

原管発官 R3 第 148 号

令和 3 年 11 月 12 日

原子力規制委員会殿

東京都千代田区内幸町 1 丁目 1 番 3 号

東京電力ホールディングス株式会社

代表執行役社長 小早川 智明

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書

(6 号及び 7 号発電用原子炉施設の変更)

核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 4 3 条の 3 の 8 第 1 項の規定に基づき，下記のとおり柏崎刈羽原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可の申請をいたします。

## 記

### 一、氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名

氏名又は名称 東京電力ホールディングス株式会社

住 所 東京都千代田区内幸町 1 丁目 1 番 3 号

代表者の氏名 代表執行役社長 小早川 智明

### 二、変更に係る工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 柏崎刈羽原子力発電所

所 在 地 新潟県柏崎市及び刈羽郡刈羽村

### 三、変更の内容

昭和 52 年 9 月 1 日付，52 安（原規）第 250 号をもって設置許可を受け，別紙 1 のとおり設置変更許可を受け，届出を行った柏崎刈羽原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の記載事項中，6 号及び 7 号炉に関し，次の事項の記述の一部を別紙 2 のとおり変更する。

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備

十、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項

### 四、変更の理由

6 号及び 7 号炉の所内常設直流電源設備（3 系統目）を設置する。

### 五、工事計画

本変更に伴う工事計画は別紙 3 のとおりである。

本資料のうち、枠囲みの内容は、商業機密あるいは  
防護上の観点から公開できません。

別紙 1

設置変更許可等の経緯

1 号炉

許可(届出)年月日	許可(届出)番号	備 考
昭和 55 年 9 月 6 日	54 資庁第 12273 号	1 号原子炉施設の変更 (フォロー付制御棒の採用, 廃棄物処理系の変更, 換気空調系の変更, 海水淡水化装置の変更)
昭和 56 年 5 月 8 日	55 資庁第 13150 号	1 号原子炉施設の変更 (冷却材再循環流量制御方式の変更, 気体廃棄物処理系の変更, 排気筒の位置の変更, 非常用再循環ガス処理系の廃止に伴う変更)
昭和 57 年 5 月 12 日	56 資庁第 11046 号	1 号原子炉施設の変更 (新型 8×8 燃料の採用, プラスチック固化方式の採用, 洗濯廃液系の変更)
昭和 61 年 12 月 25 日	61 資庁第 10087 号	1 号, 2 号及び 5 号原子炉施設の変更 (新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料の採用, サプレッション・プール水サージタンクの設置に伴う変更)
昭和 62 年 10 月 9 日	62 資庁第 5498 号	1 号, 2 号及び 5 号原子炉施設の変更 (使用済樹脂の焼却処理の追加に伴う変更)
昭和 63 年 5 月 30 日	62 資庁第 14435 号	1 号, 2 号及び 5 号原子炉施設の変更 (新型制御棒の採用に伴う変更)
平成 2 年 7 月 10 日	元資庁第 9651 号	1 号, 2 号, 3 号, 4 号及び 5 号原子炉施設の変更 (高燃焼度 8×8 燃料の採用, 使用済燃料プールの貯蔵能力の増強に伴う変更)



許可(届出)年月日	許可(届出)番号	備 考
平成4年10月15日	4資庁第5459号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (使用済燃料の処分の方法の変更)
平成6年9月12日	5資庁第14309号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (洗濯廃液系の共用化, 使用済燃料輸送容器保管建屋の設置に伴う変更)
平成8年12月25日	8資庁第8898号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (3号, 4号, 6号及び7号炉使用済燃料貯蔵設備等の1号, 2号及び5号炉との共用化)
平成10年12月21日	平成10・03・31 資第99号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (9×9燃料の採用, 海水淡水化装置の撤去)
平成12年3月15日	平成11・04・01 資第32号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (再処理委託先確認方法の一部変更)
平成14年6月27日	平成14・01・25 原第1号	1号原子炉施設の変更 (起動領域モニタの採用, 原子炉緊急停止系作動回路電源の変更)
平成17年6月20日	平成16・12・28 原第8号	1号原子炉施設の変更 (残留熱除去系の蒸気凝縮モード機能削除)

許可(届出)年月日	許可(届出)番号	備 考
平成22年4月19日	平成21・08・12 原第11号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (クラッド除去装置の廃止, 固体廃棄物処理系の固化材をプラスチックからセメントに変更, 雑固体廃棄物の処理方法として固型化处理(モルタル)を追加)
平成25年9月27日  補正: 平成26年4月25日	原管発官25 第191号  原管発官26 第31号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号炉原子力規制委員会設置法附則第23条第1項に基づく届出
平成28年11月2日	原規規発 第16110222号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号発電用原子炉の使用済燃料の処分の方法の変更
令和2年4月1日	原管発官R2 第6号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号炉原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質, 核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律附則第5条第4項で準用する同法附則第4条第1項に基づく届出

( ) 内は対象発電用原子炉施設の変更を記載

## 2号炉

許可(届出)年月日	許可(届出)番号	備 考
昭和58年5月6日	56 資庁第6754号	2, 5号原子炉の増設
昭和61年5月12日	61 資庁第2000号	2号及び5号原子炉施設の変更 (原子炉冷却材浄化系ポンプの容量の変更)
昭和61年12月25日	61 資庁第10087号	1号, 2号及び5号原子炉施設の変更 (新型8×8ジルコニウムライナ燃料の採用, サプレッション・プール水サージタンクの設置に伴う変更)
昭和62年10月9日	62 資庁第5498号	1号, 2号及び5号原子炉施設の変更 (逃がし安全弁の個数変更, 主蒸気隔離弁漏えい抑制系の廃止, 残留熱除去系の変更, 非常用電源設備の変更, 使用済樹脂の焼却処理の追加に伴う変更)
昭和63年5月30日	62 資庁第14435号	1号, 2号及び5号原子炉施設の変更 (新型制御棒の採用, 使用済燃料プールの貯蔵能力の増強に伴う変更)
平成2年7月10日	元資庁第9651号	1号, 2号, 3号, 4号及び5号原子炉施設の変更 (高燃焼度8×8燃料の採用に伴う変更)
平成4年10月15日	4 資庁第5459号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (使用済燃料プールの貯蔵能力の増強に伴う変更, 使用済燃料の処分の方法の変更)
平成6年9月12日	5 資庁第14309号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (洗濯廃液系の共用化, 使用済燃料輸送容器保管建屋の設置に伴う変更)

許可(届出)年月日	許可(届出)番号	備 考
平成8年12月25日	8資庁第8898号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (3号, 4号, 6号及び7号炉使用済燃料貯蔵設備等の1号, 2号及び5号炉との共用化)
平成10年12月21日	平成10・03・31 資第99号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (9×9燃料の採用, ハフニウムフラットチューブ型新型制御棒の採用, 海水淡水化装置の撤去)
平成12年3月15日	平成11・04・01 資第32号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (再処理委託先確認方法の一部変更)
平成22年4月19日	平成21・08・12 原第11号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (固体廃棄物処理系の固化材をプラスチックからセメントに変更, 雑固体廃棄物の処理方法として固型化处理(モルタル)を追加)
平成25年9月27日 補正: 平成26年4月25日	原管発官25 第191号  原管発官26 第31号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号炉原子力規制委員会設置法附則第23条第1項に基づく届出
平成28年11月2日	原規規発 第16110222号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号発電用原子炉の使用済燃料の処分の方法の変更
令和2年4月1日	原管発官R2 第6号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号炉原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質, 核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律附則第5条第4項で準用する同法附則第4条第1項に基づく届出

( ) 内は対象発電用原子炉施設の変更を記載

3号炉

許可(届出)年月日	許可(届出)番号	備 考
昭和62年4月9日	60資庁第5303号	3, 4号原子炉の増設
平成2年7月10日	元資庁第9651号	1号, 2号, 3号, 4号及び5号原子炉施設の変更 (高燃焼度8×8燃料の採用, 新型制御棒の採用, 主蒸気隔離弁の形式変更, サプレッション・プール水サージタンクの共用化, 減容装置の廃止及び共用化に伴う変更)
平成4年10月15日	4資庁第5459号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (使用済燃料プールの貯蔵能力の増強, 電動機駆動原子炉給水ポンプの増設に伴う変更)
平成6年9月12日	5資庁第14309号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (洗濯廃液系の共用化, 使用済燃料輸送容器保管建屋の設置に伴う変更)
平成8年12月25日	8資庁第8898号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (3号, 4号, 6号及び7号炉使用済燃料貯蔵設備等の1号, 2号及び5号炉との共用化)
平成10年12月21日	平成10・03・31 資第99号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (9×9燃料の採用, ハフニウムフラットチューブ型新型制御棒の採用, 海水淡水化装置の撤去)

許可(届出)年月日	許可(届出)番号	備 考
平成12年3月15日	平成11・04・01 資第32号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (MOX燃料の採用, 再処理委託先確認方法の一部変更)
平成22年4月19日	平成21・08・12 原第11号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (固体廃棄物処理系の固化材をプラスチックからセメントに変更, 雑固体廃棄物の処理方法として固型化処理(モルタル)を追加)
平成25年9月27日 補正: 平成26年4月25日	原管発官25 第191号  原管発官26 第31号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号炉原子力規制委員会設置法附則第23条第1項に基づく届出
平成28年11月2日	原規規発 第16110222号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号発電用原子炉の使用済燃料の処分の方法の変更
令和2年4月1日	原管発官R2 第6号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号炉原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質, 核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律附則第5条第4項で準用する同法附則第4条第1項に基づく届出

( ) 内は対象発電用原子炉施設の変更を記載

## 4号炉

許可(届出)年月日	許可(届出)番号	備 考
昭和62年4月9日	60資庁第5303号	3, 4号原子炉の増設
平成2年7月10日	元資庁第9651号	1号, 2号, 3号, 4号及び5号原子炉施設の変更 (高燃焼度8×8燃料の採用, 新型制御棒の採用, 主蒸気隔離弁の形式変更, サプレッション・プール水サージタンクの共用化, 減容装置の廃止及び共用化に伴う変更)
平成4年10月15日	4資庁第5459号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (使用済燃料プールの貯蔵能力の増強, 電動機駆動原子炉給水ポンプの増設に伴う変更)
平成6年9月12日	5資庁第14309号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (洗濯廃液系の共用化, 使用済燃料輸送容器保管建屋の設置に伴う変更)
平成8年12月25日	8資庁第8898号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (3号, 4号, 6号及び7号炉使用済燃料貯蔵設備等の1号, 2号及び5号炉との共用化)
平成10年12月21日	平成10・03・31 資第99号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (9×9燃料の採用, ハフニウムフラットチューブ型新型制御棒の採用, 海水淡水化装置の撤去)

許可(届出)年月日	許可(届出)番号	備 考
平成12年3月15日	平成11・04・01 資第32号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (再処理委託先確認方法の一部変更)
平成22年4月19日	平成21・08・12 原第11号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (固体廃棄物処理系の固化材をプラスチックからセメントに変更, 雑固体廃棄物の処理方法として固型化処理(モルタル)を追加)
平成25年9月27日 補正: 平成26年4月25日	原管発官25 第191号  原管発官26 第31号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号炉原子力規制委員会設置法附則第23条第1項に基づく届出
平成28年11月2日	原規規発 第16110222号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号発電用原子炉の使用済燃料の処分の方法の変更
令和2年4月1日	原管発官R2 第6号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号炉原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質, 核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律附則第5条第4項で準用する同法附則第4条第1項に基づく届出

( ) 内は対象発電用原子炉施設の変更を記載



## 5号炉

許可(届出)年月日	許可(届出)番号	備 考
昭和58年5月6日	56 資庁第6754号	2, 5号原子炉の増設
昭和61年5月12日	61 資庁第2000号	2号及び5号原子炉施設の変更 (原子炉冷却材浄化系ポンプの容量の変更)
昭和61年12月25日	61 資庁第10087号	1号, 2号及び5号原子炉施設の変更 (新型8×8ジルコニウムライナ燃料の採用, サプレッション・プール水サージタンクの設置に伴う変更)
昭和62年10月9日	62 資庁第5498号	1号, 2号及び5号原子炉施設の変更 (逃がし安全弁の個数変更, 主蒸気隔離弁漏えい抑制系の廃止, 残留熱除去系の変更, 非常用電源設備の変更, 廃棄物処理系の変更, 使用済樹脂の焼却処理の追加に伴う変更)
昭和63年5月30日	62 資庁第14435号	1号, 2号及び5号原子炉施設の変更 (新型制御棒の採用, 使用済燃料プールの貯蔵能力の増強に伴う変更)
平成2年7月10日	元資庁第9651号	1号, 2号, 3号, 4号及び5号原子炉施設の変更 (高燃焼度8×8燃料の採用に伴う変更)
平成4年10月15日	4 資庁第5459号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (使用済燃料プールの貯蔵能力の増強に伴う変更, 使用済燃料の処分の方法の変更)
平成6年9月12日	5 資庁第14309号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (洗濯廃液系の共用化, 使用済燃料輸送容器保管建屋の設置に伴う変更)

許可(届出)年月日	許可(届出)番号	備 考
平成8年12月25日	8資庁第8898号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (3号, 4号, 6号及び7号炉使用済燃料貯蔵設備等の1号, 2号及び5号炉との共用化)
平成10年12月21日	平成10・03・31 資第99号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (9×9燃料の採用, ハフニウムフラットチューブ型新型制御棒の採用, 海水淡水化装置の撤去)
平成12年3月15日	平成11・04・01 資第32号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (再処理委託先確認方法の一部変更)
平成22年4月19日	平成21・08・12 原第11号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (固体廃棄物処理系の固化材をプラスチックからセメントに変更, 雑固体廃棄物の処理方法として固型化处理(モルタル)を追加)
平成25年9月27日  補正: 平成26年4月25日	原管発官25 第191号  原管発官26 第31号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号炉原子力規制委員会設置法附則第23条第1項に基づく届出
平成28年11月2日	原規規発 第16110222号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号発電用原子炉の使用済燃料の処分の方法の変更
令和2年4月1日	原管発官R2 第6号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号炉原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質, 核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律附則第5条第4項で準用する同法附則第4条第1項に基づく届出

( ) 内は対象発電用原子炉施設の変更を記載

6号及び7号炉

許可(届出)年月日	許可(届出)番号	備 考
平成3年5月15日	63資庁第6644号	6, 7号原子炉の増設
平成4年10月15日	4資庁第5459号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (高燃焼度8×8燃料の採用, 使用済燃料プールの貯蔵能力の増強, 電動機駆動原子炉給水ポンプの増設に伴う変更)
平成6年9月12日	5資庁第14309号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (新型制御棒の採用, 洗濯廃液系の共用化, 使用済燃料輸送容器保管建屋の設置に伴う変更)
平成8年12月25日	8資庁第8898号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (3号, 4号, 6号及び7号炉使用済燃料貯蔵設備等の1号, 2号及び5号炉との共用化)
平成10年12月21日	平成10・03・31 資第99号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (9×9燃料の採用, 海水淡水化装置の撤去)
平成12年3月15日	平成11・04・01 資第32号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (再処理委託先確認方法の一部変更)
平成22年4月19日	平成21・08・12 原第11号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更 (固体廃棄物処理系の固化材をプラスチックからセメントに変更, 雑固体廃棄物の処理方法として固型化処理(モルタル)を追加)

許可(届出)年月日	許可(届出)番号	備 考
平成25年9月27日 補正： 平成26年4月25日	原管発官25 第191号  原管発官26 第31号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び 7号炉原子力規制委員会設置法附 則第23条第1項に基づく届出
平成28年11月2日	原規規発 第16110222号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び 7号発電用原子炉の使用済燃料の 処分の方法の変更
平成29年12月27日	原規規発 第1712272号	6号及び7号発電用原子炉施設の変更 (設計基準対象施設及び重大事故等 対処施設の設置及び体制の整備等)
令和元年6月19日	原規規発 第1906194号	6号及び7号発電用原子炉施設の変更 (浸水防止設備の変更, 地震時の燃料 被覆管の閉じ込め機能維持に係る設 計方針の追加, 内部溢水による管理区 域外への漏えいの防止に係る記載の 変更)
令和2年4月1日	原管発官R2 第6号	1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び 7号炉原子力利用における安全対 策の強化のための核原料物質, 核燃料 物質及び原子炉の規制に関する法律 等の一部を改正する法律附則第5条 第4項で準用する同法附則第4条第1 項に基づく届出
令和2年5月13日	原規規発 第2005134号	6号及び7号発電用原子炉施設の変更 (中央制御室, 緊急時対策所等に対す る有毒ガスの発生に対する防護方針 の追加)

( ) 内は対象発電用原子炉施設の変更を記載

別紙 2

変更の内容

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備

ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備の記述のうち，6号炉に関して，

(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

(ii) 使用済燃料貯蔵プールの冷却等のための設備の記述を以下の A. のとおり変更し，7号炉に関して，

(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

(ii) 使用済燃料貯蔵プールの冷却等のための設備の記述を以下の B. のとおり変更する。

A. 6号炉

(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

(ii) 使用済燃料貯蔵プールの冷却等のための設備

- a. 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（平成29年12月27日付け、原規規発第1712272号をもって設置変更許可）の五、ニ、(3)、(ii)、a. 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備の記載内容に同じ。

- b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（平成29年12月27日付け、原規規発第1712272号をもって設置変更許可）の五、ニ、(3)、(ii)、b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備の記載内容に同じ。

- c. 重大事故等時の使用済燃料プールの監視に用いる設備

(a) 使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視

使用済燃料プールの監視設備として、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

また、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、想定される重大

事故等時の使用済燃料プールの状態を監視できる設計とする。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) は, 所内蓄電式直流電源設備, 所内常設直流電源設備 (3 系統目) 及び可搬型直流電源設備から給電が可能であり, 使用済燃料貯蔵プール監視カメラは, 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

- d. 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための設備

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書 (6 号及び 7 号原子炉施設の変更) (平成 29 年 12 月 27 日付け, 原規規発第 1712272 号をもって設置変更許可) の五, 二, (3), (ii), d. 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための設備の記載内容に同じ。

常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備, 所内蓄電式直流電源設備, 所内常設直流電源設備 (3 系統目) 及び可搬型直流電源設備については, 又, (2), (iv) 代替電源設備に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

燃料プール代替注水系

常設スプレーヘッダ

数 量 1

使用済燃料プール監視設備

使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

(「計測制御系統施設」と兼用)



個 数 1

使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)

(「計測制御系統施設」と兼用)

個 数 1

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

(チ, (1), (iii)他と兼用)

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む。)

(「計測制御系統施設」と兼用)

種 類 赤外線カメラ

個 数 1

燃料プール冷却浄化系

ポンプ

(ニ, (3), (i)と兼用)

台 数 1 (予備 1<sup>※1</sup>)

容 量 約 250m<sup>3</sup>/h/台

全揚程 約 80m

※1 6号炉は代替循環冷却系と同時に使用する場合を除く。

熱交換器

(ニ, (3), (i)と兼用)

基 数 1 (予備 1<sup>※2</sup>)

伝熱容量 約 1.9MW

※2 代替循環冷却系と同時に使用する場合を除く。

[可搬型重大事故等対処設備]

燃料プール代替注水系

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) (6 号及び 7 号炉共用)

台 数 1 (予備 1)

容 量 168m<sup>3</sup>/h/台以上

(吐出圧力 0.85MPa[gage]において)

120m<sup>3</sup>/h/台以上

(吐出圧力 1.4MPa[gage]において)

吐出圧力 0.85MPa[gage]～1.4MPa[gage]以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6 号及び 7 号炉共用)

(「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備」, 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」, 「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

台 数 16 (予備 1)

容 量 120m<sup>3</sup>/h/台以上

(吐出圧力 0.85MPa[gage]において)

84m<sup>3</sup>/h/台以上

(吐出圧力 1.4MPa[gage]において)

吐出圧力 0.85MPa[gage]

～1.4MPa[gage]以上

可搬型スプレイヘッド (6 号及び 7 号炉共用)

数 量 1 (予備 1)

代替原子炉補機冷却系

熱交換器ユニット（6号及び7号炉共用）

（ホ, (4), (v) と兼用）

大容量送水車（熱交換器ユニット用）（6号及び7号炉共用）

（ホ, (4), (v) と兼用）

原子炉建屋放水設備

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（6号及び7号炉共用）

（リ, (3), (iii), e. と兼用）

放水砲（6号及び7号炉共用）

（リ, (3), (iii), e. と兼用）

B. 7号炉

6号炉に同じ。

ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

原子炉冷却系統施設の構造及び設備の記述のうち、6号炉に関して、

(3) 非常用冷却設備

(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

b. 重大事故等対処設備

(a) 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設備

(a-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(a-1-1) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却

の記述を以下のA. のとおり変更し、7号炉に関して、

(3) 非常用冷却設備

(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

b. 重大事故等対処設備

(a) 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設備

(a-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(a-1-1) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却

の記述を以下のB. のとおり変更する。

A. 6号炉

(3) 非常用冷却設備

(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

b. 重大事故等対処設備

(a) 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設備

(a-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(a-1-1) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却

高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

高圧代替注水系は、常設代替直流電源設備及び所内常設直流電源設備（3系統目）からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。また、高圧代替注水系は、常設代替直流電源設備等の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力による弁の操作により、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にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。

B. 7号炉

6号炉に同じ。

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

計測制御系統施設の構造及び設備の記述のうち、6号炉に関して、

(1) 計装

(ii) その他の主要な計装の種類

b. 計器電源喪失時に使用する設備

の記述を以下のA. のとおり変更し、7号炉に関して、

(1) 計装

(ii) その他の主要な計装の種類

b. 計器電源喪失時に使用する設備

の記述を以下のB. のとおり変更する。



## A. 6号炉

### (1) 計装

#### (ii) その他の主要な計装の種類

##### b. 計器電源喪失時に使用する設備

非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型直流電源設備を使用する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）及び可搬型直流電源設備については、ヌ、(2)、(iv)代替電源設備に記述する。

また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池等を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。

なお、可搬型計測器による計測においては、計測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つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

B. 7号炉

6号炉に同じ。

リ 原子炉格納施設の構造及び設備

原子炉格納施設の構造及び設備の記述のうち、6号炉に関して、

(3) 非常用格納容器保護設備の構造

(iii) 重大事故等対処設備

d. 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設備

(4) その他の主要な事項

(iii) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

の記述を以下の A. のとおり変更し、7号炉に関して、

(3) 非常用格納容器保護設備の構造

(iii) 重大事故等対処設備

d. 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設備

(4) その他の主要な事項

(iii) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

の記述を以下の B. のとおり変更する。

A. 6号炉

(3) 非常用格納容器保護設備の構造

(iii) 重大事故等対処設備

d. 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設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

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設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備として、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を設ける。

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設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を監視する設備として、水素濃度監視設備を設ける。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する設計とする。

(a) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

(a-1) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設ける。また、放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定できるよう、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設ける。フィルタ装置水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から

給電が可能な設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタは、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

本系統の詳細については、リ、(3)、(iii)、b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備に記載する。

(a-2) 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために用いる耐圧強化ベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合であって、代替循環冷却系を長期使用した際に、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを不活性ガス系等を経由して、主排気筒（内筒）を通して大気に排出できる設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出するために使用する際には、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統待機中に原子炉格納容器から耐圧強化ベント弁までの配管については、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換しておく運用とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所についてはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とする。可搬型窒素供給装置は、外部より排出経路の配管へ不活

性ガス（窒素ガス）を供給できる設計とする。

耐圧強化ベント系はサブプレッション・チェンバ及びドライウェルのいずれにも接続し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出するために使用する場合は、サブプレッション・チェンバのプール水によるスクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバ側からの排出経路のみを使用する。

排出経路における水素濃度を測定し、監視できるように、水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設ける。また、放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定できるように、排出経路の配管に耐圧強化ベント系放射線モニタを設ける。フィルタ装置水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、耐圧強化ベント系放射線モニタは、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

可搬型窒素供給装置は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

(b) 原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

(b-1) 格納容器内水素濃度（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、格納容器内水素濃度（SA）は、炉心の著しい損傷が発生した時に水素濃度が変動する可能性のある範囲の水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容

器内水素濃度（SA）は，常設代替直流電源設備，所内常設直流電源設備（3 系統目）又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

(b-2) 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（平成29年12月27日付け，原規規発第1712272号をもって設置変更許可）の五，リ，(3)，(iii)，d.，(b)，(b-2)格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視の記載内容に同じ。

常設代替直流電源設備，所内常設直流電源設備（3 系統目），可搬型直流電源設備，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については，ヌ，(2)，(iv)代替電源設備に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器圧力逃がし装置

フィルタ装置

(リ，(3)，(iii)，b. 他と兼用)

よう素フィルタ

(リ，(3)，(iii)，b. 他と兼用)

ラブチャーディスク

(リ，(3)，(iii)，b. 他と兼用)

フィルタ装置水素濃度

(「計測制御系統施設」と兼用)

個 数 2



フィルタ装置出口放射線モニタ

(チ, (1), (iii)他と兼用)

耐圧強化ベント系

(ホ, (4), (v), a. と兼用)

サプレッション・チェンバ

(リ, (1)と兼用)

フィルタ装置水素濃度

(「計測制御系統施設」と兼用)

個 数 1

耐圧強化ベント系放射線モニタ

(チ, (1), (iii)他と兼用)

格納容器内水素濃度 (SA)

(「計測制御系統施設」と兼用)

個 数 2

格納容器内水素濃度

(「計測制御系統施設」と兼用)

個 数 2

格納容器内酸素濃度

(「計測制御系統施設」と兼用)

個 数 2

[可搬型重大事故等対処設備]

耐圧強化ベント系

可搬型窒素供給装置 (6号及び7号炉共用)

台 数 2 (予備 1)

容 量 約 70Nm<sup>3</sup>/h/台

(4) その他の主要な事項

(iii) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度制御設備として、静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置を設ける。また、原子炉建屋内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定するための設備として、原子炉建屋水素濃度監視設備を設ける。

a. 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

(a) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御する重大事故等対処設備として、静的触媒式水素再結合器は、運転員の起動操作を必要とせずに、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止できる設計とする。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素再結合器の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3 系統目）又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

b. 水素濃度監視

(a) 原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした水素ガスの濃度を測定するため、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる重大事故等対処設備として、原子炉建屋水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とし、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）及び可搬型直流電源設備については、ヌ、(2)、(iv)代替電源設備に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

静的触媒式水素再結合器

種類 触媒反応式

個数 56

水素処理容量 約 0.25kg/h/個

(水素濃度 4.0vol%，100℃，大気圧において)

静的触媒式水素再結合器動作監視装置

(「計測制御系統施設」と兼用)

個数 4

計測範囲 0～300℃

原子炉建屋水素濃度

(「計測制御系統施設」と兼用)

個 数 8

B. 7号炉

6号炉に同じ。

ヌ その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備の記述のうち、6号炉に  
関して、

(2) 非常用電源設備の構造

(iv) 代替電源設備

の記述を以下のA. のとおり変更し、7号炉に関して、

(2) 非常用電源設備の構造

(iv) 代替電源設備

の記述を以下のB. のとおり変更する。

A. 6号炉

(2) 非常用電源設備の構造

(iv) 代替電源設備

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため，必要な電力を確保するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

代替電源設備のうち，重大事故等の対応に必要な電力を確保するための設備として，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，号炉間電力融通電気設備，所内蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む），所内常設直流電源設備（3系統目），可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備を設ける。また，重大事故等時に重大事故等対処設備の補機駆動用の軽油を補給するための設備として，燃料補給設備を設ける。

a. 代替交流電源設備による給電

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（平成29年12月27日付け，原規規発第1712272号をもって設置変更許可）の五，又，(2)，(iv)，a. 代替交流電源設備による給電の記載内容に同じ。

b. 代替直流電源設備による給電

(a) 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（平成29年12月27日付け，原規規発第1712272号をもって設置変更許可）の五，又，(2)，(iv)，b.，

(a) 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電の記載内容に同じ。

(b) 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電

更なる信頼性を向上するため、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給するため、特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を使用する。

所内常設直流電源設備（3系統目）は、直流125V蓄電池（3系統目）、電路、計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失から1時間以内に中央制御室において行う簡易な操作以外での負荷の切り離しを行わず合計24時間にわたり、直流125V蓄電池（3系統目）から電力を供給できる設計とする。

また、所内常設直流電源設備（3系統目）は、特に高い信頼性を有する直流電源設備とするため、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことに加え、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。

(c) 可搬型直流電源設備による給電

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（平成29年12月27日付け、原規規発第1712272号をもって設置変更許可）の五、ヌ、(2)、(iv)、b.、

(b) 可搬型直流電源設備による給電の記載内容に同じ。

c. 代替所内電気設備による給電

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及



び7号原子炉施設の変更) (平成29年12月27日付け, 原規規発第1712272号をもって設置変更許可) の五, 又, (2), (iv), c. 代替所内電気設備による給電の記載内容に同じ。

d. 燃料補給設備による給油

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書(6号及び7号原子炉施設の変更) (平成29年12月27日付け, 原規規発第1712272号をもって設置変更許可) の五, 又, (2), (iv), d. 燃料補給設備による給油の記載内容に同じ。

常設代替交流電源設備は, 非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 第一ガスタービン発電機をガスタービンにより駆動することで, ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機, タンクローリ(16kL), 第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは, 原子炉建屋から離れた屋外に設置又は保管することで, 原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク及び原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計とする。

常設代替交流電源設備は, 第一ガスタービン発電機から非常用高圧母線までの系統において, 独立した電路で系統構成することにより, 非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して, 独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって, 常

設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、可搬型代替交流電源設備は、常設代替交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源車をディーゼルエンジンにより駆動することで、ガスタービンにより駆動する第一ガスタービン発電機を用いる常設代替交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の電源車及びタンクローリ（4kL）は、屋外の原子炉建屋から離れた場所に保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク及び原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。また、可搬型代替交流電源設備の電源車及びタンクローリ（4kL）は、屋外のタービン建屋近傍の第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプから離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、電源車から非常用高圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の電源車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（常設）は、コントロール建屋内に設置することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、原子炉建屋及びコントロール建屋から離れた屋外に保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機及びコントロール建屋内の号炉間電力融通ケーブル（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

所内蓄電式直流電源設備は、コントロール建屋内の非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統と異なる区画及び原子炉建屋内に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

所内蓄電式直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内蓄電式直流電源設備は非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統に対して独立性を

有する設計とする。

常設代替直流電源設備は、原子炉建屋内に設置することで、コントロール建屋内の非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

常設代替直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備の電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、常設代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

所内常設直流電源設備（3系統目）の直流125V蓄電池（3系統目）は、原子炉建屋内に設置することで、コントロール建屋内の蓄電池（非常用）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

所内常設直流電源設備（3系統目）は、蓄電池から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備の蓄電池から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内常設直流電源設備（3系統目）は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、AM用

直流 125V 充電器により交流電力を直流に変換できることで、蓄電池（非常用）を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備の電源車、AM 用直流 125V 充電器及びタンクローリー（4kL）は、屋外の原子炉建屋から離れた場所及び原子炉建屋内に設置又は保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク、原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプ、コントロール建屋内の充電器及び原子炉建屋内の直流 125V 蓄電池（3 系統目）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

可搬型直流電源設備は、電源車から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備の電源車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

代替所内電気設備の緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM 用動力変圧器、AM 用 MCC 及び AM 用操作盤は、非常用所内電気設備と異なる区画に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備は、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、代替所内電気設備は非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。

燃料補給設備のタンクローリ（4kL）は、原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

軽油タンクは、屋外に分散して設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

第一ガスタービン発電機（6号及び7号炉共用）

台数	2
容量	約 4,500kVA/台

第一ガスタービン発電機用燃料タンク（6号及び7号炉共用）

基数	2
容量	約 50kL/基

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（6号及び7号炉共用）

台数	2
容量	約 3m <sup>3</sup> /h/台

号炉間電力融通ケーブル（常設）（6号及び7号炉共用）

個数	1
----	---

直流 125V 蓄電池 A 及び直流 125V 蓄電池 A-2（又、(2), (iii), a. と兼用）

組数	1
----	---

容 量 約 10,000Ah

(直流 125V 蓄電池 A : 約 6,000Ah

直流 125V 蓄電池 A-2 : 約 4,000Ah)

AM 用直流 125V 蓄電池

組 数 1

容 量 約 3,000Ah

直流 125V 蓄電池 (3 系統目)

組 数 1

容 量 約 3,000Ah

AM 用動力変圧器

個 数 1

軽油タンク (6 号及び 7 号炉共用) (ヌ, (2), (ii), b. と兼用)

基 数 1 (予備 3)

容 量 約 550kL/基

[可搬型重大事故等対処設備]

電源車 (6 号及び 7 号炉共用)

台 数 8 (予備 1)

容 量 約 500kVA/台

号炉間電力融通ケーブル (可搬型) (6 号及び 7 号炉共用)

個 数 1

タンクローリ (16kL) (6 号及び 7 号炉共用)

台 数 1 (予備 1)

容 量 約 16kL/台

タンクローリ (4kL) (6 号及び 7 号炉共用)

台 数	3 (予備 1)
容 量	約 4kL/台

B. 7号炉

6号炉に同じ。ただし、共用設備は除く。



十、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における

当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項

ハ 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果の記述のうち、6号炉に関して、

(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

a. 可搬型設備等による対応

(a) 大規模損壊発生時の手順書の整備

(a-3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

(a-3-2) 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

(a-3-2-1) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

(a-3-2-1-2) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

の記述を以下のA. のとおり変更し、7号炉に関して、

(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテ

ロリズムへの対応における事項

a. 可搬型設備等による対応

(a) 大規模損壊発生時の手順書の整備

(a-3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

(a-3-2) 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

(a-3-2-1) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

(a-3-2-1-2) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する

手順等

の記述を以下のB. のとおり変更する。

A. 6号炉

(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

a. 可搬型設備等による対応

(a) 大規模損壊発生時の手順書の整備

(a-3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

(a-3-2) 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

(a-3-2-1) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

(a-3-2-1-2) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備又

は所内常設直流電源設備（3 系統目）より給電される  
高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却又は常設  
代替直流電源設備より給電される原子炉隔離時冷却  
系の現場起動による発電用原子炉の冷却を試みる。

- 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において，原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は，逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は，残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）を優先し，全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）及び消火系による発電用原子炉の冷却を試みる。

B. 7号炉

6号炉に同じ。

## 申請書表

申請書表の記載の記述のうち、6号炉に関して、

第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (3/19)

第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (11/19)

第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (14/19)

第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性

の記述を以下のA. のとおり変更し、7号炉に関して、

第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (3/19)

第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (11/19)

第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (14/19)

第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性

の記述を以下のB. のとおり変更する。

A. 6号炉

第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (3/19)

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			
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、インターフェイスシステム LOCA 発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p>		
	対応手段等	フロントライン系故障時	<p>手動操作による減圧</p> <p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。</p>
		サポート系故障時	<p>減圧の自動化</p> <p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。</p>
		<p>常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3系統目）により直流電源を確保する。その後、可搬型直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。</li> <li>・逃がし安全弁の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続して直流電源を確保する。</li> </ul>	

