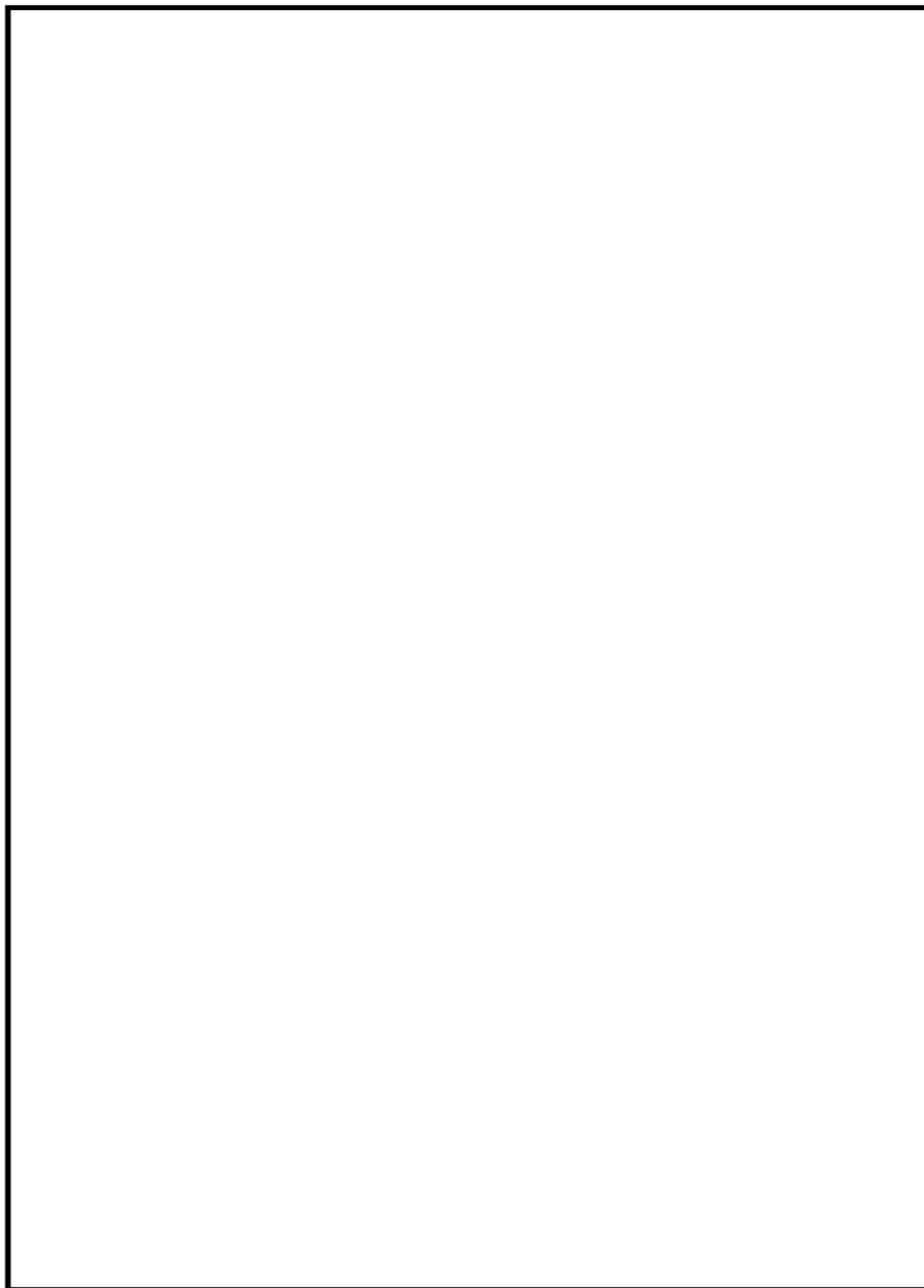
※現場移動時間には防護具着用時間を含む。

第 1.14.8 図 号機間電力融通恒設ケーブル（1，2 号～3 号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電 タイムチャート



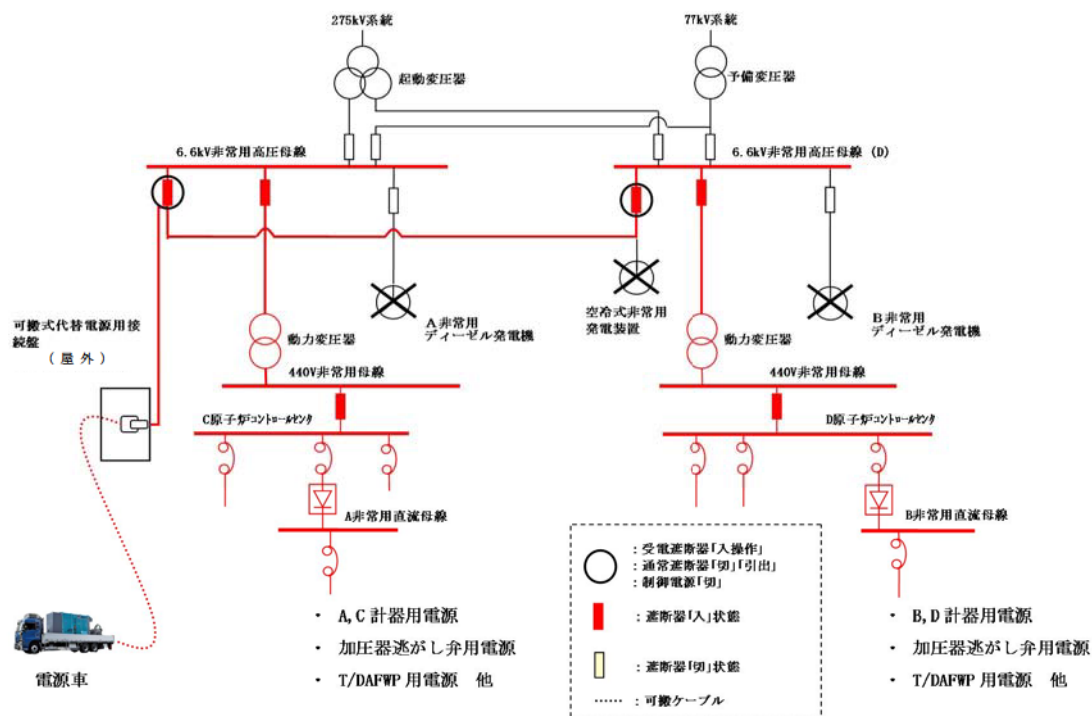
第 1.14.9 図 号機間電力融通恒設ケーブル（1，2号～3号）を使用した号機間融通
ケーブル機器配置（3号炉 E.L.+4.0m）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません



第 1.14.10 図 号機間電力融通恒設ケーブル（1，2 号～3 号）を使用した号機間融通
ケーブル機器配置（1 号炉 E.L.+18.4m ， 2 号炉 E.L.+10.1m）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

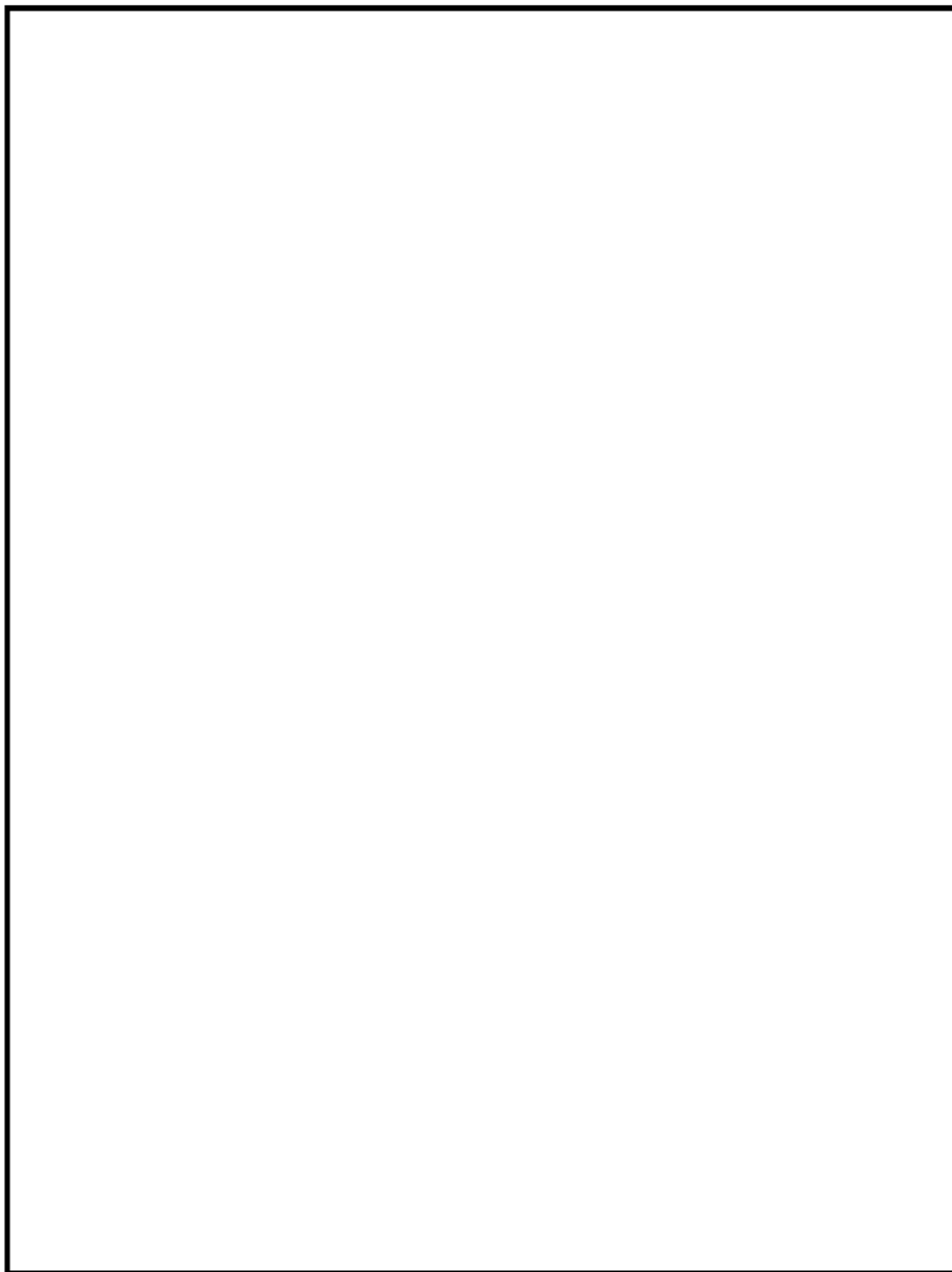


第 1.14.11 図 電源車による代替電源（交流）からの給電 概略図

		経過時間(時間)					備考
手順の項目		1	2	3	4	5	
電源車による代替電源(交流)からの給電	要員の数	約2.8時間 電源応急復旧完了▽					約3.9時間 ▽充電器盤の受電開始
	緊急安全対策要員	移動	電源車移動	起動前点検(発電機点検・ケーブル接続)	電源車起動		
	運転員等(中央制御室)	受電準備					
	運転員等(現場)	移動	受電準備	母線受電操作			
充電後操作(充電器盤の受電操作)	運転員等(中央制御室)				ファン起動		
	運転員等(現場)				移動	充電器盤の受電	蓄電池(安全防護系用)の枯渇を考慮し、事象発生約8時間後までに充電器盤の受電を行う
	緊急安全対策要員			移動	ダンパ開操作		

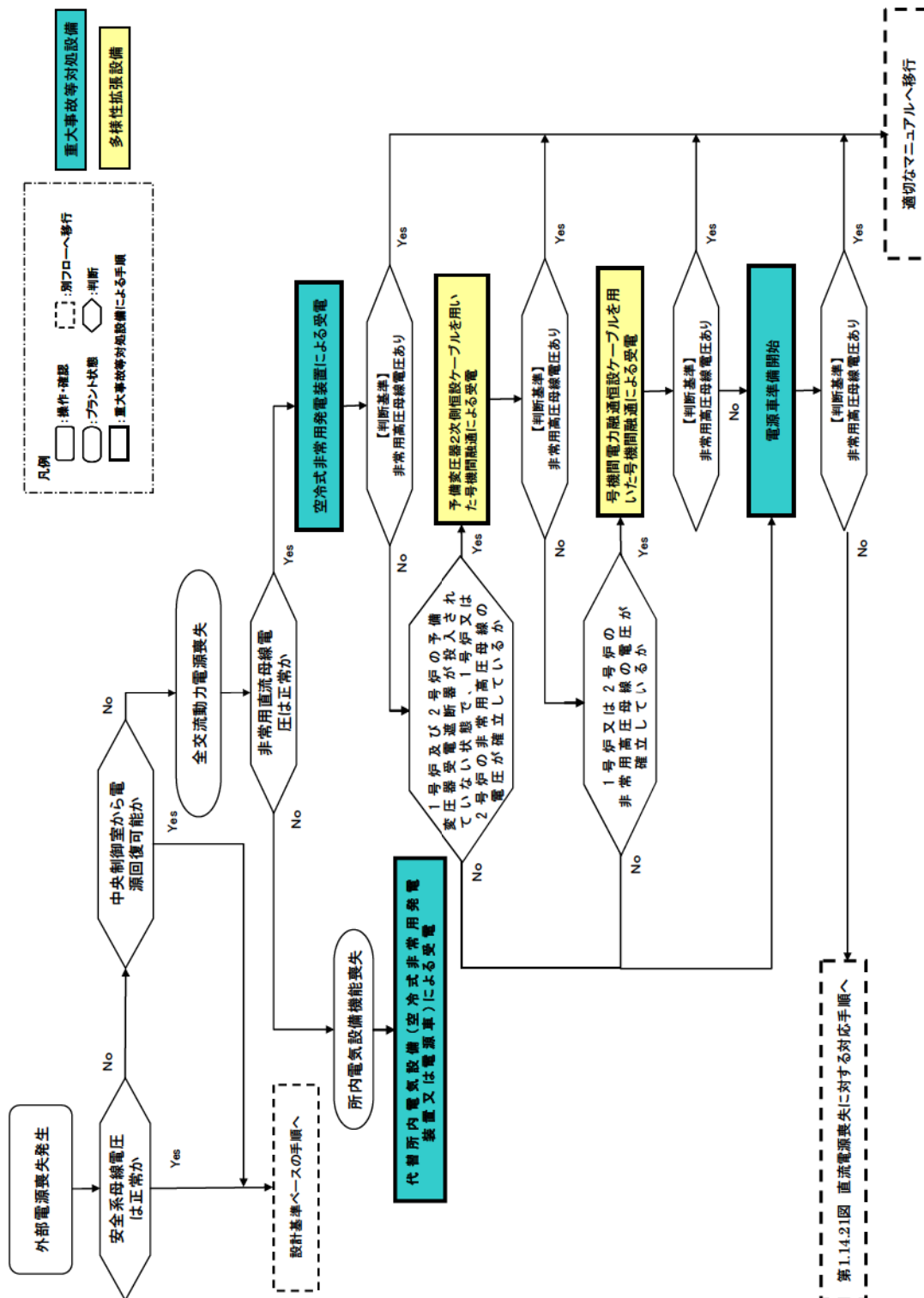
※ 現場移動時間には防護具着用時間を含む。

第 1.14.12 図 電源車による代替電源（交流）からの給電 タイムチャート

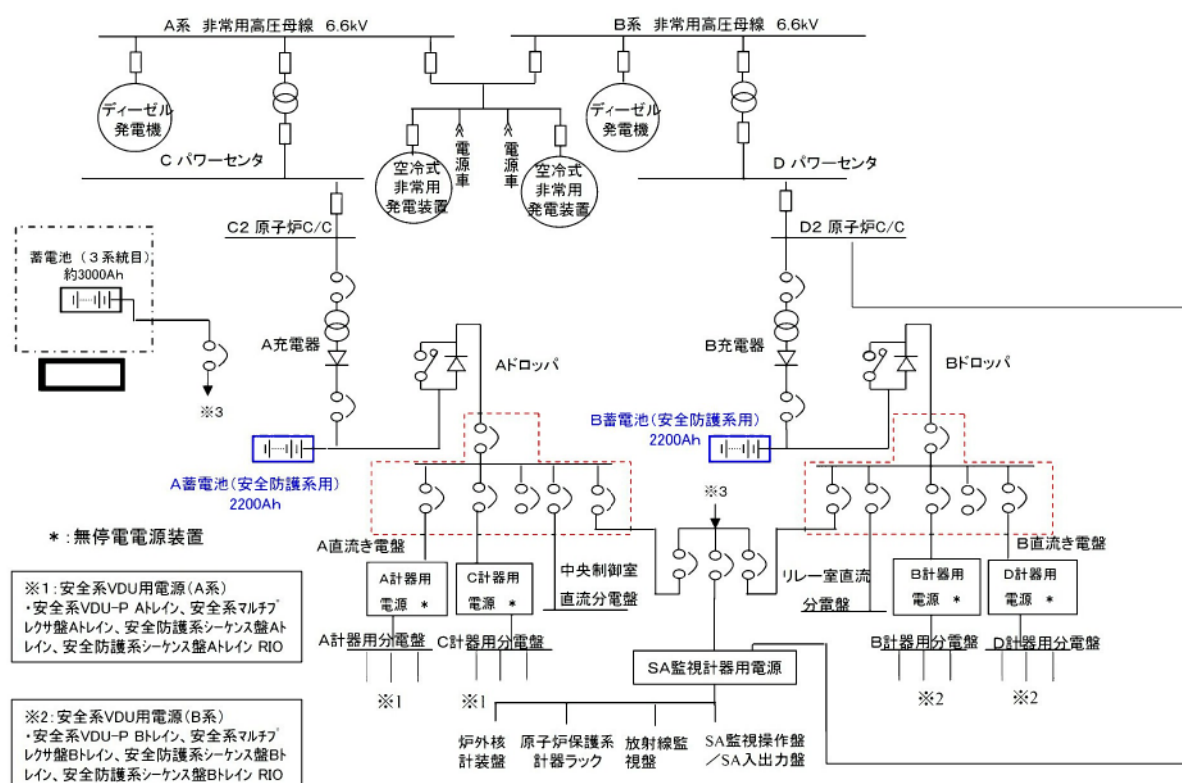


第 1.14.13 図 電源車 ケーブル敷設ルート

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 1.14.14 図 全交流動力電源喪失に対する対応手順