対応手段等	サポート系故障時	高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保	<p>逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給源を高圧窒素ガス供給系に切り替えることで逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>高圧窒素ガス供給系からの供給期間中において、逃がし安全弁の作動に伴い窒素ガスの圧力が低下した場合は、予備の窒素ガスポンペに切り替える。</p>
		逃がし安全弁の復旧 代替電源設備を用いた	<p>全交流動力電源又は常設直流電源の喪失により逃がし安全弁が作動せず発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型直流電源設備等により直流電源を確保する。</li> <li>・代替交流電源設備等により充電器を受電することで直流電源を確保する。</li> </ul>
	器雰囲気直接加熱の防止 高圧溶融物放出／格納容	<p>炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器が高圧の状態では破損した場合に溶融物が放出され、原子炉格納容器内の器雰囲気が直接加熱されることによる原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁の手動操作により発電用原子炉を減圧する。</p>	
	システムLOCA発生時 インターフェイス	<p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合は、発電用原子炉を手動停止するとともに、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを停止するため、漏えい箇所を隔離する。</p> <p>漏えい箇所を隔離できない場合は、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを抑制するため、逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧し、漏えい箇所を隔離する。</p> <p>原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建屋原子炉区域内の圧力が上昇した場合は、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇を抑制し、環境を改善する。</p>	
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧系機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、低圧注水系、低圧代替注水系等による原子炉圧力容器への注水準備が完了していることを確認し、逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧する。</p> <p>なお、残留熱除去系が運転している場合は、原子炉水位低(L-1)が10分継続した段階で代替自動減圧機能が自動作動することを確認し、これにより発電用原子炉を減圧する。</p>



配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	サポート系故障時	<p>常設直流電源系統の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型直流電源設備等により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源喪失の原因が全交流動力電源喪失の場合は、代替交流電源設備等により充電器を受電することで直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁作動窒素ガスの喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベにより逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p>
	発電用原子炉の自動減圧時の留意事項	代替自動減圧機能による	<p>「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」における対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。</p>
	逃がし安全弁の背圧対策	逃がし安全弁の	<p>逃がし安全弁は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう、あらかじめ逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス圧力を設定する。</p>
	LOCA時の溢水の影響	インターフェイスシステム	<p>隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステム LOCA により漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響がないようにする。</p>
	LOCAの検知	インターフェイスシステム	<p>インターフェイスシステム LOCA の発生は、原子炉格納容器内外のパラメータ等により判断する。非常用炉心冷却系ポンプ設置室は原子炉建屋内において各部屋が分離されているため、漏えい箇所の特特定は、床漏えい検出器、監視カメラ及び火災報知器により行う。</p>

配慮すべき事項	作業性	インターフェイスシステム LOCA 発生時において、現場で漏えい箇所を隔離する場合は、隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルート環境を考慮して、現場環境(温度・湿度・圧力)が改善された状態で行い、事故環境下においても作業できるよう防護具を確実に装着する。
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (11/19)

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	
方針目的	<p>使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、燃料プール代替注水、漏えい抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。さらに、使用済燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止する手順を整備する。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料プールへのスプレイ、大気への拡散抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。</p>
対応手段	<p>の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の小規模な漏えい発生時</p> <p>燃料プール代替注水</p> <p>残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水する。</p> <p>なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p>
	<p>漏えい抑制</p> <p>使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、ディフューザ配管上部に設けたサイフォンブレイク孔により漏えいが停止したことを確認する。</p> <p>さらに、現場で手動弁により隔離操作を実施する。</p>
	<p>燃料プールスプレイ</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイする。</p> <p>なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイは、海を水源として利用できる。</p>
	<p>大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料プールの水位の異常な低下により使用済燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、原子炉建屋放水設備により海水を原子炉建屋へ放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気への放射性物質の拡散抑制と同様である。</p>

対応手段	重大事故等時の使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視設備による 使用済燃料プールの状態監視	<p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>なお、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）等の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価した水位／放射線量の関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。</p>
		代替電源による給電	<p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した状況において使用済燃料プールの状態を監視するため、所内蓄電式直流電源設備、所内常設直流電源設備（3 系統目）及び可搬型直流電源設備から使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）へ給電する。</p> <p>さらに、代替交流電源設備等から使用済燃料貯蔵プール監視カメラへ給電する。</p>
	使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響防止	燃料プール冷却浄化系による 使用済燃料プールの除熱	<p>燃料プール冷却浄化系が全交流動力電源喪失により起動できず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで燃料プール冷却浄化系を起動し、使用済燃料プールを除熱する。</p>
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択		<p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合、又は使用済燃料プールの水位が低下した場合は、その程度によらず、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）により使用済燃料プールへ注水又はスプレーが可能となるよう準備し、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を優先して使用する。</p> <p>また、可搬型代替注水ポンプにより使用済燃料プールへ注水又はスプレーする場合は、常設スプレーヘッドを優先して使用し、常設スプレーヘッドが使用できない場合は、可搬型スプレーヘッドを使用する。</p> <p>全交流動力電源の喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱ができず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等を用いて燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保するとともに燃料プール代替注水により水源を確保し、燃料プール冷却浄化系により使用済燃料プールを除熱する。</p>

配慮すべき事項	作業性	燃料プール代替注水系で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (14/19)

1.14 電源の確保に関する手順等		
方針目的	<p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、代替交流電源設備、号炉間電力融通設備、所内蓄電式直流電源設備、所内常設直流電源設備（3 系統目）、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備により必要な電力を確保する手順等を整備する。</p> <p>また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料補給設備により給油する手順等を整備する。</p>	
対応手段等	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備並びに非常用直流電源設備 C 系及び D 系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け、重大事故等の対処に用いる。
	交流電源喪失時 代替交流電源設備による給電	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備を用いて給電する。</li> <li>・常設代替交流電源設備等を用いて給電できず、号炉間電力融通により給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備等を用いて給電する。</li> </ul>
	電力融通による給電	<p>全交流動力電源が喪失し、さらに常設代替交流電源設備等を用いて給電できない場合において、他号炉の非常用交流電源設備から給電できる場合は、以下の手段により自号炉の非常用高圧母線を受電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いて受電する。</li> <li>・号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いて受電できない場合は、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いて受電する。</li> </ul>
直流電源喪失時	代替直流電源設備による給電	<p>全交流動力電源が喪失した場合において、充電器を経由して直流電源設備へ給電できない場合は、以下の手段により直流電源設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替交流電源設備等を用いて給電を開始するまでの間、所内蓄電式直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3 系統目）を用いて給電する。</li> <li>・所内蓄電式直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3 系統目）を用いて給電できない場合は、可搬型直流電源設備等を用いて給電する。</li> </ul>

対応手段等	非常用所内電気設備機能喪失時	代替所内電気設備による給電	設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が喪失した場合は、代替所内電気設備を用いて回路を確保し、代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。
配慮すべき事項	負荷容量		有効性評価において最大負荷となる崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）を想定するシナリオにおいても、常設代替交流電源設備により必要最大負荷以上の電力を確保し、発電用原子炉を安定状態に収束するための設備へ給電する。 重大事故等対処設備による代替手段を用いる場合、常設代替交流電源設備等の負荷容量を確認し、代替手段が使用可能であることを確認する。
	悪影響防止		代替交流電源設備等を用いて給電する場合は、受電前準備として非常用高圧母線及び AM 用 MCC の負荷の遮断器を「切」とし、動的機器の自動起動防止のため、コントロールスイッチを「切」又は「切保持」とする。 AM 用 MCC を受電する場合は、受電時の急激な負荷上昇防止のため、動的機器である復水移送ポンプのコントロールスイッチを「切保持」とする。
	成立性		所内蓄電式直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3 系統目）から給電されている 24 時間以内に、代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ十分な余裕を持って直流電源設備へ給電する。
	作業性		バッテリー内臓型 LED 照明を作業エリアに配備し、建屋内照明の消灯時における作業性を確保する。
	燃料補給		重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため、タンクローリ等の燃料補給設備を用いて各設備の燃料が枯渇するまでに給油する。 タンクローリの補給は、復旧が見込めない非常用ディーゼル発電機が接続されている軽油タンクの軽油を使用する。 多くの給油対象設備が必要となる事象を想定し、重大事故等発生後 7 日間、それらの設備の運転継続に必要な燃料（軽油）を確保するため、6 号及び 7 号炉の軽油タンク 1 基あたり 510kL 以上を管理する。

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)

1. 15 事故時の計装に関する手順等	
方針 目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障により、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、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
パラメータの選定及び分類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準 1.1~1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等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直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要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、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対策設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要監視パラメータ                     <p style="margin-left: 2em;">主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。</p> </li> <li>・有効監視パラメータ                     <p style="margin-left: 2em;">主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> </li> </ul> <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要代替監視パラメータ                     <p style="margin-left: 2em;">主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。</p> </li> <li>・有効監視パラメータ                     <p style="margin-left: 2em;">主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p> </li> </ul>



			他チャンネルによる計測	<p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p>
			計器故障時	<p>代替パラメータによる推定</p> <p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。</p> <p>推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定</li> <li>・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定</li> <li>・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定</li> <li>・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定</li> <li>・必要な pH が確保されていることを、フィルタ装置水位の水位変化により推定</li> <li>・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定</li> <li>・注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定</li> <li>・原子炉格納容器内の水位を格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により推定</li> <li>・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定</li> <li>・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定</li> <li>・水素濃度を装置の作動状況により推定</li> <li>・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定</li> <li>・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定</li> <li>・使用済燃料プールの状態を同一物理量(温度及び水位)、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定</li> <li>・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力 (S/C) の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定</li> </ul>

対応手段等

監視機能喪失時

計器故障時

代替パラメータによる推定

対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	<p>代替パラメータによる推定</p>	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測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、原子炉压力容器内の温度及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器内の温度のパラメータである原子炉压力容器温度が計測範囲を超えた場合は、炉心損傷状態と推定して対応する。</li> <li>原子炉压力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)、復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)、残留熱除去系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定する。</li> </ul> <p>なお、原子炉压力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、原子炉压力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは、原子炉压力容器温度により監視可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）が計測範囲を超えた場合において、低圧代替注水系使用時は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉压力容器内の水位変化により注水量を推定する。</li> </ul> <p>また、代替循環冷却系使用時は、注水先である原子炉压力容器内の水位変化により注水量を推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)が計測範囲を超えた場合は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉格納容器内の水位変化により注水量を推定する。</li> </ul>
			<p>可搬型計測器による計測</p>	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>

対応手段等	計器電源喪失時	<p>全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・所内蓄電式直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3系統目）から給電する。</li> <li>・代替交流電源設備等から給電する。</li> <li>・直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備等から給電する。</li> </ul> <p>代替電源(交流, 直流)からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち手順書の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p>
	パラメータ記録	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム(SPDS)により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ(使用した計測結果を含む)の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p>
配慮すべき事項	発電用原子炉施設の状態把握	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、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を把握する能力を明確化する。</p>
	確からしさの考慮	<p>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発電用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。</p> <p>推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	計測又は監視の留意事項 可搬型計測器による	<p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、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つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。</p>

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.1	—	—	—	—
1.2	高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	運転員 (中央制御室, 現場)	5	約40分
	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 (運転員操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	5	約90分
	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.14と同様		
	可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.14と同様		
	ほう酸水注入系による進展抑制 (ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器へのほう酸水注入)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約20分
1.3	常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約35分
	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	1.14と同様		
	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約55分
	高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保 (不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約20分
	代替直流電源設備による復旧	1.14と同様		
	代替交流電源設備による復旧	1.14と同様		
	インターフェイスシステムLOCA 発生時の対応 (現場での隔離操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約240分
1.4	低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却 (交流電源が確保されていて防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約125分
		緊急時対策要員	3	
	低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却 (交流電源が確保されていて淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約330分
		緊急時対策要員	6	
	低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却 (全交流動力電源が喪失していて防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約150分
		緊急時対策要員	3	
	低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却 (全交流動力電源が喪失していて淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約330分
		緊急時対策要員	6	
	代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の復旧	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20分以内
	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱 (設計基準拡張)	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20分以内
1.5	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約40分
	原子炉格納容器ベント弁駆動源確保 (予備ポンペ)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約45分
	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	緊急時対策要員	2	45分以内

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.5	フィルタ装置水位調整（水張り）（水源が防火水槽の場合）	緊急時対策要員	2	約125分
	フィルタ装置水位調整（水張り）（水源が淡水貯水池であらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	緊急時対策要員	6	約155分
	フィルタ装置水位調整（水抜き）	緊急時対策要員	2	約150分
	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスバージ	運転員（中央制御室）	2	約270分
		緊急時対策要員	6	
	フィルタ装置スクラバ水pH調整	運転員（中央制御室）	1	約85分
		緊急時対策要員	6	
	ドレン移送ライン窒素ガスバージ	緊急時対策要員	2	約135分
	ドレンタンク水抜き	緊急時対策要員	2	約80分
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	運転員 （中央制御室，現場）	4	約55分
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	運転員 （中央制御室，現場）	6	約70分
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	運転員 （中央制御室，現場）	6	約135分
	代替原子炉補機冷却系による除熱	運転員 （中央制御室，現場）	4	約540分
緊急時対策要員		13		
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱（設計基準拡張）	1.4と同様			
1.6	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（交流電源が確保されていて防火水槽を水源とした送水）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約125分
		緊急時対策要員	3	
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（交流電源が確保されていて淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員 （中央制御室，現場）	4	約330分
		緊急時対策要員	6	
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（全交流動力電源が喪失していて防火水槽を水源とした送水）	運転員 （中央制御室，現場）	3	約125分
		緊急時対策要員	3	
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（全交流動力電源が喪失していて淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	約330分
		緊急時対策要員	6	
1.7	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	運転員 （中央制御室，現場）	4	約45分
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（一次隔離弁を全開状態で保持）	運転員（現場）	2	約40分
	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	緊急時対策要員	2	45分以内

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.7	フィルタ装置水位調整（水張り）（水源が防火水槽の場合）	運転員（中央制御室）	1	約125分
		緊急時対策要員	6	
	フィルタ装置水位調整（水張り）（水源が淡水貯水池であらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	運転員（中央制御室）	1	約155分
		緊急時対策要員	10	
	フィルタ装置水位調整（水抜き）	運転員（中央制御室）	1	約130分
		緊急時対策要員	10	
	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ	運転員（中央制御室）	2	約270分
		緊急時対策要員	6	
	フィルタ装置スクラバ水pH調整	運転員（中央制御室）	1	約85分
		緊急時対策要員	10	
	ドレン移送ライン窒素ガスパージ	緊急時対策要員	8	約130分
	ドレンタンク水抜き	運転員（中央制御室）	1	約80分
緊急時対策要員		4		
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	運転員 （中央制御室，現場）	6	約75分	
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	運転員 （中央制御室，現場）	6	約90分	
代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱	運転員 （中央制御室，現場）	4	約540分	
	緊急時対策要員	13		
1.8	格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	運転員 （中央制御室，現場）	4	35分以内
	格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（防火水槽を水源とした送水）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約125分
		緊急時対策要員	3	
	格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員 （中央制御室，現場）	4	約330分
		緊急時対策要員	6	
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（防火水槽を水源とした送水）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約125分
緊急時対策要員		3		
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員 （中央制御室，現場）	4	約330分	
	緊急時対策要員	6		

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.8	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	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約20分
1.9	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約45分
	原子炉格納容器ベント弁駆動源確保 (予備ポンペ)	1.5と同様		
	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	1.7と同様		
	フィルタ装置水位調整 (水張り)	1.7と同様		
	フィルタ装置水位調整 (水抜き)	1.7と同様		
	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ	1.7と同様		
	フィルタ装置スクラバ水pH調整	1.7と同様		
	ドレン移送ライン窒素ガスパージ	1.7と同様		
	ドレンタンク水抜き	1.7と同様		
	耐圧強化ベント系 (W/W) による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約60分
	耐圧強化ラインの窒素ガスパージ	緊急時対策要員	4	約360分
	水素濃度及び酸素濃度の監視 (格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の監視)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約25分
	代替電源による必要な設備への給電	1.14と同様		
	代替原子炉補機冷却系による冷却水確保	1.5と同様		
1.10	代替電源による必要な設備への給電	1.14と同様		
1.11	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室)	1	110分以内
		緊急時対策要員	2	
	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))	運転員 (中央制御室)	1	330分以内
		緊急時対策要員	6	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (防火水槽を水源とした送水 (SFP可搬式接続口を使用した場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約110分
		緊急時対策要員	2	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (防火水槽を水源とした送水 (原子炉建屋大物搬入口から接続した場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約120分
		緊急時対策要員	2	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合) でSFP可搬式接続口を使用した場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約330分
		緊急時対策要員	6	

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1. 11	燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）で原子炉建屋大物搬入口から接続した場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	約340分
		緊急時対策要員	6	
	漏えい抑制	運転員 （中央制御室，現場）	4	90分以内
	燃料プール代替注水系による常設スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ（防火水槽を水源とした送水）	運転員（中央制御室）	1	125分以内
		緊急時対策要員	3	
	燃料プール代替注水系による常設スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員（中央制御室）	1	330分以内
		緊急時対策要員	6	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ（防火水槽を水源とした送水（SFP可搬式接続口を使用した場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	約125分
		緊急時対策要員	2	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ（防火水槽を水源とした送水（原子炉建屋大物搬入口から接続した場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	約135分
		緊急時対策要員	2	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）でSFP可搬式接続口を使用した場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	約330分
		緊急時対策要員	6	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）で原子炉建屋大物搬入口から接続した場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	約340分
緊急時対策要員		6		
大気への放射性物質の拡散抑制	1. 12と同様			
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	運転員 （中央制御室，現場）	3	約20分	
代替電源による給電	1. 14と同様			
代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	運転員 （中央制御室，現場）	6	約45分	
1. 12	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	8	約160分
	放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	4	約180分
	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制（北放水口への設置）	緊急時対策要員	6	約190分
	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制（取水口への設置）	緊急時対策要員	13	約24時間
	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火	緊急時対策要員	8	約160分
1. 13	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（高圧代替注水系による注水（現場手動操作））	1. 2と同様		



第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1. 13	原子炉冷却材圧力バウンダリ 高压時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（原子炉隔離時冷却系による注水（現場手動操作））	1. 2と同様		
	復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（常設）による注水）	1. 8と同様		
	サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱（代替循環冷却系による減圧及び除熱）	1. 7と同様		
	サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱（代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱）	1. 7と同様		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ 低压時の防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（低压代替注水系（可搬型）による注水）	1. 4及び1. 8と同様		
	防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による冷却）	1. 6と同様		
	防火水槽を水源としたフィルタ装置への補給（可搬型代替注水ポンプによる水位調整（水張り））	1. 5及び1. 7と同様		
	防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（可搬型）による注水）	1. 8と同様		
	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用した注水）	1. 11と同様		
	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した注水）	1. 11と同様		
	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用したスプレー）	1. 11と同様		
	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用したスプレー）	1. 11と同様		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ 低压時の淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした原子炉圧力容器への注水（低压代替注水系（可搬型）による注水）	1. 4及び1. 8と同様		
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による冷却）	1. 6と同様		
淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源としたフィルタ装置への補給（可搬型代替注水ポンプによる水位調整（水張り））	1. 5及び1. 7と同様			
淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（可搬型）による注水）	1. 8と同様			
淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用した注水）	1. 11と同様			

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1. 13	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した注水）	1. 11と同様		
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用したスプレー）	1. 11と同様		
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用したスプレー）	1. 11と同様		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）による注水（交流電源が確保されている場合））	運転員 （中央制御室，現場）	4	約315分
		緊急時対策要員	10	
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）による注水（全交流動力電源が喪失している場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	約315分
		緊急時対策要員	10	
	海を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による冷却（交流電源が確保されている場合））	運転員 （中央制御室，現場）	4	約315分
		緊急時対策要員	10	
	海を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による冷却（全交流動力電源が喪失している場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	約315分
		緊急時対策要員	10	
	海を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（可搬型）による注水）	運転員 （中央制御室，現場）	6	約315分
		緊急時対策要員	10	
	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用した注水）	運転員 （中央制御室）	1	約305分
緊急時対策要員		10		
海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した注水）	運転員 （中央制御室，現場）	3	約305分	
	緊急時対策要員	10		
海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用したスプレー）	運転員 （中央制御室）	1	約315分	
	緊急時対策要員	10		
海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用したスプレー）	運転員 （中央制御室，現場）	3	約315分	
	緊急時対策要員	10		
海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送（代替原子炉補機冷却系による除熱）	1. 5と同様			
海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制（大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による拡散抑制）	1. 12と同様			

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	海を水源とした航空機燃料火災への泡消火（大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による泡消火）	1.12と同様		
	ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器へのほう酸水注入（ほう酸水注入系による注水）	1.2と同様		
	ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器へのほう酸水注入（ほう酸水注入系によるほう酸水注入）	1.8と同様		
	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給	運転員（中央制御室）	1	145分以内
		緊急時対策要員	3	
	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	運転員（中央制御室）	1	340分以内
		緊急時対策要員	6	
海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給	運転員（中央制御室）	1	約325分	
	緊急時対策要員	10		
海から防火水槽への補給（大容量送水車（海水取水用）による補給）	緊急時対策要員	8	約300分	
1.14	常設代替交流電源設備による給電（M/C D系受電）	運転員 （中央制御室，現場）	6	20分以内
	常設代替交流電源設備による給電（M/C C系受電）	運転員 （中央制御室，現場）	6	50分以内
	可搬型代替交流電源設備による給電（P/C C系動力変圧器の一次側に接続し，P/C C系及びP/C D系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約340分
		緊急時対策要員	6	
	可搬型代替交流電源設備による給電（緊急用電源切替箱接続装置に接続し，P/C C系及びP/C D系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約285分
		緊急時対策要員	6	
	電力融通による給電（号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用し，M/C C系又はM/C D系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	10	約115分
		緊急時対策要員	6	
	電力融通による給電（号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用し，M/C C系又はM/C D系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	10	約245分
		緊急時対策要員	6	
	所内蓄電式直流電源設備による給電（直流125V蓄電池Aから直流125V蓄電池A-2への受電切替え）	運転員 （中央制御室，現場）	4	20分以内
所内蓄電式直流電源設備による給電（直流125V蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池への受電切替え）	運転員 （中央制御室，現場）	4	25分以内	
代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電（直流125V充電器盤Aの受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約40分	
代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電（直流125V充電器盤Bの受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約40分	
代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電（直流125V充電器盤A-2の受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約40分	

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1. 14	代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電 (AM用直流125V充電器盤の受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約35分
	中央制御室監視計器C系及びD系の復旧	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約50分
	可搬型直流電源設備による給電 (AM用動力変圧器への接続によるAM用直流125V充電器盤の受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約460分
		緊急時対策要員	6	
	可搬型直流電源設備による給電 (緊急用電源切替箱接続装置への接続によるAM用直流125V充電器盤の受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約415分
		緊急時対策要員	6	
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 (AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	25分以内
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 (常設代替交流電源設備による直流125V主母線盤B受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約40分
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 (可搬型代替交流電源設備 (緊急用電源切替箱接続装置に接続) による直流125V主母線盤B受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約40分
		緊急時対策要員	6	
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 (号炉間電力融通ケーブルによる直流125V主母線盤B受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	5	約40分
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 (可搬型代替交流電源設備 (P/C C系動力変圧器の一次側に接続) による直流125V主母線盤B受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約80分
		緊急時対策要員	6	
	常設代替交流電源設備によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約25分
	号炉間電力融通ケーブル (常設) によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	8	約110分
		緊急時対策要員	6	
	号炉間電力融通ケーブル (可搬型) によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	8	約240分
		緊急時対策要員	6	
	可搬型代替交流電源設備 (AM用動力変圧器に接続) によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約315分
緊急時対策要員		6		
可搬型代替交流電源設備 (緊急用電源切替箱接続装置に接続) によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約270分	
	緊急時対策要員	6		
燃料補給設備による給油 (軽油タンクからタンクローリ (4kL) への補給)	緊急時対策要員	2	105分以内	
燃料補給設備による給油 (軽油タンクからタンクローリ (16kL) への補給)	緊急時対策要員	2	120分以内	
燃料補給設備による給油 (タンクローリ (4kL) による給油対象設備への給油)	緊急時対策要員	2	約15分	
燃料補給設備による給油 (タンクローリ (16kL) による第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油)	緊急時対策要員	2	約90分	

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1. 15	計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段（可搬型計測器（現場）による計測）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約18分
	計器電源が喪失した場合の手段	1. 14と同様		
1. 16	中央制御室換気空調系設備の運転手順等（中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順）	運転員 （中央制御室，現場）	8	約30分
	中央制御室換気空調系設備の運転手順等（全交流動力電源が喪失した場合の隔離弁現場閉操作）	運転員（現場）	4	約30分
	中央制御室待避室の準備手順（中央制御室待避室陽圧化装置による加圧準備操作）	運転員（現場）	2	約30分
	チェン징エリアの設置及び運用手順	緊急時対策要員	2	約60分
	非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順（現場での原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止手順）	運転員（現場）， 緊急時対策要員	4	1枚あたり 約10時間
1. 17	可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定	緊急時対策要員	2	約435分
	可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	緊急時対策要員	2	約95分
	可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約95分
	可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約65分
	可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約65分
	海上モニタリング	緊急時対策要員	4	約260分
	可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	約335分
	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	約25分
	可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	緊急時対策要員	2	約90分
	モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順等	緊急時対策要員	2	約110分
1. 18	緊急時対策所立ち上げの手順（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の手順）	緊急時対策要員	2	約60分
	緊急時対策所立ち上げの手順（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置手順）	緊急時対策要員	2	約20分
	可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定手順	1. 17と同様		
	放射線防護等に関する手順等（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機から陽圧化装置（空気ポンプ）への切替え手順）	緊急時対策要員	3	約5分
	放射線防護等に関する手順等（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンプ）から可搬型陽圧化空調機への切替え手順）	緊急時対策要員	2	約30分
	放射線防護等に関する手順等（5号炉原子炉建屋内可搬型外気取入送風機による通路部のバージ手順）	緊急時対策要員	2	約30分
	要員の収容に係る手順等（チェン징エリアの設置及び運用手順）	緊急時対策要員	2	約90分
	代替電源設備からの給電手順（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電）	緊急時対策要員	2	約25分

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.18	代替電源設備からの給電手順（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油手順）	緊急時対策要員	2	約130分
1.19	代替電源設備から給電する手順等	1.14及び1.18と同様		

B. 7号炉

6号炉に同じ。





添付書類

今回の変更申請に係る柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号発電用原子炉施設の変更）の添付書類は以下のとおりである。

添付書類一 変更後における発電用原子炉の使用の目的に関する説明書

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号発電用原子炉施設の変更）（令和2年5月13日付け、原規規発第2005134号をもって設置変更許可）の添付書類一の記載内容と同じ。

添付書類二 変更後における発電用原子炉の熱出力に関する説明書

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号発電用原子炉施設の変更）（令和2年5月13日付け、原規規発第2005134号をもって設置変更許可）の添付書類二の記載内容と同じ。

添付書類三 変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

別添1に示すとおりである。

添付書類四 変更後における発電用原子炉の運転に要する核燃料物質の取得計画を記載した書類

別添2に示すとおり記載内容を変更する。

添付書類五 変更に係る発電用原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書

別添3に示すとおりである。

添付書類六 変更に係る発電用原子炉施設の場所に関する気象，地盤，水理，地震，社会環境等の状況に関する説明書

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号発電用原子炉施設の変更）（令和2年5月13日付け，原規規発第2005134号をもって設置変更許可）の添付書類六の記載内容と同じ。

添付書類七 変更に係る発電用原子炉又はその主要な附属施設の設置の地点から二十キロメートル以内の地域を含む縮尺二十万分の一の地図及び五キロメートル以内の地域を含む縮尺五万分の一の地図

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号発電用原子炉施設の変更）（令和2年5月13日付け，原規規発第2005134号をもって設置変更許可）の添付書類七の記載内容と同じ。

添付書類八 変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書

別添4に示すとおり記載内容を変更する。別添4に示す記載内容以外は次のとおりである。

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号発電用原子炉施設の変更）（令和2年5月13日付け，原規規発第2005134号をもって設置変更許可）の添付書類八の記載内容と同じ。

添付書類九 変更後における発電用原子炉施設の放射線の管理に関する説明書  
柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号発電用原子炉施設の変更）（令和2年5月13日付け，原規規発第2005134号をもって設置変更許可）の添付書類九の記載内容と同じ。

添付書類十 変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書

別添5に示すとおり記載内容を変更する。別添5に示す記載内容以外は次のとおりである。

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号発電用原子炉施設の変更）（令和2年5月13日付け，原規規発第2005134号をもって設置変更許可）の添付書類十の記載内容と同じ。

添付書類十一 変更後における発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する説明書

別添6に示すとおり記載内容を変更する。

別添 1

### 添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る 6 号及び 7 号炉の所内常設直流電源設備（3 系統目）の設置に伴う工事に要する資金は、約 16 億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金等により安定的に工事資金を確保していく。

別添 2

添 付 書 類 四

変更後における発電用原子炉の運転に要する  
核燃料物質の取得計画を記載した書類

柏崎刈羽原子力発電所の運転に要する核燃料物質（ウラン）については、仏国のオラノ・マイニング社 (Orano Mining)、シンガポールのリオ・ティント社 (Rio Tinto Uranium)、加国のウラニウム・ワン社 (Uranium One Inc.) 等との長期購入契約によって確保しているウラン精鉱、及び当社の使用済燃料の再処理により回収される減損ウランから充当する予定である。これらとの長期購入契約及び減損ウランによる確保済の量は、2021年3月末時点では、当社の全累積で2030年度約86,000tUであり、これに対し、当社全累積所要量は2030年度約77,200tUと予想される。したがって、柏崎刈羽原子力発電所の当面の運転に必要なウランについては十分まかなえる量を確保しており、確保できていない将来部分に関しても、今後の契約により確保する予定である。

UF<sub>6</sub>への転換役務については、米国のコンバーダイナ社 (ConverDyn)、仏国のオラノ・シミ・オンリシスモン社 (Orano Chimie-Enrichissement) 等との転換役務契約により当面の所要量を確保しており、確保できていない将来部分に関しても、今後の契約により確保する予定である。

UF<sub>6</sub>の濃縮役務については、米国のユーセック社 (USEC)、仏国のオラノ・シミ・オンリシスモン社 (Orano Chimie-Enrichissement)、英国、独国、蘭国の共同事業体であるウレンコ社 (URENCO)、日本の日本原燃株式会社等との濃縮役務契約によって当面の所要量を確保しており、確保できていない将来部分に関しても、今後の契約により確保する予定である。

一方、核燃料物質（プルトニウム）を使用する場合には、当社の使用済燃料の再処理により回収されるプルトニウムを利用していく予定である。

さらに、柏崎刈羽原子力発電所用燃料の成型加工役務については、国内外事業者との契約により確保する予定である。



別添 3

添 付 書 類 五

変更に係る発電用原子炉施設の設置及び運転に関する  
技術的能力に関する説明書

本変更に係る発電用原子炉施設の設計及び工事，並びに運転及び保守（以下「設計及び運転等」という。）のための組織，技術者の確保，経験，品質保証活動，技術者に対する教育・訓練及び有資格者等の選任・配置については次のとおりである。

## 1. 組織

本変更に係る設計及び運転等は第 1 図に示す既存の原子力関係組織にて実施する。

これらの組織は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第 43 条の 3 の 24 第 1 項の規定に基づく柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）等で定められた業務所掌に基づき，明確な役割分担のもとで柏崎刈羽原子力発電所の設計及び運転等に係る業務を適確に実施する。

本変更に係る設計及び工事の業務については，設計方針を原子力・立地本部の原子力設備管理部が策定し，現地における具体的な設計及び工事に関する業務については柏崎刈羽原子力発電所において実施する。

本変更に係る運転及び保守の業務については，運転管理及び施設管理に関する基本的な方針を原子力・立地本部の原子力運営管理部が策定し，現地における具体的な運転及び保守の業務は柏崎刈羽原子力発電所の担当する組織が実施する。柏崎刈羽原子力発電所の発電用原子炉施設の運転管理に関する業務は原子炉安全グループ，化学管理グループ，発電グループ，作業管理グループ，当直，運転評価グループ，燃料グループ，モバイル設備管理グループが，施設管理に関する業務は放射線安全グループ，保全総括グループ，タービングループ，原子炉グループ，高経年化評価グループ，電気機器グループ，計測制御グループ，環境施設グループ，環境施設プロ

ジェクトグループ、システムエンジニアリンググループ、電子通信グループ、直営作業グループ、土木グループ、建築グループ、モバイル設備管理グループ、コンフィグレーションマネジメントグループが、燃料管理に関する業務は放射線管理グループ、当直、燃料グループが、放射線管理に関する業務は防護管理グループ、放射線安全グループ、放射線管理グループ、化学管理グループ、計測制御グループが、放射性廃棄物管理に関する業務は放射線管理グループ、化学管理グループ、当直、燃料グループ、計測制御グループ、環境グループが、緊急時の措置に関する業務は防災安全グループが実施する。

福島第一原子力発電所の事故以前、本社原子力部門の組織が6部体制に拡大していたため、組織横断的な課題への取り組みが遅延し、かつ発電所側から見た本社カウンターパートが不明確であった。このため、福島第一原子力発電所の事故以降、原子力・立地本部の安全・品質が確実に向上する体制へ見直しを図るため、原子力・立地本部内の設計及び運転等に関する安全・品質に関する計画立案、調査・分析、経営資源配分を一体的に行い、本部内の統制を強化し安全・品質向上の取り組みを推進する「原子力安全・統括部」を本社に設置した。また、柏崎刈羽原子力発電所においては、原子力安全に関し発電所全体を俯瞰する機能として、安全管理、技術総括、放射線安全、防災安全の機能を一括管理する原子力安全センターを設置し、原子力安全に係る組織の強化を図っている。

原子力部門の全社員に対し、原子力安全を高める知識・スキルを継続的に学ぶ機会を提供するため、原子力人財育成センターを設置した。原子力人財育成センターでは、原子力部門全体の人財育成に必要な教育訓練プログラムを構築・提供するとともに、個人別の力量・資格認定を一元的に管理することで、社員各個人の長期的な人財育成プランを立案、支援する。

さらに、原子力部門の各職位・役割に必要な要件を明確化し、要件に応じた人材育成を実施していくことで、原子力部門としての技術力の維持・向上を実現する。

運転及び保守の業務のうち、自然災害や重大事故等にも適確に対処するため、所長（原子力防災管理者）を本部長とした原子力防災組織を構築し対応する。本部長が緊急時態勢を発令した場合は発電所緊急時対策本部を設置し、平時の業務体制から速やかに移行する。