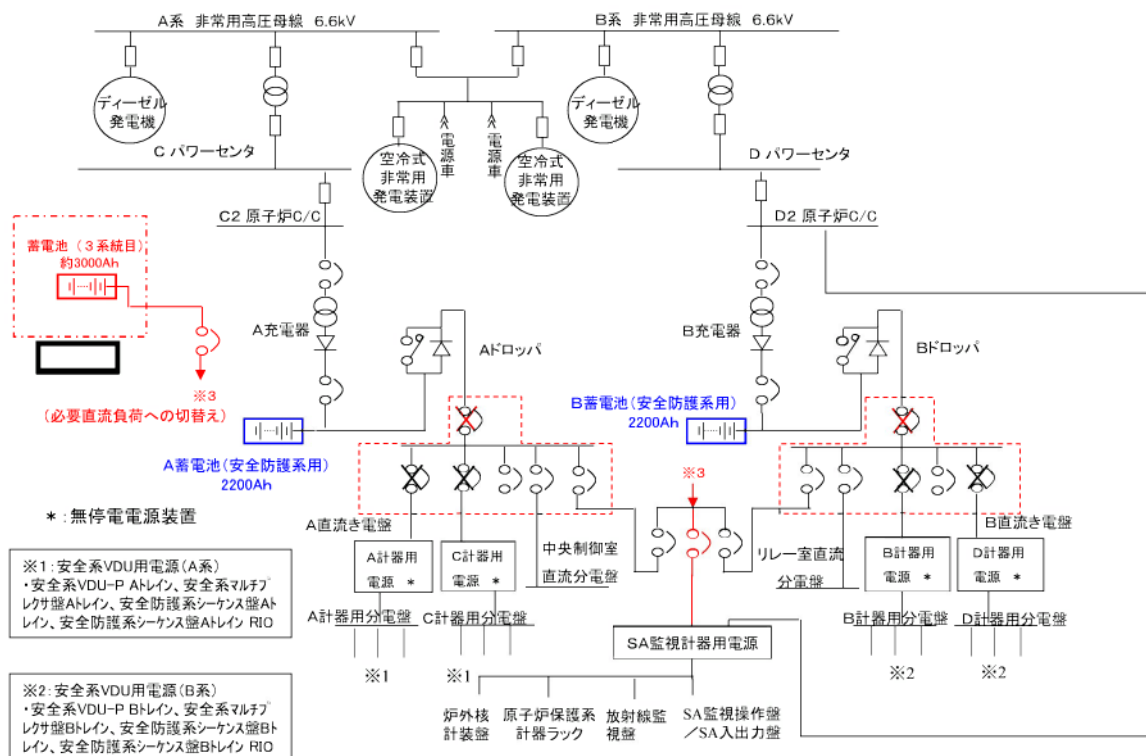


第 1.14.15(1)図 蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電 概略図

			経過時間(分)									備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	
手順の項目	要員(数)		約10分 ▽不要直流負荷切離し操作完了									
不要直流負荷切離し操作	運転員等 (中央制御室)	1	切離し操作									

第 1.14.15(2)図 蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電 タイムチャート

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



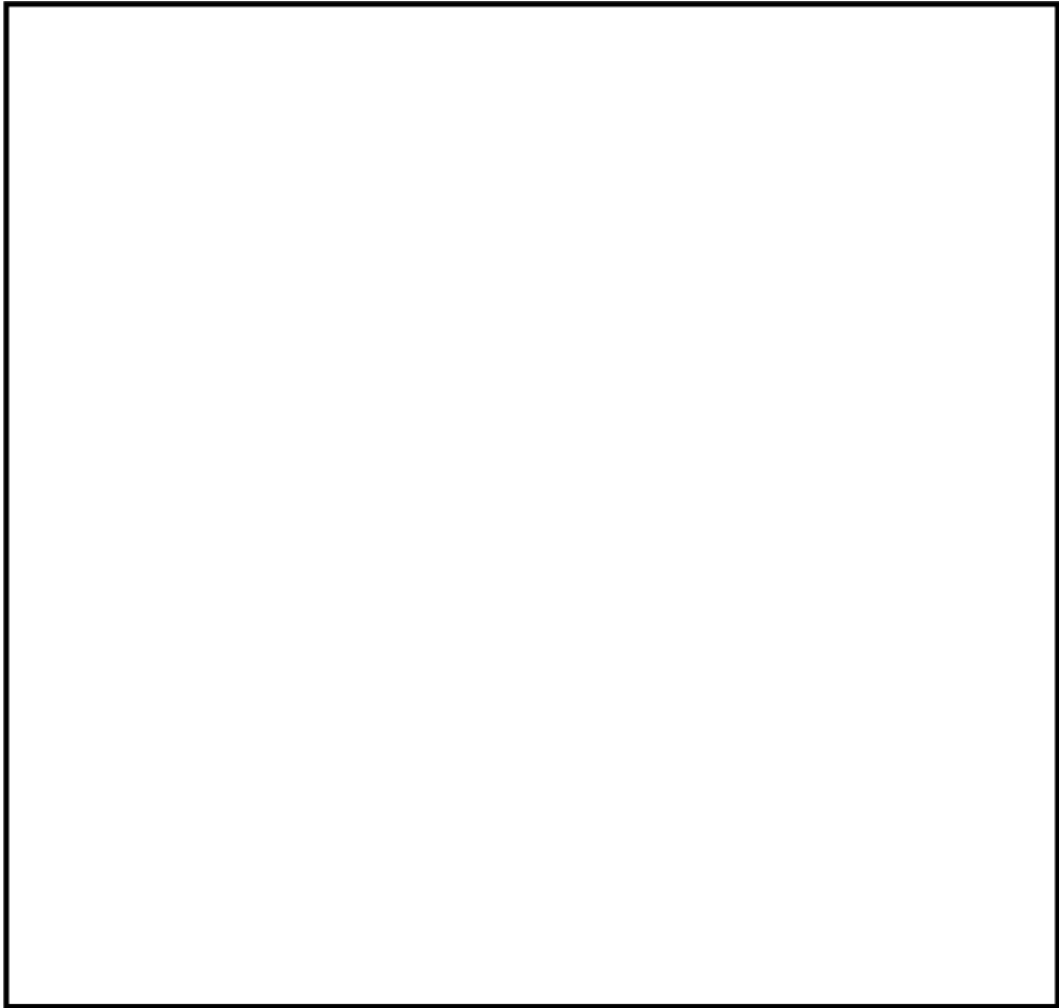
第 1.14.16(1)図 蓄電池（3系統目）による代替電源（直流）からの給電 概略図

		経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員(数)	約19分 ▽給電開始 約21分 ▽蓄電池(安全防護系用)切離し操作完了										
蓄電池(3系統目)による代替電源(直流)からの給電	運転員等 (中央制御室)	1	直流母線電圧確認(108V未満)	直流母線電圧確認(復旧)								
	運転員等 (現場)	1	移動	直流き電盤投入(非常用直流母線への給電)	直流き電盤開放操作(蓄電池(安全防護系用)切離し)							

※現場移動時間には防保護具着用時間を含む。

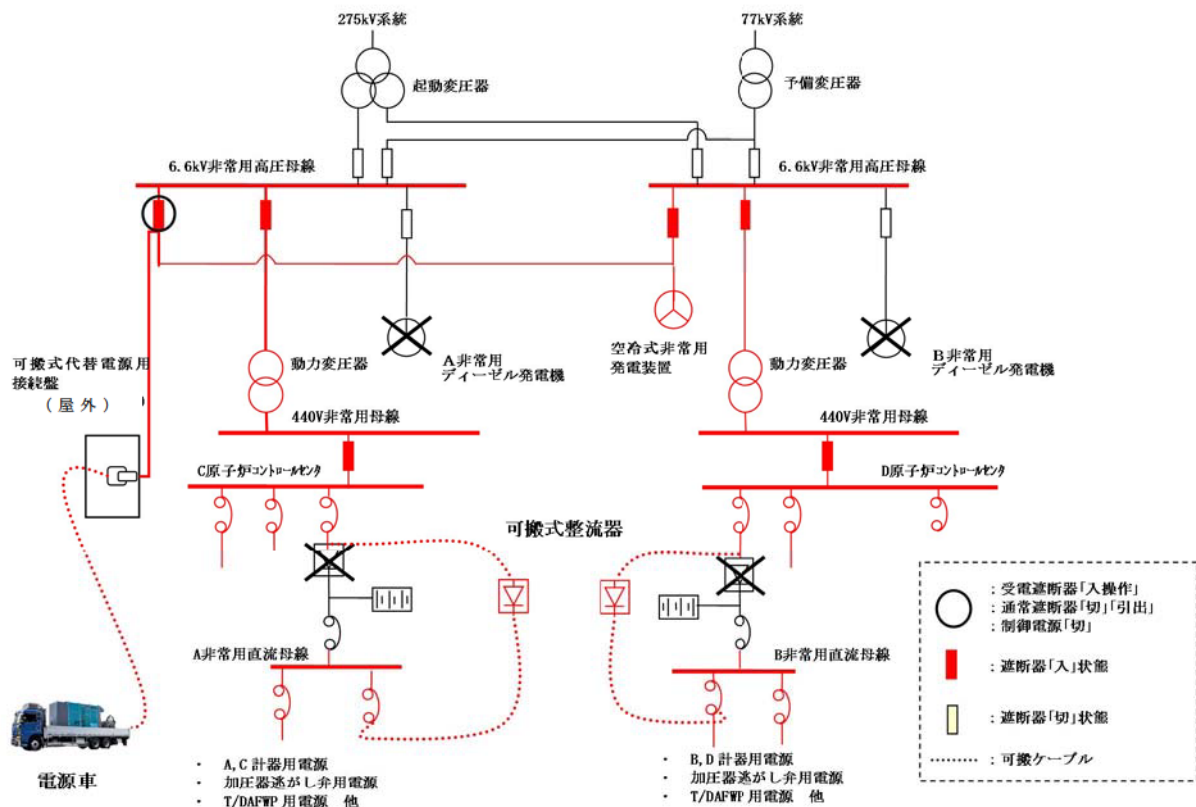
第 1.14.16(2)図 蓄電池（3系統目）による代替電源（直流）からの給電 タイムチャート

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 1.14.16(3)図 蓄電池（3 系統目）配置図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

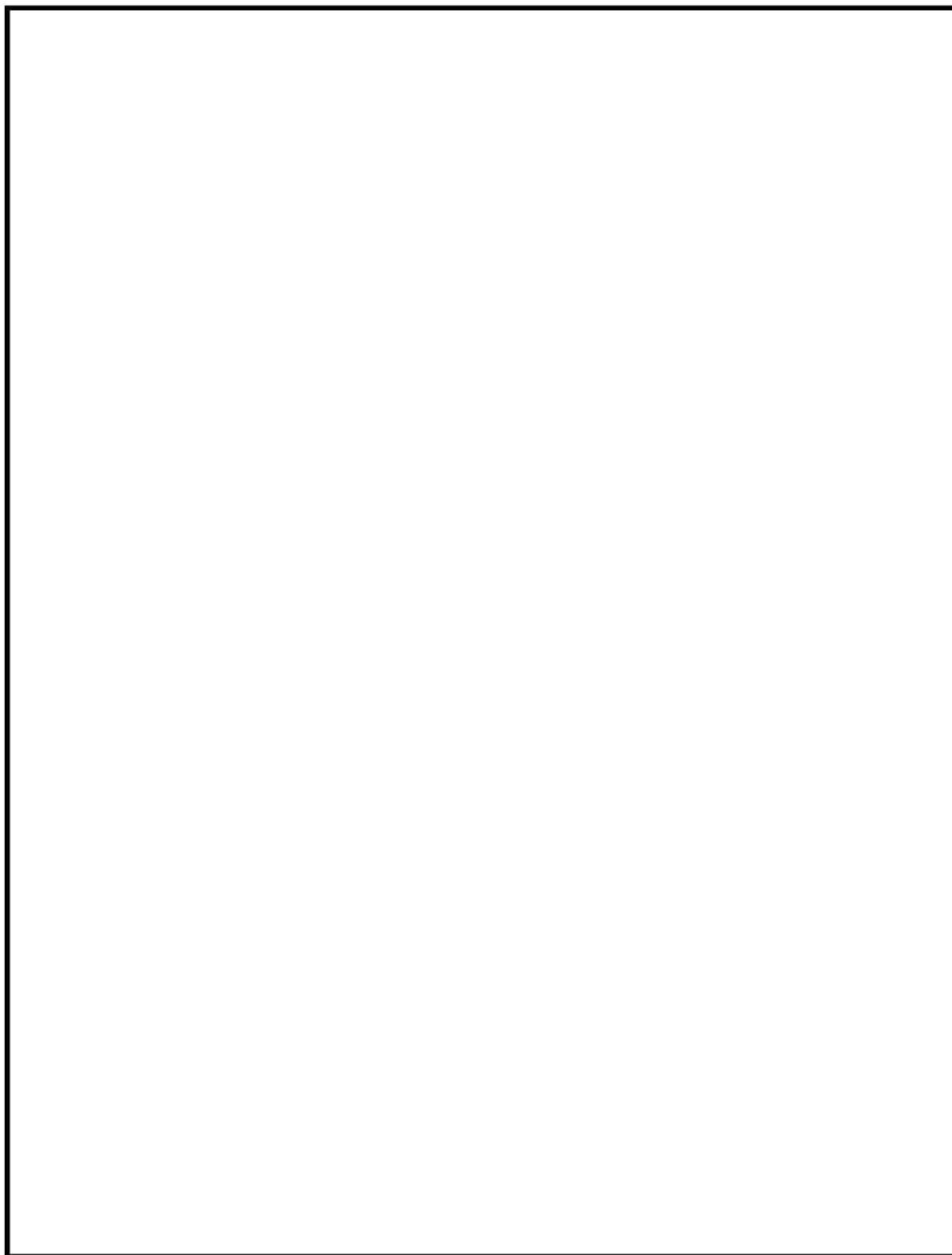


第1.14.17図 可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電 概略図

			経過時間(時間)												備考
			123456789101112												
手順の項目	要員(数)		約2.2時間 可搬式整流器による復旧開始												
可搬式直流電源装置 による電源応急復旧	緊急安全対策 要員	2	移動												
			可搬式直流電源装置運搬・点検										ケーブル接続、起動準備		
											整流器起動				
	運転員 (現場)	1	移動												
			受電準備										電源操作		
													受電操作		

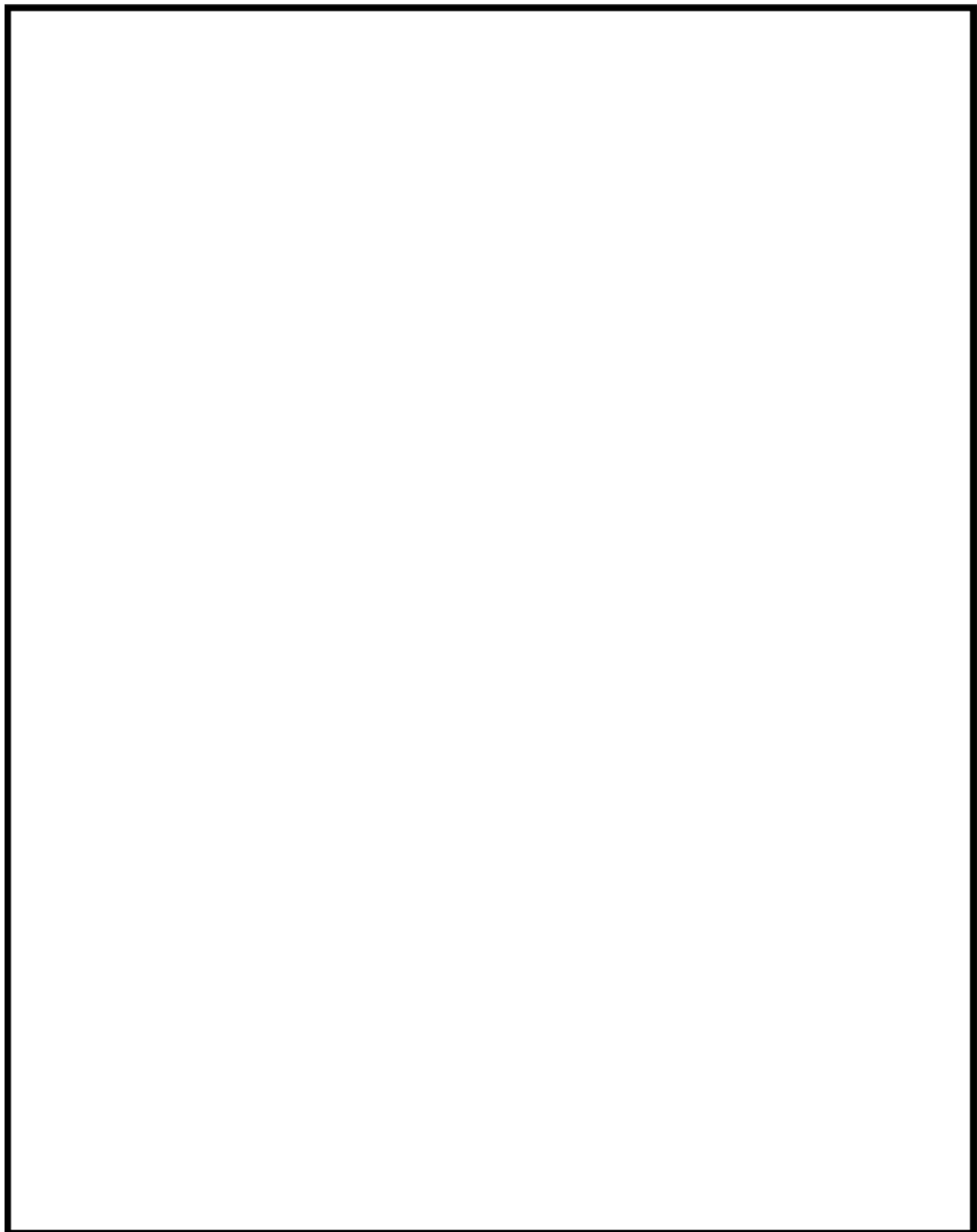
※現場移動時間には防護具着用時間を含む。

第1.14.18図 可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電 タイムチャート



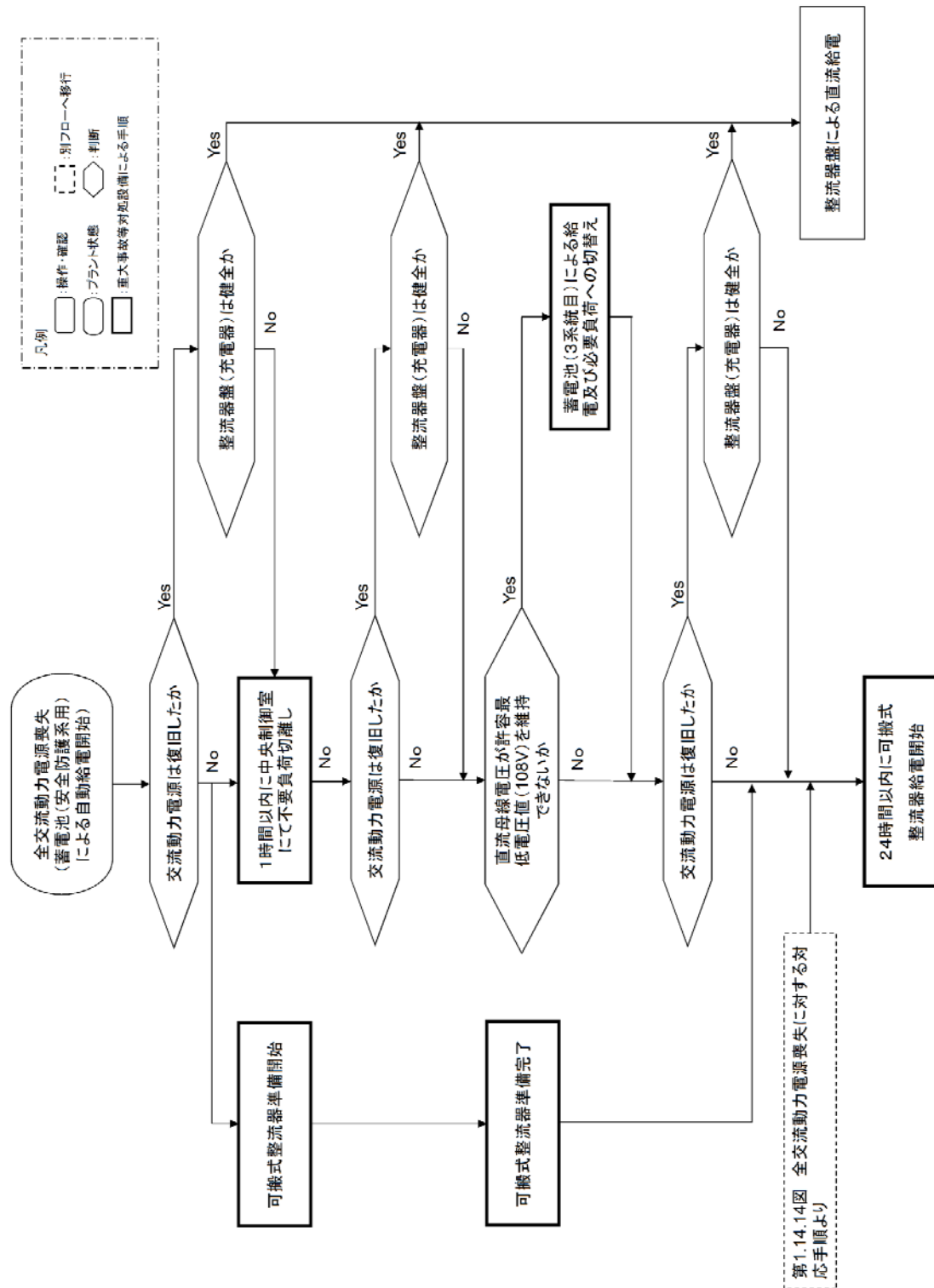
第 1.14.19 図 可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電ケーブル敷設
ルート（E.L.+4.0m）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

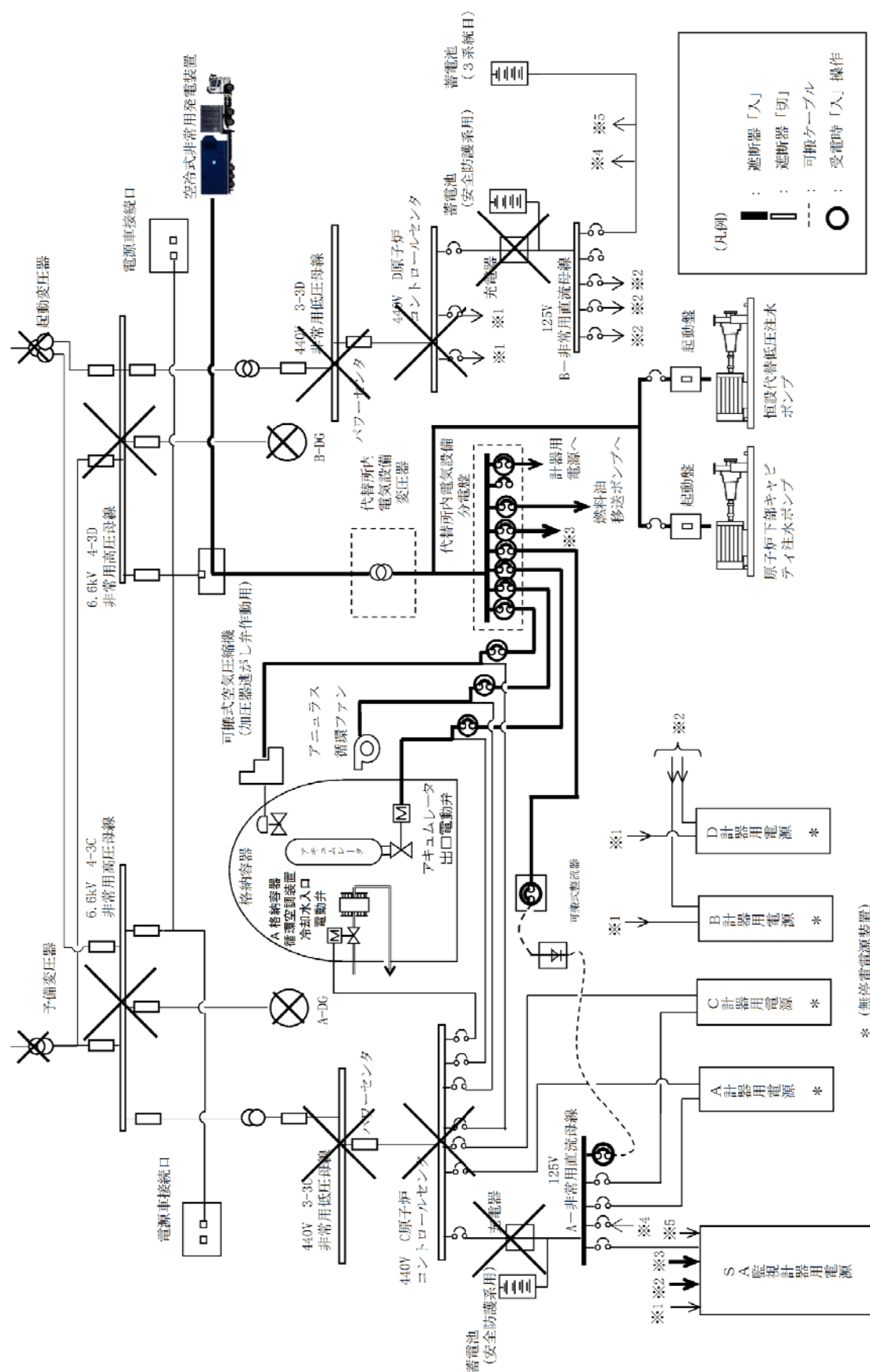


第 1.14.20 図 可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電ケーブル敷設
ルート（E.L. + 11.1m）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