柏崎刈羽原子力発電所の原子力防災組織を第 2.1 図、本社の原子力防災組織を第 2.2 図に示す。

柏崎刈羽原子力発電所の原子力防災組織は、柏崎刈羽原子力発電所の技術系社員（以下「技術者」という。）、事務系社員により構成され、業務所掌に基づき原子力災害の発生又は拡大の防止に加え、緩和するために必要な活動を行う。重大事故等が発生した場合は、緊急時対策要員にて初期活動を行い、発電所外から参集した緊急時対策要員を加えて柏崎刈羽原子力発電所の原子力防災組織が構成され、役割分担に応じて対応する。また、自然災害と重大事故等の発生が重畳した場合においても、原子力防災組織にて適確に対応する。本社の原子力防災組織は、原子力部門のみでなく関係する他部門も含めた全社大での体制となっており、重大事故等の拡大防止を図り、事故により放射性物質を環境に放出することを防止するために、特に中長期の対応について発電所対策本部の活動を支援する。

発電用原子炉施設の保安に関する重要事項を審議する委員会として、原子力発電保安委員会を本社に、発電用原子炉施設の保安運営に関する重要事項を審議する委員会として、原子力発電保安運営委員会を発電所に設置している。原子力発電保安委員会は、原子炉設置変更許可申請書又は保安規定の変更等に関する事項を審議し、原子力発電保安運営委員会は、柏崎

刈羽原子力発電所が所管する社内規定類の変更方針，原子炉設置変更許可申請を要する保全工事等，工事計画認可申請・届出を要する保全工事等に関する事項を審議することで役割分担を明確にしている。

## 2. 技術者の確保

### (1) 技術者数

令和3年6月1日現在、原子力・立地本部在籍技術者（業務出向者は除く。）数は、1,989名であり、そのうち、10年以上の経験年数を有する特別管理職が315名在籍している。

また、柏崎刈羽原子力発電所及び柏崎刈羽原子力発電所に常駐する本社組織所属の技術者の人数は1,031名である。

### (2) 有資格者数

原子力・立地本部及び同本部に所属する原子力安全・統括部、原子力運営管理部、原子力設備管理部、原子燃料サイクル部、原子力人材育成センター、原子力資材調達センター、柏崎刈羽原子力発電所及び柏崎刈羽原子力発電所に常駐する本社組織所属の令和3年6月1日現在の有資格者の人数は次のとおりであり、そのうち柏崎刈羽原子力発電所及び柏崎刈羽原子力発電所に常駐する本社組織所属の有資格者数を括弧書きで示す。

原子炉主任技術者	53名（16名）
第一種放射線取扱主任者	135名（62名）
第一種ボイラー・タービン主任技術者	17名（13名）
第一種電気主任技術者	16名（8名）
運転責任者として原子力規制委員会が定める 基準に適合した者	72名（69名）

また、自然災害や重大事故等発生時の対応として資機材の運搬等を社員直営で行うこととしており、大型自動車等の資格を有する技術者も確

保している。

原子力・立地本部及び同本部に所属する原子力安全・統括部，原子力運営管理部，原子力設備管理部，原子燃料サイクル部，原子力人財育成センター，原子力資材調達センター，柏崎刈羽原子力発電所，柏崎刈羽原子力発電所に常駐する本社組織所属の技術者，並びに事業を行うために必要となる有資格者の人数を第 1 表に示す。現在，確保している技術者数にて本変更に係る設計及び運転等の対応が可能であるが，今後とも設計及び運転等を適切に行い，安全を確保し，円滑かつ確実な業務遂行を図るため，採用を通じ技術者を確保し，必要な教育・訓練を行うことにより継続的に技術者と有資格者を育成し，配置する。

福島第一原子力発電所事故の反省として，十分にエンジニアを育てられていなかったことがある。この反省を踏まえ，プラントの重要な系統の機能・性能を把握したシステムエンジニアの確保が必要であるとの認識のもと，システムエンジニアの育成を開始している。

また，現状にとらわれることなく自らの専門分野を産業界全体の最高レベルに到達させるため，本社の技術者のうち運転や保全等専門分野ごとに責任者を定め，改革の責任を担う役割（CFAM：Corporate Functional Area Manager）を付与しており，各発電所にも CFAM とともに活動する役割（SFAM：Site Functional Area Manager）を定めている。彼らは，目標に対するギャップの把握，解決すべき課題の抽出，改善策の立案及び実施の一連の活動を開始しており，原子力部門全体が世界最高水準のパフォーマンス，技術力を発揮することを目指している。

### 3. 経 験

当社は、昭和 30 年以來、原子力発電に関する諸調査、諸準備等を進めるとともに、技術者を国内及び国外の原子力関係施設へ多数派遣し、技術的能力の蓄積に努めている。

また、昭和 46 年 3 月に BWR を採用した福島第一原子力発電所 1 号炉の営業運転を開始して以來、種々の技術的課題に挑戦し問題を解決しながら、安全性・信頼性の面で優れた原子力発電プラントの実現のために、それまでの建設・運転・保守の経験と最新の技術を設計に適宜取り入れながら絶えず改良を続け、これまで計 17 プラントの建設工事を行うとともに、原子力発電プラントの運転及び保守の実績を蓄積している。

原子力発電所	原子炉熱出力(MW)	営業運転の開始
福島第一 1 号炉	1380	昭和 46 年 3 月 26 日
	2381	昭和 49 年 7 月 18 日
	2381	昭和 51 年 3 月 27 日
	2381	昭和 53 年 10 月 12 日
	2381	昭和 53 年 4 月 18 日
	3293	昭和 54 年 10 月 24 日
福島第二 1 号炉	3293	昭和 57 年 4 月 20 日
	3293	昭和 59 年 2 月 3 日
	3293	昭和 60 年 6 月 21 日
	3293	昭和 62 年 8 月 25 日
柏崎刈羽 1 号炉	3293	昭和 60 年 9 月 18 日
	3293	平成 2 年 9 月 28 日
	3293	平成 5 年 8 月 11 日



4号炉	3293	平成6年8月11日
5号炉	3293	平成2年4月10日
6号炉	3926	平成8年11月7日
7号炉	3926	平成9年7月2日

当社は、原子力発電所の安全性と信頼性を確保し、原子力発電所を構成する構築物、系統及び機器が所定の機能を発揮し得る状態にあるよう努めるとともに、保守業務を継続的に改善していくことで、より設備の安全性と信頼性を向上させ、保守に関する経験を蓄積してきた。

本変更に関して、設計及び工事の経験として、柏崎刈羽原子力発電所において平成22年には1号炉起動領域モニタへの変更、平成23年には雑固体廃棄物の処理方法への固型化处理（モルタル）の追加並びに平成26年には使用済燃料輸送容器保管建屋等の設計及び工事を順次実施している。

また、耐震安全性向上工事として、平成20年から原子炉建屋屋根トラス、原子炉建屋天井クレーン、燃料取替機等について設計及び工事を実施している。

福島第一原子力発電所事故以降は、事故の反省を踏まえ、重大事故等の事故状況下においても復旧を迅速に実施するため、可搬型重大事故等対処設備の操作訓練はもとより、普段から保守点検活動を社員自らが行き、知識・技能の向上を図り、緊急時に社員自らが直営で実施できるよう取り組みを行っている。

更なる安全性向上の観点からアクシデントマネジメント対策として、耐圧強化ベント設備の追加、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への代替注水設備の追加、非常用電源のユニット間融通設備の追加、アクシデントマネジメント実施に必要な計装系の追加と計測レンジの変更を検討し、対策工事を実施している。また、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安

全対策により、電源車、消防ポンプ等の配備に関する設計検討を行い、対策工事を実施している。

また、社内規定類の改正対応や習熟訓練による運転の知識・技能の向上を図るとともに、工事と保守経験を継続的に積み上げている。

福島第一原子力発電所事故以前は、トラブル対応や国内外のトラブル情報（運転経験情報）を安全性の向上対策に活用できなかったという弱みがあったことから、国内外の運転経験情報について有効に活用し、運転経験情報の水平展開要否に係る判断等を通じて、トラブルに関する経験や知識についても継続的に積み上げている。

以上のとおり、これまでの経験に加え、今後も継続的に経験を蓄積していく方針であり、本変更に係る設計及び運転等の経験を十分に有している。

これら原子力発電所において長年にわたり建設時及び改造時の設計及び工事、さらには運転及び保守を経験してきたが、それにも関わらず福島第一原子力発電所事故を防ぐことができなかった。これは、設計段階から外的事象（地震と津波）を起因とする共通原因故障への配慮が足りないといった設計段階の技術力不足、さらにその後の継続的な安全性向上の努力不足によるもので、炉心溶融、さらには広域に大量の放射性物質を放出させるという深刻な事故を引き起こしたことを深く反省するところである。

以上の反省を踏まえて、従来の安全対策に対する過信と傲りを一掃し、当社組織内にあった問題を明らかにして、安全への取り組みを根底から改革すべく、平成 25 年 3 月 29 日に原子力安全改革プランを公表した。当該プランに基づき、今後は原子力発電所の安全性向上対策の強化や当社組織の改革に不退転の決意で臨んでいく。

本変更に係る設計及び運転等については、これまで実施してきた同様の施設に係る経験に加え、上述の決意のもと更なる安全性向上対策を実施し

ていく。

#### 4. 品質保証活動

当社における品質保証活動は、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上させるために、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」（以下「品質管理基準規則」という。）に従い、「保安規定第 3 条（品質マネジメントシステム計画）」を含んだ「原子力品質保証規程」（以下「品証規程」という。）を定め、品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善している。

この品質マネジメントシステムには、健全な安全文化を育成及び維持するための活動、関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の向上を図るための活動を含めている。

本変更に係る設計及び運転等を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されていることを以下に示す。

##### (1) 品質保証活動の体制

当社における品質保証活動は、業務に必要な社内規程類を定めるとともに、文書体系を構築している。品質保証活動に係る文書体系を第 3 図に示す。

各業務を主管する組織の長は、社内規程類に基づき、責任をもって個々の業務を実施し、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために必要な記録を作成し管理する。

品質保証活動に係る体制は、社長を最高責任者（トップマネジメント）とし、実施部門である原子力・立地本部並びに実施部門から独立した監査部門である内部監査室で構築している。

社長は、品質マネジメントシステムの最高責任者（トップマネジメント）として、原子力安全のためのリーダーシップを発揮し、品質マネジ

メントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することの責任と権限を有し、品質方針を定めている。この品質方針は、「福島第一原子力発電所事故を決して忘れることなく、昨日よりも今日、今日よりも明日の安全レベルを高め、比類無き安全を創造し続ける原子力事業者になる。」という決意のもと、事故を徹底的に検証し「世界最高水準の安全」を目指すことを表明しており、原子力安全を確保することの重要性が組織内に伝達され、理解されることを確実にするとともに、要員が健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにするため、組織全体に周知している。

各業務を主管する組織の長は、品証規程に従いマネジメントレビューのインプットに関する情報を作成し、実施部門の管理責任者である原子力・立地本部長はマネジメントレビューのインプットを社長へ報告する。

また、内部監査室長は、監査部門の管理責任者として、実施部門から独立した立場で内部監査を実施し、監査結果をマネジメントレビューのインプットとして社長へ報告する。

社長は、管理責任者からの報告内容を基に品質マネジメントシステムの実効性をレビューし、マネジメントレビューのアウトプットを決定する。

管理責任者は、社長からのマネジメントレビューのアウトプットを基に各業務を主管する組織の長に必要な対応を指示する。

各業務を主管する組織の長は、マネジメントレビューのアウトプット及び品質保証活動の実施状況を踏まえ、次年度の年度業務計画に反映し、活動している。

原子力・立地本部長は、本社にて管理責任者レビューを実施し、各部署に共通する事項として品証規程、柏崎刈羽原子力発電所品質保証計画

書（以下「品証計画書」という。）等の社内規程類の改訂に関する事項、品質方針の変更提案、原子力・立地本部業務計画及びマネジメントレビューのインプット等をレビューする。

また、柏崎刈羽原子力発電所においては、発電所長を主査とするレビューを実施し、実施部門における品質保証活動に基づく品証規程/品証計画書の改訂に関する事項、年度業務計画（品質目標）、管理責任者レビューのインプットに関する情報等をレビューする。

各レビューのアウトプットについては、社長のマネジメントレビューへのインプットとしているほか、品質目標等の業務計画の策定/改訂、社内規程類の制定/改訂等により業務へ反映している。

なお、発電用原子炉施設の保安に関する基本的な重要事項に関しては、本社にて保安規定第 6 条に基づく原子力発電保安委員会を、また、発電用原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項に関しては、発電所にて保安規定第 7 条に基づく原子力発電保安運営委員会を開催し、その内容を審議し、審議結果は業務へ反映させる。

## (2) 設計及び運転等の品質保証活動

各業務を主管する組織の長は、設計及び運転等を、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針に基づく重要性を参考とし、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度に応じて管理し、実施する。また、製品及び役務を調達する場合は、重要度等に応じた品質管理グレードに従い調達管理を行う。なお、許認可申請等に係る解析業務を調達する場合は、当該業務に係る調達要求事項を追加している。

各業務を主管する組織の長は、調達製品等が調達要求事項を満足していることを、検証する。

各業務を主管する組織の長は、設計及び運転等において不適合が発生した場合、不適合を除去し、再発防止のために原因を特定した上で、原子力安全に及ぼす影響に応じた是正処置等を実施する。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者においても不適合管理が適切に遂行されるよう要求事項を提示し、不適合が発生した場合には、各業務を主管する組織はその実施状況を確認する。

### (3) 品質保証活動の強化

当社は、福島第一原子力発電所の事故の要因の一つとして安全意識の不足を認識しており、経営層自身の意識を高め、安全文化を組織全体へ確実に定着させるために、「福島第一原子力発電所事故を決して忘れることなく、昨日よりも今日、今日よりも明日の安全レベルを高め、比類無き安全を創造し続ける原子力事業者になる。」という決意を品質方針に示している。また、「経営層の安全意識の向上と組織全体への浸透」、「原子力安全を高めるためのガバナンス改善」、「原子力安全に係る各専門分野の強化・プロセスの改善」、「国内外の運転経験情報の活用の強化」等を通じて品質マネジメントシステムの強化に取り組んでいる。

上記のとおり、品質保証活動に必要な文書を定め、品質保証活動に関する計画、実施、評価及び改善を実施する仕組み並びに役割を明確化した体制を構築している。また、品質マネジメントシステムの強化に継続的に取り組んでいる。

## 5. 技術者に対する教育・訓練

技術者は、原則として入社後一定期間、当社原子力発電所において、原子力発電所の仕組み、発電所各系統の構成機器に関する知識、機器配置、放射線管理、安全管理、原子力安全等の基礎教育・訓練を受け、原子力発電に関する基礎知識を習得する。

技術者の教育・訓練は、当社原子力発電所の訓練施設のほか、BWR 運転訓練センターや原子力安全推進協会における運転員の教育・訓練等、国内の原子力関係機関も活用し、各職能、目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施し、一般及び専門知識・技能の習得及び習熟に努める。

柏崎刈羽原子力発電所では、原子力安全の達成に必要な技術的能力を維持・向上させるため、保安規定に基づき、対象者、教育内容、教育時間等について教育の実施計画を策定し、それに従って教育を実施する。

福島第一原子力発電所事故では、知見が十分とは言えない津波に対し、想定を上回る津波が来る可能性は低いと判断し、自ら対策を考えて迅速に深層防護の備えを行う姿勢が足りなかったとの反省のもと、技術力全般の底上げのため、技能認定制度による業務に必要な技術力の維持・向上と併せて、プラント冷却系統等重要な施設の設計や許認可、運転、保守に精通する技術者や、耐震技術、安全評価技術等専門分野の技術者を育成して、原子力安全の確保、技術力の向上を図る取り組みも進めている。

技術者及び事務系社員に対しては、各役割に応じた自然災害等発生時、重大事故等時の対応に必要な技能の維持と知識の向上を図るため、重大事故等の内容、原子力災害対策活動等に関する教育を行うとともに、重大事故等対策に係る資機材等を用いた訓練を計画的かつ継続的に実施する。

また、教育・訓練を統括的に管理する原子力人財育成センターを設置し、個人のさらなる専門知識及び技術・技能の向上と、原子力部門全体の技術



力向上を実現する。

## 6. 有資格者等の選任・配置

原子炉主任技術者は、原子炉主任技術者免状を有する者のうち、発電用原子炉施設の工事又は施設管理に関する業務、運転に関する業務、設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務、燃料体の設計又は管理に関する業務の実務経験を 3 年以上有する者の中から職務遂行能力を有している者を発電用原子炉ごとに選任する。

原子炉主任技術者は、発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行い、その原子炉主任技術者としての職務が適切に遂行できるよう独立性を確保するために、所長の人事権が及ばない原子力・立地本部長が選任し配置する。

原子炉主任技術者を発電所の職位（職務）と兼務させる場合、平常時及び非常時において、その職位（職務）に基づく判断と、原子炉主任技術者としての保安の監督を誠実に行うための判断が相反する立場になることが予想される職位（職務）への配置は除く。

原子炉主任技術者不在時においても、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な指示ができるよう、代行者を原子炉主任技術者の選任要件を満たす特別管理職から選任し、職務遂行に万全を期している。

運転責任者は、原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任し、発電用原子炉の運転を担当する当直の責任者である当直長の職位としている。

第 1 表 原子力・立地本部及び同本部に所属する原子力安全・統括部，原子力運営管理部，原子力設備管理部，原子燃料サイクル部，原子力人材育成センター，原子力資材調達センター，柏崎刈羽原子力発電所，柏崎刈羽原子力発電所に常駐する本社組織所属の技術者等の人数

(令和 3 年 6 月 1 日現在)

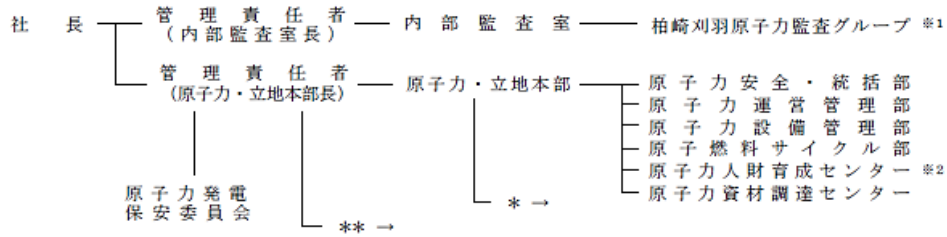
	技術者数	管理者数	有資格者数					
			原子炉主任技術者	第一種放射線取扱主任者	第一種ボイラー・タービン主任技術者	第一種電気主任技術者	運転責任者	
本 社	原子力・立地本部	31	22 (21)	7	7	0	3	0
	原子力安全・統括部	60	18 (18)	6	16	0	0	0
	原子力運営管理部	79	15 (14)	7	12	0	1	1
	原子力設備管理部	288	62 (57)	14	28	1	2	0
	原子燃料サイクル部	19	5 (5)	1	5	1	0	0
	原子力人材育成センター	60	9 (9)	2	4	2	2	2
	原子力資材調達センター	8	2 (1)	0	1	0	0	0
柏崎刈羽原子力発電所	1031 [7]	118 (114) [7]	16 [7]	62 [5]	13 [0]	8 [0]	69 [1]	

( )内は，管理者のうち，技術者としての経験年数が 10 年以上の人数を示す。

[ ]内は，柏崎刈羽原子力発電所に常駐する本社組織所属の人数を示す。

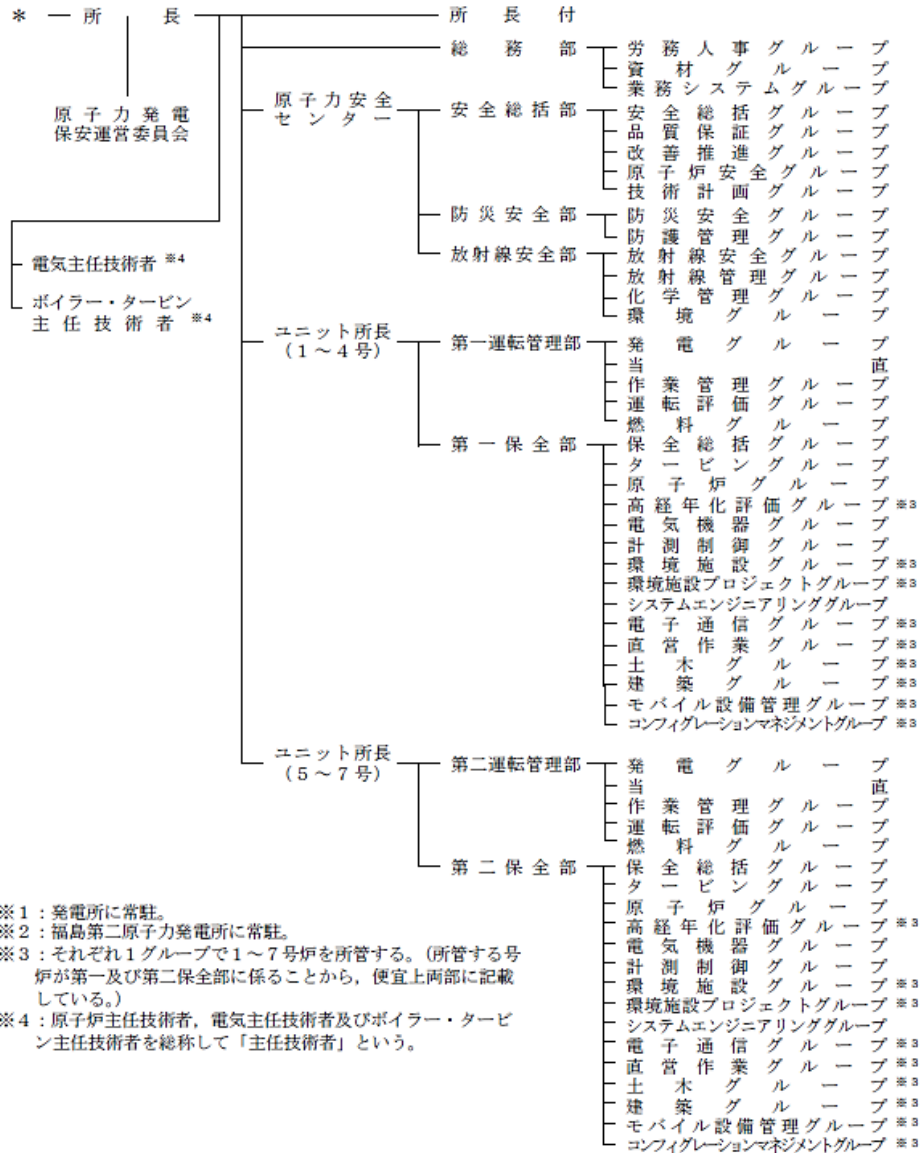
福島第二原子力発電所及び東通原子力建設所を除く人数を示す。

【本 社】



【柏崎刈羽原子力発電所】

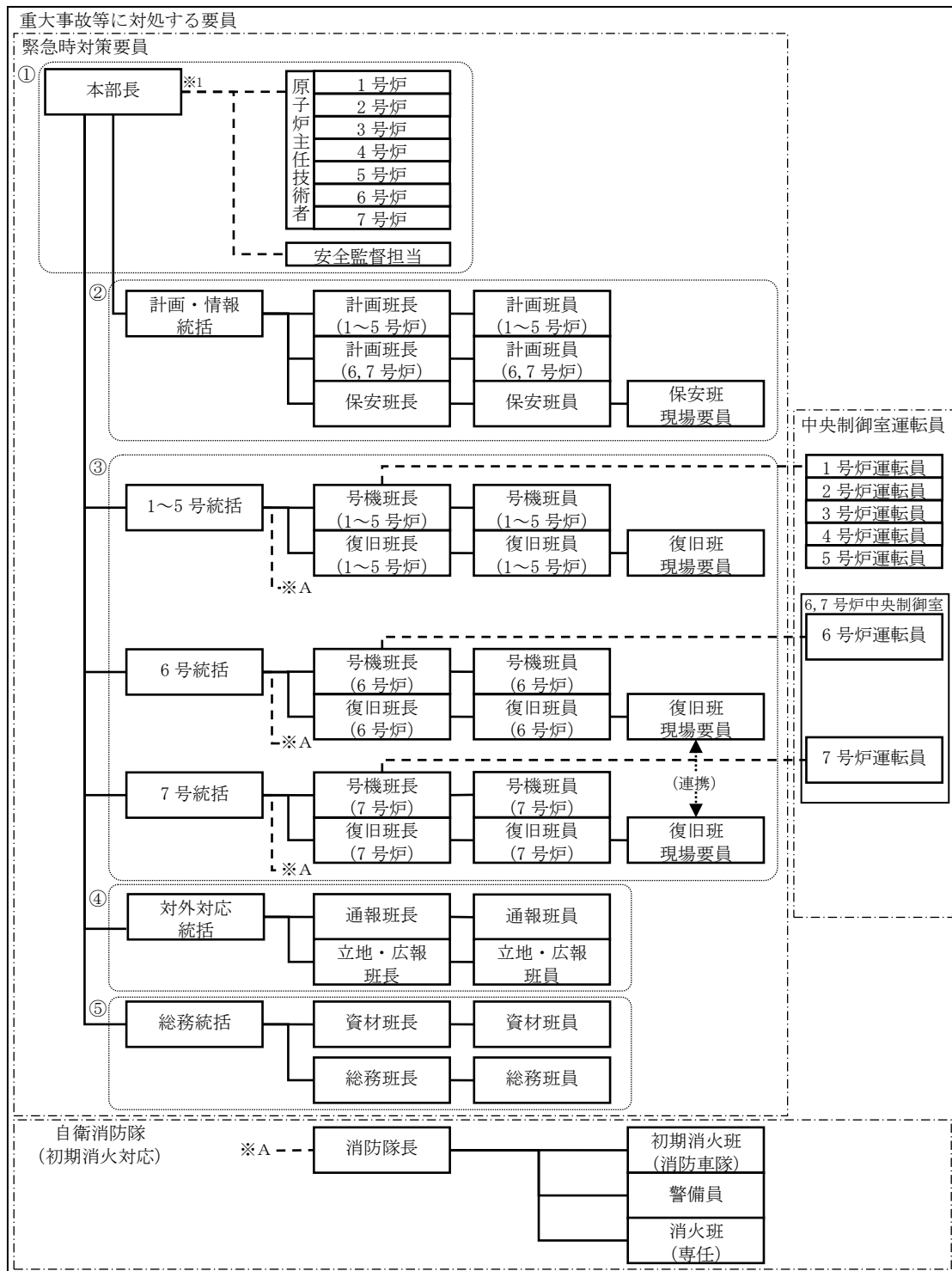
\* \* — 原子炉主任技術者 #4



- ※1：発電所に常駐。
- ※2：福島第二原子力発電所に常駐。
- ※3：それぞれ1グループで1～7号炉を所管する。(所管する号炉が第一及び第二保全部に係ることから、便宜上両部に記載している。)
- ※4：原子炉主任技術者、電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者を総称して「主任技術者」という。

第1図 原子力関係組織

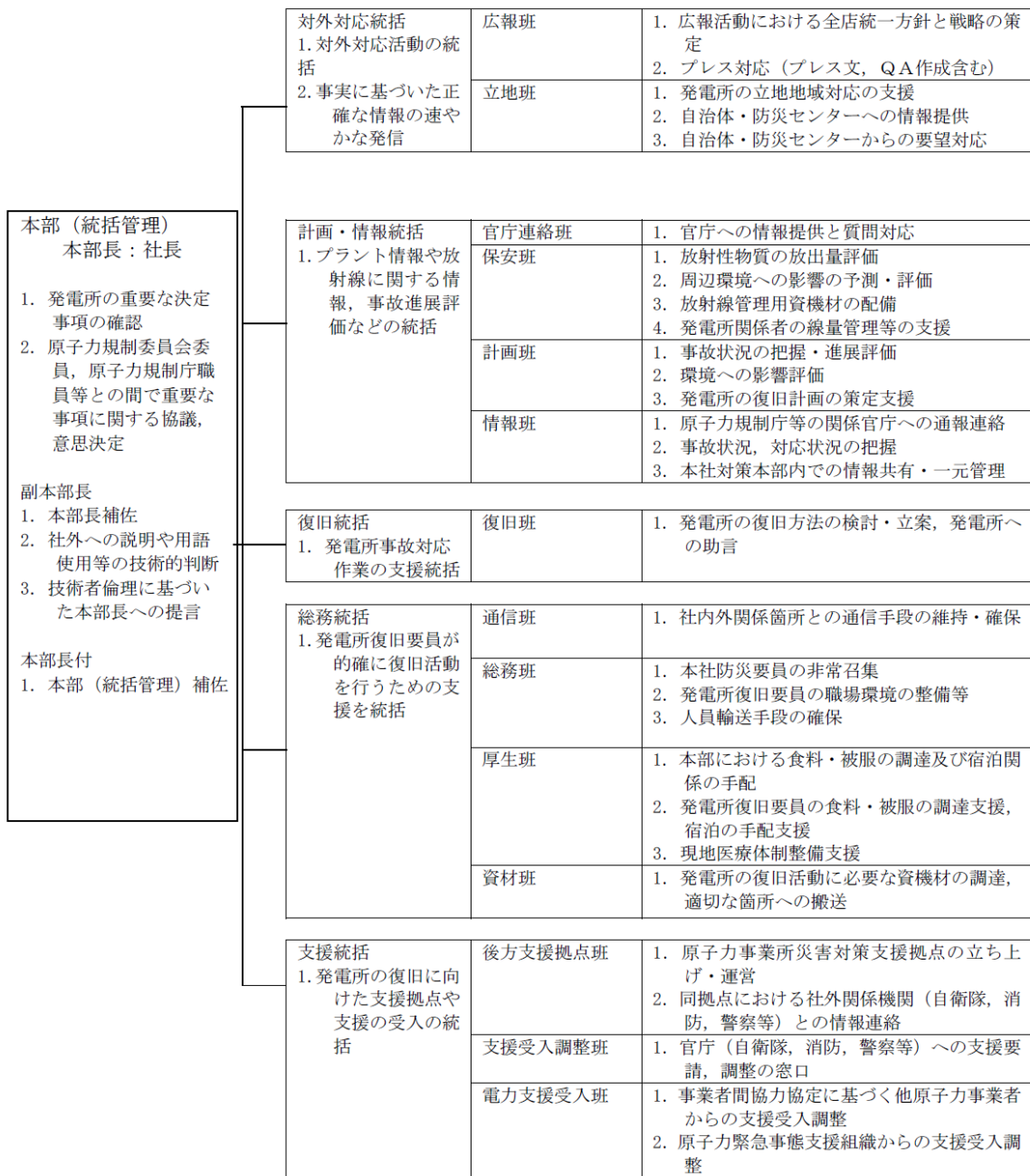
(令和3年6月1日現在)



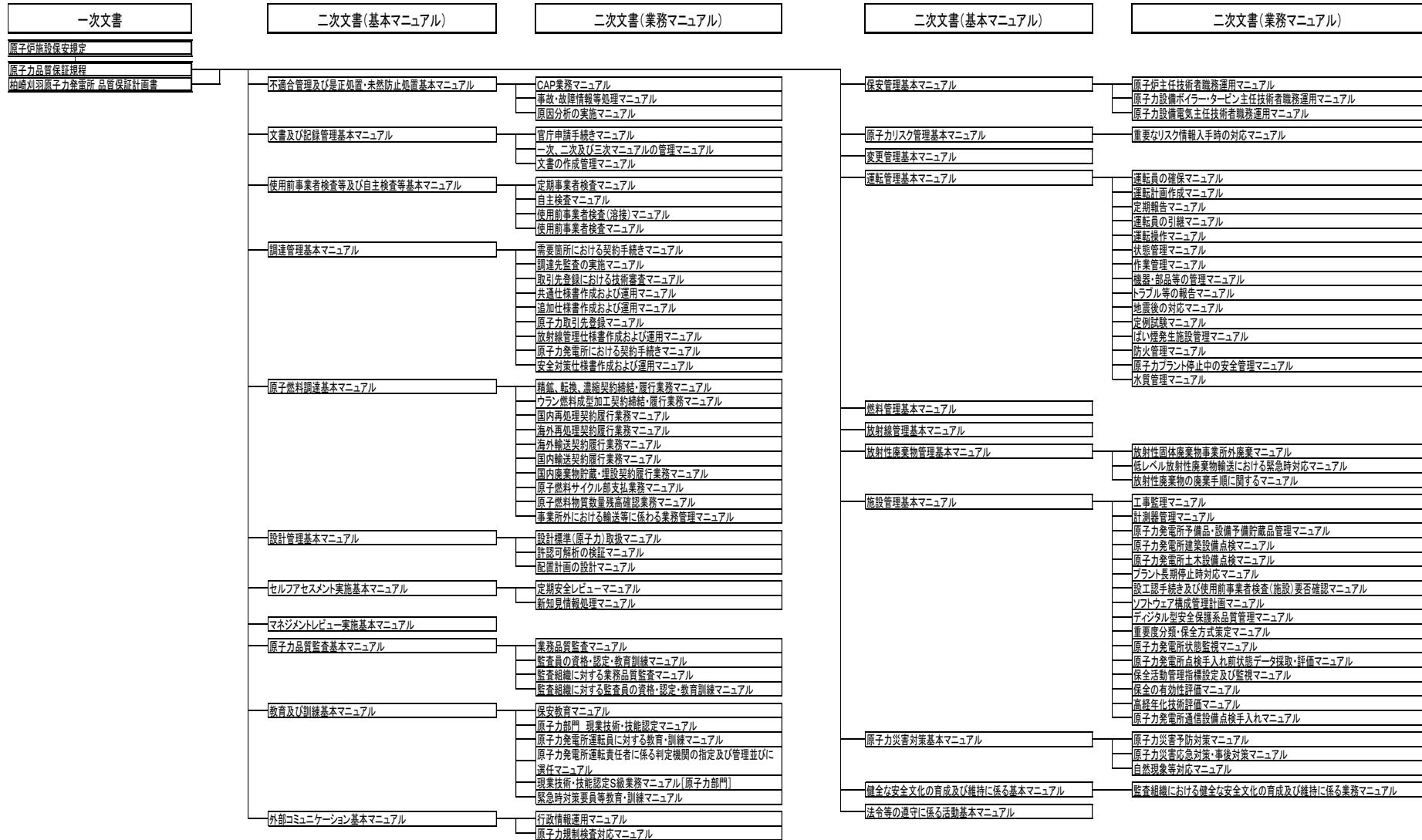
※1 本部付含む。

- ①：意思決定・指揮
- ②：情報収集・計画立案
- ③：現場対応
- ④：対外対応
- ⑤：ロジスティック・リソース管理

第2.1図 原子力防災組織（柏崎刈羽原子力発電所）



第 2.2 図 原子力防災組織（本社）



第3図 品質マネジメントシステム文書体系 (令和3年6月1日現在)

別添 4

添 付 書 類 八

変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書



6号及び7号炉の添付書類八の記述の一部を別表1のとおり読み替えた上で、下記項目の記述及び関連図面等を、以下のとおり変更又は追加する。

(6号及び7号炉)

1. 安全設計

1.6 火災防護に関する基本方針

1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針

1.6.2.2 火災発生防止

(1) 重大事故等対処施設の火災発生防止

a. 発火性又は引火性物質

(c) 換気

ii. 発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備

1.10 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針

第1.1.7-1表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (20/42)

第1.1.7-1表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (33/42)

第1.1.7-1表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (34/42)

第1.1.7-1表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (35/42)

第1.4.2-1表 重大事故等対処設備の設備分類等 (4/12)

第1.4.2-1表 重大事故等対処設備の設備分類等 (5/12)

第1.4.2-1表 重大事故等対処設備の設備分類等 (8/12)

第1.4.2-1表 重大事故等対処設備の設備分類等 (9/12)

第1.1.7-7図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (その7)

第1.1.7-8図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (その8)

#### 4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

##### 4.3 使用済燃料プールの冷却等のための設備

###### 4.3.2 設計方針

###### 4.3.2.1 多様性，位置的分散

#### 5. 原子炉冷却系統施設

##### 5.4 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設備

###### 5.4.2 設計方針

###### 5.4.2.1 多様性，位置的分散

##### 5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

###### 5.5.2 設計方針

###### 5.5.2.1 多様性，位置的分散

##### 5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

###### 5.10.2 設計方針

##### 第 5.5-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図

(原子炉減圧の自動化，手動による原子炉減圧，代替直流電源

設備による復旧，代替交流電源設備による復旧)

#### 6. 計測制御系統施設

##### 6.4 計装設備（重大事故等対処設備）

###### 6.4.2 設計方針

###### (2) 計器電源喪失時に使用する設備

##### 第 6.4-4 表 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

第 6.4-2 図(1) 計装設備単線結線図 (6 号炉)

第 6.4-2 図(2) 計装設備単線結線図 (7 号炉)

## 9. 原子炉格納施設

9.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

9.3.2 設計方針

9.5 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設備

9.5.2 設計方針

9.5.2.1 多様性, 位置的分散

9.6 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

9.6.2 設計方針

## 10. その他発電用原子炉の附属施設

10.2 代替電源設備

10.2.1 概要

10.2.2 設計方針

10.2.2.1 多様性及び独立性, 位置的分散

10.2.2.2 悪影響防止

10.2.2.4 容量等

10.2.2.5 環境条件等

10.2.2.6 操作性の確保

10.2.3 主要設備及び仕様

10.2.4 試験検査

第 10.2-1 表 代替電源設備の主要機器仕様

第 10.1-3 図(1) 直流電源単線結線図 (6 号炉)

- 第 10.1-3 図(2) 直流電源単線結線図 (7 号炉)
- 第 10.2-10 図(1) 代替電源設備系統概要図 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (直流 125V 蓄電池 A による給電) (6 号炉)
- 第 10.2-10 図(2) 代替電源設備系統概要図 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (直流 125V 蓄電池 A による給電) (7 号炉)
- 第 10.2-11 図(1) 代替電源設備系統概要図 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (直流 125V 蓄電池 A-2 による給電) (6 号炉)
- 第 10.2-11 図(2) 代替電源設備系統概要図 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (直流 125V 蓄電池 A-2 による給電) (7 号炉)
- 第 10.2-12 図(1) 代替電源設備系統概要図 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (AM 用直流 125V 蓄電池による給電) (6 号炉)
- 第 10.2-12 図(2) 代替電源設備系統概要図 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (AM 用直流 125V 蓄電池による給電) (7 号炉)
- 第 10.2-13 図(1) 代替電源設備系統概要図 (所内常設直流電源設備 (3 系統目) による給電) (6 号炉)
- 第 10.2-13 図(2) 代替電源設備系統概要図 (所内常設直流電源設備 (3 系統目) による給電) (7 号炉)
- 第 10.2-16 図(1) 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電) (AM 用直流 125V 充電器による給電) (6 号炉)

第 10.2-16 図(2) 代替電源設備系統概要図（可搬型直流電源設備による給電）（AM 用直流 125V 充電器による給電）（7 号炉）

別表 1

変更前	変更後
第 10.2-13 図	第 10.2-14 図
第 10.2-14 図	第 10.2-15 図
第 10.2-15 図(1)	第 10.2-16 図(1)
第 10.2-15 図(2)	第 10.2-16 図(2)
第 10.2-16 図	第 10.2-17 図
第 10.2-17 図	第 10.2-18 図
第 10.2-18 図	第 10.2-19 図

6号及び7号炉の変更内容

## 1. 安全設計

### 1.6 火災防護に関する基本方針

#### 1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針

##### 1.6.2.2 火災発生防止

###### (1) 重大事故等対処施設の火災発生防止

###### a. 発火性又は引火性物質

###### (c) 換気

###### ii. 発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備

発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備である蓄電池及び水素ガスポンベを設置する火災区域又は火災区画は、火災の発生を防止するために、以下に示す空調機器による機械換気により換気を行う設計とする。

- 蓄電池を設置する火災区域又は火災区画は機械換気を行う設計とする。特に、重大事故等対処施設である AM 用直流 125V 蓄電池及び直流 125V 蓄電池（3 系統目）を設置する火災区域は、常設代替交流電源設備からも給電できる非常用母線に接続される耐震 S クラス、又は基準地震動に対して機能維持可能な設計とする排風機による機械換気を行うことにより、水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。

- 格納容器雰囲気モニタ校正用水素ガスポンベを設置する火災区域又は火災区画は、常用電源から給電される原子炉区域・タービン区域送風機及び排風機による機械換気を行うことにより水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。

水素ガスを内包する機器を設置する火災区域又は火災区画は、水素濃度が燃焼限界濃度以下の雰囲気となるよう送風機及び排風



機で換気されるが，送風機及び排風機は多重化して設置する設計とするため，動的機器の単一故障を想定しても換気は可能である。

#### 1.10 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針

以下のとおり、「1.10.5 発電用原子炉設置変更許可申請（原管発官 R3 第 148 号）に係る実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則への適合」の記述を追加する。

なお，原規規発第 2005134 号をもって許可を得た柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書の記述のうち，追加した記述に該当する記述については，追加した記述を優先する。

#### 1.10.5 発電用原子炉設置変更許可申請（原管発官 R3 第 148 号）に係る実用 発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則への適合

原管発官 R3 第 148 号付け，柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書の変更内容については，「設置許可基準規則」のうち，以下の条文に適合するように設計する。各条文に対する適合のための設計方針は次のとおりである。

(重大事故等対処施設の地盤)

第三十八条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める地盤に設けなければならない。

一 重大事故防止設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故防止設備」という。）であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの（以下「常設耐震重要重大事故防止設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

三 重大事故緩和設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故緩和設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

2 重大事故等対処施設（前項第二号の重大事故等対処施設を除く。次項及び次条第二項において同じ。）は、変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。

3 重大事故等対処施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

適合のための設計方針

1 一について

常設耐震重要重大事故防止設備である所内常設直流電源設備（3 系統目）は、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有し、基準地震動による地震力が作用することによって弱

面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤上に設置する原子炉建屋内に設置する。

### 1 三について

常設重大事故緩和設備である所内常設直流電源設備（3 系統目）は、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有し、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤上に設置する原子炉建屋内に設置する。

### 2 について

常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備である所内常設直流電源設備（3 系統目）は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤上に設置する原子炉建屋内に設置する。

### 3 について

常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備である所内常設直流電源設備（3 系統目）は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤上に設置する原子炉建屋内に設置する。

(地震による損傷の防止)

第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。

一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

2 重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

適合のための設計方針

1 一及び三について

常設耐震重要重大事故防止設備である所内常設直流電源設備（3 系統目）は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

常設重大事故緩和設備である所内常設直流電源設備（3 系統目）は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

なお、上記設計において適用する動的地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。

また、所内常設直流電源設備（3 系統目）は、B クラス及び C クラスの施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が B クラス又は C クラスのもの）が設置される重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備並びに常設重大事故防止設備（設計基準拡張）及び常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計する。

## 2 について

常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備である所内常設直流電源設備（3 系統目）が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力によって生じるおそれがある周辺斜面の崩壊に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

(津波による損傷の防止)

第四十条 重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

所内常設直流電源設備（3系統目）は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、以下の方針とする。

- (1) 所内常設直流電源設備（3系統目）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とする。
- (2) 上記に規定するもののほか、所内常設直流電源設備（3系統目）を内包する建屋及び区画については、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して必要に応じ浸水対策を施す設計とする。

(火災による損傷の防止)

第四十一条 重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。

適合のための設計方針

所内常設直流電源設備（3 系統目）は火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災発生防止、火災感知及び消火の措置を講じるものとする。

(1) 火災発生防止

所内常設直流電源設備（3 系統目）は、不燃性材料若しくは難燃性材料と同等以上の性能を有するものである場合又は他の重大事故等対処施設、設計基準事故対処設備等に火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合を除き、不燃性材料若しくは難燃性材料を使用した設計とする。

電気系統については、必要に応じて、過電流継電器等の保護装置と遮断器の組み合わせ等により、過電流による過熱、焼損の防止を図るとともに、必要な電気設備に接地を施す設計とする。

落雷や地震により火災が発生する可能性を低減するため、避雷設備を設けるとともに、施設の区分に応じた耐震設計を行う。

(2) 火災感知及び消火

所内常設直流電源設備（3 系統目）に対して、早期の火災感知及び消火を行うため異なる種類の感知器を設置する設計とする。

消火設備は、自動消火設備、手動操作による固定式消火設備、水消火



設備及び消火器を設置する設計とし、所内常設直流電源設備（3 系統目）を設置する火災区域又は火災区画のうち、煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置する設計とする。

所内常設直流電源設備（3 系統目）を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、重大事故等対処施設の区分に応じて、地震発生時に機能を維持できる設計とする。

(3) 消火設備の破損，誤動作又は誤操作について

消火設備の破損，誤動作又は誤操作が起きた場合においても，消火設備の消火方法，消火設備の配置設計等を行うことにより，所内常設直流電源設備（3 系統目）の重大事故等に対処する機能を損なわない設計とする。

(重大事故等対処設備)

第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。

一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

三 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

二 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

三 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

#### 適合のための設計方針

##### (1) 多様性，位置的分散，悪影響防止等

###### a. 多様性，位置的分散

共通要因としては、環境条件，自然現象，発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（外部人為事象），溢水，火災及びサポート系の故障を考慮する。

発電所敷地で想定される自然現象として，地震，津波，風（台風），竜巻，低温（凍結），降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響及び生物学的事象を選定する。

自然現象の組合せについては，地震，積雪及び火山の影響を考慮する。

発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものとして，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等），有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害及び故意による大型

航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。

建屋については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

重大事故緩和設備についても、可能な限り多様性を考慮する。

(a) 常設重大事故等対処設備（第2項 第三号）

所内常設直流電源設備（3系統目）は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、所内常設直流電源設備（3系統目）がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「(3) 環境条件等」に記載する。

所内常設直流電源設備（3系統目）は、「第三十八条 重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上に設置する原子炉建屋内に設置するとともに、地震、津波及び火災に対して、「第三十九条 地震による損傷の防止」、「第四十条 津波による損傷の防止」及び「第四十一条 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。地震、津波、溢水及び火災に対して所内常設直流電源設備（3系統目）は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。

風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火

山の影響，生物学的事象，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，所内常設直流電源設備（3 系統目）は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置する。

b. 悪影響防止（第 1 項 第五号）

所内常設直流電源設備（3 系統目）は発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備への悪影響としては，重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）を考慮し，所内常設直流電源設備（3 系統目）は，重大事故等発生前（通常時）の隔離された状態から遮断器等の操作により重大事故等対処設備としての系統構成とすることにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

c. 共用の禁止（第 2 項 第二号）

所内常設直流電源設備（3 系統目）については，2 以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(2) 容量等

a. 常設重大事故等対処設備（第 2 項 第一号）

所内常設直流電源設備（3 系統目）は，想定される重大事故等の収束において，想定する事象及びその事象の進展等を考慮し，重大事故等時に必要な目的を果たすために，事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は，これらの系統の組合せにより達成する。

所内常設直流電源設備（3 系統目）は，常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものであるため，系統の目的に応じて必要な蓄電池容量を有す

る設計とする。

(3) 環境条件等

a. 環境条件（第1項 第一号）

所内常設直流電源設備（3系統目）は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるように、その設置場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

重大事故等時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、自然現象による影響、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象による荷重を考慮する。

自然現象について、重大事故等時に重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、風（台風）、低温（凍結）、降水及び積雪を選定する。これらの事象のうち、低温（凍結）及び降水については、屋外の天候による影響として考慮する。

自然現象による荷重の組合せについては、地震、風（台風）及び積雪の影響を考慮する。

これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、所内常設直流電源設備（3系統目）の設置場所に応じて、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

原子炉建屋内の原子炉区域外の所内常設直流電源設備（3 系統目）は、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもののうち重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として選定する電磁的障害に対しては、所内常設直流電源設備（3 系統目）は、重大事故等時においても電磁波により機能を損なわない設計とする。

所内常設直流電源設備（3 系統目）は、事故対応のために配置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なわない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災、溢水による波及的影響を考慮する。

溢水に対しては、所内常設直流電源設備（3 系統目）は、想定される溢水により機能を損なわないように、所内常設直流電源設備（3 系統目）の設置区画の止水対策等を実施する。

b. 重大事故等対処設備の設置場所（第1項 第六号）

所内常設直流電源設備（3 系統目）は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量の高くなるおそれの少ない場所を設置場所として選定した上で、中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。

(4) 操作性及び試験・検査性

a. 操作性の確保

(a) 操作の確実性（第1項 第二号）

所内常設直流電源設備（3 系統目）は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とする。

操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。また、防護具、可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。

操作スイッチ等は運転員の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。また、重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。

(b) 系統の切替性（第1項 第四号）

通常時に使用する系統から系統構成を変更する必要がある所内常設直流電源設備（3 系統目）は、速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な遮断器等を設ける設計とする。

b. 試験・検査性（第1項 第三号）

所内常設直流電源設備（3 系統目）は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、電圧測定ができる構造とする。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。

試験及び検査は、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中に待機状態にある所内常設直流電源設備（3 系



統目)は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

所内常設直流電源設備(3系統目)は、電気系統の重要な部分として、適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

(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設備)

第四十五条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

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設備のうち、高圧代替注水系については、常設代替直流電源設備に加え、所内常設直流電源設備（3系統目）からの給電が可能な設計とする。

(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設備)

第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

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設備のうち、フィルタ装置出口放射線モニタ、耐圧強化ベント系放射線モニタ及び格納容器内水素濃度（SA）については、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備に加え、所内常設直流電源設備（3系統目）からの給電が可能な設計とする。

(水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)

第五十三条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度については、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備に加え、所内常設直流電源設備（3系統目）からの給電が可能な設計とする。

(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)

第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備のうち、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) については、所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備に加え、所内常設直流電源設備 (3 系統目) からの給電が可能な設計とする。

(電源設備)

#### 第五十七条

- 2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

##### 2 について

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備として、以下の所内常設直流電源設備（3 系統目）を設置する。

##### (1) 所内常設直流電源設備（3 系統目）による給電

更なる信頼性を向上するため、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給するため、特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3 系統目）を使用する。

所内常設直流電源設備（3 系統目）は、直流 125V 蓄電池（3 系統目）、電路、計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失から 1 時間以内に中央制御室において行う簡易な操作以外での負荷の切り離しを行わず合計

24 時間にわたり，直流 125V 蓄電池（3 系統目）から電力を供給できる設計とする。

また，所内常設直流電源設備（3 系統目）は，特に高い信頼性を有する直流電源設備とするため，耐震設計においては，直流 125V 蓄電池（3 系統目）及びその電路は，基準地震動による地震力に対して，重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことに加え，弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して，おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。また，所内常設直流電源設備（3 系統目）の直流 125V 蓄電池（3 系統目）は，当該設備設置に伴う耐震性，火災防護対策等への影響を考慮した原子炉建屋内に設置する設計とする。

所内常設直流電源設備（3 系統目）の直流 125V 蓄電池（3 系統目）は，原子炉建屋内に設置することで，コントロール建屋内の蓄電池（非常用）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

所内常設直流電源設備（3 系統目）は，蓄電池から直流母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用直流電源設備の蓄電池から直流母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって，所内常設直流電源設備（3 系統目）は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

(計装設備)

第五十八条 発電用原子炉施設には、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できる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合における計測設備への代替電源設備として、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備に加え、所内常設直流電源設備（3系統目）を使用できる設計とする。



第 1. 1. 7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (20/42)

第 57 条 電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		常設 可搬型	分類
所内蓄電式直流電源設備による給電	直流 125V 蓄電池 A	非常用直流電源設備 (B 系, C 系及び D 系) —	S  —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 蓄電池 A-2				常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM 用直流 125V 蓄電池				常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 充電器 A				常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 充電器 A-2				常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM 用直流 125V 充電器				常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
常設代替直流電源設備による給電	AM 用直流 125V 蓄電池	非常用直流電源設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM 用直流 125V 充電器				常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
所内常設直流電源設備 (3 系統目) による給電	直流 125V 蓄電池 (3 系統目)	非常用直流電源設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
可搬型直流電源設備による給電	電源車	非常用直流電源設備 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	AM 用直流 125V 充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	タンクローリ (4kL)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3

第 1. 1. 7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (33/42)

第 58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別 常設 可搬型	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
その他※3	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	RCW サージタンク水位	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却 水温度	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	ドレンタンク水位	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	M/C C 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	M/C D 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	第一 GTG 発電機電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	非常用 D/G 発電機電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	非常用 D/G 発電機電力	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
非常用 D/G 発電機周波数	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載 ※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

※3 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

第 1. 1. 7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (34/42)

第 58 条 計装設備

系統機能	設備 <sup>※1</sup>	代替する機能を有する 設計基準対象施設 <sup>※2</sup>		設備 種別 常設 可搬型	設備分類	
		設備 <sup>※1</sup>	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
その他 <sup>※3</sup> (つづき)	非常用 D/G 発電機電圧 (他号炉)	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	非常用 D/G 発電機電力 (他号炉)	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	非常用 D/G 発電機周波数 (他号炉)	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	P/C C-1 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	P/C D-1 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	P/C C-1 電圧 (他号炉)	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	P/C D-1 電圧 (他号炉)	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 主母線盤 A 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 主母線盤 B 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載 ※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

※3 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

第 1. 1. 7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (35/42)

第 58 条 計装設備

系統機能	設備 <sup>※1</sup>	代替する機能を有する 設計基準対象施設 <sup>※2</sup>		設備 種別	設備分類	
		設備 <sup>※1</sup>	耐震重要 度分類		常設 可搬型	分類
その他 <sup>※3</sup> (つづき)	直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	第一 GTG 発電機周波数	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	電源車電圧	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	電源車周波数	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	M/C E 電圧	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—
	P/C E-1 電圧	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	直流 125V 主母線盤 C 電圧	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載 ※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

※3 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

第 1.4.2-1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (4/12)

設備分類	定義	主要設備  ([ ]内は、設計基準事故対処施設を  兼ねる設備の耐震重要度分類)
2. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	<p>(6) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器[S]</li> <li>・原子炉建屋ブローアウトパネル</li> <li>・耐圧強化ベント系 (W/W) 配管・弁 [流路] [S]</li> <li>・遠隔手動弁操作設備</li> <li>・遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁 [流路]</li> <li>・不活性ガス系配管・弁 [流路] [S, C]</li> <li>・耐圧強化ベント系 (D/W) 配管・弁 [流路] [S]</li> <li>・残留熱除去系配管・弁 [流路] [S]</li> <li>・格納容器スプレイ・ヘッダ [流路] [S]</li> <li>・フィルタ装置</li> <li>・よう素フィルタ</li> <li>・ラプチャーディスク</li> <li>・ドレン移送ポンプ</li> <li>・ドレンタンク</li> <li>・フィルタベント遮蔽壁</li> <li>・配管遮蔽</li> <li>・格納容器圧力逃がし装置配管・弁 [流路]</li> <li>・耐圧強化ベント系配管・弁 [流路] [S]</li> <li>・CSP 外部補給配管・弁 [流路] [B]</li> <li>・復水貯蔵槽[B]</li> <li>・非常用ガス処理系配管・弁 [流路] [S]</li> </ul> <p>(7) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・AM 用切替装置 (SRV)</li> <li>・第一ガスタービン発電機</li> <li>・軽油タンク[S]</li> <li>・第一ガスタービン発電機用燃料タンク</li> <li>・第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</li> <li>・軽油タンク出口ノズル・弁 [燃料流路]</li> <li>・第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 [燃料流路]</li> <li>・直流 125V 蓄電池 A[S]</li> <li>・直流 125V 蓄電池 A-2[S]</li> <li>・直流 125V 蓄電池 B[S]</li> <li>・AM 用直流 125V 蓄電池</li> <li>・直流 125V 蓄電池 (3 系統目)</li> <li>・直流 125V 充電器 A[S]</li> <li>・直流 125V 充電器 A-2[S]</li> <li>・直流 125V 充電器 B[S]</li> <li>・AM 用直流 125V 充電器</li> <li>・緊急用断路器</li> <li>・緊急用電源切替箱断路器</li> <li>・緊急用電源切替箱接続装置</li> <li>・AM 用動力変圧器</li> <li>・AM 用 MCC</li> <li>・AM 用操作盤</li> <li>・AM 用切替盤[S]</li> <li>・非常用高圧母線 C 系[S]</li> <li>・非常用高圧母線 D 系[S]</li> <li>・号炉間電力融通ケーブル (常設)</li> <li>・M/C C 電圧[S]</li> <li>・M/C D 電圧[S]</li> <li>・第一 GTG 発電機電圧</li> <li>・非常用 D/G 発電機電圧[S]</li> <li>・非常用 D/G 発電機電力[S]</li> <li>・非常用 D/G 発電機周波数[S]</li> </ul>

第 1.4.2-1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (5/12)

設備分類	定義	<p style="text-align: center;">主要設備</p> <p style="text-align: center;">( [ ] 内は、設計基準事故対処施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)</p>
2. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	<p>(7) 非常用電源設備 (続き)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用 D/G 発電機電圧 (他号炉)</li> <li>・非常用 D/G 発電機電力 (他号炉)</li> <li>・非常用 D/G 発電機周波数 (他号炉)</li> <li>・P/C C-1 電圧 [S]</li> <li>・P/C D-1 電圧 [S]</li> <li>・P/C C-1 電圧 (他号炉)</li> <li>・P/C D-1 電圧 (他号炉)</li> <li>・直流 125V 主母線盤 A 電圧 [S]</li> <li>・直流 125V 主母線盤 B 電圧 [S]</li> <li>・直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 [S]</li> <li>・AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧</li> <li>・直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池電圧</li> <li>・第一 GTG 発電機周波数</li> </ul> <p>(8) 非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・海水貯留堰 [S]</li> </ul> <p>(9) 緊急時対策所</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 高気密室</li> <li>・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置</li> <li>・負荷変圧器 [S]</li> <li>・交流分電盤 [S]</li> </ul>

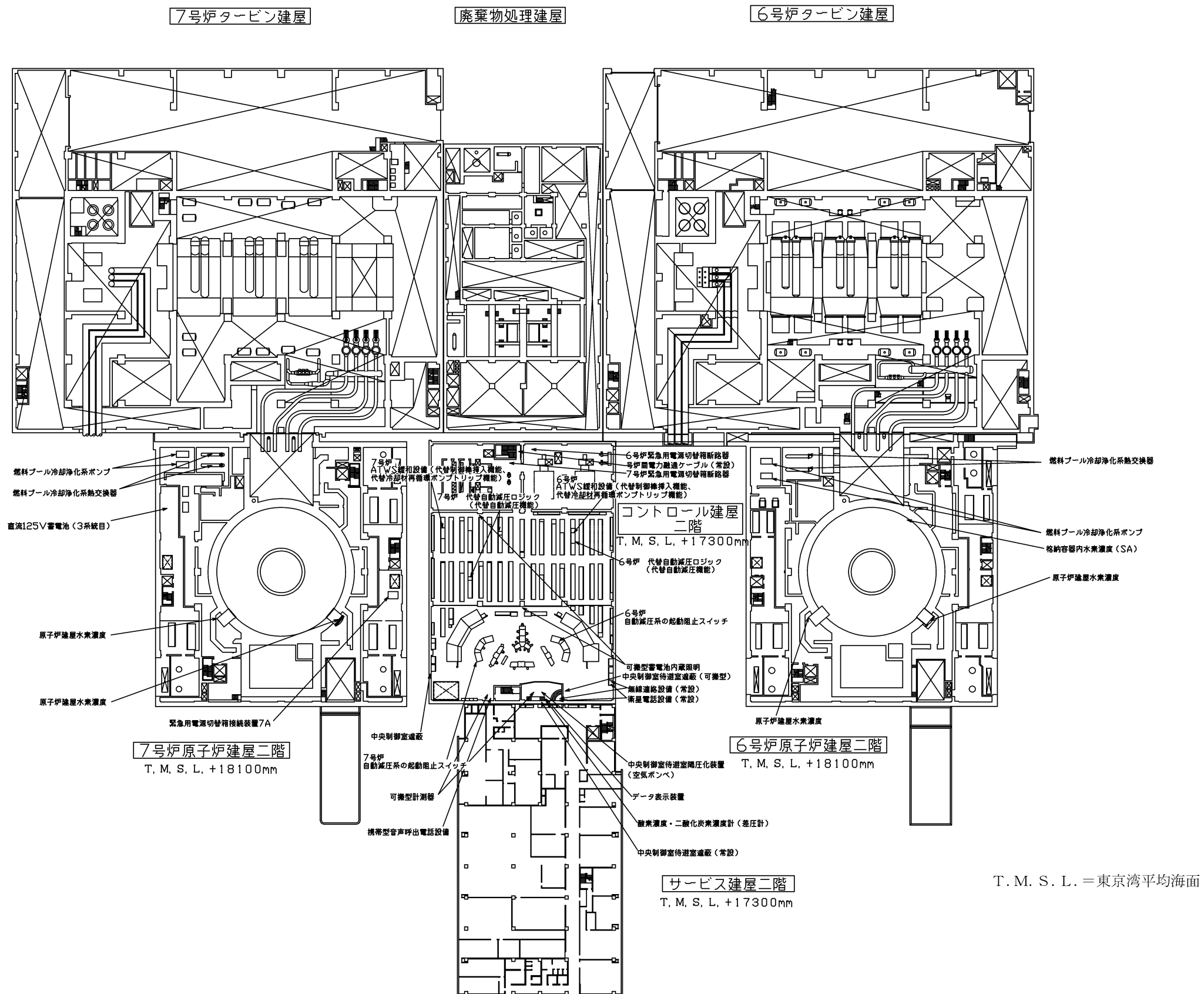
第 1.4.2-1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (8/12)

設備分類	定義	主要設備  ([ ]内は、設計基準事故対処施設を  兼ねる設備の耐震重要度分類)
3. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備（重大事故緩和設備）のうち、常設のもの	<p>(6) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器[S]</li> <li>・原子炉建屋原子炉区域[S]</li> <li>・耐圧強化ベント系 (W/W) 配管・弁 [流路] [S]</li> <li>・遠隔手動弁操作設備</li> <li>・遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁 [流路]</li> <li>・不活性ガス系配管・弁[S, C]</li> <li>・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・ポンプ [流路] [S]</li> <li>・格納容器スプレー・ヘッダ [流路] [S]</li> <li>・フィルタ装置</li> <li>・よう素フィルタ</li> <li>・ドレン移送ポンプ</li> <li>・ドレンタンク</li> <li>・ラプチャーディスク</li> <li>・フィルタベント遮蔽壁</li> <li>・配管遮蔽</li> <li>・格納容器圧力逃がし装置配管・弁 [流路]</li> <li>・耐圧強化ベント系配管・弁 [流路] [S]</li> <li>・コリウムシールド</li> <li>・CSP 外部補給配管・弁 [流路] [B]</li> <li>・静的触媒式水素再結合器</li> <li>・復水貯蔵槽[B]</li> <li>・非常用ガス処理系排風機[S]</li> <li>・非常用ガス処理系フィルタ装置 [流路] [S]</li> <li>・非常用ガス処理系乾燥装置 [流路] [S]</li> <li>・非常用ガス処理系配管・弁 [流路] [S]</li> </ul> <p>(7) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・第一ガスタービン発電機</li> <li>・軽油タンク[S]</li> <li>・第一ガスタービン発電機用燃料タンク</li> <li>・第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</li> <li>・軽油タンク出口ノズル・弁 [燃料流路]</li> <li>・第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 [燃料流路]</li> <li>・直流 125V 蓄電池 A[S]</li> <li>・直流 125V 蓄電池 A-2[S]</li> <li>・直流 125V 蓄電池 B[S]</li> <li>・AM 用直流 125V 蓄電池</li> <li>・直流 125V 蓄電池 (3 系統目)</li> <li>・直流 125V 充電器 A[S]</li> <li>・直流 125V 充電器 A-2[S]</li> <li>・直流 125V 充電器 B[S]</li> <li>・AM 用直流 125V 充電器</li> <li>・緊急用断路器</li> <li>・緊急用電源切替箱断路器</li> <li>・緊急用電源切替箱接続装置</li> <li>・AM 用動力変圧器</li> <li>・AM 用 MCC</li> <li>・AM 用操作盤</li> <li>・AM 用切替盤[S]</li> <li>・非常用高圧母線 C 系[S]</li> <li>・非常用高圧母線 D 系[S]</li> <li>・号炉間電力融通ケーブル (常設)</li> <li>・M/C C 電圧[S]</li> <li>・M/C D 電圧[S]</li> </ul>

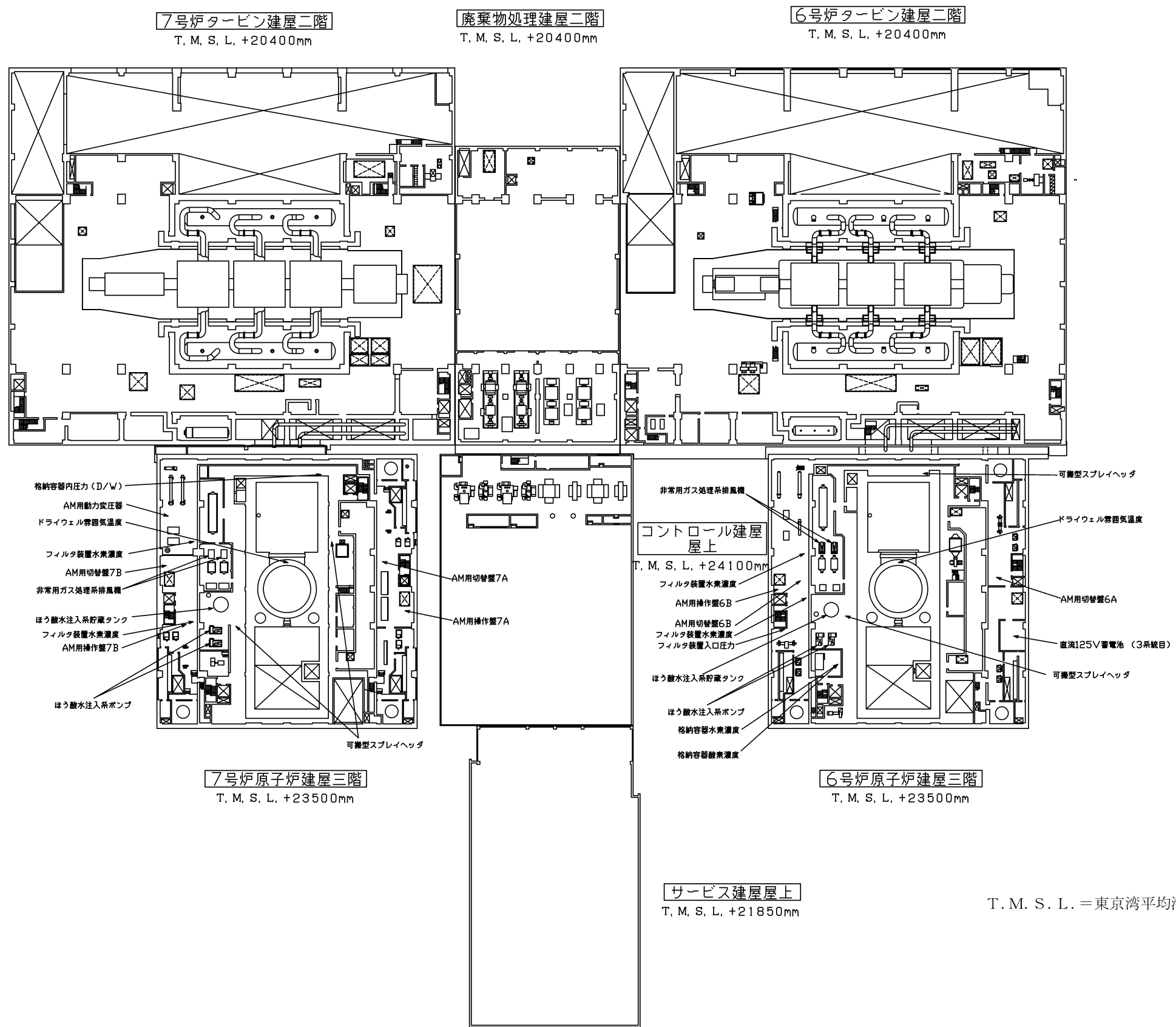
第 1.4.2-1 表 重大事故等対処設備の設備分類等 (9/12)

設備分類	定義	主要設備  ([ ]内は、設計基準事故対処施設を  兼ねる設備の耐震重要度分類)
3. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備（重大事故緩和設備）のうち、常設のもの	<p>(7)非常用電源設備(続き)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第一 GTG 発電機電圧</li> <li>・ 非常用 D/G 発電機電圧[S]</li> <li>・ 非常用 D/G 発電機電力[S]</li> <li>・ 非常用 D/G 発電機周波数[S]</li> <li>・ 非常用 D/G 発電機電圧 (他号炉)</li> <li>・ 非常用 D/G 発電機電力 (他号炉)</li> <li>・ 非常用 D/G 発電機周波数 (他号炉)</li> <li>・ P/C C-1 電圧[S]</li> <li>・ P/C D-1 電圧[S]</li> <li>・ P/C C-1 電圧 (他号炉)</li> <li>・ P/C D-1 電圧 (他号炉)</li> <li>・ 直流 125V 主母線盤 A 電圧[S]</li> <li>・ 直流 125V 主母線盤 B 電圧[S]</li> <li>・ 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧[S]</li> <li>・ AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧</li> <li>・ 直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池電圧</li> <li>・ 第一 GTG 発電機周波数</li> </ul> <p>(8)非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 海水貯留堰[S]</li> <li>・ スクリーン室[C]</li> <li>・ 取水路[C]</li> </ul> <p>(9)緊急時対策所</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 高気密室</li> <li>・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置</li> <li>・ 負荷変圧器[S]</li> <li>・ 交流分電盤[S]</li> </ul>





第 1.1.7-7 図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (その 7)



第 1.1.7-8 図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (その 8)

#### 4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

##### 4.3 使用済燃料プールの冷却等のための設備

###### 4.3.2 設計方針

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合においても使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止できるよう使用済燃料プールの水位を維持するための設備、並びに使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合においても使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を緩和し、及び臨界を防止するための設備として、燃料プール代替注水系を設ける。