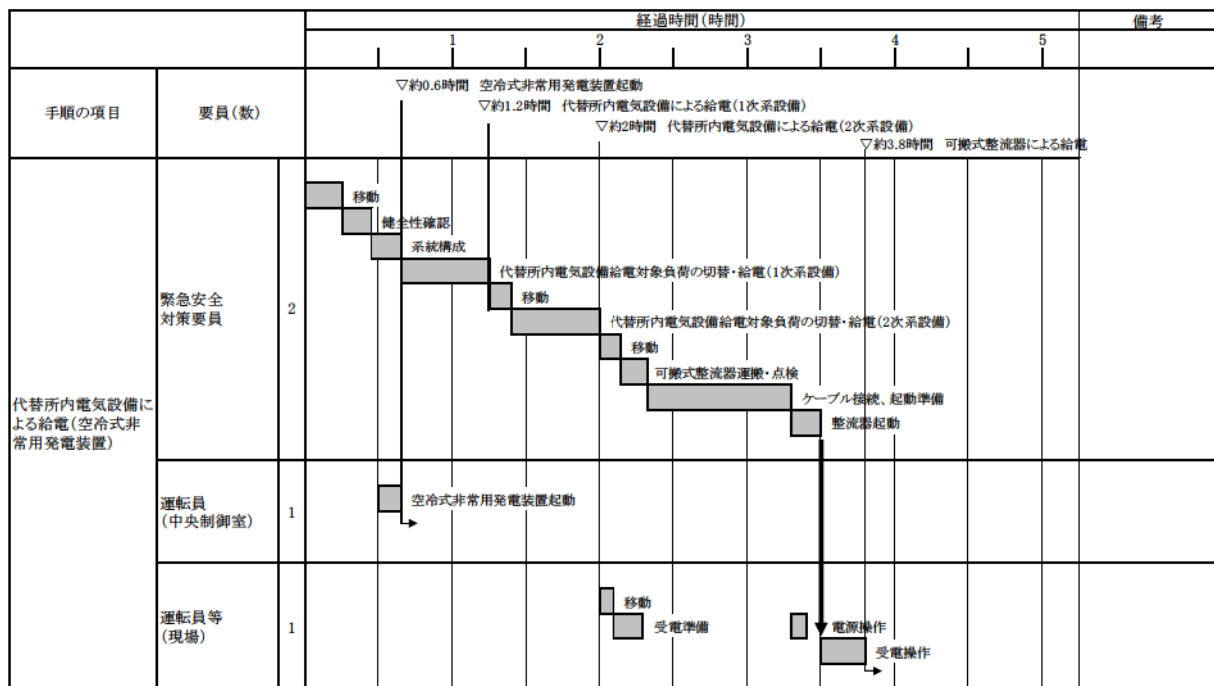


第 1.14.21 図 直流電源喪失に対する対応手順



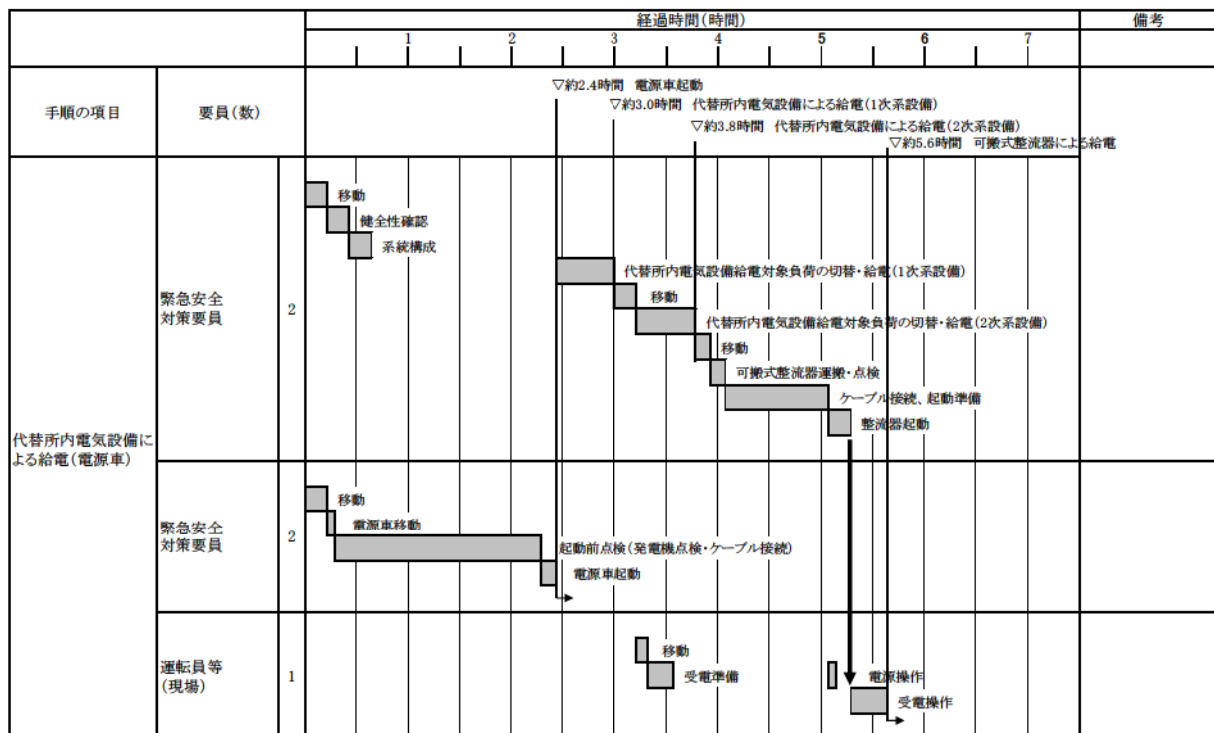
第 1.14.22 図 代替所内電気設備による給電概略図

○代替所内電気設備による給電（空冷式非常用発電装置）



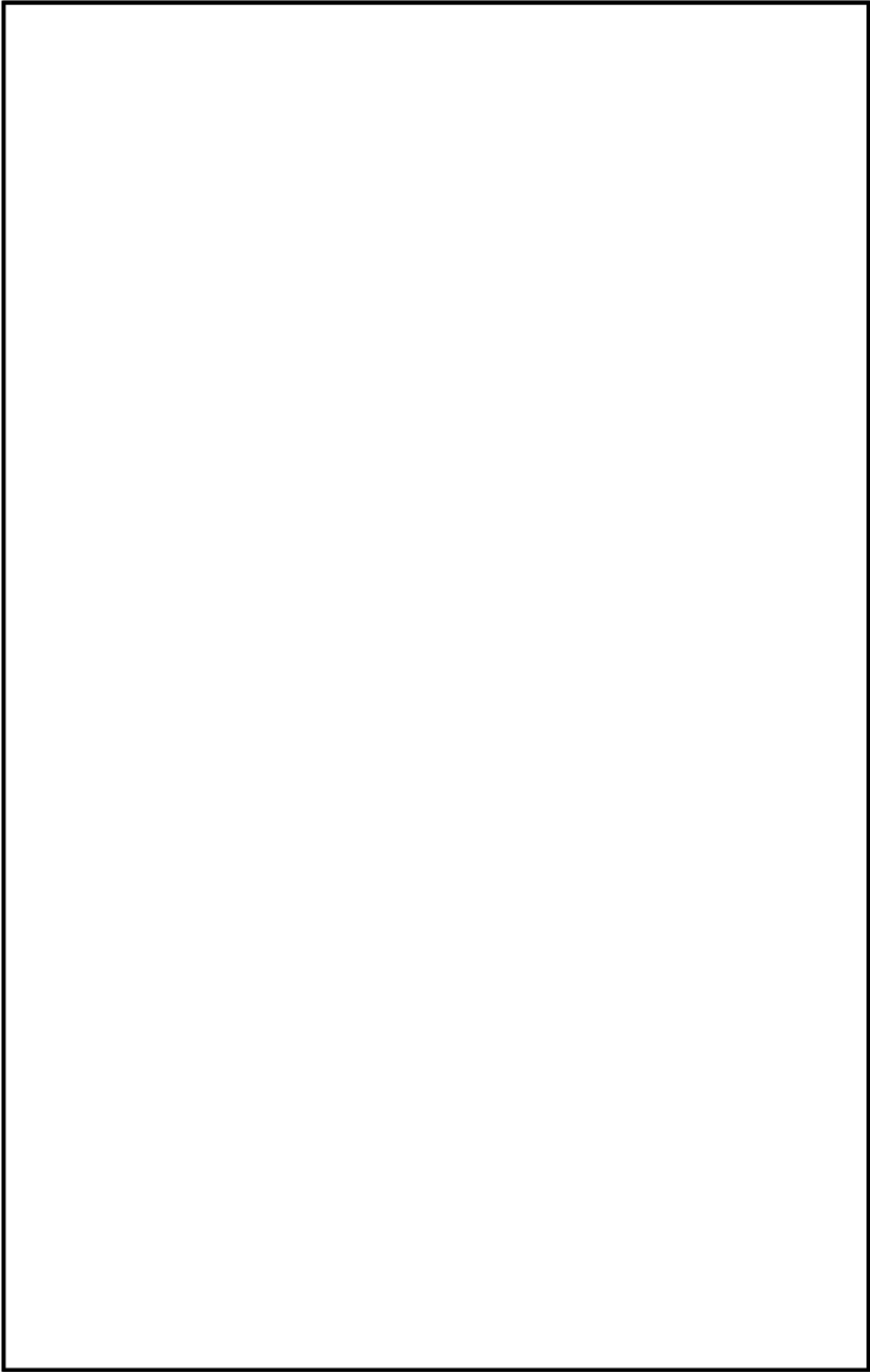
※現場移動時間には防護具着用時間を含む。

○代替所内電気設備による給電（電源車）



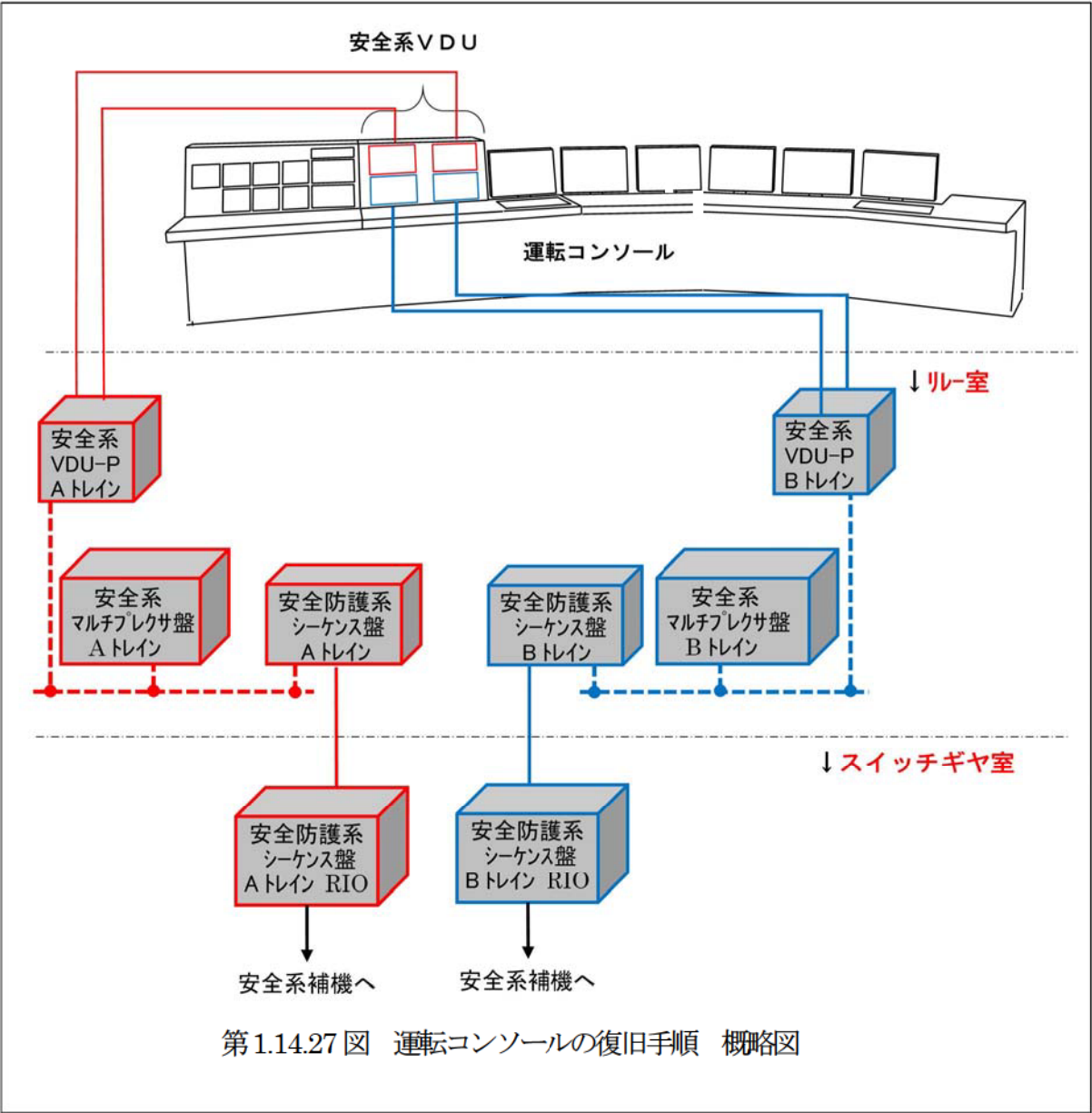
※現場移動時間には防護具着用時間を含む。

第1.14.23 図 代替所内電気設備による給電 タイムチャート



第 1.14.26 図 燃料（重油）給油 アクセスルート

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



		経過時間（分）								備考
		0	5	15	25	35	45	55	60	
手順の項目	要員（数）	▽交流電源復旧				▽復旧完了				
運転コンソールの復旧	緊急安全対策要員（現場、リレー室及びスイッチギヤ室）2			移動						安全防護系シーケンス盤等を起動

第1.14.28 図 運転コンソールの復旧手順 タイムチャート

1.15 事故時の計装に関する手順等

< 目 次 >

1.15.1 設備の選定と対応手順

(1) 設備の選定と対応手段の考え方

(2) 設備の選定と対応手段の選定の結果

- a. パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備
- b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備
- c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備
- d. 重大事故等時のパラメータを記録する手順及び設備
- e. 手順等

1.15.2 重大事故等時の手順等

1.15.2.1 監視機能喪失

(1) 計器の故障

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

- a. 全交流動力電源喪失時の代替電源の供給
- b. 直流電源喪失時の代替電源の供給
- c. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視
- d. 可搬型バッテリー（炉外核計装盤、放射線監視盤）による電源の供給
- e. 制御盤ソフトウェアの機能喪失時における補機の手動操作手順

1.15.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順

1.15 事故時の計装に関する手順等

<要求事項>

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1. 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。
 - a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）
 - b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。
 - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。
 - ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。
 - iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。
 - c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。
 - d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。

重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。

1.15.1 設備の選定と対応手順

(1) 設備の選定と対応手段の考え方

重大事故等発生時において、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を実施するため、発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の状態を把握することが重要である。当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを整理し、検討した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために監視することが必要なパラメータを明確にする（第1.15.1図）。

また、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータ（以下「主要パラメータ」という。）を推定するために必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて推定する対応手段を整備する（第1.15.2図）。（以下「機能喪失原因対策分析」という。）

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定する（第1.15.1表）。

※1 多様性拡張設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十八条及び技術基準規則第七十三条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、多様性拡張設備との関係を明確にする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは、事象の判別を行う運転手順書の判断基準、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の適用条件、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書の適用条件及び技術的能力に係る審査基準1.1

～1.10、1.13、1.14のパラメータより選定する。

技術的能力に係る審査基準1.11、1.12、1.16～1.19については、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるための手順とは別に整理した使用済燃料ピット、監視測定、緊急時対策所及び通信連絡等の対応手順として整備する。

選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保及びアニュラス内の水素濃度）は、以下のとおり分類する（第1.15.1図、第1.15.3図）。

① 重要な監視パラメータ

主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測するパラメータをいう。

② 有効な監視パラメータ

主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器で計測されるが、計測することが困難となった場合でも重大事故等対処設備の計器で計測される代替パラメータを有するものをいう

③ 補助的な監視パラメータ

原子炉施設の状況や重大事故等対処設備の運転状態等を補助的に監視するパラメータをいう。

さらに、次のとおり重要代替パラメータを選定する。

④ 重要代替パラメータ

重要な監視パラメータの代替パラメータのうち重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（当該重要な監視パラメータの他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器含む。）並びに有効な監視パラメータの代替パラメータを計測する重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器により計測されるパラメータをいう。

なお、選定フローにおいて、有効な監視パラメータ又は補助的な監視パラメータの分類に該当しないものは、耐震性、耐環境性を有さない重要な監視パラメータに該当すると判断し、耐震性、耐環境性を有した計器へ仕様又は設備変更を行う。

選定フローにより分類し、抽出した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを、第1.15.2表に示す。

分類した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータにより、重大事故等対処に必要な原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要なパラメータを計測又は監視する。

設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力として、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器の計測範囲、計器の個数、耐震性、非常用電源からの給電の有無を明確にした運転手順書を整備する（第1.15.2表）。

重要な監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）又は有効な監視パラメータを計測する計器が故障により、計測することが困難となった場合、当該パラメータを推定する手段を整備する（第1.15.3表、第1.15.4表）。

原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計測範囲を超えた場合、原子炉施設の状態を推定するための手段を整備する。

計測に必要な計器電源の喪失についても想定する。重大事故等の対処に必要なパラメータを計測又は監視し、記録する手順を整備する。

(2) 設備の選定と対応手段の選定の結果

a. パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握す

るための手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを計測する計器が故障した場合は、原子炉施設の状況を把握するため、多重化された計器の他チャンネル※²又は他ループの計器による監視及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する手段を整備する。

※² チャンネル：重要な監視計器については、単一故障を想定しても、パラメータを監視できなくならないように、1つのパラメータを複数の計器で監視する。複数の計器の1つを指す時にチャンネルと呼ぶ。

他チャンネル又は他ループによる監視及び代替パラメータを計測する計器によるパラメータの推定に使用する設備は、以下のとおり。

①当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器

重大事故等対処設備として選定する計器

②当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器

重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない多様性拡張設備の計器

③重要代替計器

代替パラメータを計測する計器で、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした設備

④常用代替計器

代替パラメータを計測する計器で、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない多様性拡張設備

主要パラメータのうち、重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを計測する計器が故障した場合に使用する代替パラメータを第1.15.3表に示す。

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定したパラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器及び重要代替計器を重大事故等対処設備と位置づける。

これらの重大事故等対処設備により、重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを把握することができるため、以下の設備は、多様性拡張設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・当該パラメータの他の常用計器及び常用代替計器

耐震性等がないものの、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。

- b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲を超えた場合は、原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータを計測する計器又は可搬型計測器により必要とするパラメータの値を推定する手段を整備する。

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要代替計器
- ・常用代替計器

可搬型計測器により必要となるパラメータの値を推定する手段は以下のとおり。

- ・可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、重要代替計器及び可搬型計測器は重大事故等対処設備と位置づける。

これらの重大事故等対処設備により、当該パラメータを把握することができるため、以下の設備は多様性拡張設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 常用代替計器

耐震性等がないものの、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。

c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備

(a) 対応手段

監視パラメータの計器に供給する電源が喪失し、監視機能が喪失した場合に、代替電源（交流、直流）より給電し、当該パラメータの計器により計測し監視する手段を整備する。

また、直流電源が喪失した場合に、電源を内蔵した可搬型計測器を用いて計測し、監視する手段がある。代替電源より給電中に制御盤のソフトウェアが機能喪失した場合においても、可搬型計測器を用いた計測又は監視手段を使用する。なお、ソフトウェア機能喪失時の補機操作については、制御盤内にジャンパ器具を用いて補機の操作信号を手動で直接入力する手段がある。

代替電源（交流）からの給電に使用する設備は、以下のとおり。

- ・ 空冷式非常用発電装置
- ・ 可搬型バッテリー（炉外核計装盤、放射線監視盤）※³
- ・ 電源車
- ・ ジャンパ器具

代替電源（直流）からの給電に使用する設備は、以下のとおり。

- ・ 蓄電池（安全防護系用）

- ・蓄電池（３系統目）
- ・可搬式整流器
- ・計器用電源（無停電電源装置）

※３ 可搬型バッテリー（炉外核計装盤、放射線監視盤）：インバータを内蔵した可搬型バッテリーを使用することにより電気（交流）を給電できるため、代替電源（交流）として有効である。

直流電源が喪失した場合に計器に内蔵した電源により個別に計測する設備（汎用品）は、以下のとおり。

- ・可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、空冷式非常用発電装置、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（３系統目）、電源車、可搬式整流器、計器用電源（無停電電源装置）及び可搬型計測器は、重大事故等対処設備と位置づける。これらの重大事故等対処設備により、重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを把握することができるため、以下の設備は、多様性拡張設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・可搬型バッテリー（炉外核計装盤、放射線監視盤）

電源を供給できる容量に限りがあり、重大事故等の対処時において連続監視することができないものの、代替電源による給電ができない場合において、炉外核計装盤及び放射線監視盤のパラメータを把握することが可能なことから代替手段として有効である。

- ・ジャンパ器具

ジャンパ操作及びその準備に時間を要するものの、制御盤ソフトウェアが機能喪失した場合に、補機を手動操作する手段として有効である。

d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等時において、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な監視パラメータを記録する手段を整備する。

監視パラメータを記録する設備は、以下のとおり。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）
（以下「SPDS」という。）
- ・SPDS表示装置
- ・可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（SA）用）

また、重大事故等時の有効な監視パラメータについても使用できる場合は、可能な限りパラメータを記録する手段を整備する。なお、その他の記録として、監視パラメータの警報状態及びプラントトリップ状態を可能な限り記録する手段を整備する。

有効な監視パラメータを記録する設備は、以下のとおり。

- ・ユニット総合管理計算機
（計算機運転日誌、警報記録、事故時データ収集記録）

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

重要な監視パラメータを記録する設備であるSPDS、SPDS表示装置及び可搬型温度計測装置は、重大事故等対処設備と位置づける。

重要な監視パラメータは、原則、SPDSへ記録するが、監視が必要な時に現場に設置する計器の値、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む。）の値は、専用の記録装置又は記録用紙により記録する。なお、その他は可能な限り多様性拡張設備により記録する。

以上の重大事故等対処設備により、重要な監視パラメータを記録することができるため、以下の設備は、多様性拡張設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・ユニット総合管理計算機

(計算機運転日誌、警報記録、事故時データ収集記録)

耐震性を有していないが、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要な監視パラメータの記録が可能なことから代替手段として有効である。

e. 手順等

上記のa.、b.、c.及びd.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、発電所対策本部長^{※4}、当直課長、運転員等^{※5}及び緊急安全対策要員^{※6}の対応として、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順等の対応手順等に定める（第1.15.1表）。

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

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

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

1.15.2 重大事故等時の手順等

1.15.2.1 監視機能喪失

(1) 計器の故障

重要な監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）又は有効な監視パラメータを計測する計器が故障により、計測することが困難となった場合、当該パラメータを推定する手段を整備する（第1.15.1表、第1.15.3表）。

a. 手順着手の判断基準

b. ④の手順着手の判断は、b. ①～③までの手順により主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを計測

する計器の故障が疑われた場合。

b. パラメータ監視の手順

計器の故障の判断及び対応手順は、以下のとおり。

- ① 監視が必要な重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータの指示値を読み取る。
- ② 読み取った指示値が正常であることを、運転手順書に明確に示された計測レンジ範囲内にあること及びプラント状況等により推定される値との間に大きな差異が無いこと等により確認する。
- ③ 原子炉施設の状態を把握するために必要とする重要な監視パラメータについて、他チャンネル又は他ループの計器がある場合は、当該計器により当該パラメータを計測する。なお、当該パラメータの他の常用計器で監視可能であれば確認に使用する。
- ④ パラメータ選定にて選定した重要代替パラメータ（他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器除く。）の値を用いて以下の方法で推定する。

なお、常用代替計器が使用可能であれば、推定に使用する。

c. 代替パラメータでの推定方法

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

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

パラメータを基準配管に水を満たした構造で計測するものについては、急激な減圧等により基準配管の水が蒸発し不確かな指示をする可能性がある。そのような状態が想定される場合は、関連するパラメ

ータを複数確認しパラメータを推定する。なお、蒸気発生器水位（狭域）及び蒸気発生器水位（広域）を除き、基準配管の水位に起因する不確かさを考慮する必要はない。

また、重大事故等の環境下で最も設置雰囲気的环境が厳しくなるのは、原子炉格納容器内に蒸気が充満し、加圧された状況であり、環境として圧力、温度、放射線量が厳しい状況下においても、その監視機能を維持できる計器（第1.15.2表の重大事故等対処設備）を優先して使用する。

重大事故等の状況によっては、耐震性、耐環境性がない計器（多様性拡張設備）についても、監視機能を維持している場合、重大事故等の対処に有効な情報を得ることができる。ただし、多様性拡張設備については環境条件や不確かさを考慮し、耐震性、耐環境性のある計器のパラメータの値との差異を評価し、パラメータの値、信頼性を考慮した上で使用する。

事故発生からの事象の進展状況（兆候）による炉心の冷却状態（漏えいの規模、安全注入状況）や当該パラメータの計器が故障するまでの状態等、関連するパラメータを複数確認し、得られた情報の中から有効な情報を評価することで、適切な原子炉施設の状態の把握に努める。

なお、圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。また、代替パラメータによる推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

(a) 原子炉圧力容器内の温度の推定

1 次冷却材高温側広域温度又は 1 次冷却材低温側広域温度の計測が困難となった場合、代替パラメータの 1 次冷却材低温側広域温度又は 1 次冷却材高温側広域温度により原子炉圧力容器内の温度

を推定する。この推定方法では、重大事故等時において約10℃程度の温度差が生じる可能性があることを考慮し、推定する。また、使用可能であれば炉内温度（多様性拡張設備）により原子炉压力容器内の温度を推定する。