使用済燃料プールに接続する配管の破損等により、使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、ディフューザ配管上部にサイフオンブレイク孔を設ける。また、現場での手動弁の隔離操作によっても漏えいを停止できる設計とする。

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において大気への放射性物質の拡散を抑制するための設備として原子炉建屋放水設備を設ける。

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、重大事故等時において、使用済燃料プールの状態を監視するための設備として、使用済燃料プールの監視設備を設ける。

- (1) 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（令和2年5月13日付け，原規規発第2005134号をもって設置変更許可）の添付書類八「4.3.2(1)」の記載内容に同じ。

(2) 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（令和2年5月13日付け，原規規発第2005134号をもって設置変更許可）の添付書類八「4.3.2(2)」の記載内容に同じ。

(3) 重大事故等時の使用済燃料プールの監視に用いる設備

a. 使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視

使用済燃料プールの監視設備として，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む。）を使用する。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

また，使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，想定される重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視できる設計とする。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，所内蓄電式直流電源設備，所内常設直流電源設備

（3 系統目）及び可搬型直流電源設備から給電が可能であり，使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交

流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
- ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）
- ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む。）
- ・常設代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・所内蓄電式直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・所内常設直流電源設備（3系統目）（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型直流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）

#### (4) 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための設備

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（令和2年5月13日付け，原規規発第2005134号をもって設置変更許可）の添付書類八「4.3.2(4)」の記載内容に同じ。

使用済燃料プールについては、「4.1 燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備」に記載する。

大容量送水車（海水取水用）については、「5.7 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」に記載する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内蓄電式直流電源設備，所内常設直流電源設備（3系統目），可搬型直流電源設備及び燃料補給設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

海水貯留堰，スクリーン室及び取水路については，「10.8 非常用取水設備」に記載する。

#### 4.3.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については，「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系は，残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）をディーゼルエンジンにより駆動することで，電動機駆動ポンプにより構成される燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して多様性を有する設計とする。

また，燃料プール代替注水系は，代替淡水源を水源とすることで，使用済燃料プールを水源とする残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系に対して異なる水源を有する設計とする。

燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで，原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系ポンプと共通要因によって同時に機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメ

ラ用空冷装置は、使用済燃料貯蔵プール水位、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料貯蔵プール温度、燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ、燃料取替エリア排気放射線モニタ及び原子炉区域換気空調系排気放射線モニタと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、非常用交流電源設備に対して、多様性を有する所内蓄電式直流電源設備、所内常設直流電源設備（3 系統目）及び可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とし、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は、原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、熱交換器ユニットを可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系に対して、多様性を有する設計とし、大容量送水車（熱交換器ユニット用）をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系に対して多様性を有する設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、タービン建屋から離れた屋外に分散して保管すること

で、タービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損わないよう位置的分散を図る設計とする。

熱交換器ユニットの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」に記載する。



## 5. 原子炉冷却系統施設

### 5.4 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設備

#### 5.4.2 設計方針

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設備のうち、炉心を冷却するための設備として、高圧代替注水系を設ける。また、設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、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に、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させる。

##### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

###### a. 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却

高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、高圧代替注水系を使用する。

高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプである高圧代替注水系ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

高圧代替注水系は、常設代替直流電源設備及び所内常設直流電源設備（3系統目）からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。また、高圧代替注水系は、常設代替直流電源設備及び所内常設直流電源設備（3系統目）の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力による弁の操作により、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にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 高圧代替注水系ポンプ
- ・ 復水貯蔵槽（5.7 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 所内常設直流電源設備（3 系統目）（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、高圧代替注水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系、主蒸気系及び残留熱除去系（7 号炉のみ）の配管及び弁、復水補給水系の配管、並びに給水系の配管、弁及びスパーージャを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

#### (2) サポート系故障時に用いる設備

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6 号及び 7 号原子炉施設の変更）（令和 2 年 5 月 13 日付け、原規規発第 2005134 号をもって設置変更許可）の添付書類八「5.4.2(2)」の記載内容に同じ。

#### (3) 監視及び制御に用いる設備

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6 号及び 7 号原子炉施設の変更）（令和 2 年 5 月 13 日付け、原規規発第 2005134 号をもって設置変更許可）の添付書類八「5.4.2(3)」の記載内容に同じ。

#### (4) 事象進展抑制のために用いる設備

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6 号及び 7 号原子炉施設の変更）（令和 2 年 5 月 13 日付け、原規規発第 2005134 号をも

って設置変更許可) の添付書類八「5.4.2(4)」の記載内容に同じ。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び所内常設直流電源設備（3系統目）については，「10.2 代替電源設備」に記載する。

#### 5.4.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については，「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高圧代替注水系は，高圧炉心注水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，高圧代替注水系ポンプをタービン駆動とすることで，電動機駆動ポンプを用いた高圧炉心注水系に対して多様性を有する設計とする。また，高圧代替注水系の起動に必要な電動弁は，常設代替直流電源設備及び所内常設直流電源設備（3系統目）からの給電並びに現場において人力により，ポンプの起動に必要な弁を操作できることで，非常用交流電源設備から給電される高圧炉心注水系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して，多様性を有する設計とする。

高圧代替注水系ポンプは，原子炉建屋原子炉区域内の高圧炉心注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプと異なる区画に設置することで，高圧炉心注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は，現場において人力による手動操作を可能とすることで，非常用直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については「10.2 代替電源設備」に記

載する。

## 5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

### 5.5.2 設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として逃がし安全弁を設ける。

#### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

##### a. 原子炉減圧の自動化

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（令和2年5月13日付け、原規規発第2005134号をもって設置変更許可）の添付書類八「5.5.2(1)a.」の記載内容に同じ。

##### b. 手動による原子炉減圧

逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を手動により作動させて使用する。

逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、逃がし弁機能用アキュムレータ又は自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 逃がし安全弁
- ・ 逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ
- ・ 所内蓄電式直流電源設備（10.2 代替電源設備）

- ・ 所内常設直流電源設備（3 系統目）（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型直流電源設備（6 号及び7 号炉共用）（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、主蒸気系配管及びクエンチャを重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6 号及び7 号原子炉施設の変更）（令和2 年5 月13 日付け、原規規発第2005134 号をもって設置変更許可）の添付書類八「5.5.2(2)」の記載内容に同じ。

(3) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6 号及び7 号原子炉施設の変更）（令和2 年5 月13 日付け、原規規発第2005134 号をもって設置変更許可）の添付書類八「5.5.2(3)」の記載内容に同じ。

(4) インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備

インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁、原子炉建屋ブローアウトパネル及び高圧炉心注水系注入隔離弁を使用する。

逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作によって作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、高圧の原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉区域へ漏えいして蒸気となり、原子炉建屋原子炉区域内の圧力が上昇した場合において、外気との差圧により自動的に開放し、原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

高圧炉心注水系注入隔離弁は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉建屋ブローアウトパネル
- ・逃がし安全弁
- ・逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ・所内蓄電式直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・所内常設直流電源設備（3 系統目）（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型直流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、主蒸気系配管及びクエンチャを重大事故等対処設備として使用する。

なお、設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系注入隔離弁を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

高圧炉心注水系注入隔離弁については、「5.3 非常用炉心冷却系」に記載する。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）、自動減圧系の起動阻止スイッチ及び高圧窒素ガスボンベについては、「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。

非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。

所内蓄電式直流電源設備、所内常設直流電源設備（3 系統目）、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

#### 5.5.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが，想定される重大事故等時に必要となる個数に対して十分に余裕をもった個数を分散して設置する設計とする。

逃がし安全弁は，中央制御室からの手動操作又は代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）からの信号により作動することで，自動減圧機能による作動に対して多様性を有する設計とする。また，逃がし安全弁は，所内蓄電式直流電源設備，所内常設直流電源設備（3 系統目）及び可搬型直流電源設備からの給電により作動することで，非常用直流電源設備からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の多様性，位置的分散については「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるための設備」に記載し，所内蓄電式直流電源設備，所内常設直流電源設備（3 系統目）及び可搬型直流電源設備の多様性，位置的分散については「10.2 代替電源設備」に記載する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，蓄電池（非常用）及びAM用直流125V蓄電池に対して異なる種類の蓄電池を用いることで多様性を有する設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，原子炉建屋内の原子炉区域外及びコントロール建屋と異なる区画の原子炉建屋内の原子炉区域外に分散して保管することで，コントロール建屋の蓄電池（非常用）及び原子炉建屋内の原子炉区域外のAM用直流125V蓄電池と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。



## 5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

### 5.10.2 設計方針

#### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

##### a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（令和2年5月13日付け，原規規発第2005134号をもって設置変更許可）の添付書類八「5.10.2(1)a.」の記載内容に同じ。

##### b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として，耐圧強化ベント系を使用する。

耐圧強化ベント系は，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して，主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出することで，原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は，炉心損傷前に使用するため，排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。

耐圧強化ベント系を使用する際に流路となる不活性ガス系等の配管は，他の発電用原子炉とは共用しない設計とし，弁により他の系統・機器と隔離することにより，悪影響を及ぼさない設計とする。

耐圧強化ベント系は，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器が負圧とならない設計とする。仮に，原子炉格納容器内にスプ

レイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。

遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋内の原子炉区域外とし、必要に応じて遮蔽材を配置することで、放射線防護を考慮した設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については遠隔空気駆動弁操作ポンベから遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由し、高圧窒素ガスを供給することによる操作も可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による操作も可能な設計とする。これらにより、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。

本系統はサプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・ 所内常設直流電源設備（3系統目）（10.2 代替電源設備）

- ・可搬型代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型直流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、不活性ガス系、耐圧強化ベント系及び非常用ガス処理系の配管及び弁並びに主排気筒（内筒）を重大事故等対処設備として使用する。

また、耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に、高圧窒素ガスを供給するための流路として、遠隔空気駆動弁操作設備の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

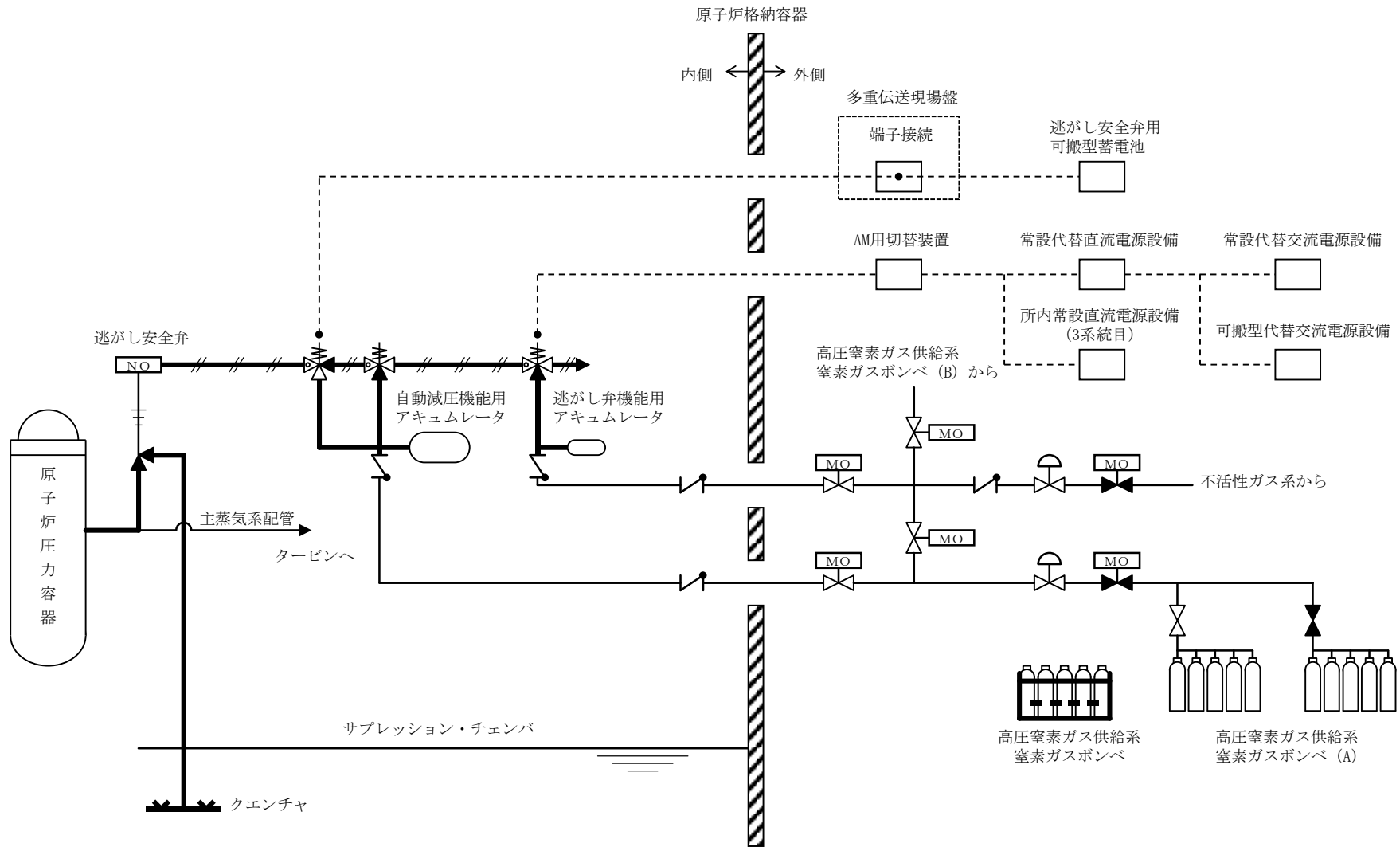
## (2) サポート系故障時に用いる設備

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（令和2年5月13日付け、原規規発第2005134号をもって設置変更許可）の添付書類八「5.10.2(2)」の記載内容に同じ。

原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設」に記載する。

常設代替交流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備及び燃料補給設備については「10.2 代替電源設備」に記載する。

非常用取水設備については、「10.8 非常用取水設備」に記載する。



第 5.5-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図  
 (原子炉減圧の自動化, 手動による原子炉減圧, 代替直流電源設備による復旧, 代替交流電源設備による復旧)

## 6. 計測制御系統施設

### 6.4 計装設備（重大事故等対処設備）

#### 6.4.2 設計方針

##### (2) 計器電源喪失時に使用する設備

非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型直流電源設備を使用する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・所内蓄電式直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・所内常設直流電源設備（3系統目）（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型直流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）及び可搬型直流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池等を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。

なお、可搬型計測器による計測においては、計測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

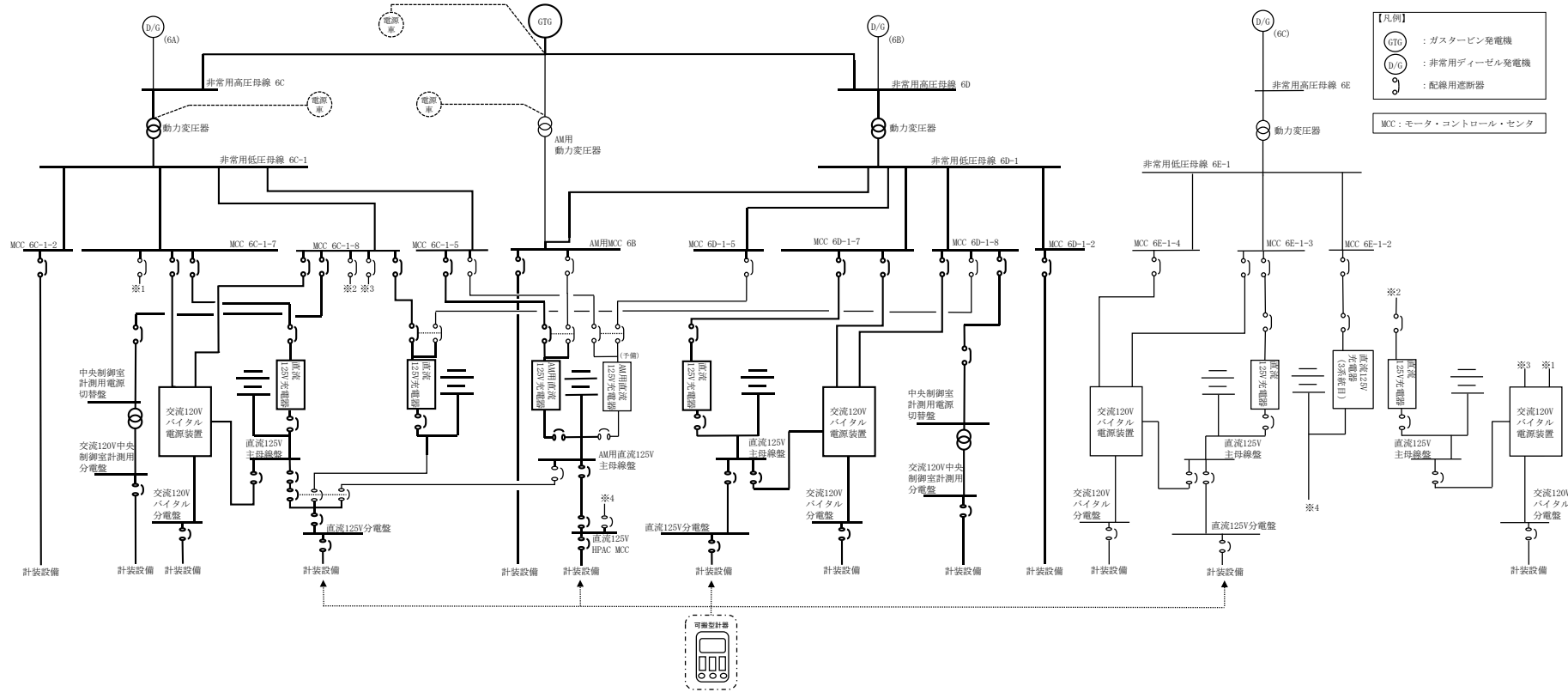
れか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型計測器

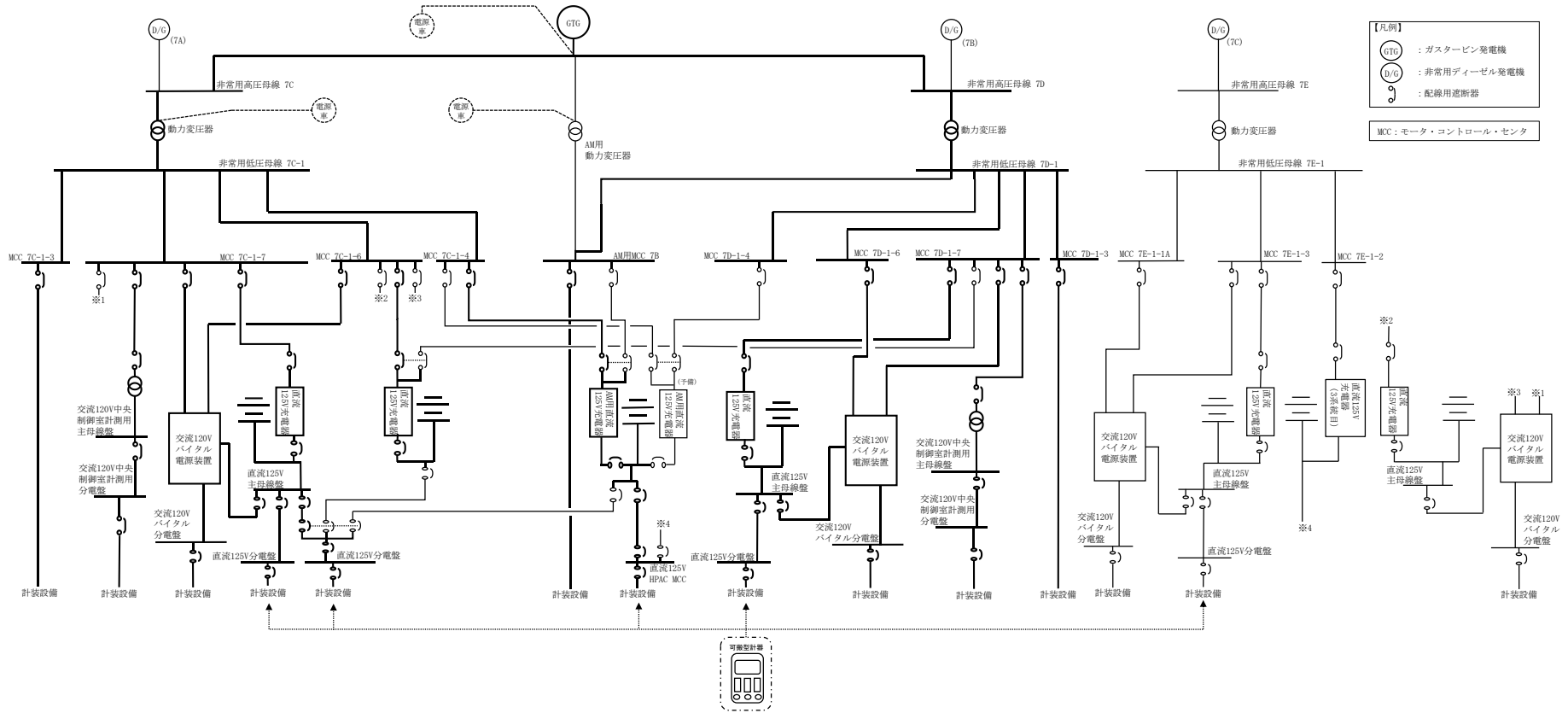
第 6.4-4 表 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として  
用いる補助パラメータ

分類	補助パラメータ	
電源	M/C C 電圧	
	M/C D 電圧	
	M/C E 電圧	
	P/C C-1 電圧	
	P/C D-1 電圧	
	P/C E-1 電圧	
	P/C C-1 電圧 (他号炉)	
	P/C D-1 電圧 (他号炉)	
	直流 125V 主母線盤 A 電圧	
	直流 125V 主母線盤 B 電圧	
	直流 125V 主母線盤 C 電圧	
	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	
	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	
	直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池電圧	
	非常用 D/G 発電機電圧	
	非常用 D/G 発電機周波数	
	非常用 D/G 発電機電力	
	非常用 D/G 発電機電圧 (他号炉)	
	非常用 D/G 発電機周波数 (他号炉)	
	非常用 D/G 発電機電力 (他号炉)	
	第一 GTG 発電機電圧	
	第一 GTG 発電機周波数	
	電源車電圧	
	電源車周波数	
	その他	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力
		高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ出口圧力
ドレンタンク水位		
遠隔空気駆動弁操作用ポンベ出口圧力		
RCW サージタンク水位		
原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度		



第 6.4-2 図(1) 計装設備単線結線図 (6号炉)





第 6.4-2 図(2) 計装設備単線結線図 (7号炉)

## 9. 原子炉格納施設

### 9.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

#### 9.3.2 設計方針

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、代替循環冷却系を設ける。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設ける。

##### (1) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（令和2年5月13日付け、原規規発第2005134号をもって設置変更許可）の添付書類八「9.3.2(1)」の記載内容に同じ。

##### (2) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を使用する。

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、よう素フィルタは、排気中に含まれる有機よう素を

除去できる設計とする。

本系統はサプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ダイヤフラム・フロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の使用後に再度、代替格納容器スプレー冷却系等により原子炉格納容器内にスプレーする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレーを停止する運用とする。

格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。

遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋内の原子炉区域外とし、必要に応じて遮蔽材を配置することで、放射線防護を考慮した設計

とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作用ポンベの設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置し、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。

系統内に設けるラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置等の周囲には遮蔽体を設け、格納容器圧力逃がし装置の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・フィルタ装置
- ・よう素フィルタ
- ・ラプチャーディスク
- ・常設代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・所内常設直流電源設備（3系統目）（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型直流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、不活性ガス系、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

また、格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に、高圧窒素ガスを供給するための流路として、遠隔空気駆動弁操作設備の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

原子炉圧力容器については、「5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備」に記載する。

サプレッション・チェンバについては、「5.7 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」に記載する。

原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設」に記載する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3 系統目）、可搬型直流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

非常用取水設備については、「10.8 非常用取水設備」に記載する。

## 9.5 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設備

### 9.5.2 設計方針

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設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備として、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を設ける。

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設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を監視する設備として、水素濃度監視設備を設ける。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する設計とする。

#### (1) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

##### a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を使用する。

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつ

つ、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設ける。また、放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定できるよう、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設ける。フィルタ装置水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタは、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・フィルタ装置
- ・よう素フィルタ
- ・ラプチャーディスク
- ・フィルタ装置水素濃度
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・常設代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）

- ・可搬型代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・所内常設直流電源設備（3系統目）（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型直流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、不活性ガス系、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

また、格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に、高圧窒素ガスを供給するための流路として、遠隔空気駆動弁操作設備の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

本系統のうちフィルタ装置水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタの詳細については、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に記載し、その他系統の詳細については、「9.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として、耐圧強化ベント系を使用する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために用いる耐圧強化ベント系は、サプレッション・チェンバ、可搬型窒素供給装置、



配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，炉心の著しい損傷が発生した場合であって，代替循環冷却系を長期使用した際に，ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを不活性ガス系等を経由して，主排気筒（内筒）を通して大気に排出できる設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出するために使用する際には，排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため，系統待機中に原子炉格納容器から耐圧強化ベント弁までの配管については，系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換しておく運用とする。また，排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所についてはバイパスラインを設け，水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とする。可搬型窒素供給装置は，外部より排出経路の配管へ不活性ガス（窒素ガス）を供給できる設計とする。

耐圧強化ベント系はサブプレッション・チェンバ及びドライウエルのいずれにも接続し，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出するために使用する場合は，サブプレッション・チェンバのプール水によるスクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバ側からの排出経路のみを使用する。

排出経路における水素濃度を測定し，監視できるよう，水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設ける。また，放射線量率を測定し，放射性物質濃度を推定できるよう，排出経路の配管に耐圧強化ベント系放射線モニタを設ける。フィルタ装置水素濃度は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源

設備から給電が可能な設計とする。また、耐圧強化ベント系放射線モニタは、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

可搬型窒素供給装置は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 可搬型窒素供給装置（6号及び7号炉共用）
- ・ フィルタ装置水素濃度
- ・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ・ 常設代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 所内常設直流電源設備（3系統目）（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型直流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、不活性ガス系、耐圧強化ベント系及び非常用ガス処理系の配管、弁並びに主排気筒（内筒）、ホースを重大事故等対処設備として使用する。

また、耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に、高圧窒素ガスを供給するための流路として、遠隔空気駆動弁操作設備の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処

設備として使用する。

本系統のうちフィルタ装置水素濃度及び耐圧強化ベント系放射線モニタの詳細については、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に記載する。

(2) 原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

a. 格納容器内水素濃度（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、格納容器内水素濃度（SA）を使用する。

格納容器内水素濃度（SA）は、炉心の著しい損傷が発生した時に水素濃度が変動する可能性のある範囲の水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器内水素濃度（SA）は、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3 系統目）又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 格納容器内水素濃度（SA）
- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 所内常設直流電源設備（3 系統目）（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型直流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（10.2 代替電源設備）

b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6 号及び 7 号原子炉施設の変更）（令和 2 年 5 月 13 日付け，原規規発第 2005134 号をもって設置変更許可）の添付書類八「9.5.2(2)b.」の記載内容に同じ。

原子炉格納容器及び不活性ガス系については、「9.1 原子炉格納施設」に記載する。

常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備，常設代替交流電源設備，所内常設直流電源設備（3 系統目）及び可搬型代替交流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

#### 9.5.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備，及び常設代替直流電源設備，所内常設直流電源設備（3 系統目）又は可搬型直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。

耐圧強化ベント系は，同一目的の水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備である可燃性ガス濃度制御系と異なる方式にて水素ガス及び酸素ガスの濃度を低減することで多様性を有する設計とし，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し，耐圧強化ベント系のサプレッション・チェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

格納容器内水素濃度（SA）は，格納容器内水素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。格納容器内水素濃度（SA）は，格納容器内水素濃度と共通

要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置箇所も位置的分散を図る設計とする。また、格納容器内水素濃度（SA）は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、サンプリングガスの冷却に必要な冷却水は、原子炉補機冷却系に対して多様性を有する代替原子炉補機冷却系から供給が可能な設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」に記載する。代替原子炉補機冷却系の多様性、位置的分散については、「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。

## 9.6 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

### 9.6.2 設計方針

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度制御設備として、静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置を設ける。また、原子炉建屋内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定するための設備として、原子炉建屋水素濃度監視設備を設ける。

#### (1) 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

##### a. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御する重大事故等対処設備として、水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置を使用する。

静的触媒式水素再結合器は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止できる設計とする。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素再結合器の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 静的触媒式水素再結合器
- ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 所内常設直流電源設備（3 系統目）（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型直流電源設備（6 号及び7 号炉共用）（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、原子炉区域を重大事故等対処設備として使用する。

#### b. 水素濃度監視

##### (a) 原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏れ出した水素ガスの濃度を測定するため、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる重大事故等対処設備として、原子炉建屋水素濃度監視設備である原子炉建屋水素濃度を使用する。

原子炉建屋水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とし、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3 系統目）又は可搬型直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 原子炉建屋水素濃度
- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 所内常設直流電源設備（3 系統目）（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型直流電源設備（6 号及び7 号炉共用）（10.2 代替電源設備）

常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3 系統目）及び可搬型直

流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。



## 10. その他発電用原子炉の附属施設

### 10.2 代替電源設備

#### 10.2.1 概要

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため，必要な電力を確保するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

代替電源設備の系統図を第 10.2-1 図から第 10.2-19 図に示す。

また，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備が使用できる場合は，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備については，「10.1 非常用電源設備」に記載する。

#### 10.2.2 設計方針

代替電源設備のうち，重大事故等の対応に必要な電力を確保するための設備として，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，号炉間電力融通電気設備，所内蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む），所内常設直流電源設備（3 系統目），可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備を設ける。また，重大事故等時に重大事故等対処設備の補機駆動用の軽油を補給するための設備として，燃料補給設備を設ける。

##### (1) 代替交流電源設備による給電

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6 号及び 7 号原子炉施設の変更）（令和 2 年 5 月 13 日付け，原規規発第 2005134 号をもって設置変更許可）の添付書類八「10.2.2(1)」の記載内容に同じ。

(2) 代替直流電源設備による給電

a. 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（令和2年5月13日付け，原規規発第2005134号をもって設置変更許可）の添付書類八「10.2.2(2)a.」の記載内容に同じ。

b. 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電

更なる信頼性を向上するため，設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合には，重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給するため，特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を使用する。

所内常設直流電源設備（3系統目）は，直流125V蓄電池（3系統目），電路，計測制御装置等で構成し，全交流動力電源喪失から1時間以内に中央制御室において行う簡易な操作以外での負荷の切り離しを行わず合計24時間にわたり，直流125V蓄電池（3系統目）から電力を供給できる設計とする。

また，所内常設直流電源設備（3系統目）は，特に高い信頼性を有する直流電源設備とするため，耐震設計においては，直流125V蓄電池（3系統目）及びその電路は，基準地震動による地震力に対して，重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことに加え，弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して，おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。また，所内常設直流電源設備（3系統目）の直流125V蓄電池（3系統目）は，当該設備設置に伴う耐震性，火災防護対策等への影響を考慮した原子炉建屋内に設置する設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・直流 125V 蓄電池 (3 系統目)

c. 可搬型直流電源設備による給電

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書 (6 号及び 7 号原子炉施設の変更) (令和 2 年 5 月 13 日付け, 原規規発第 2005134 号をもって設置変更許可) の添付書類八「10.2.2(2)b.」の記載内容に同じ。

(3) 代替所内電気設備による給電

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書 (6 号及び 7 号原子炉施設の変更) (令和 2 年 5 月 13 日付け, 原規規発第 2005134 号をもって設置変更許可) の添付書類八「10.2.2(3)」の記載内容に同じ。

(4) 燃料補給設備による給油

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書 (6 号及び 7 号原子炉施設の変更) (令和 2 年 5 月 13 日付け, 原規規発第 2005134 号をもって設置変更許可) の添付書類八「10.2.2(4)」の記載内容に同じ。

#### 10.2.2.1 多様性及び独立性, 位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

常設代替交流電源設備は, 非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 第一ガスタービン発電機をガスタービンにより駆動することで, ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機，タンクローリ（16kL），第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，原子炉建屋から離れた屋外に設置又は保管することで，原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク及び原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

常設代替交流電源設備は，第一ガスタービン発電機から非常用高压母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用ディーゼル発電機から非常用高压母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備は，非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，電源車の冷却方式を空冷とすることで，冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また，可搬型代替交流電源設備は，常設代替交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，電源車をディーゼルエンジンにより駆動することで，ガスタービンにより駆動する第一ガスタービン発電機を用いる常設代替交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の電源車及びタンクローリ（4kL）は，屋外の原子炉建屋から離れた場所に保管することで，原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク及び原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。また，可搬型代替交流電源設備の電源車及びタンクローリ（4kL）

は、屋外のタービン建屋近傍の第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプから離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、電源車から非常用高圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の電源車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（常設）は、コントロール建屋内に設置することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、原子炉建屋及びコントロール建屋から離れた屋外に保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機及びコントロール建屋内の号炉間電力融通ケーブル（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

所内蓄電式直流電源設備は、コントロール建屋内の非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統と異なる区画及び原子炉建屋内に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散

を図る設計とする。

所内蓄電式直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内蓄電式直流電源設備は非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統に対して独立性を有する設計とする。

常設代替直流電源設備は、原子炉建屋内に設置することで、コントロール建屋内の非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

常設代替直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、常設代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

所内常設直流電源設備（3 系統目）の直流 125V 蓄電池（3 系統目）は、原子炉建屋内に設置することで、コントロール建屋内の蓄電池（非常用）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

所内常設直流電源設備（3 系統目）は、蓄電池から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備の蓄電池から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内常設直流電源設備

(3 系統目) は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、AM 用直流 125V 充電器により交流電力を直流に変換できることで、蓄電池（非常用）を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備の電源車、AM 用直流 125V 充電器及びタンクローリ（4kL）は、屋外の原子炉建屋から離れた場所及び原子炉建屋内に設置又は保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク、原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプ、コントロール建屋内の充電器及び原子炉建屋内の直流 125V 蓄電池（3 系統目）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

可搬型直流電源設備は、電源車から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備の電源車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

代替所内電気設備の緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM 用動力変圧器、AM 用 MCC 及び AM 用操作盤は、非常用所内電気設備と異なる区画に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備は、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、代替所内電気設備は非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。

燃料補給設備のタンクローリ（4kL）は、原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

軽油タンクは、屋外に分散して設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

#### 10.2.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

常設代替交流電源設備のタンクローリ（16kL）は、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

常設代替交流電源設備の軽油タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。



第一ガスタービン発電機及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替交流電源設備の電源車及びタンクローリ（4kL）は、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作、遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替交流電源設備の軽油タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

電源車は治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（常設）は、接続先の系統と分離し、重大事故等時に接続等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は治具による固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 蓄電池 A、直流 125V 蓄電池 A-2、直流 125V 充電器 A 及び直流 125V 充電器 A-2 は、通常時は設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成とし、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の AM 用直流 125V 蓄電池及び AM 用直流 125V 充電器は、通常時は非常用直流電源設備と分離し、重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する、及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