炉内温度（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材高温側広域温度又は1次冷却材低温側広域温度により原子炉压力容器内の温度を推定する。この推定方法では、炉心出口のより直接的な値を示す1次冷却材高温側広域温度を優先して使用する。

1次冷却材高温側広域温度と炉内温度（多様性拡張設備）の関係は、炉心冠水状態から炉心損傷を判断する時点（350℃）において1次冷却材高温側広域温度の方がやや低い値を示すものの、大きな温度差は見られないことから、1次冷却材高温側広域温度により炉心損傷を判断することが可能である。なお炉内温度については、盤及び電源の耐震化を実施している。また、全交流動力電源喪失時においても、可搬型計測器を用いて必要点数の監視及び記録も可能である。炉内温度の計測上限値は、検出器の温度素子の機能上限（約1,300℃）まで温度測定が可能である。

(b) 原子炉压力容器内の圧力の推定

冷却材圧力（広域）の計測が困難となった場合は、代替パラメータの1次冷却材高温側広域温度又は1次冷却材低温側広域温度により、原子炉压力容器内の圧力と水の飽和温度の関係から原子炉压力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉压力容器内が飽和状態である場合に適用できるが、飽和状態でないことを確認した場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。また、測定範囲内であれば加圧器圧力（多様性拡張設備）により推定する。

加圧器圧力（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、代替パラメータの冷却材圧力（広域）により推定する。この推定方法で

は、測定精度は加圧器圧力に比べ劣るが、重大事故等時においては測定範囲が広い冷却材圧力（広域）を使用する。

(c) 原子炉圧力容器内の水位の推定

加圧器水位の計測が困難となった場合は、代替パラメータの原子炉水位により原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、1次冷却材サブクール度（VDU）（多様性拡張設備）、冷却材圧力（広域）及び1次冷却材高温側広域温度により、原子炉圧力容器内がサブクール状態又は飽和状態であることを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以上で、冠水状態であることを確認する。重大事故等時において、加圧器水位の計測範囲外となった場合、原子炉圧力容器内の水位は直接計測している原子炉水位を優先して使用し確認する。なお、原子炉圧力容器内が過熱状態の場合、炉心注入水により原子炉水位の指示に影響を及ぼす可能性があることを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。

原子炉水位の計測が困難となった場合、加圧器水位により、原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、1次冷却材サブクール度（VDU）（多様性拡張設備）、冷却材圧力（広域）及び炉内温度（多様性拡張設備）、1次冷却材高温側広域温度、1次冷却材低温側広域温度により原子炉圧力容器内がサブクール状態又は飽和状態であることを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以上で冠水状態であることを確認する。

プラント停止中におけるRCSミッドループ運転時において、RCSノズルセンタ水位（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、代替パラメータの1次冷却材高温側広域温度及び1次冷却材低温側広域温度の傾向監視、又は余熱除去ポンプ出口圧力（多様性拡張設備）の傾向監視により水位を推定する。この推定方法では、温度の急上昇により原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以下で冠水していないことを推定する。また、余熱除去ポンプの出口圧力の低

下により原子炉圧力容器内の水位が低下していることを推定する。

(d) 原子炉圧力容器への注水量の推定

安全注入流量、補助安全注入流量、余熱除去クーラ出口流量及び充てん流量（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料取替用水タンク水位、加圧器水位、原子炉水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により原子炉圧力容器内への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先して使用し、推定する。また、加圧器水位及び1次冷却材喪失重大事故等時の監視に使用する原子炉水位又は格納容器再循環サンプ水位（広域）は、水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定する。

恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算の計測が困難となった場合、代替パラメータの燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、加圧器水位、原子炉水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により原子炉圧力容器への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位を優先して使用し推定するが、可搬式代替低圧注水ポンプを使用する場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。また、加圧器水位及び原子炉冷却材喪失事故時の監視に使用する原子炉水位又は格納容器再循環サンプ水位（広域）は、水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定する。

アキュムレータ圧力（多様性拡張設備）及びアキュムレータ水位（広域）（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、代替パラメータの冷却材圧力（広域）、1次冷却材低温側広域温度及びアキュムレータ水位（多様性拡張設備）の傾向監視によりアキュムレータからの注水開始を推定する。

内部スプレ系連絡消火水流量積算（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、余熱除去クーラ出口流量及び注水先である加圧器水位及び原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。

(e) 原子炉格納容器への注水量の推定

格納容器スプレ流量積算、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位を優先して使用し推定するが、可搬式代替低圧注水ポンプを使用する場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。また、格納容器再循環サンプ水位（広域）は、水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定する。

安全注入流量、補助安全注入流量、余熱除去クーラ出口流量及び充てん流量（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合は、代替パラメータの燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により、原子炉格納容器への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先して使用し推定する。格納容器再循環サンプ水位（広域）は、水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定する。

内部スプレクーラ出口流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。

内部スプレ系連絡消火水流量積算（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、水源である淡水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。

(f) 原子炉格納容器内の温度の推定

格納容器内温度の計測が困難となった場合、代替パラメータの格納容器圧力及び格納容器圧力（広域）により、原子炉格納容器内の圧力と水の飽和温度の関係から原子炉格納容器内の温度を推定する。この推定方法では、測定範囲内であればより詳細な圧力が計測できる格納容器圧力を優先して使用し推定する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でないことが確認された場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。

(g) 原子炉格納容器内の圧力の推定

格納容器圧力の計測が困難となった場合、代替パラメータの格納容器圧力（広域）、格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）による推定、又は格納容器内温度から原子炉格納容器内の圧力と水の飽和温度の関係を用いて原子炉格納容器内の圧力を推定する。この推定方法では、同じ圧力を計測している格納容器圧力（広域）又は格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）を優先して使用し推定する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でないことが確認された場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。

格納容器圧力（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器圧力、格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）、又は格納容器内温度から原子炉格納容器内の圧力と水の飽和温度の関係を用いて原子炉格納容器内の圧力を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、より詳細な圧力が計測できる格納容器圧力又は格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）を優先して使用し推定する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でないことが確認された場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。

(h) 原子炉格納容器内の水位の推定

格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば、格納容器再循環サンプ水位（狭域）、又は原子炉下部キャビティ水位、原子炉格納容器水位及び注水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレ流量積算、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算により、原子炉格納容器内の水位を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、相関関係があり連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位（狭域）を優先して使用し、推定する。なお、熔融炉心の冷却に必要な水位を確認する場合は、原子炉格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位により確認する。また、注水量による原子炉格納容器内水位の推定は、炉心注入及び格納容器スプレイでの注水量の合計値と水位の相関関係により推定する。

格納容器再循環サンプ水位（狭域）の計測が困難になった場合、代替パラメータである格納容器再循環サンプ水位（広域）により、広域水位と狭域水位の相関関係を用いて推定する。

原子炉下部キャビティ水位の計測が困難になった場合、代替パラメータである格納容器再循環サンプ水位（広域）、又は燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレ流量積算、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算の合計値（注水量）と原子炉格納容器内水位の相関関係を用いて推定する。

原子炉格納容器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータである燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレ流量積算、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算の合計値（注水量）と原子炉格納容器内の水位の相関関係を用いて推定する。

(i) 原子炉格納容器内の水素濃度の推定

格納容器水素濃度の計測が困難になった場合、短時間で取り替えが可能な予備の可搬型格納容器内水素濃度計測装置に取り替えて水素濃度を計測する。また、代替パラメータによる推定方法は、原子炉格納容器内の水素発生量と静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の動作特性（水素処理特性）の関係から、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の動作状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを確認する。なお使用可能であれば、ガスクロマトグラフ（多様性拡張設備）により水素濃度を推定する。

原子炉格納容器内の水素濃度を装置の動作特性を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。

(j) アニュラス内の水素濃度の推定

アニュラス水素濃度の計測が困難となった場合は、短時間で取り替えが可能な予備の可搬型アニュラス内水素濃度計測装置に取り替えて計測する。また、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）及び格納容器排気筒高レンジガスモニタ（多様性拡張設備）の放射線量率の比によりアニュラスへの漏えい率を推定し、格納容器水素濃度とアニュラスへの漏えい率から評価された相関図により、アニュラス水素濃度を推定する。

アニュラス内の水素濃度を推定する場合は、パラメータの相関関係を用いて、間接的な情報により推定するため不確かさが生じることを考慮する。

また、使用可能であれば、アニュラス内水素濃度計測装置（多様性拡張設備）を使用し、アニュラス内水素濃度を計測する。

炉心の著しい損傷が発生した場合に、アニュラス周辺で作業を開始するにあたっては、作業エリアの環境を確認後、作業を行う。

(k) 原子炉格納容器内の放射線量率の推定

格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及びモニタポスト（多様性拡張設備）の指示により炉心損傷のおそれが生じているか推定する。この推定方法では、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の上限値を超えることとなるが、炉心損傷のおそれが生じている場合には、原子炉格納容器内の放射線量率は急上昇すると考えられ、同じくモニタポスト（多様性拡張設備）の値も数倍から1桁程度急上昇することで推定できる。

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測が困難になった場合、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）、格納容器入口エリアモニタ（多様性拡張設備）及び炉内計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）により、炉心損傷のおそれが生じていない放射線量率であることを推定する。なお、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の測定範囲より低く、格納容器入口エリアモニタ（多様性拡張設備）及び炉内計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）の測定範囲より高い場合は、その間の放射線量率と推定する。

格納容器入口エリアモニタ（多様性拡張設備）、炉内計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）、格納容器じんあいモニタ（多様性拡張設備）及び格納容器ガスモニタ（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の上昇により、原子炉格納容器内の放射線量率の上昇を推定する。

(l) 未臨界の維持又は監視の推定

出力領域中性子束の計測が困難となった場合は、代替パラメータの中間領域中性子束、1次冷却材高温側広域温度と1次冷却材低温側広域温度の差により推定する。この推定方法では、出力領域中性子束の測定範囲をカバーしている中間領域中性子束を優先する。ま

た、冷却材ポンプが運転中である場合、出力領域中性子束の計測範囲であれば、原子炉出力及び1次冷却材高温側広域温度と1次冷却材低温側広域温度の温度差の相関関係から推定する。なお、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量の注入を把握することで未臨界状態の維持を推定する。

中間領域中性子束の計測が困難となった場合は、代替パラメータの出力領域中性子束の測定範囲内であれば、出力領域中性子束での推定を行い、中性子源領域中性子束の測定範囲内であれば、中性子源領域中性子束により推定する。また、出力領域中性子束の測定範囲下限と中性子源領域中性子束の上限の間である場合は、互いの測定範囲外の範囲であると推定する。なお、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量の注入を把握することで未臨界状態の維持を推定する。

中性子源領域中性子束の計測が困難となった場合、中間領域中性子束の測定範囲内であれば中間領域中性子束により推定する。また、中間領域中性子束の測定範囲下限以下の場合は、測定範囲下限より低い範囲であることを推定する。なお、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量の注入を把握することで未臨界状態の維持を推定する。

中間領域起動率（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータである中間領域中性子束、中性子源領域中性子束、中性子源領域起動率（多様性拡張設備）により推定する。この推定方法では、中間領域中性子束を優先し推定する。また、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率（多様性拡張設備）は、中性子源領域中性子束の計測範囲内にある場合のみ使用する。

中性子源領域起動率（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータである中性子源領域中性子束、中間領域中性子束、中間領域起動率（多様性拡張設備）により推定する。この推定方法では、中性子源領域中性子束を優先し推定する。また、中間領域中性子束及び中間領域起動率（多様性拡張設備）は、中間領域中

性子束の計測範囲内にある場合のみ使用する。

(m) 最終ヒートシンクの確保の推定

格納容器圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器圧力（広域）及び格納容器内温度により、原子炉格納容器内の圧力、温度が低下していることで最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。この推定方法では、原子炉格納容器内が飽和状態である場合に適用できるが、飽和状態でないことが確認された場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。

1次系冷却水タンク水位の計測が困難となった場合、代替パラメータの格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）の傾向監視により原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却系が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

1次系冷却水タンク圧力（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、代替パラメータである1次系冷却水タンク加圧ライン圧力により推定する。この推定方法は1次系冷却水タンク加圧ライン圧力の計測装置を接続し推定する。

格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）の計測が困難になった場合、短時間で取り替えが可能な予備の格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）に取り替えて格納容器循環冷暖房ユニット入口温度及び出口温度を計測する。また、代替パラメータによる推定方法は、代替パラメータの格納容器内温度及び格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

格納容器空調装置冷却水流量（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内温度及び格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

主蒸気圧力の計測が困難となった場合、蒸気発生器2次側は、温度計測ができないため、代替パラメータである1次冷却材低温側広

域温度又は1次冷却材高温側広域温度の傾向監視により、蒸気発生器2次側における水の飽和圧力と飽和温度の関係から蒸気ラインの圧力を推定する。この推定方法では、1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態にある場合は、1次冷却材低温側広域温度と蒸気発生器2次側の器内温度はほぼ等しくなることから推定が可能である。なお、1次冷却材高温側広域温度は、蒸気発生器2次側の温度よりも高めの指示となるため1次冷却材低温側広域温度を優先し推定する。また、蒸気発生器2次側が飽和状態になるまでの間（未飽和状態）は不確かさが生じることを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。

蒸気発生器水位（狭域）の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器水位（広域）との相関関係により保有水量を推定する。また、1次冷却材低温側広域温度及び1次冷却材高温側広域温度の変化を傾向監視することにより蒸気発生器2次側の保有水の有無を推定する。この推定方法では、蒸気発生器水位（広域）を優先する。なお、蒸気発生器2次側の急激な減圧やドライアウト時にパラメータの計測に必要な基準配管の水が蒸発し、高めで不確かな水位を示す可能性があるため、そのような場合には1次冷却材低温側広域温度、1次冷却材高温側広域温度の変化により推定する。

蒸気発生器水位（広域）の計測が困難となった場合は、代替パラメータである蒸気発生器水位（狭域）、1次冷却材低温側広域温度及び1次冷却材高温側広域温度の変化を傾向監視することにより蒸気発生器2次側の保有水の有無を推定する。この推定方法では、計測範囲であれば蒸気発生器水位（狭域）との相関関係を優先し推定する。また、蒸気発生器2次側がドライアウトした場合の判断は、蒸気発生器2次側の保有水の減少に伴う除熱能力の低下により、1次冷却材低温側広域温度及び1次冷却材高温側広域温度が上昇傾向となることで推定することができ、有効性評価の評価条件である蒸気発生器ドライアウトの判断に、代替パラメータを用いたとしても操作遅れ等の影響はない。なお、蒸気発生器2次側の急激な減圧

やドライアウト時にパラメータの計測に必要な基準配管の水が蒸発し、高めで不確かな水位を示す可能性があるため、そのような場合には1次冷却材低温側広域温度、1次冷却材高温側広域温度の変化により蒸気発生器保有水の有無を推定する。

補助給水流量の計測が困難になった場合、代替パラメータである復水タンク水位、蒸気発生器水位（広域）及び蒸気発生器水位（狭域）の傾向監視により、補助給水流量を推定する。この推定方法では、水源である復水タンク水位を優先し推定する。

主蒸気流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、代替パラメータの主蒸気圧力の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器2次側による除熱状況を監視する。また、蒸気発生器水位（狭域）及び蒸気発生器水位（広域）の変化傾向と補助給水流量を監視することにより主蒸気流量を推定する。

(n) 格納容器バイパス監視の推定

蒸気発生器水位（狭域）の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器水位（広域）により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、主蒸気圧力の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することでも推定することができる。

主蒸気圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器水位（広域）の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することで蒸気発生器伝熱管破損を推定することができる。

冷却材圧力（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器水位（狭域）の上昇及び主蒸気圧力の上昇にて蒸気発生器伝熱管破損を、蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプル水位（広域）の上昇がないことで、インターフェイスシステムLOCAを推定する。また、原子炉圧力容器内が飽和状態であれば、1次冷却材高温側広域温度又は1次冷却材低温側広域温度により、原子炉圧力容器内の圧力と水の飽和温度の関係から原子炉圧力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉圧

力容器内が飽和状態である場合に適用できるが、飽和状態にない場合は、不確かさが生じることを考慮する必要がある。なお、測定範囲内であれば測定精度が詳細な加圧器圧力（多様性拡張設備）により推定する。

復水器空気抽出器ガスモニタ（多様性拡張設備）、蒸気発生器ブローダウン水モニタ（多様性拡張設備）及び高感度型主蒸気管モニタ（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、代替パラメータである蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。

補助建屋排気筒ガスモニタ（多様性拡張設備）、補助建屋サンプ水位（多様性拡張設備）及び余熱除去ポンプ出口圧力（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの冷却材圧力（広域）、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気圧力により、インターフェイスシステム L O C A を推定する。

加圧器逃がしタンク圧力（多様性拡張設備）、加圧器逃がしタンク水位（多様性拡張設備）及び加圧器逃がしタンク温度（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの冷却材圧力（広域）及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位（多様性拡張設備）の上昇がないことにより、インターフェイスシステム L O C A を推定する。

(o) 水源の確保の推定

燃料取替用水タンク水位の計測が困難となった場合、代替パラメータの格納容器再循環サンプ水位（広域）、又は格納容器スプレ流量積算、内部スプレクーラ出口流量（多様性拡張設備）、安全注入流量、補助安全注入流量、余熱除去クーラ出口流量、充てん流量（多様性拡張設備）、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算の合計量により、燃料取替用水タンクの水位を推定する。この推定方法では、格納容器再循環

サンプ水位（広域）を優先し推定するが、燃料取替用水タンク以外からの注水がないことを前提とする。

復水タンク水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの補助給水流量、格納容器スプレ流量積算、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算により、復水タンクを水源とするポンプの注水量の合計から、水源の有無や使用量を推定する。この推定方法では、可搬式代替低圧注水ポンプを使用する場合は、補給に使用したポンプ性能並びに運転時間により算出した注入量を考慮する。

ほう酸タンク水位の計測が困難となった場合は、緊急ほう酸注入流量（多様性拡張設備）によりほう酸タンク水位を推定する。また、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束の指示低下により確認し、ほう酸水の使用量を推定する。

上記代替パラメータの推定について第1.15.3表に示す。

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

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

原子炉圧力容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、原子炉施設の状態を推定するための手段は、以下のとおり。

a. 原子炉圧力容器内の温度

原子炉圧力容器内の温度のパラメータである1次冷却材温度が計測範囲（0～400℃）を超えた場合、可搬型計測器を接続し、検出器の抵抗を測定し、換算表を用いて温度へ変換する。これにより、検出器の耐熱温度である500℃程度までは温度測定できる。多様性拡張設備である炉内温度が健全である場合は、炉内温度による測定を優先する。

b. 原子炉圧力容器内の圧力

原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータである冷却材圧力（広域）を計測する計器の計測範囲は、0~20.6MPa[gage]である。重大事故等時の判断基準は20.59MPa[gage]（1次系最高使用圧力（17.16MPa[gage]）の1.2倍）であり、重大事故等時において原子炉圧力容器内の圧力は、計器の計測範囲で計測可能である。

c. 原子炉圧力容器内の水位

原子炉圧力容器内の水位のパラメータである加圧器水位は、原子炉圧力容器より上に位置し、水位が低下し計測範囲以下となった場合は、原子炉水位で計測する。原子炉水位を計測する計器の計測範囲は、原子炉容器の底部から頂部までを0~100%としているため、重大事故等時において原子炉圧力容器内の水位を計器の計測範囲内で測定が可能である。

d. 原子炉圧力容器への注水量

原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータは、安全注入流量、補助安全注入流量、余熱除去クーラ出口流量及び恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算である。

安全注入流量及び補助安全注入流量の計測範囲は、共に0~225m³/hとしており、計測対象である充てん/高圧注入ポンプの最大流量は147m³/hであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内の流量測定が可能である。また、余熱除去クーラ出口流量の計測範囲は、0~1,000m³/hとしており、計測対象である余熱除去ポンプの最大流量は852m³/hであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内の流量測定が可能である。並びに恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算の計測範囲は、0~150m³/hとしており、計測対象である恒設代替低圧注水ポンプの事故対処時における必要最大流量は120m³/hであるため、計器の計測範囲内の流量測定が可能である。

e. 原子炉格納容器への注水量

原子炉格納容器の注水量を監視するパラメータは、格納容器スプレ流量積算、安全注入流量、補助安全注入流量、余熱除去クーラ出口流量、充てん流量（多様性拡張設備）、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算である。格納容器スプレ流量積算の計測範囲は、0~1,000m³/hとしており、測定対象である内部スプレポンプの最大流量は846m³/hであるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。また、安全注入流量、補助安全注入流量、余熱除去クーラ出口流量、充てん流量（多様性拡張設備）、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算については原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータ同様に重大事故等時において、計測範囲内での流量測定が可能である。

上記より、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは原子炉圧力容器内の温度と水位であり、この場合の原子炉施設の状態を推定するため、手順を以下のとおり整備する。

(a) 手順着手の判断基準

i. 原子炉圧力容器内の温度

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

ii. 原子炉圧力容器内の水位

重大事故等時に加圧器水位が低下し、計器の計測範囲を外れ確認できない場合。

(b) パラメータ監視の手順

計器の計測範囲を超えたかどうかの判断及び対応手順は、以下のとおり。

i. 原子炉圧力容器内の温度

① 監視が必要な当該パラメータの指示値を読み取る。

- ② 読み取った指示値が正常であるかどうかを、プラント状況等により推定される値との間に大きな差異がないか等により確認する。
- ③ 1次冷却材高温側広域温度又は1次冷却材低温側広域温度の他ループの指示値を確認し、他ループの指示値も同じ傾向か否かを確認する。
- ④ 1次冷却材高温側広域温度又は1次冷却材低温側広域温度について、他ループの指示値も同じ傾向で計測範囲を超えていると判断される場合は、炉内温度（多様性拡張設備）で計測する。炉内温度（多様性拡張設備）による計測ができない場合は、1次冷却材高温側広域温度又は1次冷却材低温側広域温度の計器に可搬型計測器を接続し、検出器（内部温度素子）の耐熱温度である 500℃程度までに相当する抵抗指示を直接読み取る。読み取った抵抗値を換算表等により換算し、パラメータを計測又は推定する。
なお、可搬型計測器による測定においては、1次冷却材高温側広域温度を優先する。

ii. 原子炉圧力容器内の水位

- ① 監視が必要な当該パラメータの指示値を読み取る。
- ② 読み取った指示値が正常であるかどうかを、プラント状況等により推定される値との間に大きな差異がないか等により確認する。
- ③ 加圧器水位の他チャンネル指示値を確認し、他チャンネルの指示値も同じ傾向か否かを確認する。
- ④ 加圧器水位について、他チャンネルの指示値も同じ傾向で計測範囲以下にあると判断される場合は、原子炉水位で測定する。

1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

重要な監視パラメータ計器のうち、交流電源から供給される計器については、非常用低圧母線と非常用直流母線に接続された計器用電源（無停電電源装置）より給電されており、いずれか一方の母線があれば計器へ電源を供給可能である。直流電源から供給される計器については、充電器と蓄電池（安全防護系用）又は蓄電池（3系統目）より給電されており、いずれか一方があれば計器へ電源を供給可能である。全交流動力電源喪失により、計測に必要な計器電源が喪失した場合、空冷式非常用発電装置、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（3系統目）、電源車、可搬式整流器及び計器用電源（無停電電源装置）等の運転により、計器へ給電する。また、計器用電源（無停電電源装置）が使えない場合においても、後備計器用電源（変圧器）を設けており、継続して電源を供給できる手段があり、信頼性も高く監視機能を失うことはない（第1.15.4図）。

代替電源の給電ができない場合は、特に重要なパラメータとして、パラメータ選定した第1.15.2表に示す重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器の温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、可搬型計測器を接続し計測する。ただし、可搬型計測器を用いずに直接確認できるものは現場で確認する。また、可搬型計測器の計測値を工学値に換算する換算表を準備する。

可搬型計測器による測定においては、測定対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し測定又は監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し測定又は監視する。

なお、代替電源より給電中に制御盤のソフトウェアが機能喪失した場合においても、可搬型計測器を用いて計測又は監視するとともに、制御盤内にジャンパ器具を用いて補機の操作信号を手動で直接入力することで、重大事故等の対処に必要な監視及び操作を継続可能である。

a. 全交流動力電源喪失時の代替電源の供給

ディーゼル発電機の故障により非常用高圧母線への交流電源によ

る給電ができない場合は、代替電源（交流）により非常用高圧母線へ給電する。

b. 直流電源喪失時の代替電源の供給

ディーゼル発電機の故障により非常用直流母線への直流電源による給電ができない場合は、直流電源設備により非常用直流母線へ給電する。

全交流動力電源及び直流電源喪失時の代替電源確保に関する手順については、「1.14電源の確保に関する手順等」のうち「1.14.2.1代替電源（交流）による給電手順等及び1.14.2.2代替電源（直流）による給電手順等」にて整備する。

c. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

全交流動力電源喪失時等により直流電源が喪失した場合において、中央制御室での監視ができなくなった場合の手段として、第1.15.2表に示す特に重要なパラメータ及び第1.15.5表に示す有効な監視パラメータについて、可搬型計測器で測定可能なものを計測し、監視する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

直流電源が喪失した場合において、中央制御室でのパラメータが監視できない場合。

(b) 操作手順

可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第1.15.5図に示す。

- ① 発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、緊急安全対策要員に原子炉施設の状態監視に必要なパラメータの計測開始を指示する。
- ② 緊急安全対策要員は、可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し、残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。可搬型計

測器を手順に定められた端子台に接続する。

- ③ 緊急安全対策要員は、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、換算表を用いて工学値に換算し、運転員等は換算結果を記録用紙に記録する。

なお、使用中に乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の乾電池と交換する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は緊急安全対策要員2名にて実施し、所要時間は約30分を想定している。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、照明、通信設備等を整備する。

- d. 可搬型バッテリー（炉外核計装盤、放射線監視盤）による電源の供給
全交流動力電源喪失等により直流電源が喪失した場合において、中央制御室での監視ができない場合に、炉外核計装盤、放射線監視盤の可搬型バッテリーにより電源を供給する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

直流電源喪失により、炉外核計装盤、放射線監視盤のパラメータが監視できない場合。

(b) 操作手順

可搬型バッテリー（炉外核計装盤、放射線監視盤）による電源供給の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第1.15.6図、第1.15.7図に示す。

- ① 発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、緊急安全対策要員に可搬型バッテリー（炉外核計装盤、放射線監視盤）による電源供給を指示する。
- ② 緊急安全対策要員は、現場で炉外核計装盤又は放射線監視盤の

電源を「切」とする。

- ③緊急安全対策要員は、現場でケーブルを布設し、可搬型バッテリー（炉外核計装盤、放射線監視盤）を炉外核計装盤又は放射線監視盤に接続する。
- ④緊急安全対策要員は、可搬型バッテリー（炉外核計装盤、放射線監視盤）による電源供給を開始し、運転員等は計測結果を記録用紙に記録する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は緊急安全対策要員2名にて実施し、所要時間は、炉外核計装盤については、約65分、放射線監視盤については、約55分を想定している。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、照明等を整備する。

e. 制御盤ソフトウェアの機能喪失時における補機の手動操作手順

制御盤のソフトウェアが機能喪失し、中央制御室での補機操作ができなくなった場合の手段として、制御盤内をジャンパ器具を用いて操作し、補機の操作信号を手動で直接入力する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

制御盤のソフトウェアが機能喪失し、中央制御室での補機操作ができない場合。

(b) 操作手順

補機の操作信号を手動で直接入力する概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第1.15.8図に示す。

- ① 発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、緊急安全対策要員に補機の操作信号の直接入力開始を指示する。
- ② 緊急安全対策要員は、手順に定められた制御盤の端子台をジャンパ器具を用いて操作し、補機の操作信号を手動で直接入力す

る。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は緊急安全対策要員2名にて実施し、所要時間は約30分を想定している。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、照明、通信設備等を整備する。

1.15.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等）は、SPDS、SPDS表示装置及び可搬型温度計測装置により計測結果を記録する。ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む。）の値や現場操作時のみ監視する現場の指示値は記録用紙に記録する。

SPDS、SPDS表示装置及び可搬型温度計測装置に記録された監視パラメータの計測結果は、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。

有効な監視パラメータのうち記録可能なものについては、SPDS又はユニット総合管理計算機等により計測結果及び警報等を記録する手順を整備する（第1.15.5表）。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生したとき。

(2) 操作手順

重大事故等が発生し、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（重大事故等対処設備）の記録の概要は以下のとおり。

a. SPDSによる記録

SPDSは、非常用電源又は代替電源から給電可能で、7日間以上

の記録容量を持っている。重大事故等時のパラメータの値を継続して確認できるよう、記録された計測結果を定期的に取り出し保存する手順は以下のとおり。

- ① 緊急安全対策要員は、SPDS表示装置にてSPDS及びSPDS表示装置に記録された重要な監視パラメータの計測結果を、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。
- ② 緊急安全対策要員は、メディアに保存された重要な監視パラメータの計測結果を印刷し、記録を保存する。

b. 可搬型温度計測装置による記録

- ① 緊急安全対策要員は、可搬型温度計測装置に記録された、格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度(SA)の計測結果について、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。
- ② 緊急安全対策要員は、メディアに保存された重要な監視パラメータの計測結果を印刷し、記録を保存する。

c. 現場指示計の記録

運転員等は、1次系冷却水タンクの加圧操作時に、現場指示計の1次系冷却水タンク加圧ライン圧力の値を記録用紙へ記録する。

d. 可搬型計測器及び可搬型バッテリーによる電源供給時の記録

緊急安全対策要員は、1.15.2.2(1)c.及びd.で得られた重要な監視パラメータのデータを記録用紙に記録する。

e. ユニット総管理計算機の記録

(a) 計算機運転日誌

定められたプロセスの計測結果を定時ごとに記録し、日ごとに帳票印刷する。

(b) 警報記録

プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発信時、警報の状態を記録し、日ごとに帳票印刷する。また、プラントの過渡変化による重要警報のファーストアウト警報発生時、その発生順序（シーケンス）、トリップ状態、工学的安全施設作動信号及び工学的安全施設動作状況を記録し、事象発生時に帳票印刷する。

(c) 事故時データ収集記録

事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため、定められたプロセス値のデータを収集、記録し、事象発生時に自動帳票印刷及び手動にて印刷する。

(3) 操作の成立性

S P D S による記録は、S P D S 及び S P D S 表示装置の記録容量（7日以上）を超える前に、緊急時対策所内にて緊急安全対策要員1名で行う。室内での端末操作であるため、対応が可能である。

可搬型温度計測装置による記録は、記録容量を超える前に、現場でのデータ採取を緊急安全対策要員1名で行う。記録の作成は、室内での端末操作であるため、対応が可能である。

現場指示計の記録は、運転員等による記録用紙への記録であり、対応が可能である。

可搬型計測器及び可搬型バッテリーによる電源供給時の記録は緊急安全対策要員による記録用紙への記録であり、対応が可能である。

1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順

原子炉格納容器内の水素濃度監視の手順については、「1.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」のうち「1.9.2.1(2)水素濃度監視」にて整備する。

アニュラス内の水素濃度監視の手順については、「1.10水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」のうち「1.10.2.1(2)水

素濃度監視」にて整備する。

全交流動力電源及び直流電源喪失時の代替電源確保に関する手順については、「1.14電源の確保に関する手順等」のうち「1.14.2.1代替電源（交流）による給電手順等及び1.14.2.2代替電源（直流）による給電手順等」にて整備する。

原子炉格納容器内の放射線量率における代替パラメータとして有効なモニタステーション及びモニタポスト等による空間線量率測定については、「1.17監視測定等に関する手順等」のうち「1.17.2.1(1)モニタステーション及びモニタポストによる放射線量の測定」にて整備する。

第 1.15.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順 (1/2)

分類	機能喪失の想定	対応手段	対応設備		設備分類 ^{※8}	整備する手順書	手順の分類
監視機能の喪失	計器の故障	他チャンネル又は他ループによる計測 ^{※2}	当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器	処設備 故等対	重大事 a	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の各対応手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器	備 拡張設	多様性		
		代替パラメータによる推定	重要代替計器	処設備 故等対	重大事 a	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の各対応手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			常用代替計器	備 拡張設	多様性		
	計器の計測範囲を越えた場合	代替パラメータによる推定	重要代替計器	処設備 故等対	重大事 a	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の各対応手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			常用代替計器	備 拡張設	多様性		
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器	対処設備	重大事故等 a	可搬型計測器による計測のための手順	S A所達 ^{※1}
計器電源の喪失	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	供給（交流） 代替電源の供給	空冷式非常用発電装置 ^{※3}	対処設備	重大事故等 a	空冷式非常用発電装置による電源の復旧手順 空冷式非常用発電装置燃料補給の手順等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A所達 ^{※1}
			電源車 ^{※3}				
			燃料油貯蔵タンク ^{※4※5}				
			タンクローリー ^{※4※5}				
			燃料油移送ポンプ ^{※4※5}				
			可搬式オイルポンプ ^{※4}				
			可搬型バッテリー（炉外核計装盤、放射線監視盤） ^{※6}	備 拡張設	多様性	制御盤ソフトウェアの機能喪失時における補機の手動操作手順	S A所達 ^{※1}
			ジャンパ器具	備 多様性拡張設			
		代替電源の供給（直流）	蓄電池（安全防護系用） ^{※3}	対処設備	重大事故等 a	全交流電源喪失時の対応手順 代替電源による電源復旧の手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A所達 ^{※1}
			蓄電池（3系統目） ^{※3}				
			計器用電源（無停電電源装置） ^{※3}				
			可搬式整流器 ^{※3}				
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器	対処設備 ^{※7}	重大事故等 a	可搬型計測器による計測のための手順	S A所達 ^{※1}

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

※2：他チャンネル又は他ループの計器がある場合

※3：計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※5：電源車の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※6：インバータを内蔵した可搬型バッテリーを使用することにより電気（交流）を給電できるため、代替電源（交流）として有効である。

※7：全交流動力電源及び非常用直流電源喪失時は、代替電源により電源を供給可能であるが、さらに、可搬型計測器により監視が可能。

※8：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備

c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 1.15.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順 (2/2)

分類	機能喪失の想定	対応手段	対応設備		設備 分類 ※2	整備する手順書	手順の分類
—	—	記録	安全パラメータ表示システム (S P D S)	重大事故等 対処設備	a	通信連絡に関する 手順	S A 所達※1
			S P D S 表示装置			可搬型温度計からデータを収集、 記録する手順	
			可搬型温度計測装置（可搬型 温度計 からデータを収集する設備）				
			ユニット総合管理計算機	多 様 性 拡 張 設 備	ユニット総合管 理 計 算 機 の デー タ を 収 集、記 録 す る 手 順	S A 所達※1	

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

※2 : 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 1.15.2 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（1/7）