所内常設直流電源設備（3 系統目）は、重大事故等発生前（通常時）の隔離された状態から遮断器等の操作により重大事故等対処設備としての系統構成とすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型直流電源設備の AM 用直流 125V 充電器は、通常時は非常用直流電源設備と分離し、重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する、及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型直流電源設備の電源車及びタンクローリ（4kL）は、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作、遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型直流電源設備の軽油タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替所内電気設備の緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM 用動力変圧器、AM 用 MCC 及び AM 用操作盤は、通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替所内電気設備の AM 用切替盤、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母

線D系は、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料補給設備のタンクローリ（4kL）は、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料補給設備の軽油タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タンクローリ（4kL）及びタンクローリ（16kL）は治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 10.2.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

第一ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。

第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、想定される重大事故等時において、タンクローリ（16kL）で燃料を補給するまでの間、第一ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、第一ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。

電源車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は、6号及

び7号炉共用で4セット8台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計9台を保管する。

号炉間電力融通ケーブル（常設）は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1式として使用する。保有数は、号炉間電力融通ケーブル（常設）の故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1式（6号及び7号炉共用）を保管する。

直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池は、想定される重大事故等時において、負荷の切り離しを行わず8時間、その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

直流125V蓄電池（3系統目）は、想定される重大事故等時において、1時間以内に中央制御室において行う簡易な操作以外での負荷の切り離しを行わず24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

AM用直流125V充電器は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM用動力変圧器及びAM用MCCは、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

軽油タンクは、設計基準事故対処設備と兼用しており、設計基準事故対処設備としての容量が、想定される重大事故等時において、その機能を発

揮ることが必要な重大事故等対処設備が、事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

タンクローリ（16kL）は、想定される重大事故等時において、第一ガスタービン発電機用燃料タンクに、燃料を補給できる容量を有するものを 1 セット 1 台使用する。保有数は、6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 1 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 2 台を保管する。

タンクローリ（4kL）は、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に、燃料を補給できる容量を有するものを 1 セット 3 台使用する。保有数は、6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 3 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 4 台を保管する。

#### 10.2.2.5 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

第一ガスタービン発電機の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

第一ガスタービン発電機用燃料タンクの系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

電源車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

電源車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

号炉間電力融通ケーブル（常設）は、コントロール建屋に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

号炉間電力融通ケーブル（常設）の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、屋外に保管及びコントロール建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2, 直流 125V 充電器 A 及び直流 125V 充電器 A-2 は、コントロール建屋に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

AM 用直流 125V 蓄電池及び AM 用直流 125V 充電器は、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

直流 125V 蓄電池（3 系統目）は、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

緊急用断路器は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

緊急用断路器の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

緊急用電源切替箱断路器は、コントロール建屋に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

緊急用電源切替箱断路器の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

緊急用電源切替箱接続装置、AM用動力変圧器、AM用MCC、AM用切替盤、AM用操作盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

緊急用電源切替箱接続装置、AM用MCC、AM用切替盤、AM用操作盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

軽油タンクは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

軽油タンクの系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

#### 10.2.2.6 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

常設代替交流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

第一ガスタービン発電機は、中央制御室の操作スイッチ等により、操作が可能な設計とする。系統構成に必要な遮断器等は、設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

電源車は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。系統構成に必要な遮断器等は、設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。

電源車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

電源車を接続する接続箇所については、ボルト・ネジ接続又はより簡便な接続とし、一般的な工具を用いてケーブルを確実に接続できる設計とするとともに、確実な接続ができるよう足場を設ける設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用できるように、接続箇所の形状を統一する設計とする。

号炉間電力融通電気設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

号炉間電力融通ケーブル（常設）及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、系統構成に必要な遮断器等を、設置場所での遮断器操作等により操作が可能な設計とする。

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、人力による運搬が可能な設計とし、屋外及び屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を接続する接続箇所については、ボ



ルト・ネジ接続とし、接続治具を用いてケーブルを確実に接続することが可能な設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用できるよう、接続箇所を統一する設計とする。

所内蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

所内常設直流電源設備（3系統目）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

可搬型直流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作及び遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

代替所内電気設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM用MCC、AM用切替盤、AM用操作盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。

燃料補給設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

軽油タンクは、系統構成に必要な弁を、設置場所での手動操作が可能な設計とする。

タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所に輪留めによる固定等が可能な設計とする。

タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）を接続する接続口については、専用の接続方式とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、接続口の口径を統一する設計とする。

### 10.2.3 主要設備及び仕様

代替電源設備の主要機器仕様を第10.2-1表に示す。

### 10.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

第一ガスタービン発電機は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とするとともに、分解が可能な設計とする。

第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認が可能な設計とする。

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

また、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

電源車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。また、電源

車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

号炉間電力融通ケーブル（常設）及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とするとともに、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は取替えが可能な設計とする。

直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2，AM 用直流 125V 蓄電池，直流 125V 充電器 A，直流 125V 充電器 A-2，AM 用直流 125V 充電器及び直流 125V 蓄電池（3 系統目）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

緊急用断路器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器，AM 用 MCC，AM 用切替盤，AM 用操作盤，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。

軽油タンクは、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。

タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能試験，漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに，分解又は取替えが可能な設計とする。また，タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）は，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

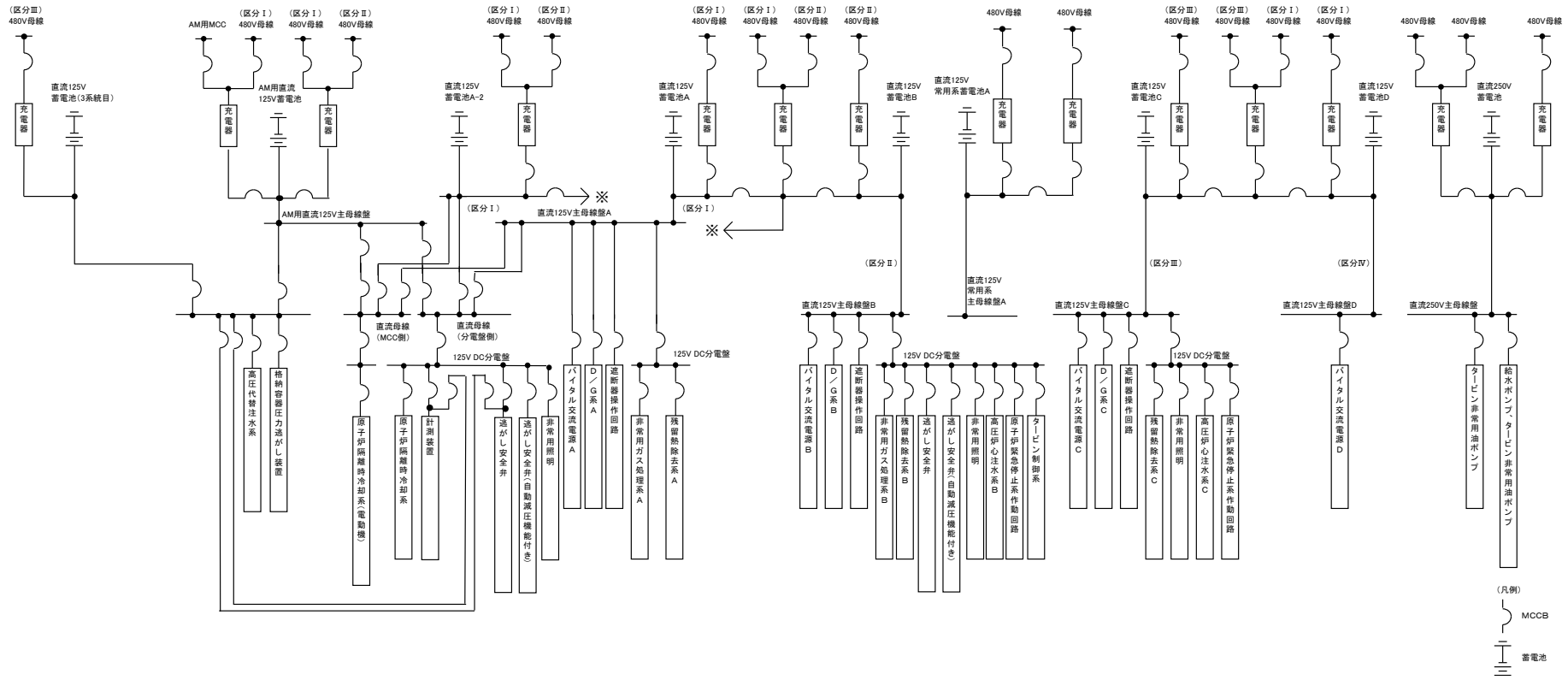
第 10.2-1 表 代替電源設備の主要機器仕様

代替電源設備の主要機器仕様の記載について、「(7)」を「(8)」とし、  
「(6)」を「(7)」とし、「(5)」を「(6)」と読み替えた上で、以下のとおり「(5)」を追加する。

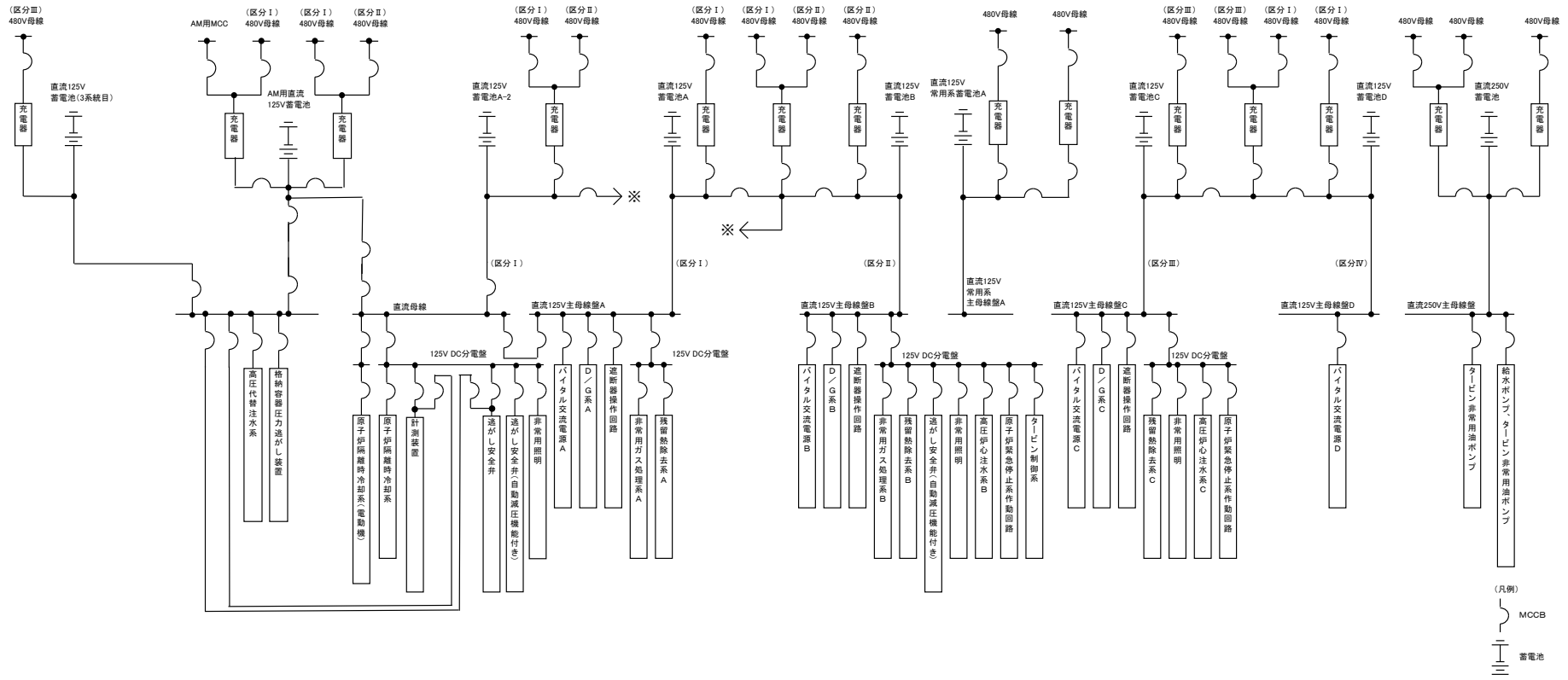
(5) 所内常設直流電源設備 (3 系統目)

a. 直流 125V 蓄電池 (3 系統目)

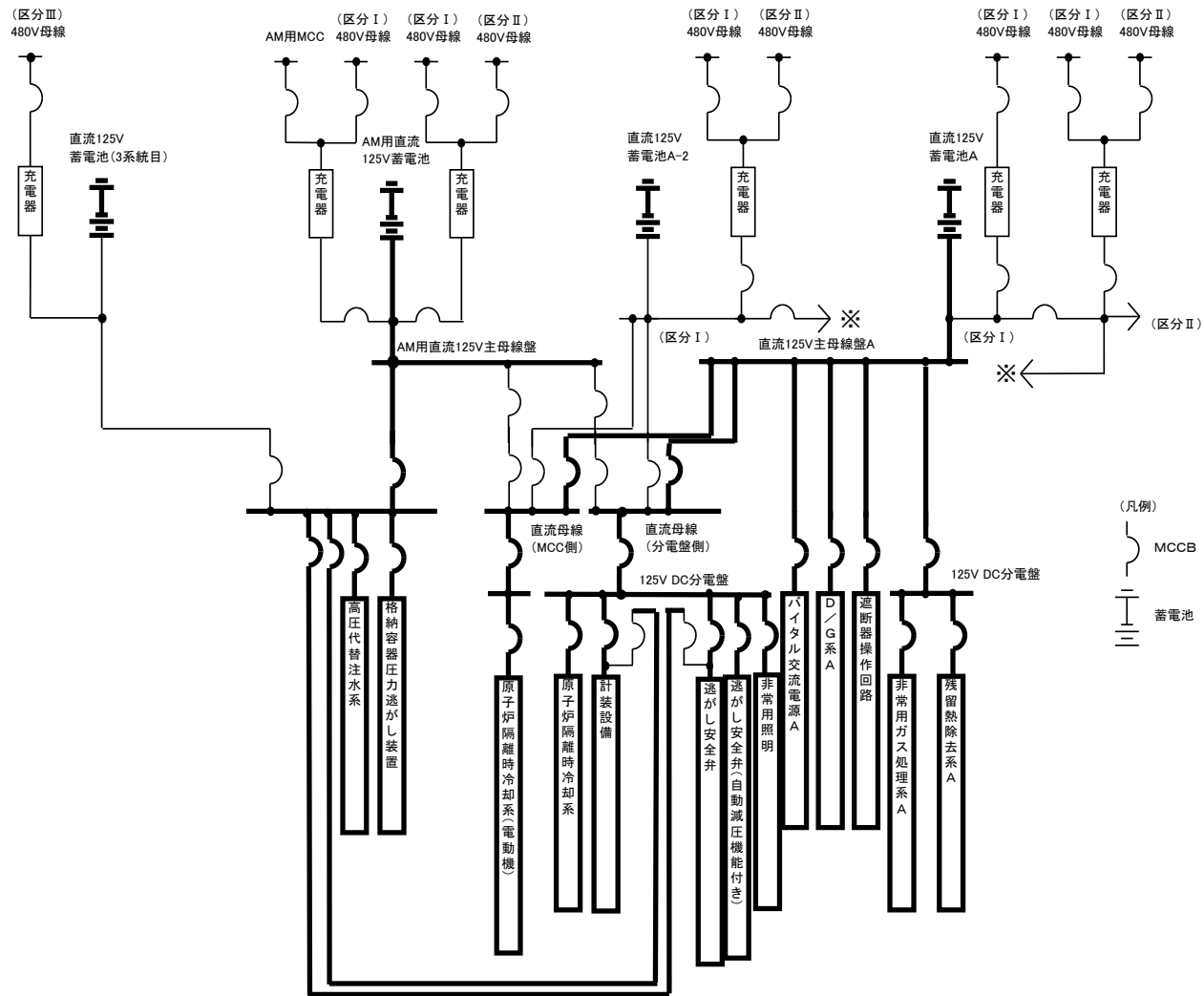
組数	1
電圧	125V
容量	約 3,000Ah



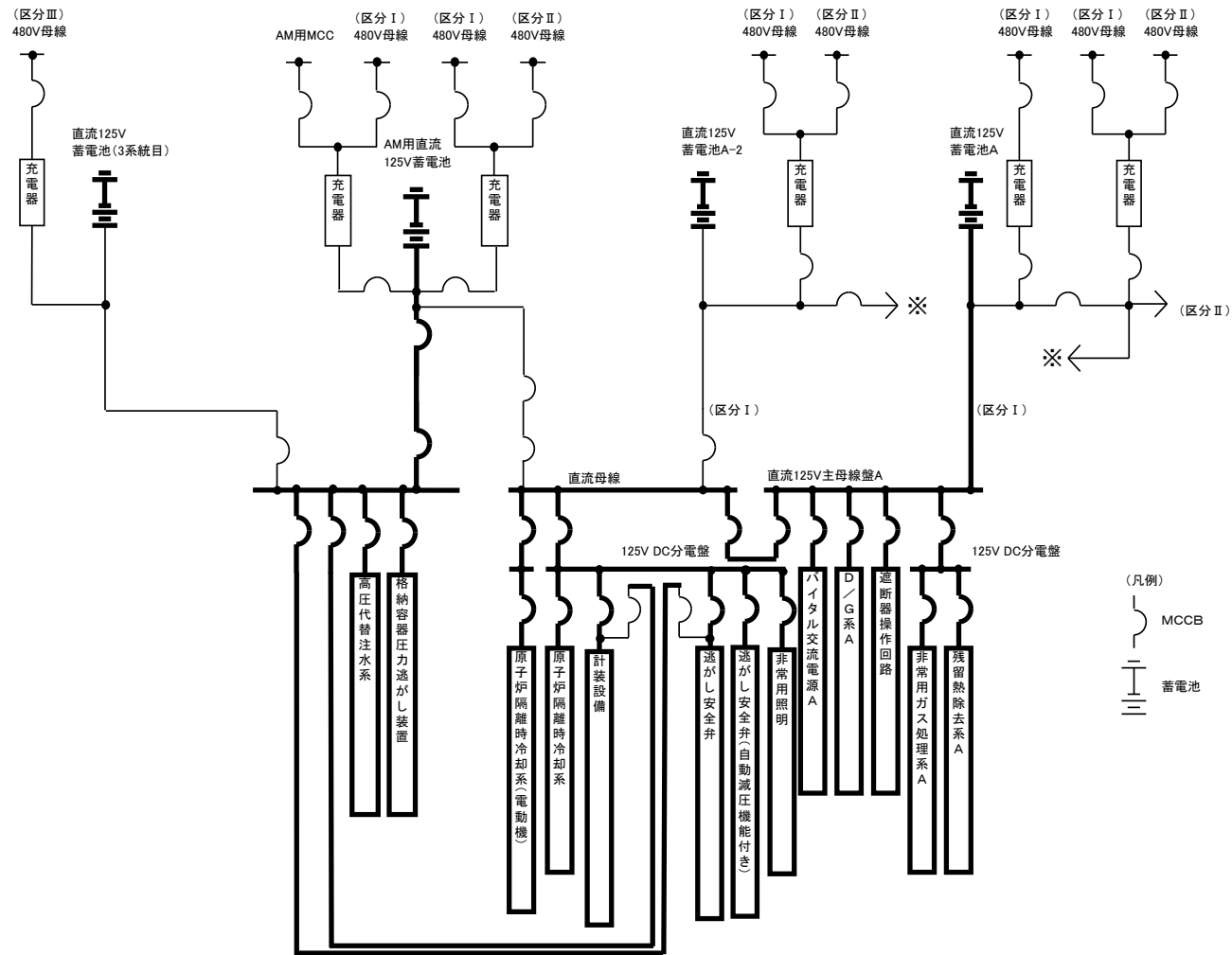
第 10.1-3 図(1) 直流電源単線結線図 (6号炉)



第 10.1-3 図(2) 直流電源単線結線図 (7号炉)

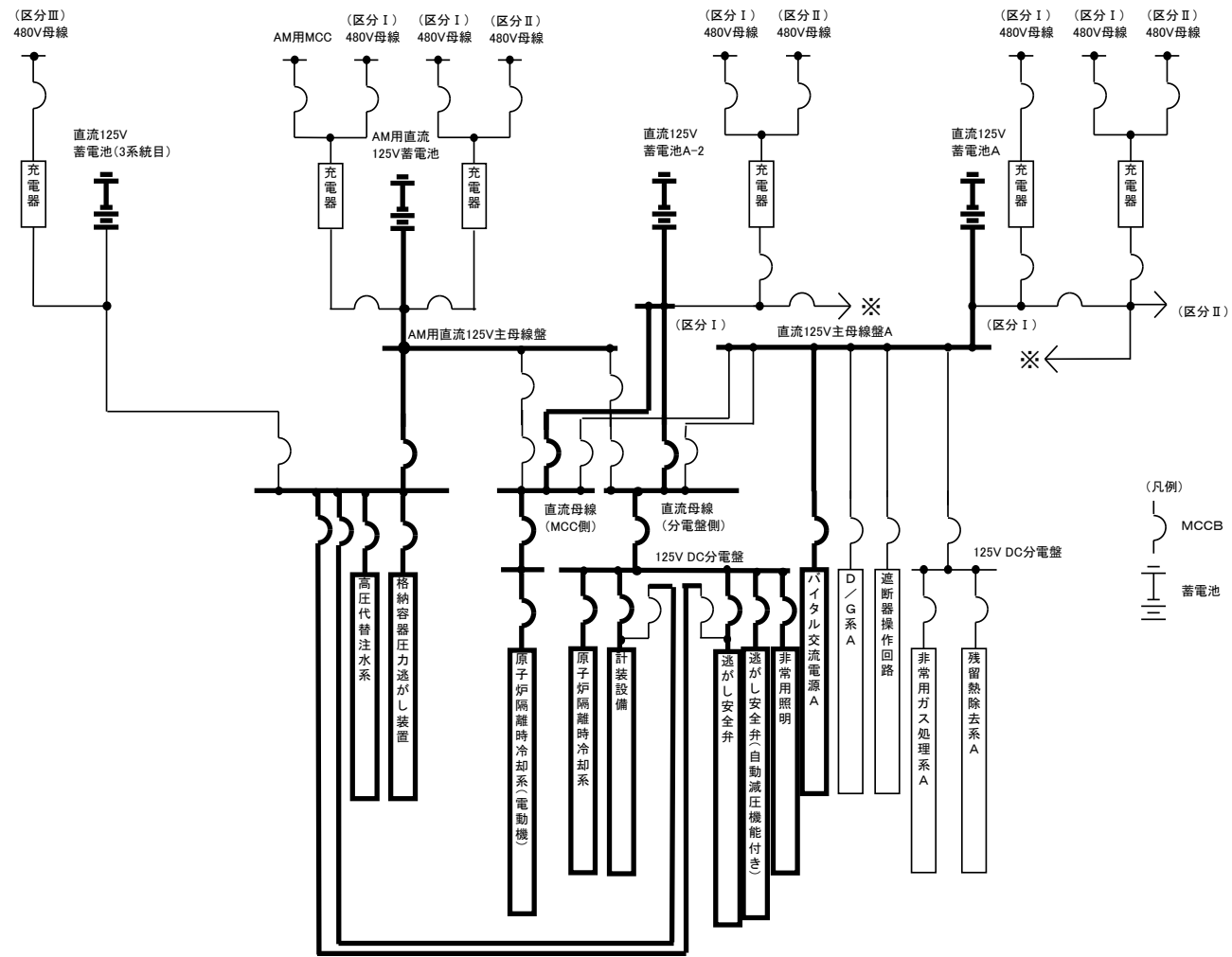


第 10.2-10 図(1) 代替電源設備系統概要図 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (直流 125V 蓄電池 A による給電) (6 号炉)

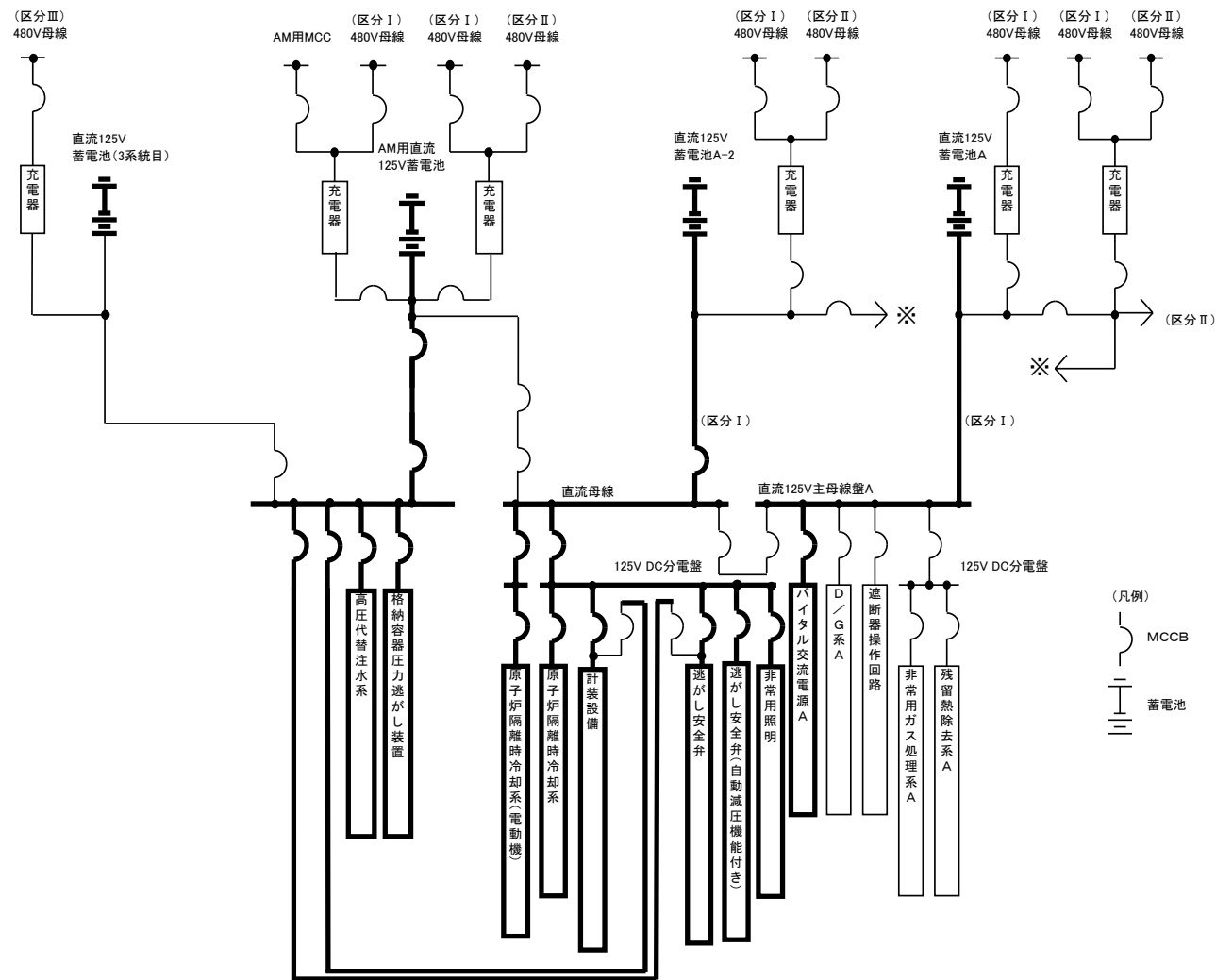


第 10.2-10 図(2) 代替電源設備系統概要図 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (直流 125V 蓄電池 A による給電) (7 号炉)

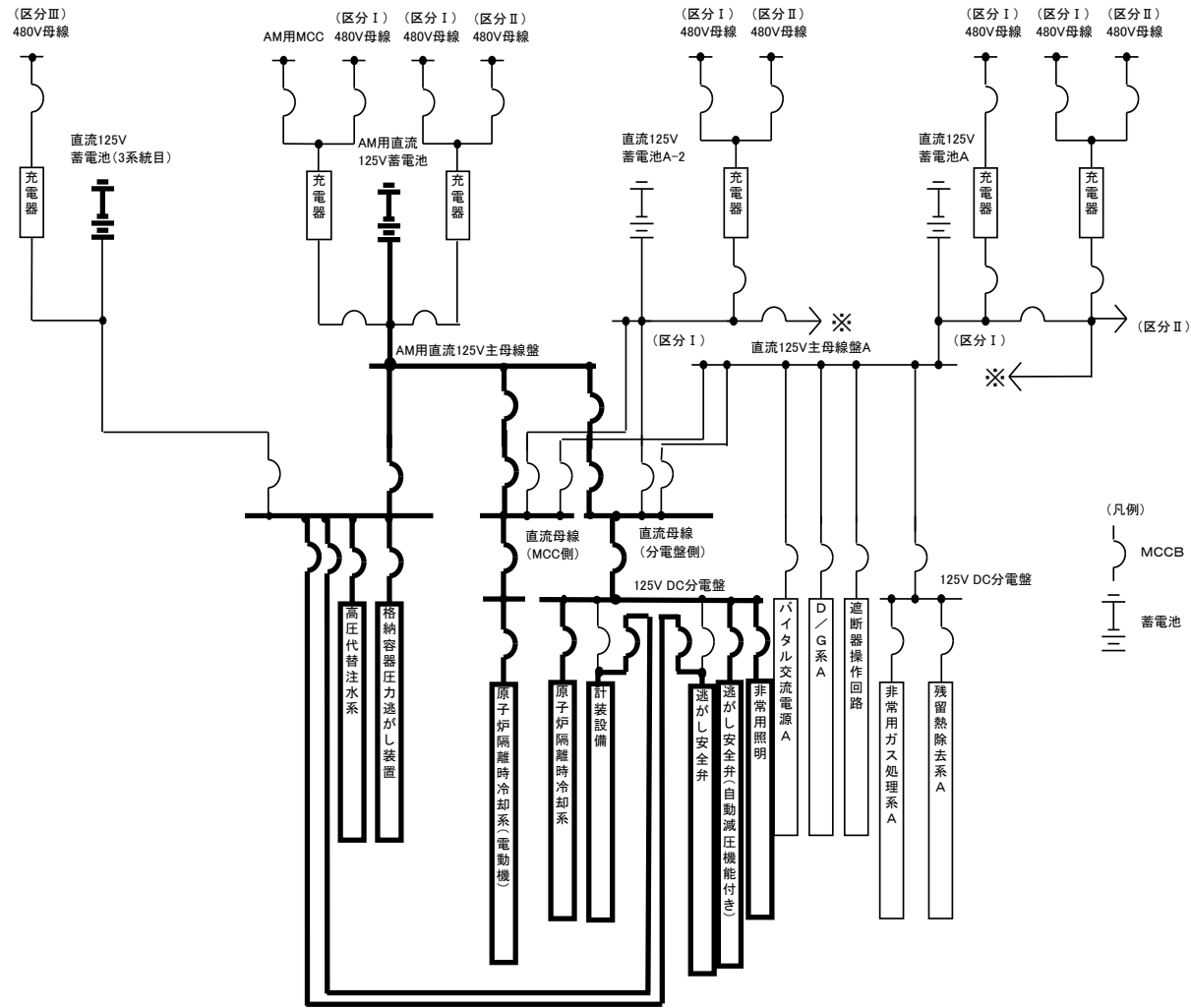




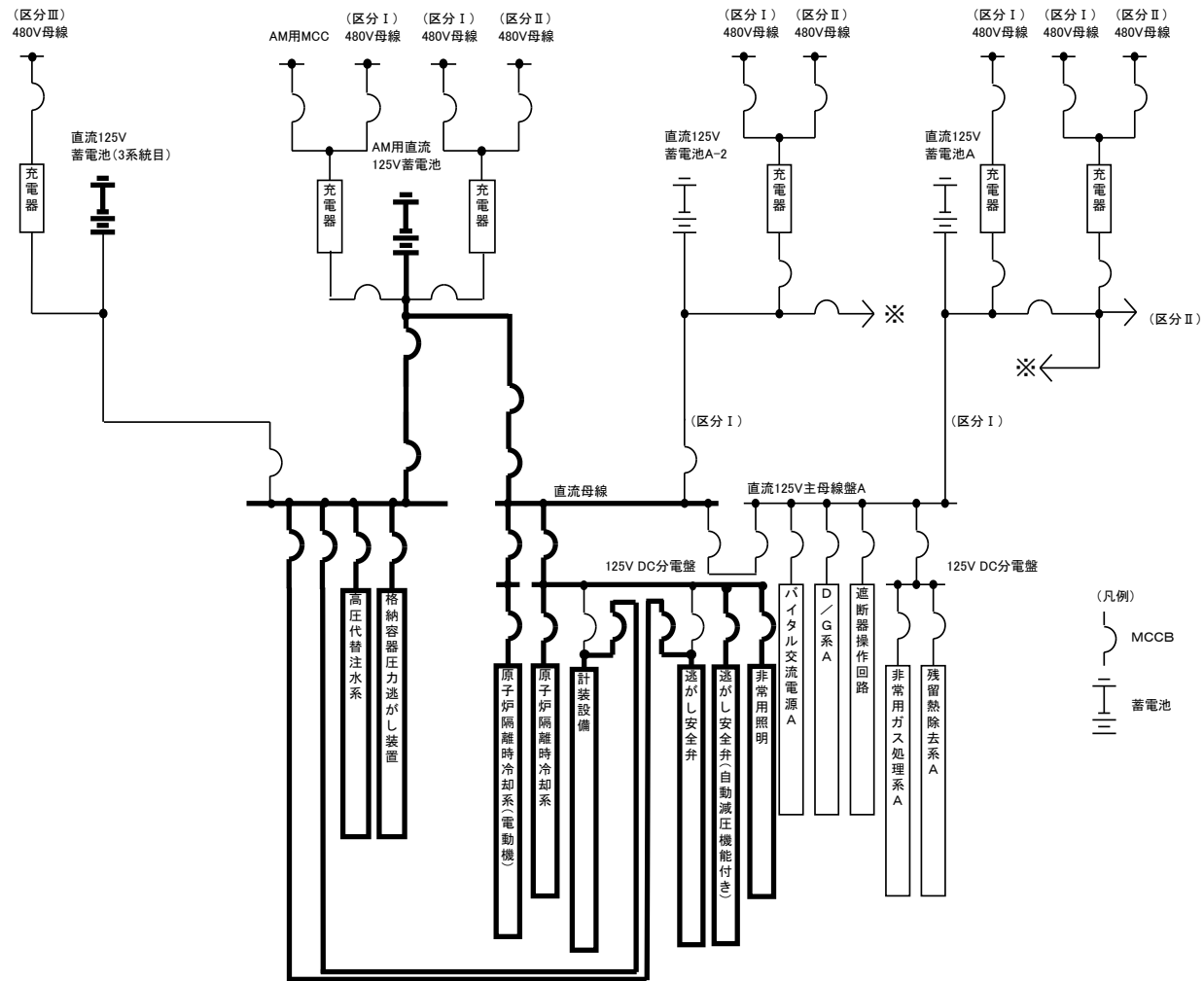
第 10.2-11 図(1) 代替電源設備系統概要図 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (直流 125V 蓄電池 A-2 による給電) (6 号炉)