分類	重要な監視パラメータ（注 1） 重要代替パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No
原子炉圧 力容器内 の温度	1 次冷却材高温側広域温度※1	0～400℃	最大値： 約 336℃	1 次系最高使用温度（343℃）及び炉心損傷の判断基準である 350℃を 超える温度を監視可能。なお、1 次冷却材高温側広域温度で炉心損傷を 判断する際は、炉内温度に比べ 1 次冷却材高温側広域温度がやや低めの 値を示すものの、炉心損傷を判断する時点（350℃）において大きな温度 差は見られないことから、1 次冷却材高温側広域温度により炉心損傷を 判断することが可能である。	3	S	A ※5 SA ※5	測温抵抗体	可	①
	1 次冷却材低温側広域温度※1	0～400℃	最大値： 約 335℃		3	S	B ※5 SA ※5	測温抵抗体	可	②
	冷却材圧力（広域）※1	0～20.6MPa [gage]	最大値： 約 17.7MPa [gage]	1 次系最高使用圧力（17.16 MPa[gage]）の 1.2 倍（事故時の判断基準） である 20.59MPa[gage]を監視可能。	2	S	A,B ※5 SA ※5	弾性圧力検 出器	可	③
原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ										
原子炉圧 力容器内 の水位	1 次冷却材高温側広域温度※2 1 次冷却材低温側広域温度※2									
	加圧器水位※1	0～100%	最大値： 約 84% 最小値： 0%以下 (注 2)	加圧器上部胴上端近傍から下部胴下端近傍までの水位を監視可能。通常 運転時及び事故時の 1 次冷却系保水水を制御し、重大事故等時において も同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	A,B ※5 SA ※5	差圧式水位 検出器	可	④
	原子炉水位※1	0～100%	最大値： 100% 最小値： 0%	原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可 能。重大事故等時において、加圧器水位による監視ができない場合、原子 炉容器内の水位及び保水水が監視可能であり、事故対応が可能。	1	S	SA ※5	差圧式水位 検出器	可	⑤
原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ										
原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ										
原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ										
原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ										

第 1.15.2 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（2／7）

分類	重要な監視パラメータ（注 1） 重要代替パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No
原子炉圧 力容器へ の注水量	安全注入流量	0～225m ³ /h	147 m ³ /h	充てん／高圧注入ポンプの流量（147m ³ /h）を監視可能。重大事故等 時においても監視可能。	1	S	C ^{※5} SA ^{※5}	差圧式流量 検出器	可	⑥
	補助安全注入流量	0～225m ³ /h	147 m ³ /h	充てん／高圧注入ポンプの流量（147m ³ /h）を監視可能。重大事故等 時においても監視可能。	1	S	B ^{※5} SA ^{※5}	差圧式流量 検出器	可	⑦
	余熱除去クローラ出口流量 ^{※1}	0～1,000m ³ /h	852 m ³ /h	余熱除去ポンプの流量（852m ³ /h）を監視可能。重大事故等時におい ても監視可能。	2	S	B, D ^{※5} SA ^{※5}	差圧式流量 検出器	可	⑧
	恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算	0～150 m ³ /h (0～10,000 m ³)	—（注 3）	重大事故等時において、恒設代替低圧注水ポンプの流量（120m ³ /h）を 監視可能。	1	S	SA ^{※5}	差圧式流量 検出器	可	⑨
	燃料取替用水タンク水位 ^{※2} 復水タンク水位 ^{※2}	水源の確保を監視するパラメータと同じ								
	加圧器水位 ^{※2} 原子炉水位 ^{※2}	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ								
	冷却材圧力（広域） ^{※2}	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ								
	1 次冷却材低温側広域温度 ^{※2}	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ								
	格納容器再循環サンプ水位（広域） ^{※2}	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ								

第 1.15.2 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（3/7）

分類	重要な監視パラメータ（注 1） 重要代替パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No
原子炉格 納容器へ の注水量	格納容器スプレ流量積算	0～1,000m ³ /h (0～10,000 m ³)	—（注 3）	重大事故等時に於いて、内部スプレポンプの流量（846m ³ /h）を監視可能。	1	S	SA※5	差圧式流量 検出器	可	⑩
	恒設代替低圧注水ポンプ出口 流量積算	原子炉圧力容器内への注水量を監視するパラメータと同じ (計測範囲は、重大事故等時に於いて、恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器への注水流量（120m ³ /h）を監視可能。)								
	原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口 流量積算	0～150 m ³ /h (0～10,000 m ³)	—（注 3）	重大事故等時に於いて、原子炉下部キャビティ注水ポンプの流量（120m ³ /h）を監視可能。	1	S	SA※5	差圧式流量 検出器	可	⑪
	安全注入流量 補助安全注入流量 余熱除去クローラ出口流量	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ								
	燃料取替用水タンク水位※2 復水タンク水位※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ								
原子炉格 納容器内 の温度	格納容器再循環サンプ水位（広域）※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ								
	格納容器内温度	0～220℃	最大値： 122℃	設計基準事故時の格納容器最高使用温度（122℃）を監視可能。 重大事故等時の格納容器温度（200℃）を監視可能。	2	S	C、D※5 SA※5	測温抵抗体	可	⑫
	格納容器圧力※2 格納容器圧力（広域）※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ								
原子炉格 納容器内 の圧力	格納容器圧力※1	0～490kPa [gauge]	最大値： 約 233kPa [gauge]	設計基準事故時の格納容器最高使用圧力（261kPa[gauge]）を監視可能。	2	S	A、B※5 SA※5	弾性圧力検 出器	可	⑬
	格納容器圧力（広域）※1	0～1.0MPa [gauge]	—（注 3）	設計基準事故時の格納容器最高使用圧力（261kPa[gauge]）を監視可能。 重大事故等時に於いて格納容器最高使用圧力の 2 倍の圧力（0.522MPa[gauge]）を監視可能。	1	S	SA※5	弾性圧力検 出器	可	⑭
	格納容器内温度※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ								

第 1.15.2 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（4／7）

分類	重要な監視パラメータ（注 1） 重要代替パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	個数	耐震性	SA 監視計器 電源切替え前後	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No
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）※1	0～100%	100%	再循環可能水位（59%）を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	A、B※5 SA※5	差圧式水位 検出器	可	⑮
	格納容器再循環サンプ水位（狭域）※1	0～100%	100%以上	格納容器再循環サンプ上端（約 100%）を監視可能。狭域水位の 100% は、広域水位の約 40% に相当。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	A、B※5 SA※5	差圧式水位 検出器	可	⑯
	原子炉格納容器水位※1	ON-OFF	—（注 3）	重大事故等時において、原子炉格納容器内への注水量の制限レベルに達したことを監視可能。	1	S	SA※5	電極式水位 検出器	可	⑰
	原子炉下部キャビティ水位※1	ON-OFF	—（注 3）	重大事故等時において、原子炉下部キャビティに溶融炉心の冷却に必要な水量があることを監視可能。	1	S	SA※5	電極式水位 検出器	可	⑱
水源の確保を監視するパラメータと同じ										
原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ										
原子炉格納容器スプレ流量積算※2	格納容器スプレ流量積算※2	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ								
	恒設代替低圧注水ポンプ出口 流量積算※2	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ （計測範囲は、重大事故等時において、恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器への注水量（120m ³ /h）を監視可能。）								
	原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口 流量積算※2	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ （計測範囲は、重大事故等時において、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉格納容器への注水量（120m ³ /h）を監視可能。）								

第 1.15.2 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（5/7）

分類	重要な監視パラメータ（注1） 重要代替パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No
原子炉格納 容器内の水 素濃度	可搬型格納容器内水素濃度 計測装置	0~20vol%	—（注3）	重大事故等時において、水素濃度 13vol%を監視可能。	1	— （可搬）	S A※5	熱伝導式	—	⑬
	格納容器内高レンジエリアモニタ （低レンジ）※1	$10^5 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	10^5 mSv/h 以下（注 4）	炉心損傷判断の値である 10^5 mSv/h を超える放射線量を監視可能。格納 容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）と格納容器内高レンジエリアモ ニタ（高レンジ）の計測範囲はオーバーラップするように設定。	2	S	C、D※5 S A※5	電離箱	（注10）	⑭
	格納容器内高レンジエリアモニタ （高レンジ）※1	$10^5 \sim 10^8 \text{ mSv/h}$			2	S	C、D※5 S A※5	電離箱	（注10）	⑮
				設計基準事故時、事象初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲 を超えるが、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され急峻に低下する ため、現状の計測範囲でも、同計測範囲により事故対応が可能。また、重 大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。 通常運転時の変動範囲 0~100%に対し、0~120%を監視可能。 「中間領域中性子束」及び「中性子源領域中性子束」とあいまって重大事 故等時における中性子束の変動範囲を監視可能。	4※3	S	A、B、C、D※5 S A※5	γ線非補償 型電離箱	（注10）	⑯
未臨界の維 持又は監視	出力領域中性子束※1	0~120% ($3.3 \times 10^5 \sim 1.2$ $\times 10^{10} \text{ n/cm}^2 \cdot$ sec)	定格出力の 約 71 倍 設計基準 事故 「制御棒飛 び出し」 （注5）	通常運転時の変動範囲 $10^{-11} \sim$ 約 10^{-3} A に対し、 $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{ A}$ を監視可 能。	2	S	A、B※5 S A※5	γ線補償型 電離箱	（注10）	⑰
	中間領域中性子束※1	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{ A}$ ($1.3 \times 10^3 \sim 6.6$ $\times 10^{10} \text{ n/cm}^2 \cdot$ sec)								
	中性子源領域中性子束※1	$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ ($10^{-1} \sim 10^5$ $\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$)		通常運転時の変動範囲 $1 \sim 10^6 \text{ cps}$ に対し、 $1 \sim 10^6 \text{ cps}$ を監視可能。	2	S	A、B※5 S A※5	比例計数管	（注10）	
	1 次冷却材高温側広域温度※2 1 次冷却材低温側広域温度※2 ほう酸タンク水位※2			原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ 水源の確保を監視するパラメータと同じ						
アニュラ ス内の水 素濃度	可搬型アニュラス内水素濃度 計測装置	0~20vol%	— （注3）	重大事故等時におけるアニュラス内の水素濃度を監視可能。	1	— （可搬）	S A※5	熱伝導式	—	⑱
	可搬型格納容器内水素濃度 計測装置※2			原子炉格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ						
	格納容器内高レンジエリアモニタ （高レンジ）※2	原子炉格納容器内の放射線 量を監視するパラメータ と同じ		重大事故等時の原子炉格納容器内の線量率は、 10^5 mSv/h 以下であり監視可 能。	2	S	C、D※5 S A※5	電離箱	（注10）	⑲

第 1.15.2 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（6／7）

分類	重要な監視パラメータ（注 1） 重要代替パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No
最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力 ^{※1}			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ						
	蒸気発生器水位（広域） ^{※1}	0～100%	最大値： 100%以上 （注 6） 最小値： 0%以下 （注 7）	湿分離器下端から伝熱管上端まで監視可能。「蒸気発生器水位（広域）」とあいまって、重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。	6	S	B、C ^{※5} SA ^{※5}	差圧式水位検出器 （注 9）	可	㉔
	蒸気発生器水位（広域） ^{※1}	0～100%	最大値： 100%以上 （注 6） 最小値： 0%以下（注 7）	湿分離器下端から管板付近まで監視可能。重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。（注 8）	3	S	A、B、C ^{※5} SA ^{※5}	差圧式水位検出器 （注 9）	可	
	補助給水流量 ^{※1}	0～180 m ³ /h	74.0 m ³ /h	補助給水流量（74.0m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	3	S	A、C、D ^{※5} SA ^{※5}	差圧式流量検出器	可	㉕
	主蒸気圧力 ^{※1}	0～9.8MPa [gage]	最大値：約 7.9 MPa [gage]	2 次系最高使用圧力（7.48MPa [gage]）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	6	S	B、C ^{※5} SA ^{※5}	弾性圧力 検出器	可	㉖
	1 次系冷却水タンク水位	0～100%	100%	変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	C、D ^{※5} SA ^{※5}	差圧式水位検出器	可	㉗
	1 次系冷却水タンク加圧ライン圧力 ^{※2}	0～1.6MPa [gage]	—（注 3）	1 次系冷却水タンクの加圧目標 120kPa [gage] を監視可能。	1	— （可搬）	—	フルドン 管型（弾 性変形）	—	㉘
	格納容器循環冷却炉ユニット入口温度／ 出口温度（SA） ^{※1}	0～200℃を計測 可能（汎用温度 計）	—（注 3）	設計基準事故時の格納容器最高使用温度（122℃）を監視可能。 重大事故等時の格納容器温度（200℃）を監視可能。	3 ^{※4}	— （可搬）	電源内蔵	熱電対	可	㉙
	格納容器圧力（広域） ^{※2}			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ						
	格納容器内温度 ^{※2}			原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ						
	1 次冷却材高温側広域温度 ^{※2}			原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ						
	1 次冷却材低温側広域温度 ^{※2}			原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ						
	復水タンク水位 ^{※2}			水源の確保を監視するパラメータと同じ						

第 1.15.2 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ (重大事故等対処設備) (7/7)

分類	重要な監視パラメータ (注1) 重要代替パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	個数	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No
格納容器 バイパス の監視	蒸気発生器水位 (狭域) ※1	0～100%	100%	変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	B、C ※5 SA ※5	差圧式水位 検出器	可	㊸
	蒸気発生器水位 (広域) ※2									
	主蒸気圧力 ※1									
	補助給水流量 ※2									
	冷却材圧力 (広域) ※1									
	1 次冷却材高温側広域温度 ※2									
水源の 確保	1 次冷却材低温側広域温度 ※2	0～100%	100%	変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	A、B SA ※5	差圧式水位 検出器	可	㊹
	加圧器水位 ※2									
	格納容器再循環サンプ水位 (広域) ※2									
	燃料取替用水タンク水位									
	ほう酸タンク水位									
	復水タンク水位									
格納容器再循環サンプ水位 (広域) ※2	格納容器スプレ流量積算 ※2	0～13m	13m	変動範囲 0～13m を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	A、B ※5 SA ※5	差圧式水位 検出器	可	㊺
	原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算 ※2									
	安全注入流量 ※2									
	補助安全注入流量 ※2									
	余熱除去クローラ出口流量 ※2									
	恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算 ※2									
最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同じ	補助給水流量 ※2	最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同じ	未臨界の維持又は監視をするパラメータと同じ	最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同じ	2	S	A、B ※5 SA ※5	差圧式水位 検出器	可	㊻
	出力領域中性子束 ※2									
	中間領域中性子束 ※2									
	中性子源領域中性子束 ※2									
	安全注入流量 ※2									
	補助安全注入流量 ※2									

※1：主要パラメータ及び代替パラメータ、※2：代替パラメータ、※3：上部と下部の中性子束平均値、※4：入口用1個、出口用2個 ※5：A、B、C、D：A～D計器用電源、SA：SA監視計器用電源
(注1) 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータの値については、安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びSPDS表示装置によりデータを記録する。なお、可搬型温度計測装置、1次系冷却水タンク加圧ライン圧力は加圧操作時の一時的な監視に計算に使用するものであり、記録用紙へ記録する。
(注2) 計測範囲を一時的に超えるが、このときには原子炉水位又は1次冷却材圧力と1次冷却材温度によって、原子炉の冷却状態を監視する。
(注3) 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準時値は値なし。
(注4) 炉心損傷判断の値は 10⁴ mSv/h であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
(注5) 120%定格出力を超え、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため運転監視上影響はない。
(注6) 計測範囲を一時的に超えるが、100%以上であることで冷却されていることを監視可能。
(注7) 計測範囲を一時的に超えるのは、破断側の蒸気発生器においてであり、破断のない側の蒸気発生器の水位は監視可能。
(注8) 蒸気発生器水位 (広域) 下端を一時的に下回る重大事故等時の事象であるが、下回っていることで蒸気発生器がドライアウトしている又はそのおそれがあることを監視可能。
(注9) 検出器取付け部の基準配管に水を満たした構造 (コンデンスボット) があり、蒸気発生器の急激な減圧やドライアウト時に、基準配管の水が蒸発し、高めで不確かな水位を示す可能性がある。
(注10) 直流電源喪失時には、空冷式非常用発電装置等により電源を供給可能であるが、さらに、専用の可搬型バッテリーにより計器を使用可能。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータ（注 1）の推定（1／16）

【推定ケース】

- ケース 1 : 同一物理量で推定（温度、圧力、水位、流量、放射線量）する。
- ケース 2 : 水位を注水源若しくは注入先の水位変化又は注入力から推定する。
- ケース 3 : 流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定する。
- ケース 4 : 除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定する。
- ケース 5 : 1 次冷却系からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定する。
- ケース 6 : 圧力と温度を水の飽和状態の関係から推定する。
- ケース 7 : ほろ素濃度と炉心の未臨界性から推定する。
- ケース 8 : 装置の動作特性により推定する。
- ケース 9 : 評価したパラメータの相関関係（ケース 6 を除く）により推定する。

なお、代替パラメータによる推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

分類	主要パラメータ（注1）	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材高温側広域温度	①主要パラメータの他ループ ②1次冷却材低温側広域温度 ③【炉内温度】※1【常】	ケース1	・1次冷却材高温側広域温度の1ループが故障した場合は、他ループの1次冷却材高温側広域温度により推定する。 ・1次冷却材高温側広域温度の計測が困難となった場合は、1次冷却材低温側広域温度により推定する。また、使用可能であれば炉内温度（多様性拡張設備）により、原子炉圧力容器内の温度を推定する。
	1次冷却材低温側広域温度	①主要パラメータの他ループ ②1次冷却材高温側広域温度 ③【炉内温度】※1【常】	ケース1	・1次冷却材低温側広域温度の1ループが故障した場合は、他ループの1次冷却材低温側広域温度により推定する。 ・1次冷却材低温側広域温度の計測が困難となった場合は、1次冷却材高温側広域温度により推定する。また、使用可能であれば炉内温度（多様性拡張設備）により、原子炉圧力容器内の温度を推定する。
	【炉内温度】※1	①主要パラメータの他検出器 ②1次冷却材高温側広域温度【重】 ③1次冷却材低温側広域温度【重】	ケース1	・炉内温度（多様性拡張設備）の1つの検出器が故障した場合は、他検出器の炉内温度（多様性拡張設備）により推定する。 ・炉内温度（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1次冷却材高温側広域温度又は1次冷却材低温側広域温度により推定する。推定は、炉心出口のより直接的なパラメータである1次冷却材高温側広域温度を優先する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
【】：多様性拡張設備、※ 1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※ 2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
【重】：主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。
【常】：常用代替計器を示す。
（注 1）：ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータ (注 1) の推定 (2/16)

分類	主要パラメータ (注 1)	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	冷却材圧力 (広域)	① 主要パラメータの他チャンネル ② [加圧器圧力] ※ 1 【常】	ケース 1	・冷却材圧力 (広域) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの冷却材圧力 (広域) により推定する。 ・冷却材圧力 (広域) の計測が困難となった場合は、使用可能で計測範囲内であれば、加圧器圧力 (多様性拡張設備) にて推定する。また、原子炉圧力容器内が飽和状態であれば、1 次冷却材高温側広域温度又は 1 次冷却材低温側広域温度により、原子炉圧力容器内の圧力を推定する。推定は、1 次冷却材高温側広域温度、1 次冷却材低温側広域温度の順で優先し使用する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。
		③ 1 次冷却材高温側広域温度 ④ 1 次冷却材低温側広域温度	ケース 6	
	[加圧器圧力] ※ 1	① 主要パラメータの他チャンネル ② 冷却材圧力 (広域) 【重】	ケース 1	・加圧器圧力 (多様性拡張設備) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの加圧器圧力 (多様性拡張設備) により推定する。 ・加圧器圧力の計測が困難となった場合は、測定範囲が広い冷却材圧力 (広域) により原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉水位	ケース 1	・加圧器水位の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの加圧器水位により推定する。 ・加圧器水位の計測が困難となった場合は、原子炉水位により、原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、1 次冷却材サブクール度 (多様性拡張設備)、冷却材圧力 (広域) 及び 1 次冷却材高温側広域温度により原子炉圧力容器内がサブクール状態か過熱状態かを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が炉心上で冠水状態であることを確認する。 - また、推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測している原子炉水位を優先する。
		③ [1 次冷却材サブクール度] ※ 2 【常】 ③ 冷却材圧力 (広域) ③ 1 次冷却材高温側広域温度	ケース 6	
		① 加圧器水位	ケース 1	
	原子炉水位	② [1 次冷却材サブクール度] ※ 2 【常】 ② 冷却材圧力 (広域) ② [炉内温度] ※ 1 【常】 ② 1 次冷却材高温側広域温度 ② 1 次冷却材低温側広域温度	ケース 6	・原子炉水位の計測が困難となった場合は、加圧器水位により、原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、1 次冷却材サブクール度 (多様性拡張設備)、冷却材圧力 (広域)、炉内温度 (多様性拡張設備)、1 次冷却材高温側広域温度及び 1 次冷却材低温側広域温度により原子炉圧力容器内がサブクール状態か過熱状態かを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が炉心上で冠水状態であることを確認する。 - また、推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測している加圧器水位を優先する。
		① 1 次冷却材高温側広域温度 ① 1 次冷却材低温側広域温度 ② [余熱除去ポンプ出口圧力] ※ 1 【常】	ケース 4	
	[RCS ノズルセンタ水位] ※ 1		ケース 6	・RCS ノズルセンタ水位 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1 次冷却材高温側広域温度又は 1 次冷却材低温側広域温度の変化及び余熱除去ポンプ出口圧力 (多様性拡張設備) の傾向監視により水位を推定する。

番号 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 [] : 多様性拡張設備、※ 1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※ 2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
 【重】 : 主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。
 【常】 : 常用代替計器を示す。
 (注 1) : ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータ（注 1）の推定（3/16）

分類	主要パラメータ（注 1）	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	安全注入流量	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉水位 ④格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 3	- 安全注入流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。 - また、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。 ・LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	補助安全注入流量	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉水位 ④格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 3	- 補助安全注入流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。 - また、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。 ・LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	余熱除去クローラ出口流量	①主要パラメータの他ループ	ケース 1	・余熱除去クローラ出口流量の 1 チャンネルが故障した場合は、他ループの余熱除去クローラ出口流量により推定する。
		②燃料取替用水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉水位 ⑤格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 3	・余熱除去クローラ出口流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。 - また、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。 ・LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉水位 ④格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 3	・恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位及び加圧器水位又は、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。 ・可搬式代替低圧注水ポンプを使用する場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、ポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。 ・LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により注水量を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 []：多様性拡張設備、※1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
 【重】：主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。
 【常】：常用代替計器を示す。
 (注1)：ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータ（注 1）の推定（4/16）

分類	主要パラメータ（注 1）	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	[充てん流量] ※ 1	①燃料取替用水タンク水位【重】 ②加圧器水位【重】 ③原子炉水位【重】	ケース 3	・充てん流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、燃料取替用水タンク水位又は加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の加圧器水位の順で優先し使用する。また、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。
	[アキュムレータ圧力] ※ 1	①冷却材圧力（広域）【重】 ① 1 次冷却材低温側広域温度【重】	ケース 4	・アキュムレータ圧力（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、冷却材圧力（広域）及び 1 次冷却材低温側広域温度の傾向監視によりアキュムレータからの注水開始を推定する。
	[アキュムレータ水位（広域）] ※ 1	① [アキュムレータ水位] ※ 1【常】	ケース 1	・アキュムレータ水位（広域）（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、使用可能で計測範囲内であれば、アキュムレータ水位（多様性拡張設備）により推定する。
		②冷却材圧力（広域）【重】 ② 1 次冷却材低温側広域温度【重】	ケース 4	・アキュムレータ水位（広域）（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、冷却材圧力（広域）及び 1 次冷却材低温側広域温度の傾向監視によりアキュムレータからの注水開始を推定する。
	[内部スプレ系連絡消火水流量積算] ※ 2	①余熱除去クローラ出口流量【重】 ②加圧器水位【重】 ③原子炉水位【重】	ケース 1 ケース 3	・内部スプレ系連絡消火水流量積算（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、余熱除去クローラ出口流量又は、加圧器水位、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、原子炉圧力容器への注水量を直接計測できる余熱除去クローラ出口流量を優先する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

[]：多様性拡張設備、※ 1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※ 2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ

【重】：主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。

【常】：常用代替計器を示す。

（注 1）：ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータ（注 1）の推定（5/16）

分類	主要パラメータ（注 1）	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	格納容器スプレ流量積算	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 3	・格納容器スプレ流量積算の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンクの水 位、復水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により注水量を推定す る。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位、格納容器再循環サンプ 水位（広域）の順で優先し使用する。
	恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積 算	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 3	・恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用 水タンクの水位、復水タンクの水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により 注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位、格納容 器再循環サンプ水位（広域）の順で優先し使用する。 ・可搬式代替低圧注水ポンプを使用する場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合 は、ポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。
	原子炉下部キャビティ注水ポンプ出 口流量積算	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 3	・原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算の計測が困難となった場合は、水源である燃料 取替用水タンクの水位、復水タンクの水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視 により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位、 格納容器再循環サンプ水位（広域）の順で優先し使用する。 ・可搬式代替低圧注水ポンプを使用する場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合 は、ポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。
	安全注入流量	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 3	・安全注入流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び格納容 器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取 替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）の順で優先し使用する。
	補助安全注入流量	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 3	・補助安全注入流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び格 納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃 料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）の順で優先し使用する。
	余熱除去クローラ出口流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 1 ケース 3	・余熱除去クローラ出口流量が故障した場合は、他ループの余熱除去クローラ出口流量により推定 する。 ・原子炉格納容器への注水量は、水源である燃料取替用水タンクの水位及び格納容器再循環サ ンプ水位（広域）の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タン ク水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）の順で優先し使用する。
	〔充てん流量〕※ 1	①燃料取替用水タンク水位【重】 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）【重】	ケース 3	・充てん流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク の水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により注水量を推定する。推定は、 水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）の順で優先し使用す る。

番 号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 〔 〕：多様性拡張設備、※ 1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※ 2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
 〔重〕：主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。
 〔常〕：常用代替計器を示す。
 〔注 1〕：ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータ（注 1）の推定（6/16）

分類	主要パラメータ（注 1）	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	〔内部スプレークーラ出口流量〕※1	①燃料取替用水タンク水位【重】 ①復水タンク水位【重】 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）【重】	ケース 3	・内部スプレークーラ出口流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位又は格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により注水量を推定する。 推定は、水源である燃料取替用水タンク水位又は復水タンク水位を優先する。
	〔内部スプレ系連絡格消火水流量積算〕※2	①〔淡水タンク水位〕※2【常】 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）【重】	ケース 3	・内部スプレ系連絡格消火水流量積算（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、水源である淡水タンク水位（多様性拡張設備）又は格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により注水量を推定する。
原子炉格納容器内の格納温度	格納容器内温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	・格納容器内温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内温度により推定する。
		②格納容器圧力 ③格納容器圧力（広域）	ケース 6	・格納容器内温度の計測が困難となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器圧力又は格納容器圧力（広域）により、温度を推定する。推定は、詳細な値を把握できる格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることがある。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器圧力（広域） ②〔格納容器圧力（狭域）〕※1【常】 ③格納容器内温度	ケース 1	・格納容器圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器圧力により推定する。
			ケース 6	・格納容器圧力の計測が困難となった場合は、格納容器圧力（広域）、格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）により圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器圧力（広域）又は格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることがある。
	格納容器圧力（広域）	①格納容器圧力 ①〔格納容器圧力（狭域）〕※1【常】 ②格納容器内温度	ケース 1	・格納容器圧力（広域）の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器圧力、格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）により推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器圧力又は格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることがある。
			ケース 6	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 []：多様性拡張設備、※1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
 【重】：主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。
 【常】：常用代替計器を示す。
 (注 1)：ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータ（注 1）の推定（7/16）

分類	主要パラメータ（注 1）	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
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）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器再循環サンプ水位（狭域） ③原子炉下部キャビティ水位 ③原子炉格納容器水位 ④燃料取替用水タンク水位 ④復水タンク水位 ④格納容器スプレ流量積算 ④恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算 ④原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算	ケース 1	・格納容器再循環サンプ水位（広域）の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器再循環サンプ水位（広域）により推定する。 ・格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器再循環サンプ水位（狭域）、原子炉下部キャビティ水位、原子炉格納容器水位及び水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、注水積算量である格納容器スプレ流量積算、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算により、原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は、測定範囲内であれば、連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位（狭域）を優先する。
	格納容器再循環サンプ水位（狭域）	①格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 1	・格納容器再循環サンプ水位（狭域）の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）との相関関係により水位を推定する。
	原子炉下部キャビティ水位	①格納容器再循環サンプ水位（広域） ②燃料取替用水タンク水位 ②復水タンク水位 ②格納容器スプレ流量積算 ②恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算 ②原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算	ケース 1 ケース 2	・原子炉下部キャビティ水位の計測が困難となった場合、格納容器再循環サンプ水位（広域）又は注水元である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレ流量積算、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算により求めた注水量により原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は格納容器再循環サンプ水位（広域）を優先する。
	原子炉格納容器水位	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ①格納容器スプレ流量積算 ①恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算 ①原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算	ケース 2	・原子炉格納容器水位の計測が困難となった場合は、注水元である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレ流量積算、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算により求めた注水量により原子炉格納容器内の水位を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 []：多様性拡張設備、※1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
 【重】：主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。
 【常】：常用代替計器を示す。
 (注1)：ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータ (注 1) の推定 (8/16)

分類	主要パラメータ (注 1)	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度の計測装置	可搬型格納容器内水素濃度計測装置	①主要パラメータの予備	ケース 1	・可搬型格納容器内水素濃度計測装置が故障した場合は、予備の可搬型格納容器内水素濃度計測装置により計測する。
		②静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 ②原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置	ケース 8	・可搬型格納容器内水素濃度計測装置の計測が困難となった場合は、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の動作特性により原子炉格納容器内の水素濃度が大幅な水素燃焼が生じない領域であることを確認する。
		③〔ガスクロマトグラフによる水素濃度〕 ※ 1 【常】	ケース 1	使用可能であればガスクロマトグラフ (多様性拡張設備) により水素濃度を確認し、ガスクロマトグラフの結果に基づき水素濃度を推定する。
アニュウラス内の水素濃度の計測装置	可搬型アニュウラス内水素濃度計測装置	①主要パラメータの予備	ケース 1	・可搬型アニュウラス内水素濃度計測装置が故障した場合は、予備の可搬型アニュウラス内水素濃度計測装置により計測する。
		②可搬型格納容器内水素濃度計測装置 ②格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	ケース 9	・可搬型アニュウラス内水素濃度計測装置が故障した場合は、格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 及び格納容器排気筒高レンジガスモニタ (多様性拡張設備) の放射線量率の比によりアニュウラスへの漏えい率を推定し、格納容器内水素濃度とアニュウラスへの漏えい率から評価された相関図により、アニュウラス内水素濃度を推定する。
		②〔格納容器排気筒高レンジガスモニタ〕 ※ 1 【常】 ③〔アニュウラス内水素濃度計測装置〕 ※ 1 【常】		・使用可能であれば、アニュウラス内水素濃度計測装置 (多様性拡張設備) を使用し、アニュウラス内水素濃度を計測する。

番号 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
〔 〕 : 多様性拡張設備、 ※ 1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※ 2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
【重】 : 主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。
【常】 : 常用代替計器を示す。
(注 1) : ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータ（注 1）の推定（9/16）

分類	主要パラメータ（注 1）	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
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）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） ② [モニタポスト] ※ 2 【常】	ケース 1	- 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）により推定する。 - 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及びモニタポスト（多様性拡張設備）の指示の上昇を傾向監視し、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） ③ [格納容器入口エリアモニタ] ※ 1 【常】 ③ [炉内計装区域エリアモニタ] ※ 1 【常】	ケース 1	- 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により推定する。 - 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）、格納容器入口エリアモニタ（多様性拡張設備）及び炉内計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）の指示の上昇を傾向監視することにより、炉心損傷のおそれが生じていない放射線量率であることを推定する。なお、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の測定範囲より低く、格納容器入口エリアモニタ（多様性拡張設備）及び炉内計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）測定範囲より高い場合は、その間の放射線量率と推定する。
	[格納容器じんあいモニタ] ※ 1	①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）【重】	ケース 1	格納容器じんあいモニタ（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	[格納容器ガスモニタ] ※ 1	①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）【重】	ケース 1	格納容器ガスモニタ（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	[格納容器入口エリアモニタ] ※ 1	①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）【重】	ケース 1	格納容器入口エリアモニタ（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	[炉内計装区域エリアモニタ] ※ 1	①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）【重】	ケース 1	炉内計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 []：多様性拡張設備、※ 1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※ 2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
 【重】：主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。
 【常】：常用代替計器を示す。
 (注 1)：ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータ (注 1) の推定 (10/16)

分類	主要パラメータ (注 1)	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	出力領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域中性子束	ケース 1	・出力領域中性子束の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの出力領域中性子束により推定する。
		③ 1 次冷却材高温側広域温度 ③ 1 次冷却材低温側広域温度	ケース 4	・出力領域中性子束の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束、1 次冷却材低温側広域温度と 1 次冷却材高温側広域温度の差により推定する。推定は出力領域中性子束の計測範囲をカバーしている中間領域中性子束を優先する。
		④ほう酸タンク水位	ケース 7	・ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することでも未臨界状態の維持を推定する。
		①主要パラメータの他チャンネル ②出力領域中性子束 ②中性子源領域中性子束	ケース 1	・中間領域中性子束の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの中間領域中性子束により推定する。
	中間領域中性子束	③ほう酸タンク水位	ケース 7	・中間領域中性子束の計測が困難となった場合は、出力領域中性子束の測定範囲であれば、出力領域中性子束により推定を行い、中性子源領域中性子束の測定範囲であれば、中性子源領域中性子束により推定する。なお、出力領域中性子束の測定範囲下限と中性子源領域中性子束の測定範囲上限の間である場合は、互いの測定範囲外の範囲であると推定する。
		④ほう酸タンク水位	ケース 7	・ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することでも未臨界状態の維持を推定する。
		①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域中性子束	ケース 1	・中性子源領域中性子束の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの中性子源領域中性子束により推定する。
	中性子源領域中性子束	③ほう酸タンク水位	ケース 7	・中性子源領域中性子束の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束の測定範囲であれば、中間領域中性子束により推定を行う。なお、中間領域中性子束の測定範囲下限以下の場合は、測定範囲下限より低い範囲であると推定する。
		④ほう酸タンク水位	ケース 7	・ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することでも未臨界状態の維持を推定する。
		①中間領域中性子束【重】 ②中性子源領域中性子束【重】 ②〔中性子源領域起動率〕※ 1【常】	ケース 1	・中間領域起動率 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束により起動率を推定する。なお、中性子源領域中性子束の測定範囲の場合、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率 (多様性拡張設備) により推定する。
		①中性子源領域中性子束【重】 ②中間領域中性子束【重】 ②〔中間領域起動率〕※ 1【常】	ケース 1	・中性子源領域起動率 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、中性子源領域中性子束により起動率を推定する。なお、中間領域中性子束の測定範囲の場合、中間領域中性子束及び中間領域起動率 (多様性拡張設備) により推定する。

番 号 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

〔 〕 : 多様性拡張設備、 ※ 1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、 ※ 2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ

【重】 : 主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。

【常】 : 常用代替計器を示す。

(注 1) : ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。