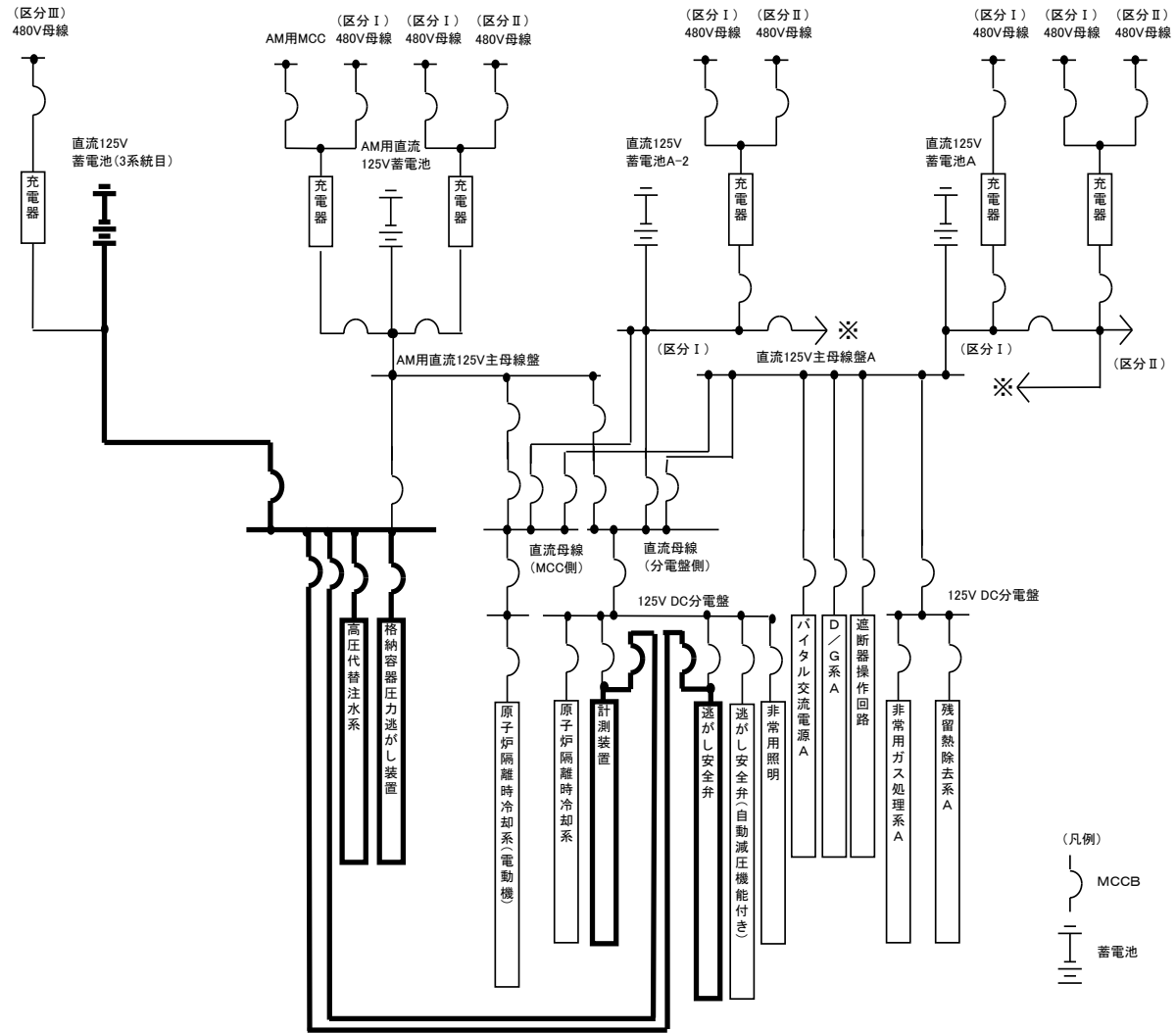
第 10.2-11 図(2) 代替電源設備系統概要図 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (直流 125V 蓄電池 A-2 による給電) (7 号炉)



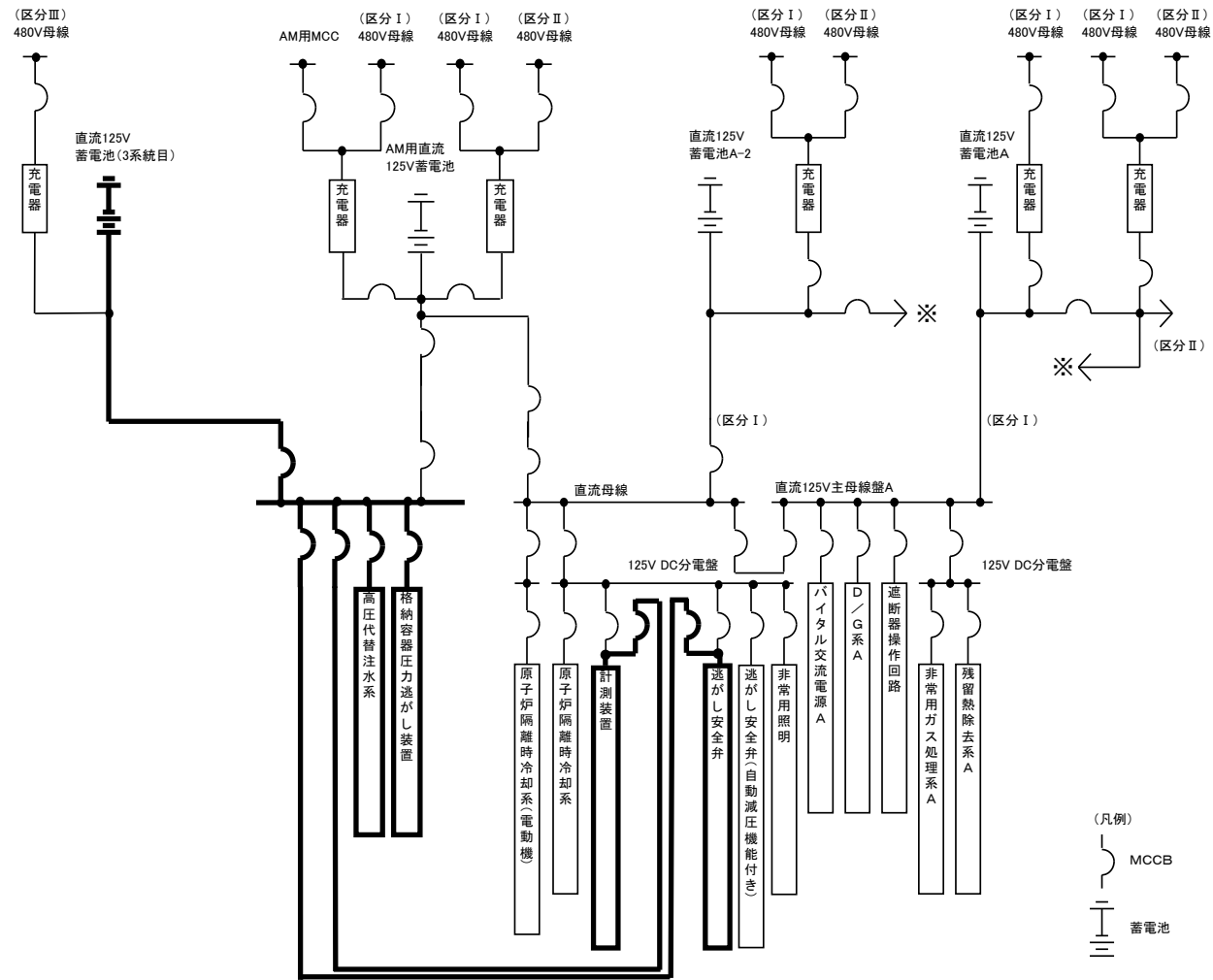
第 10.2-12 図(1) 代替電源設備系統概要図 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (AM用直流125V蓄電池による給電) (6号炉)



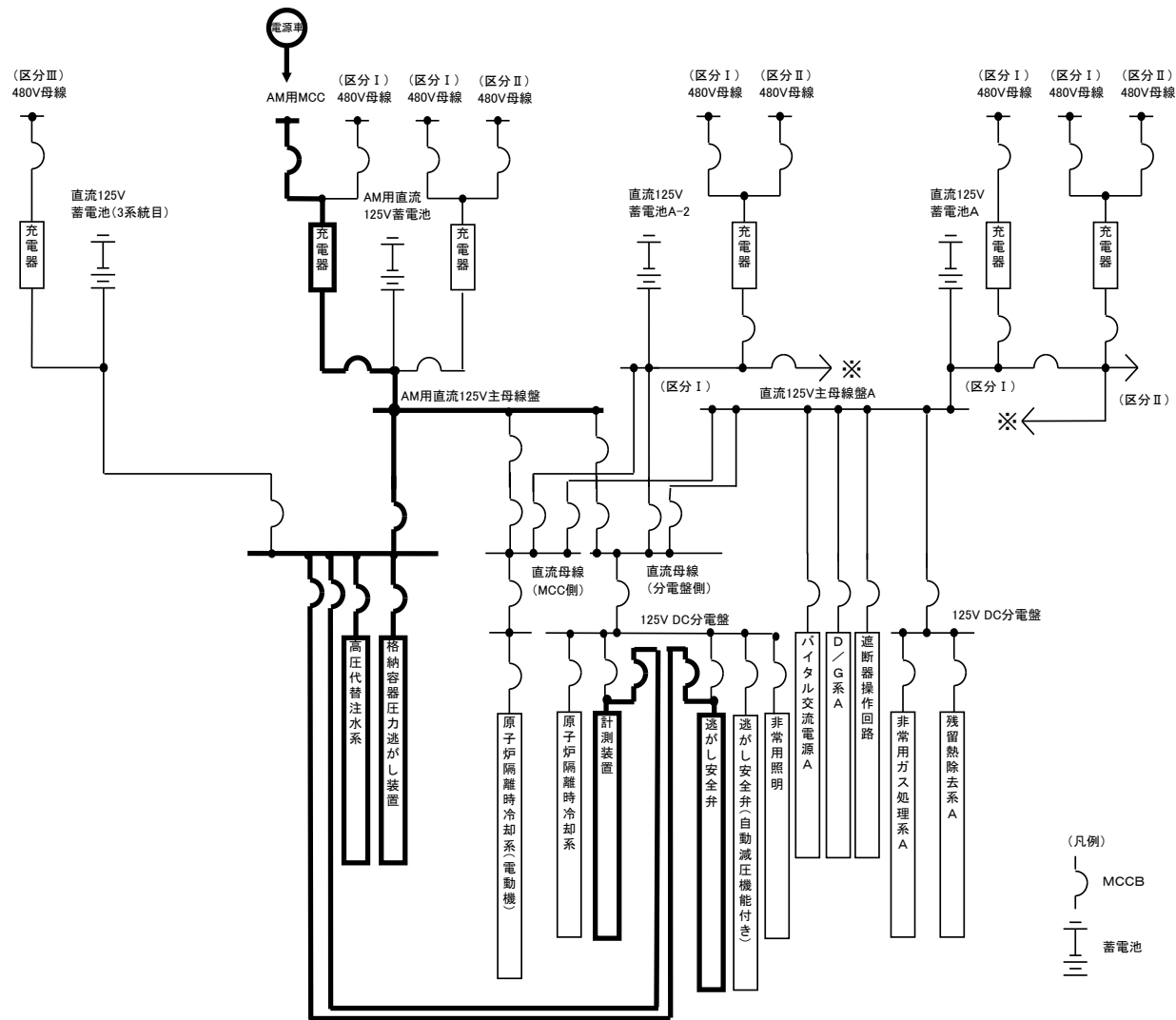
第 10.2-12 図(2) 代替電源設備系統概要図 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (AM用直流125V蓄電池による給電) (7号炉)



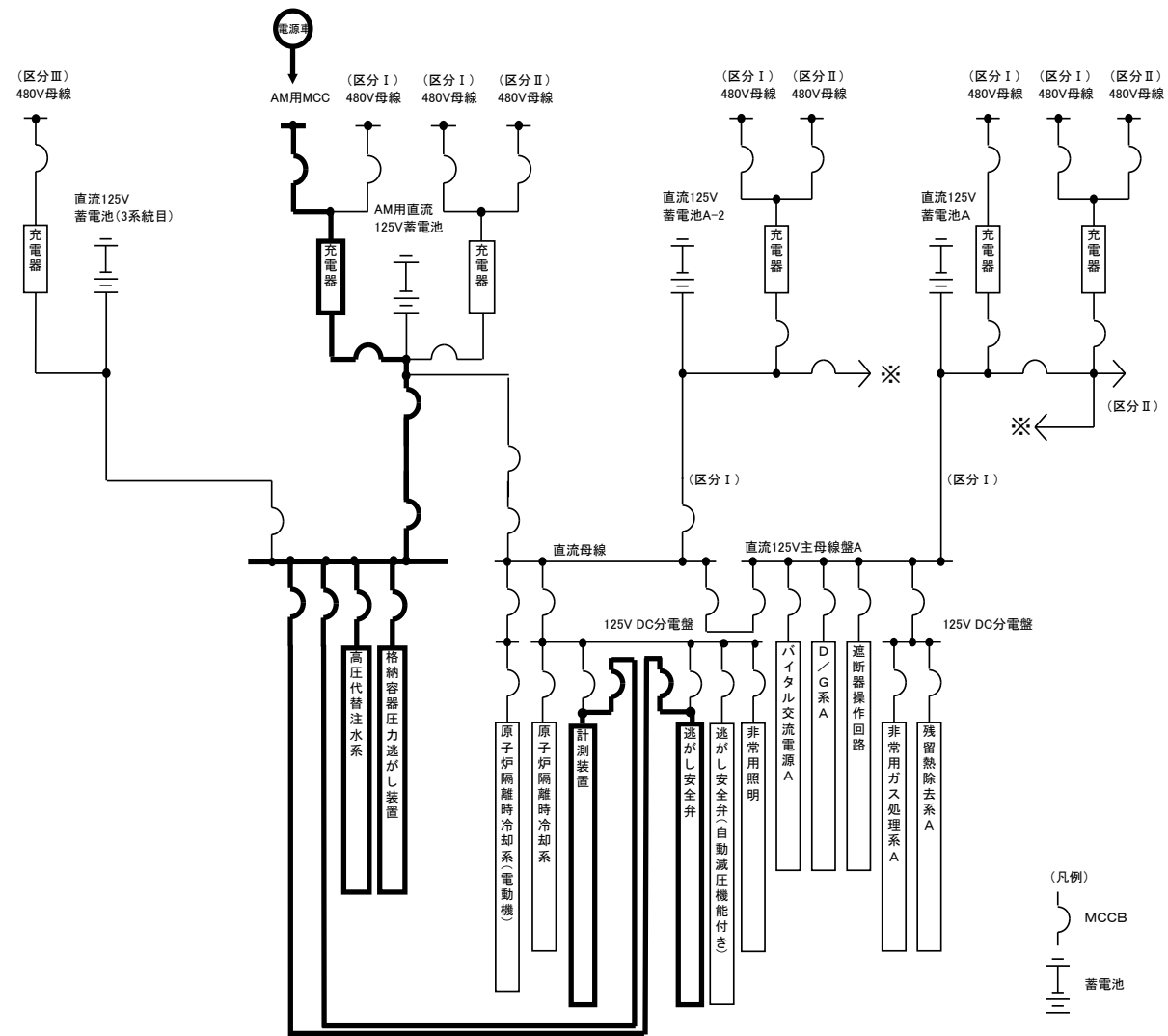
第 10.2-13 図(1) 代替電源設備系統概要図 (所内常設直流電源設備 (3 系統目) による給電) (6 号炉)



第 10.2-13 図(2) 代替電源設備系統概要図 (所内常設直流電源設備 (3 系統目) による給電) (7 号炉)



第 10.2-16 図(1) 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)  
(AM用直流125V充電器による給電) (6号炉)



第 10.2-16 図(2) 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)  
(AM用直流 125V 充電器による給電) (7号炉)



別添 5

## 添 付 書 類 十

変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における  
当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書

6号及び7号炉について、下記項目の記述及び関連図表を以下のとおり変更又は追加する。

[その2-9×9 燃料が装荷されたサイクル以降]

5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

5.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

5.2.1 可搬型設備等による対応

5.2.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

b. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

ロ 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

(n) 「1.14 電源の確保に関する手順等」

ロ 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

表

- 第 5.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要(3/19)
- 第 5.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要(11/19)
- 第 5.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要(14/19)
- 第 5.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要(15/19)
- 第 5.1-2 表 重大事故等対策における操作の成立性
- 第 5.2-4 表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(9/10)
- 第 5.2-5 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  
(1.2)(2/6)
- 第 5.2-6 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  
(1.3)(1/4)
- 第 5.2-6 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  
(1.3)(2/4)
- 第 5.2-8 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  
(1.5)(3/5)
- 第 5.2-10 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  
(1.7)(1/3)
- 第 5.2-11 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  
(1.8)(3/3)
- 第 5.2-12 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  
(1.9)(2/2)
- 第 5.2-13 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  
(1.10)(1/2)
- 第 5.2-14 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順  
(1.11)(3/3)

第 5.2-17 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

(1.14)

6号及び7号炉の変更内容

[その2-9×9 燃料が装荷されたサイクル以降]

5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

5.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

5.2.1 可搬型設備等による対応

5.2.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

b. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

ロ 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3系統目）より給電される高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却又は常設代替直流電源設備より給電される原子炉隔離時冷却系の現場起動による発電用原子炉の

冷却を試みる。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）を優先し、全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系による発電用原子炉の冷却を試みる。

(n) 「1.14 電源の確保に関する手順等」

ロ 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に電源を確保するための手順の例を次に示す。(第5.2-17表参照)

- ・外部電源及び非常用交流電源設備による給電が見込めない場合、非常用高圧母線D系、C系の順で復旧し、第一ガスタービン

発電機及び第二ガスタービン発電機の起動操作を並行で行い、第一ガスタービン発電機で給電する。第一ガスタービン発電機による給電が行えない場合は、第二ガスタービン発電機（緊急用高圧母線経由）による給電を行う。

- ・外部電源，非常用交流電源設備，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機及び電源車（緊急用高圧母線経由）によるパワーセンターC系及びD系への給電が見込めない場合，可搬型代替交流電源設備（電源車）をパワーセンターの動力変圧器の一次側又は緊急用電源切替箱接続装置に接続し，電源を復旧する。
- ・当該号炉が外部電源，非常用交流電源設備，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機及び電源車による給電を見込めない場合，号炉間電力融通ケーブルを用いて他号炉の緊急用電源切替箱断路器から当該号炉の緊急用高圧母線までの電路を構成し，他号炉から給電する。
- ・外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，常設直流電源設備，常設代替直流電源設備及び所内常設直流電源設備（3系統目）による給電ができない場合，可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）により直流電源を必要な機器に給電する。
- ・外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による交流電源の復旧ができない場合で，かつ可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）による直流電源の給電ができない場合，直流給電車を直流125V主母線盤Aに接続し，直流電源を給電する。



第 5.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (3/19)

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			
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、インターフェイスシステム LOCA 発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p>		
	対応手段等	フロントライン系故障時	<p>手動操作による減圧</p> <p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。</p>
			<p>減圧の自動化</p> <p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。</p>
	サポート系故障時	<p>常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3 系統目）により直流電源を確保する。その後、可搬型直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。</li> <li>・逃がし安全弁の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続して直流電源を確保する。</li> </ul>	

対応手段等	サポート系故障時	<p>高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保</p>	<p>逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給源を高圧窒素ガス供給系に切り替えることで逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>高圧窒素ガス供給系からの供給期間中において、逃がし安全弁の作動に伴い窒素ガスの圧力が低下した場合は、予備の窒素ガスポンペに切り替える。</p>
		<p>代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧</p>	<p>全交流動力電源又は常設直流電源の喪失により逃がし安全弁が作動せず発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型直流電源設備等により直流電源を確保する。</li> <li>・代替交流電源設備等により充電器を受電することで直流電源を確保する。</li> </ul>
	<p>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止</p>	<p>炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器が高圧の状態では破損した場合に溶融物が放出され、原子炉格納容器内の雰囲気が直接加熱されることによる原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁の手動操作により発電用原子炉を減圧する。</p>	
	<p>システムLOCA発生時</p>	<p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合は、発電用原子炉を手動停止するとともに、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを停止するため、漏えい箇所を隔離する。</p> <p>漏えい箇所を隔離できない場合は、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを抑制するため、逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧し、漏えい箇所を隔離する。</p> <p>原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建屋原子炉区域内の圧力が上昇した場合は、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇を抑制し、環境を改善する。</p>	
配慮すべき事項	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>フロントライン系故障時</p>	<p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧系機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、低圧注水系、低圧代替注水系等による原子炉圧力容器への注水準備が完了していることを確認し、逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧する。</p> <p>なお、残留熱除去系が運転している場合は、原子炉水位低(L-1)が10分継続した段階で代替自動減圧機能が自動作動することを確認し、これにより発電用原子炉を減圧する。</p>

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	サポート系故障時	<p>常設直流電源系統の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型直流電源設備等により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源喪失の原因が全交流動力電源喪失の場合は、代替交流電源設備等により充電器を受電することで直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁作動窒素ガスの喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベにより逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p>
	発電用原子炉の自動減圧時の留意事項	代替自動減圧機能による	<p>「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」における対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。</p>
	逃がし安全弁の背圧対策	逃がし安全弁の	<p>逃がし安全弁は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう、あらかじめ逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス圧力を設定する。</p>
	LOCA時の溢水の影響	インターフェイスシステム	<p>隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステム LOCA により漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響がないようにする。</p>
	LOCAの検知	インターフェイスシステム	<p>インターフェイスシステム LOCA の発生は、原子炉格納容器内外のパラメータ等により判断する。非常用炉心冷却系ポンプ設置室は原子炉建屋内において各部屋が分離されているため、漏えい箇所の特定期は、床漏えい検出器、監視カメラ及び火災報知器により行う。</p>

配慮すべき事項	作業性	インターフェイスシステム LOCA 発生時において、現場で漏えい箇所を隔離する場合は、隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルート環境を考慮して、現場環境(温度・湿度・圧力)が改善された状態で行い、事故環境下においても作業できるよう防護具を確実に装着する。
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第 5.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (11/19)

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	
方針目的	<p>使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、燃料プール代替注水、漏えい抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。さらに、使用済燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止する手順を整備する。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料プールへのスプレイ、大気への拡散抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。</p>
対応手段	<p>の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の発生時</p> <p>燃料プール代替注水</p> <p>残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水する。</p> <p>なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p>
	<p>の発生時</p> <p>漏えい抑制</p> <p>使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、ディフューザ配管上部に設けたサイフォンブレイク孔により漏えいが停止したことを確認する。</p> <p>さらに、現場で手動弁により隔離操作を実施する。</p>
	<p>大量の水の漏えい発生時</p> <p>燃料プールスプレイ</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイする。</p> <p>なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイは、海を水源として利用できる。</p>
	<p>の発生時</p> <p>大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料プールの水位の異常な低下により使用済燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、原子炉建屋放水設備により海水を原子炉建屋へ放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気への放射性物質の拡散抑制と同様である。</p>

対応手段	重大事故等時の使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視設備による 使用済燃料プールの状態監視	<p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>なお、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）等の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価した水位／放射線量の関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。</p>
		代替電源による給電	<p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した状況において使用済燃料プールの状態を監視するため、所内蓄電式直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）及び可搬型直流電源設備から使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）へ給電する。</p> <p>さらに、代替交流電源設備等から使用済燃料貯蔵プール監視カメラへ給電する。</p>
	使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響防止	燃料プール冷却浄化系による 使用済燃料プールの除熱	<p>燃料プール冷却浄化系が全交流動力電源喪失により起動できず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで燃料プール冷却浄化系を起動し、使用済燃料プールを除熱する。</p>
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合、又は使用済燃料プールの水位が低下した場合は、その程度によらず、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）により使用済燃料プールへ注水又はスプレーが可能となるよう準備し、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）を優先して使用する。</p> <p>また、可搬型代替注水ポンプにより使用済燃料プールへ注水又はスプレーする場合は、常設スプレーヘッドを優先して使用し、常設スプレーヘッドが使用できない場合は、可搬型スプレーヘッドを使用する。</p> <p>全交流動力電源の喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱ができず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等を用いて燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保するとともに燃料プール代替注水により水源を確保し、燃料プール冷却浄化系により使用済燃料プールを除熱する。</p>	

配慮すべき事項	作業性	燃料プール代替注水系で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第 5.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (14/19)

1.14 電源の確保に関する手順等		
方針目的	<p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、代替交流電源設備、号炉間電力融通設備、所内蓄電式直流電源設備、所内常設直流電源設備（3 系統目）、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備により必要な電力を確保する手順等を整備する。</p> <p>また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料補給設備により給油する手順等を整備する。</p>	
対応手段等	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備並びに非常用直流電源設備 C 系及び D 系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け、重大事故等の対処に用いる。
	交流電源喪失時 代替交流電源設備 による給電	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備を用いて給電する。</li> <li>・常設代替交流電源設備等を用いて給電できず、号炉間電力融通により給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備等を用いて給電する。</li> </ul>
	電力融通による給電	<p>全交流動力電源が喪失し、さらに常設代替交流電源設備等を用いて給電できない場合において、他号炉の非常用交流電源設備から給電できる場合は、以下の手段により自号炉の非常用高圧母線を受電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いて受電する。</li> <li>・号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いて受電できない場合は、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いて受電する。</li> </ul>
	直流電源喪失時 代替直流電源設備 による給電	<p>全交流動力電源が喪失した場合において、充電器を経由して直流電源設備へ給電できない場合は、以下の手段により直流電源設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替交流電源設備等を用いて給電を開始するまでの間、所内蓄電式直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3 系統目）を用いて給電する。</li> <li>・所内蓄電式直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3 系統目）を用いて給電できない場合は、可搬型直流電源設備等を用いて給電する。</li> </ul>



対応手段等	非常用所内電気設備機能喪失時	代替所内電気設備による給電	設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が喪失した場合は、代替所内電気設備を用いて回路を確保し、代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。
配慮すべき事項	負荷容量		有効性評価において最大負荷となる崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）を想定するシナリオにおいても、常設代替交流電源設備により必要最大負荷以上の電力を確保し、発電用原子炉を安定状態に収束するための設備へ給電する。 重大事故等対処設備による代替手段を用いる場合、常設代替交流電源設備等の負荷容量を確認し、代替手段が使用可能であることを確認する。
	悪影響防止		代替交流電源設備等を用いて給電する場合は、受電前準備として非常用高圧母線及び AM 用 MCC の負荷の遮断器を「切」とし、動的機器の自動起動防止のため、コントロールスイッチを「切」又は「切保持」とする。 AM 用 MCC を受電する場合は、受電時の急激な負荷上昇防止のため、動的機器である復水移送ポンプのコントロールスイッチを「切保持」とする。
	成立性		所内蓄電式直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3 系統目）から給電されている 24 時間以内に、代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ十分な余裕を持って直流電源設備へ給電する。
	作業性		バッテリー内臓型 LED 照明を作業エリアに配備し、建屋内照明の消灯時における作業性を確保する。
	燃料補給		重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため、タンクローリ等の燃料補給設備を用いて各設備の燃料が枯渇するまでに給油する。 タンクローリの補給は、復旧が見込めない非常用ディーゼル発電機が接続されている軽油タンクの軽油を使用する。 多くの給油対象設備が必要となる事象を想定し、重大事故等発生後 7 日間、それらの設備の運転継続に必要な燃料（軽油）を確保するため、6 号及び 7 号炉の軽油タンク 1 基あたり 510kL 以上を管理する。

第 5.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)

1.15 事故時の計装に関する手順等	
方針 目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障により、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、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
パラメータの選定及び分類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準 1.1~1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等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直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要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、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対策設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要監視パラメータ                     <p style="margin-left: 2em;">主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。</p> </li> <li>・有効監視パラメータ                     <p style="margin-left: 2em;">主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> </li> </ul> <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要代替監視パラメータ                     <p style="margin-left: 2em;">主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。</p> </li> <li>・有効監視パラメータ                     <p style="margin-left: 2em;">主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p> </li> </ul>

			他チャンネルによる計測	<p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p>
			計器故障時	<p>代替パラメータによる推定</p> <p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。</p> <p>推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定</li> <li>・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定</li> <li>・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定</li> <li>・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定</li> <li>・必要な pH が確保されていることを、フィルタ装置水位の水位変化により推定</li> <li>・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定</li> <li>・注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定</li> <li>・原子炉格納容器内の水位を格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により推定</li> <li>・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定</li> <li>・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定</li> <li>・水素濃度を装置の作動状況により推定</li> <li>・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定</li> <li>・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定</li> <li>・使用済燃料プールの状態を同一物理量(温度及び水位)、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定</li> <li>・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力 (S/C) の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定</li> </ul>

対応手段等

監視機能喪失時

計器故障時

代替パラメータによる推定

対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	<p>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計測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である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超えた場合は、炉心損傷状態と推定して対応する。</li> <li>原子炉圧力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）、復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）、残留熱除去系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。</li> </ul> <p>なお、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度により監視可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）が計測範囲を超えた場合において、低圧代替注水系使用時は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。</li> <li>また、代替循環冷却系使用時は、注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。</li> <li>原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）が計測範囲を超えた場合は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉格納容器内の水位変化により注水量を推定する。</li> </ul>
			可搬型計測器による計測	<p>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計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>

対応手段等	計器電源喪失時	<p>全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 所内蓄電式直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3系統目）から給電する。</li> <li>・ 代替交流電源設備等から給電する。</li> <li>・ 直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備等から給電する。</li> </ul> <p>代替電源(交流, 直流)からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち手順書の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p>
	パラメータ記録	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム(SPDS)により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ(使用した計測結果を含む)の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p>
配慮すべき事項	発電用原子炉施設の 状態把握	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、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を把握する能力を明確化する。</p>
	確からしさの考慮	<p>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発電用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。</p> <p>推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	計測又は監視の留意事項 可搬型計測器による	<p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、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つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。</p>

第5.1-2表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.1	—	—	—	—
1.2	高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	運転員 (中央制御室, 現場)	5	約40分
	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 (運転員操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	5	約90分
	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.14と同様		
	可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.14と同様		
	ほう酸水注入系による進展抑制 (ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約20分
1.3	常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約35分
	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	1.14と同様		
	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約55分
	高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保 (不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約20分
	代替直流電源設備による復旧	1.14と同様		
	代替交流電源設備による復旧	1.14と同様		
	インターフェイスシステムLOCA 発生時の対応 (現場での隔離操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約240分
1.4	低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却 (交流電源が確保されていて防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約125分
		緊急時対策要員	3	
	低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却 (交流電源が確保されていて淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約330分
		緊急時対策要員	6	
	低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却 (全交流動力電源が喪失していて防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約150分
		緊急時対策要員	3	
	低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却 (全交流動力電源が喪失していて淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約330分
		緊急時対策要員	6	
	代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の復旧	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20分以内
	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱 (設計基準拡張)	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20分以内
1.5	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約40分
	原子炉格納容器ベント弁駆動源確保 (予備ポンペ)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約45分
	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	緊急時対策要員	2	45分以内

第5.1-2表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.5	フィルタ装置水位調整（水張り）（水源が防火水槽の場合）	緊急時対策要員	2	約125分
	フィルタ装置水位調整（水張り）（水源が淡水貯水池であらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	緊急時対策要員	6	約155分
	フィルタ装置水位調整（水抜き）	緊急時対策要員	2	約150分
	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスバージ	運転員（中央制御室）	2	約270分
		緊急時対策要員	6	
	フィルタ装置スクラバ水pH調整	運転員（中央制御室）	1	約85分
		緊急時対策要員	6	
	ドレン移送ライン窒素ガスバージ	緊急時対策要員	2	約135分
	ドレンタンク水抜き	緊急時対策要員	2	約80分
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	運転員 （中央制御室，現場）	4	約55分
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	運転員 （中央制御室，現場）	6	約70分
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	運転員 （中央制御室，現場）	6	約135分
	代替原子炉補機冷却系による除熱	運転員 （中央制御室，現場）	4	約540分
緊急時対策要員		13		
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱（設計基準拡張）	1.4と同様			
1.6	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（交流電源が確保されていて防火水槽を水源とした送水）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約125分
		緊急時対策要員	3	
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（交流電源が確保されていて淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員 （中央制御室，現場）	4	約330分
		緊急時対策要員	6	
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（全交流動力電源が喪失していて防火水槽を水源とした送水）	運転員 （中央制御室，現場）	3	約125分
		緊急時対策要員	3	
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（全交流動力電源が喪失していて淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	約330分
		緊急時対策要員	6	
1.7	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	運転員 （中央制御室，現場）	4	約45分
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（一次隔離弁を全開状態で保持）	運転員（現場）	2	約40分
	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	緊急時対策要員	2	45分以内

第5.1-2表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.7	フィルタ装置水位調整（水張り）（水源が防火水槽の場合）	運転員（中央制御室）	1	約125分
		緊急時対策要員	6	
	フィルタ装置水位調整（水張り）（水源が淡水貯水池であらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	運転員（中央制御室）	1	約155分
		緊急時対策要員	10	
	フィルタ装置水位調整（水抜き）	運転員（中央制御室）	1	約130分
		緊急時対策要員	10	
	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ	運転員（中央制御室）	2	約270分
		緊急時対策要員	6	
	フィルタ装置スクラバ水pH調整	運転員（中央制御室）	1	約85分
		緊急時対策要員	10	
	ドレン移送ライン窒素ガスパージ	緊急時対策要員	8	約130分
	ドレンタンク水抜き	運転員（中央制御室）	1	約80分
緊急時対策要員		4		
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	運転員（中央制御室，現場）	6	約75分	
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	運転員（中央制御室，現場）	6	約90分	
代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱	運転員（中央制御室，現場）	4	約540分	
	緊急時対策要員	13		
1.8	格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	運転員（中央制御室，現場）	4	35分以内
	格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（防火水槽を水源とした送水）	運転員（中央制御室，現場）	4	約125分
		緊急時対策要員	3	
	格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員（中央制御室，現場）	4	約330分
		緊急時対策要員	6	
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（防火水槽を水源とした送水）	運転員（中央制御室，現場）	4	約125分
緊急時対策要員		3		
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員（中央制御室，現場）	4	約330分	
	緊急時対策要員	6		



第5.1-2表 重大事故等対策における操作の成り立ち

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.8	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	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約20分
1.9	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約45分
	原子炉格納容器ベント弁駆動源確保 (予備ポンペ)	1.5と同様		
	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	1.7と同様		
	フィルタ装置水位調整 (水張り)	1.7と同様		
	フィルタ装置水位調整 (水抜き)	1.7と同様		
	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ	1.7と同様		
	フィルタ装置スクラバ水pH調整	1.7と同様		
	ドレン移送ライン窒素ガスパージ	1.7と同様		
	ドレンタンク水抜き	1.7と同様		
	耐圧強化ベント系 (W/W) による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約60分
	耐圧強化ラインの窒素ガスパージ	緊急時対策要員	4	約360分
	水素濃度及び酸素濃度の監視 (格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の監視)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約25分
	代替電源による必要な設備への給電	1.14と同様		
	代替原子炉補機冷却系による冷却水確保	1.5と同様		
1.10	代替電源による必要な設備への給電	1.14と同様		
1.11	燃料プール代替注水系による常設スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室)	1	110分以内
		緊急時対策要員	2	
	燃料プール代替注水系による常設スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))	運転員 (中央制御室)	1	330分以内
		緊急時対策要員	6	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (防火水槽を水源とした送水 (SFP可搬式接続口を使用した場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約110分
		緊急時対策要員	2	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (防火水槽を水源とした送水 (原子炉建屋大物搬入口から接続した場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約120分
		緊急時対策要員	2	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合) でSFP可搬式接続口を使用した場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約330分
		緊急時対策要員	6	

第5.1-2表 重大事故等対策における操作の成り立ち

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1. 11	燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）で原子炉建屋大物搬入口から接続した場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	約340分
		緊急時対策要員	6	
	漏えい抑制	運転員 （中央制御室，現場）	4	90分以内
	燃料プール代替注水系による常設スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ（防火水槽を水源とした送水）	運転員（中央制御室）	1	125分以内
		緊急時対策要員	3	
	燃料プール代替注水系による常設スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員（中央制御室）	1	330分以内
		緊急時対策要員	6	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ（防火水槽を水源とした送水（SFP可搬式接続口を使用した場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	約125分
		緊急時対策要員	2	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ（防火水槽を水源とした送水（原子炉建屋大物搬入口から接続した場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	約135分
		緊急時対策要員	2	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）でSFP可搬式接続口を使用した場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	約330分
		緊急時対策要員	6	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）で原子炉建屋大物搬入口から接続した場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	約340分
緊急時対策要員		6		
大気への放射性物質の拡散抑制	1. 12と同様			
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	運転員 （中央制御室，現場）	3	約20分	
代替電源による給電	1. 14と同様			
代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	運転員 （中央制御室，現場）	6	約45分	
1. 12	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	8	約160分
	放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	4	約180分
	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制（北放水口への設置）	緊急時対策要員	6	約190分
	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制（取水口への設置）	緊急時対策要員	13	約24時間
	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火	緊急時対策要員	8	約160分
1. 13	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（高圧代替注水系による注水（現場手動操作））	1. 2と同様		

第5.1-2表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	原子炉冷却材圧力バウンダリ 高压時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（原子炉隔離時冷却系による注水（現場手動操作））	1.2と同様		
	復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（常設）による注水）	1.8と同様		
	サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱（代替循環冷却系による減圧及び除熱）	1.7と同様		
	サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱（代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱）	1.7と同様		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ 低压時の防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（低压代替注水系（可搬型）による注水）	1.4及び1.8と同様		
	防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による冷却）	1.6と同様		
	防火水槽を水源としたフィルタ装置への補給（可搬型代替注水ポンプによる水位調整（水張り））	1.5及び1.7と同様		
	防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（可搬型）による注水）	1.8と同様		
	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用した注水）	1.11と同様		
	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した注水）	1.11と同様		
	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用したスプレー）	1.11と同様		
	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用したスプレー）	1.11と同様		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ 低压時の淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした原子炉圧力容器への注水（低压代替注水系（可搬型）による注水）	1.4及び1.8と同様		
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による冷却）	1.6と同様		
淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源としたフィルタ装置への補給（可搬型代替注水ポンプによる水位調整（水張り））	1.5及び1.7と同様			
淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（可搬型）による注水）	1.8と同様			
淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用した注水）	1.11と同様			

第5.1-2表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1. 13	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した注水）	1. 11と同様		
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用したスプレー）	1. 11と同様		
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用したスプレー）	1. 11と同様		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）による注水（交流電源が確保されている場合））	運転員 （中央制御室，現場）	4	約315分
		緊急時対策要員	10	
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）による注水（全交流動力電源が喪失している場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	約315分
		緊急時対策要員	10	
	海を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による冷却（交流電源が確保されている場合））	運転員 （中央制御室，現場）	4	約315分
		緊急時対策要員	10	
	海を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による冷却（全交流動力電源が喪失している場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	約315分
		緊急時対策要員	10	
	海を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（可搬型）による注水）	運転員 （中央制御室，現場）	6	約315分
		緊急時対策要員	10	
	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用した注水）	運転員 （中央制御室）	1	約305分
		緊急時対策要員	10	
海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した注水）	運転員 （中央制御室，現場）	3	約305分	
	緊急時対策要員	10		
海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用したスプレー）	運転員 （中央制御室）	1	約315分	
	緊急時対策要員	10		
海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用したスプレー）	運転員 （中央制御室，現場）	3	約315分	
	緊急時対策要員	10		
海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送（代替原子炉補機冷却系による除熱）	1. 5と同様			
海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制（大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による拡散抑制）	1. 12と同様			

第5.1-2表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	海を水源とした航空機燃料火災への泡消火（大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による泡消火）	1.12と同様		
	ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器へのほう酸水注入（ほう酸水注入系による注水）	1.2と同様		
	ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器へのほう酸水注入（ほう酸水注入系によるほう酸水注入）	1.8と同様		
	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給	運転員（中央制御室）	1	145分以内
		緊急時対策要員	3	
	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	運転員（中央制御室）	1	340分以内
		緊急時対策要員	6	
海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給	運転員（中央制御室）	1	約325分	
	緊急時対策要員	10		
海から防火水槽への補給（大容量送水車（海水取水用）による補給）	緊急時対策要員	8	約300分	
1.14	常設代替交流電源設備による給電（M/C D系受電）	運転員 （中央制御室，現場）	6	20分以内
	常設代替交流電源設備による給電（M/C C系受電）	運転員 （中央制御室，現場）	6	50分以内
	可搬型代替交流電源設備による給電（P/C C系動力変圧器の一次側に接続し，P/C C系及びP/C D系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約340分
		緊急時対策要員	6	
	可搬型代替交流電源設備による給電（緊急用電源切替箱接続装置に接続し，P/C C系及びP/C D系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約285分
		緊急時対策要員	6	
	電力融通による給電（号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用し，M/C C系又はM/C D系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	10	約115分
		緊急時対策要員	6	
	電力融通による給電（号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用し，M/C C系又はM/C D系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	10	約245分
		緊急時対策要員	6	
	所内蓄電式直流電源設備による給電（直流125V蓄電池Aから直流125V蓄電池A-2への受電切替え）	運転員 （中央制御室，現場）	4	20分以内
所内蓄電式直流電源設備による給電（直流125V蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池への受電切替え）	運転員 （中央制御室，現場）	4	25分以内	
代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電（直流125V充電器盤Aの受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約40分	
代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電（直流125V充電器盤Bの受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約40分	
代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電（直流125V充電器盤A-2の受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約40分	

第5.1-2表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.14	代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電（AM用直流125V充電器盤の受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約35分
	中央制御室監視計器C系及びD系の復旧	運転員 （中央制御室，現場）	4	約50分
	可搬型直流電源設備による給電（AM用動力変圧器への接続によるAM用直流125V充電器盤の受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約460分
		緊急時対策要員	6	
	可搬型直流電源設備による給電（緊急用電源切替箱接続装置への接続によるAM用直流125V充電器盤の受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約415分
		緊急時対策要員	6	
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	25分以内
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（常設代替交流電源設備による直流125V主母線盤B受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約40分
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（可搬型代替交流電源設備（緊急用電源切替箱接続装置に接続）による直流125V主母線盤B受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	約40分
		緊急時対策要員	6	
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（号炉間電力融通ケーブルによる直流125V主母線盤B受電）	運転員 （中央制御室，現場）	5	約40分
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（可搬型代替交流電源設備（P/C C系動力変圧器の一次側に接続）による直流125V主母線盤B受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約80分
		緊急時対策要員	6	
	常設代替交流電源設備によるAM用MCCへの給電	運転員 （中央制御室，現場）	4	約25分
	号炉間電力融通ケーブル（常設）によるAM用MCCへの給電	運転員 （中央制御室，現場）	8	約110分
		緊急時対策要員	6	
	号炉間電力融通ケーブル（可搬型）によるAM用MCCへの給電	運転員 （中央制御室，現場）	8	約240分
		緊急時対策要員	6	
	可搬型代替交流電源設備（AM用動力変圧器に接続）によるAM用MCCへの給電	運転員 （中央制御室，現場）	4	約315分
		緊急時対策要員	6	
可搬型代替交流電源設備（緊急用電源切替箱接続装置に接続）によるAM用MCCへの給電	運転員 （中央制御室，現場）	4	約270分	
	緊急時対策要員	6		
燃料補給設備による給油（軽油タンクからタンクローリ（4kL）への補給）	緊急時対策要員	2	105分以内	
燃料補給設備による給油（軽油タンクからタンクローリ（16kL）への補給）	緊急時対策要員	2	120分以内	
燃料補給設備による給油（タンクローリ（4kL）による給油対象設備への給油）	緊急時対策要員	2	約15分	
燃料補給設備による給油（タンクローリ（16kL）による第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油）	緊急時対策要員	2	約90分	

第5.1-2表 重大事故等対策における操作の成り立ち

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.15	計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段（可搬型計測器（現場）による計測）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約18分
	計器電源が喪失した場合の手段	1.14と同様		
1.16	中央制御室換気空調系設備の運転手順等（中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順）	運転員 （中央制御室，現場）	8	約30分
	中央制御室換気空調系設備の運転手順等（全交流動力電源が喪失した場合の隔離弁現場閉操作）	運転員（現場）	4	約30分
	中央制御室待避室の準備手順（中央制御室待避室陽圧化装置による加圧準備操作）	運転員（現場）	2	約30分
	チェン징エリアの設置及び運用手順	緊急時対策要員	2	約60分
	非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順（現場での原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止手順）	運転員（現場）， 緊急時対策要員	4	1枚あたり 約10時間
1.17	可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定	緊急時対策要員	2	約435分
	可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	緊急時対策要員	2	約95分
	可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約95分
	可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約65分
	可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約65分
	海上モニタリング	緊急時対策要員	4	約260分
	可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	約335分
	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	約25分
	可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	緊急時対策要員	2	約90分
	モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順等	緊急時対策要員	2	約110分
1.18	緊急時対策所立ち上げの手順（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の手順）	緊急時対策要員	2	約60分
	緊急時対策所立ち上げの手順（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置手順）	緊急時対策要員	2	約20分
	可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定手順	1.17と同様		
	放射線防護等に関する手順等（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機から陽圧化装置（空気ポンプ）への切替え手順）	緊急時対策要員	3	約5分
	放射線防護等に関する手順等（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンプ）から可搬型陽圧化空調機への切替え手順）	緊急時対策要員	2	約30分
	放射線防護等に関する手順等（5号炉原子炉建屋内可搬型外気取入送風機による通路部のバージ手順）	緊急時対策要員	2	約30分
	要員の収容に係る手順等（チェン징エリアの設置及び運用手順）	緊急時対策要員	2	約90分
	代替電源設備からの給電手順（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電）	緊急時対策要員	2	約25分

第5.1-2表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.18	代替電源設備からの給電手順（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油手順）	緊急時対策要員	2	約130分
1.19	代替電源設備から給電する手順等	1.14及び1.18と同様		



第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(9/10)

対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
電源車によるパワーセンターへの給電	外部電源，非常用交流電源設備，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機及び電源車（緊急用高圧母線経由）によるパワーセンターC系及びD系への給電が見込めない場合，可搬型代替交流電源設備（電源車）をパワーセンターの動力変圧器の一次側又は緊急用電源切替箱接続装置に接続し，電源を復旧する。	
号炉間電力融通ケーブルによる電力融通	当該号炉が外部電源，非常用交流電源設備，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機及び電源車による給電が見込めない場合，号炉間電力融通ケーブルを用いて他号炉の緊急用電源切替箱断路器から当該号炉の緊急用高圧母線までの電路を構成し，他号炉から給電する。	
可搬型直流電源設備による給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，常設直流電源設備，常設代替直流電源設備及び所内常設直流電源設備（3系統目）による給電ができない場合，可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）により直流電源を必要な機器に給電する。	
直流給電車による給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による交流電源の復旧ができない場合で，かつ可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）による直流電源の給電ができない場合，直流給電車を直流125V主母線盤Aに接続し，直流電源を給電する。	

第 5.2-5 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(1.2)  
(2/6)

(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	対応設備	手順書	
フロントライン系故障時	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系（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 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ） 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備（3系統目）※1 可搬型直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等
			第二代替交流電源設備 ※1		
		高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系（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 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ） 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	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。

第 5.2-6 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  
(1.3) (1/4)

(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	対応設備	手順書	
フロントライン系故障時	自動減圧系	原子炉減圧の自動化	代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能) 自動減圧系の起動阻止スイッチ 逃がし安全弁(自動減圧機能付き C, H, N, T の 4 個) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備	
				重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	
		手動操作による原子炉減圧 (逃がし安全弁)	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ 所内蓄電式直流電源設備 ※3 所内常設直流電源設備 (3 系統目) ※3 可搬型直流電源設備 ※3 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 第二代替交流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「減圧冷却」  事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」
				自主対策 設備	
手動操作による原子炉減圧 (タービンバイパス弁)	タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策 設備	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「減圧冷却」		

※1: 代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。

※2: 自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4: 想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。

※5: 原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

第 5.2-6 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  
(1.3) (2/4)

(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	対応設備	対処設備	手順書
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備 ※3 AM 用切替装置 (SRV) 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備 (3 系統目) ※3 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース)  AM 設備別操作手順書 「AM 用切替装置又はバッテリーによる SRV 開放」
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁用可搬型蓄電池 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース)  AM 設備別操作手順書 「AM 用切替装置又はバッテリーによる SRV 開放」
		代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	高圧窒素ガス供給系(代替逃がし安全弁駆動装置) 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし D, E, K, U の 4 個) 主蒸気系配管・クエンチャ	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース)  AM 設備別操作手順書 「代替 SRV 駆動装置による SRV 開放」
	—	高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンプ 高圧窒素ガス供給系配管・弁 自動減圧機能用アキュムレータ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース)  AM 設備別操作手順書 「SRV 駆動源確保」

※1:代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。

※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。

※5:原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

第 5.2-8 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  
(1.5) (3/5)

(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	対応設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）	原子炉格納容器内の減圧及び除熱 格納容器圧力逃がし装置による	格納容器圧力逃がし装置	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」  AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント（フィルタベント使用（S/C）」 「炉心損傷前 PCV ベント（フィルタベント使用（D/W）」 「PCV ベント弁駆動源確保〔予備ポンペ〕」  多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整（水張り）」 「フィルタベント水位調整（水抜き）」 「フィルタベント停止後の N2 パージ」 「フィルタ装置スクラバ水 pH 調整」 「ドレン移送ライン N2 パージ」 「ドレンタンク水抜き」
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱 耐圧強化ベント系による	耐圧強化ベント系（W/W）配管・弁 耐圧強化ベント系（D/W）配管・弁 遠隔手動弁操作設備 遠隔空気駆動弁操作ポンペ 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁 原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む） 不活性ガス系配管・弁 非常用ガス処理系配管・弁 主排気筒（内筒） 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3 常設代替直流電源設備 ※3 所内常設直流電源設備（3 系統目） ※3 可搬型直流電源設備 ※3 第二代替交流電源設備 ※3	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」  AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント（耐圧強化ライン使用（S/C）」 「炉心損傷前 PCV ベント（耐圧強化ライン使用（D/W）」 「PCV ベント弁駆動源確保〔予備ポンペ〕」

※1:手順は「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」にて整備する。  
 ※2:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。  
 ※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 5.2-10 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  
(1.7) (1/3)

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	手順書	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 遠隔空気駆動弁操作作用ポンペ 可搬型窒素供給装置 スクラバ水 pH 制御設備 フィルタベント遮蔽壁 配管遮蔽 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁 ホース・接続口 原子炉格納容器（サブプレッショ ン・チェンバ、真空破壊弁を含 む） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） ※5 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3 常設代替直流電源設備 ※3 所内常設直流電源設備（3 系統目） ※3 可搬型直流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 （シビアアクシデン ト） 「PCV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベン ト（フィルタベント使 用（S/C）」 「炉心損傷後 PCV ベン ト（フィルタベント使 用（D/W）」 多様なハザード対応手 順 「フィルタ装置ドレン 移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位 調整（水張り）」 「フィルタベント水位 調整（水抜き）」 「フィルタベント停止 後の N <sub>2</sub> パージ」 「フィルタ装置スクラ バ水 pH 調整」 「ドレン移送ライン N <sub>2</sub> パージ」 「ドレンタンク水抜 き」
			防火水槽 ※5, ※6 淡水貯水池 ※5, ※6 第二代替交流電源設備 ※3		自主 対策 設備

- ※1:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」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: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「1.8 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」にて整備する。  
 ※5:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。  
 ※6:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 5.2-11 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  
(1.8) (3/3)

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	手順書	
溶融炉心原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	-	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系(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 高圧代替注水系(注水系)配管・弁 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁(7号炉のみ) 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ※2 所内常設直流電源設備(3系統目) ※2 可搬型直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデン ト) 「RPV 制御」, 「R/B 制 御」 ※3
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		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	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパー ジャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデン ト) 「RPV 制御」, 「R/B 制 御」 AM 設備別操作手順書 「SLC ポンプによるほう 酸水注入」
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
原子炉圧力容器による制御棒駆動系による注水	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 制御棒駆動系配管・弁 復水補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデン ト) 「RPV 制御」, 「R/B 制 御」 AM 設備別操作手順書 「CRD による原子炉注 水」 ※3		
原子炉圧力容器による高圧炉心注水系による緊急注水	高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 高圧炉心注水系配管・弁・スパー ジャ 復水補給水系配管 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデン ト) 「RPV 制御」, 「R/B 制 御」 AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」 ※3		

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な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:手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

第 5.2-12 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  
(1.9) (2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合器 ブロワ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 残留熱除去系	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」  AM 設備別操作手順書 「FCS (A) による格納容器水素制御」 「FCS (B) による格納容器水素制御」
	-	水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度 (SA)	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」
			格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」  AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機 冷却水 (A) 確保」 「代替 Hx による補機 冷却水 (B) 確保」
	-	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ※4 可搬型代替交流電源設備 ※4 常設代替直流電源設備 ※4 所内常設直流電源設備 (3 系統目) ※4 可搬型直流電源設備 ※4 代替所内電気設備 ※4	重大事故等 対処設備	- ※4
	第二代替交流電源設備 ※4		自主対策設備		

※1: 発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化している。

※2: 格納容器圧力逃がし装置補機類の手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※3: 原子炉格納容器ベント弁駆動源確保 (予備ポンペ) の手順は「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。

※4: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5: 不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。



第 5.2-13 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  
(1.10) (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止	-	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器 ※1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 原子炉建屋原子炉区域	重大事故等対処設備	- ※1
		原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」
		代替電源による必要な給電への給電	常設代替直流電源設備 ※2 所内常設直流電源設備 (3 系統目) ※2 可搬型直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	- ※2
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	-	原子炉格納容器頂部注水系による注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ※3 防火水槽 ※3 淡水貯水池 ※3 ホース・接続口 格納容器頂部注水系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウエル 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」  AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉ウエル注水」  多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (原子炉ウエル注水)」
		サブプレッションプール浄化系による原子炉ウエルへの注水	サブプレッションプール浄化系 復水貯蔵槽 ※3 サブプレッションプール浄化系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウエル 原子炉補機冷却系(6 号炉のみ)	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」  AM 設備別操作手順書 「SPCU による原子炉ウエル注水」

※1: 静的触媒式水素再結合器は、運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。

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

※4: 手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

第 5.2-14 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順  
(1.11) (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	—	使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	重大事故等対処設備 AM 設備別操作手順書「SFP 監視カメラ冷却装置起動」
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内蓄電式直流電源設備 ※2 所内常設直流電源設備(3系統目) ※2 可搬型直流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 —
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備
使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	全交流動力電源	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ 使用済燃料プール 燃料プール冷却浄化系熱交換器 燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマ サージタンク・ディフューザ 代替原子炉補機冷却系 ※6 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース)「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)「R/B 制御」
			原子炉補機冷却系 ※6	重大事故等対処設備(設計基準拡張) 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース)「SFP 原子炉水位・温度制御」
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 AM 設備別操作手順書「FPC による SFP 除熱」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」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:手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※4:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6: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。

第 5.2-17 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  
(1.14) (1/6)

(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	対応設備	手順書	
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機 燃料ディタンク 非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線電路 原子炉補機冷却系 ※1 燃料移送ポンプ 非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)  重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」  事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」
			軽油タンク		
		非常用直流電源設備による給電	直流 125V 蓄電池 C ※2 直流 125V 蓄電池 D ※2 直流 125V 充電器 C 直流 125V 充電器 D 直流 125V 蓄電池及び充電器 C～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 D～直流母線電路	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」  事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」
			直流 125V 蓄電池 A ※2 直流 125V 蓄電池 A-2 直流 125V 蓄電池 B ※2 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 直流 125V 充電器 B 直流 125V 蓄電池及び充電器 A～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 B～直流母線電路	重大事故等対処設備	

※1: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。

※2:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は, 運転員による操作は不要である。

第 5.2-17 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  
(1.14) (2/6)

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	手順書
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)	常設代替交流電源設備による給電	第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 第一ガスタービン発電機～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 第一ガスタービン発電機～AM 用 MCC 電路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ (16kL)	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「第一ガスタービン発電機起動」 「M/C C・D 受電」 「第一 GTG から AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
			第二ガスタービン発電機 第二ガスタービン発電機用燃料タンク 第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 第二ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 第二ガスタービン発電機～荒浜側緊急用高圧母線～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 第二ガスタービン発電機～大湊側緊急用高圧母線～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 第二ガスタービン発電機～荒浜側緊急用高圧母線～AM 用 MCC 電路 第二ガスタービン発電機～大湊側緊急用高圧母線～AM 用 MCC 電路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ (16kL)	自主対策設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から M/C C・D への電路構成」 「大湊側緊急用 M/C から M/C C・D への電路構成」 「M/C C・D 受電」 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「大湊側緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」

※1: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。

※2:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は、運転員による操作は不要である。

第 5.2-17 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  
(1.14) (3/6)

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	手順書
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)	可搬型代替交流電源設備による給電	電源車 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 電源車～動力変圧器 C 系～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用 MCC 電路 電源車～AM 用動力変圧器～AM 用 MCC 電路 電源車～代替原子炉補機冷却系電路 ※1 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ (4kL)	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から M/C C・D への電路構成」 「電源車による P/C C-1・D-1 への電路構成」
			電源車～荒浜側緊急用高圧母線～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 電源車～荒浜側緊急用高圧母線～AM 用 MCC 電路	自主対策設備 「電源車 (緊急用電源切替箱 A 経由) による M/C C・D への電路構成」 「M/C C・D 受電」 「P/C C-1・D-1 受電 (P/C 動力変圧器～M/C C・D 経由)」 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「電源車 (AM 用動力変圧器) による AM 用 MCC への電路構成」 「電源車 (緊急用電源切替箱 A 経由) による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による給電 (緊急用電源切替箱 A 接続)」 「電源車による給電 (動力変圧器 C-1 接続)」 「電源車による給電 (AM 用動力変圧器接続)」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
		号炉間電力融通電気設備による給電	号炉間電力融通ケーブル (常設) 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) 号炉間電力融通ケーブル (常設) ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「他号炉 D/G による M/C C・D への電路構成 (号炉間電力融通ケーブル使用)」 「DG (A) (B) による他号炉への電力融通」 多様なハザード対応手順 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」

※1: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。

※2:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は, 運転員による操作は不要である。

第 5.2-17 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  
(1.14) (4/6)

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	手順書
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備(全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備(蓄電池枯渇)	所内蓄電式直流電源設備による給電	直流 125V 蓄電池 A ※2 直流 125V 蓄電池 A-2 AM 用直流 125V 蓄電池 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 AM 用直流 125V 充電器 直流 125V 蓄電池及び充電器 A～直流母線回路 直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2～直流母線回路 AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器～直流母線回路	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流 125V 蓄電池切替 (A, A-2, AM 用)」 「直流 125V 充電器盤 A 受電」 「直流 125V 充電器盤 B 受電」 「直流 125V 充電器盤 A-2 受電」 「AM 用直流 125V 充電器盤受電」 「中操監視計器類復旧 (C 系)」 「中操監視計器類復旧 (D 系)」
	非常用交流電源設備(全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備(常設直流電源系統喪失)	常設代替直流電源設備による給電	AM 用直流 125V 蓄電池 AM 用直流 125V 充電器 AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器～直流母線回路	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電」
	非常用交流電源設備(全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備(常設直流電源系統喪失)	(3系統目)による給電	直流 125V 蓄電池 (3系統目) 直流 125V 蓄電池 (3系統目)～直流母線回路	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流 125V 蓄電池 (3系統目)による HPAC MCC 受電」
	非常用交流電源設備(全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備(蓄電池枯渇)	可搬型直流電源設備による給電	電源車 AM 用直流 125V 充電器 電源車～緊急用電源切替箱 接続装置～AM 用直流 125V 充電器～直流母線回路 電源車～AM 用動力変圧器～AM 用直流 125V 充電器～直流母線回路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ (4kL) 電源車～荒浜側緊急用高圧母線～AM 用直流 125V 充電器～直流母線回路	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「電源車 (AM 用動力変圧器)による AM 用 MCC への電路構成」 「電源車 (緊急用電源切替箱 A 経由)による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 「AM 用直流 125V 充電器盤受電」 自主対策設備 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による給電(緊急用電源切替箱 A 接続)」 「電源車による給電 (AM 用動力変圧器接続)」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」

※1: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。

※2:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は、運転員による操作は不要である。

第 5.2-17 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  
(1.14) (5/6)

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	手順書
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備(全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備(蓄電池枯渇)	直流給電車による給電	直流給電車 電源車 電源車～直流給電車～直流母線電路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁ホース タンクローリ (4kL)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」  事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」  AM 設備別操作手順書 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電」  多様なハザード対応手順 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	非常用交流電源設備(全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備(蓄電池枯渇)	号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	号炉間連絡ケーブル	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」  事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」

※1: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。

※2:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は、運転員による操作は不要である。

第 5.2-17 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  
(1.14) (6/6)

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	手順書
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備	代替所内電気設備による給電	緊急用断路器 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 AM 用動力変圧器 AM 用 MCC AM 用切替盤 AM 用操作盤 非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「第一ガスタービン発電機起動」
			荒浜側緊急用高圧母線 大湊側緊急用高圧母線	自主対策設備 「第一 GTG から AM 用 MCC への電路構成」 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「大湊側緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「他号炉 D/G による AM 用 MCC への電路構成 (号炉間電力融通ケーブル使用)」 「DG(A)(B)による他号炉への電力融通」 「電源車 (AM 用動力変圧器) による AM 用 MCC への電路構成」 「電源車 (緊急用電源切替箱 A 経由) による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による給電 (AM 用動力変圧器接続)」 「電源車による給電 (緊急用電源切替箱 A 接続)」
燃料の補給	—	燃料補給設備による給電	軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ (4kL)	重大事故等対処設備 多様なハザード対応手順 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」

※1: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。

※2:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は、運転員による操作は不要である。



別添 6

添 付 書 類 十 一

変更後における発電用原子炉施設の保安のための業務に係る  
品質管理に必要な体制の整備に関する説明書

## 1. 概要

### (1) 概要

本説明書は、変更後における発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する説明書として、品質管理に関する事項に基づき、発電用原子炉施設の当該設置変更許可申請（以下「本申請」という。）に当たって実施した設計活動に係る品質管理の実績及びその後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等に係る事項を記載する。

## 2. 基本方針

本説明書では、本申請における、「実施した設計活動に係る品質管理の実績」及び「その後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等に係る事項」を、以下のとおり説明する。

### (1) 設計活動に係る品質管理の実績

「設計活動に係る品質管理の実績」として、実施した設計の管理の方法を「3. 設計活動に係る品質管理の実績」に記載する。

具体的には、組織について「3.1 本申請における設計に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）」に、実施する各段階について「3.2 本申請における設計の各段階とそのレビュー」に、品質管理の方法について「3.3 本申請における設計に係る品質管理の方法」に、調達管理の方法について「3.4 本申請における調達管理の方法」に、文書管理について「3.5 本申請における文書及び記録の管理」に、不適合管理について「3.6 本申請における不適合管理」に記載する。

### (2) その後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等に係る事項

その後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等に係る事項については、「4. その後の工事等の活動に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「4.1 その後の工事等の活動に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）」に、実施する各段階について「4.2 その後の設計、工事等の各段階とそのレビュー」に、品質管理の方法について「4.3 その後の設計に係る品質管理の方法」、 「4.4 工事に係る品質管理の方法」及び「4.5 使用前事業者検査の方法」に、設計及び工事の計画の認可申請（以下「設工認」という。）における調達管理の方法について「4.6 設工認における調達管理の方法」に、文書管理について「4.7 その後の設計、工事等における文書及び記録の管理」に、不適合管理について「4.8 その後の不適合管理」に記載する。

また、設工認に基づき、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）（以下「技術基準規則」という。）」等への適合性を確保するために必要となる設備（以下「適合性確認対象設備」という。）の施設管理について、「5. 適合性確認対象設備の施設管理」に記載する。

### 3. 設計活動に係る品質管理の実績

本申請における設計に係る品質管理は、発電用原子炉設置変更許可申請書本文における「十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項」（以下「設置許可本文十一号」という。）に基づき以下のとおり実施する。

#### 3.1 本申請における設計に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）

設計及び調達は、第1図に示す本社組織及び発電所組織に係る体制で実施する。

また、設計（「3.3 本申請における設計に係る品質管理の方法」）並びに調

達（「3.4 本申請における調達管理の方法」）の各プロセスを主管する箇所を第1表に示す。

第1表に示す各プロセスを主管する箇所の長は、担当する設備に関する設計並びに調達について、責任と権限を持つ。

### 3.1.1 設計に係る組織

設計は、第1図に示す主管箇所のうち、「3.3 本申請における設計に係る品質管理の方法」に係る箇所が設計を主管する組織として実施する。

この設計に必要な資料の作成を行うため、第1表に示す体制を定めて設計に係る活動を実施する。

なお、本申請において上記による体制で実施した。

### 3.1.2 調達に係る組織

調達は、第1表に示す本社組織及び発電所組織の調達を主管する箇所で実施する。

## 3.2 本申請における設計の各段階とそのレビュー

本申請における設計は、本申請における申請書作成及びこれに付随する基本的な設計として、設置許可本文十一号「7.3 設計開発」のうち、必要な事項に基づき以下のとおり実施する。

本申請における設計の各段階と設置許可本文十一号との関係を第2表に示す。

設計を主管する箇所の長は、第2表に示すアウトプットに対するレビューを実施するとともに、記録を管理する。

なお、設計の各段階におけるレビューについては、第1表に示す設計を主

管する組織の中で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。

なお、本申請において上記による活動を実施した。

### 3.3 本申請における設計に係る品質管理の方法

設計を主管する箇所の長は、本申請における設計として、「3.3.1 設計開発に用いる情報の明確化」、「3.3.2(1) 申請書作成のための設計」及び「3.3.2(2) 設計のアウトプットに対する検証」の各段階を実施する。

以下に各段階の活動内容を示す。

#### 3.3.1 設計開発に用いる情報の明確化

設計を主管する箇所の長は、本申請に必要な設計開発に用いる情報を明確にする。

なお、本申請において上記による活動を実施した。

#### 3.3.2 設計及び設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、本申請における設計を以下のとおり実施する。

##### (1) 申請書作成のための設計

設計を主管する箇所の長は、本申請における申請書作成のための設計を実施する。

なお、本申請において上記による活動を実施した。

##### (2) 設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、「3.3.2 設計及び設計のアウトプットに対する検証」のアウトプットの、設計のインプット（「3.3.1 設計開発に用いる情報の明確化」）で与えられた要求事項に対する適合性を確認した上で、

要求事項を満たしていることの検証を組織の要員に指示する。

なお、この検証は当該業務を直接実施した原設計者以外の者に実施させる。

なお、本申請において上記による活動を実施した。

### (3) 申請書の作成

設計を主管する箇所の長は、本申請における申請書作成のための設計からのアウトプットを基に、本申請に必要な書類等を取りまとめる。

なお、本申請において上記による活動を実施した。

### (4) 申請書の承認

設計を主管する箇所の長は、作成した資料を取りまとめ、原子力発電保安運営委員会へ付議し、審議及び確認を得る。

原子力発電保安運営委員会での審議、確認が終了した後、原子力発電保安委員会に付議し、審議及び確認を得る。

また、本申請の提出手続きを主管する箇所の長は、原子力発電保安委員会の審議及び確認を得た本申請における申請書について、原子力規制委員会への提出手続きの承認を得る。

なお、本申請において上記による活動を実施した。

## 3.3.3 設計における変更

設計を主管する箇所の長は、設計の変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、影響を受けた段階以降の設計結果を必要に応じ修正する。

## 3.4 本申請における調達管理の方法

契約及び調達を主管する箇所の長は、調達管理を確実にするために、設置

許可本文十一号に基づき以下に示す管理を実施する。

#### 3.4.1 供給者の技術的評価

契約を主管する箇所の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として、供給者の技術的評価を実施する。

#### 3.4.2 供給者の選定

調達を主管する箇所の長は、本申請における設計に必要な調達を行う場合、調達に必要な要求事項を明確にし、契約を主管する箇所の長へ供給者の選定を依頼する。

また、契約を主管する箇所の長は、「3.4.1 供給者の技術的評価」で、技術的な能力があると判断した供給者を選定する。

供給者に対しては品質保証計画書を提出させ審査する。

#### 3.4.3 調達管理

調達を主管する箇所の長は、調達に関する品質保証活動を行うに当たって、以下に基づき業務を実施する。

##### (1) 仕様書の作成

調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、設置許可本文十一号に基づく調達要求事項を含めた仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「3.4.3(2) 調達した役務の検証」参照）

##### (2) 調達した役務の検証

調達を主管する箇所の長は、調達した役務が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達した役務の検証を行う。

供給者先で検証を実施する場合は、あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達した役務のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

#### 3.4.4 受注者品質監査

供給者に対する監査を主管する箇所の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成及び維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、受注者品質監査を実施する。

#### 3.5 本申請における文書及び記録の管理

本申請における設計に係る文書及び記録については、品質マネジメント文書に基づき作成される品質記録であり、これらを適切に管理する。

なお、本申請において上記による活動を実施した。

#### 3.6 本申請における不適合管理

本申請に基づく設計において発生した不適合については、適切に処置を行う。

### 4. その後の工事等の活動に係る品質管理の方法等

その後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等に係る事項については、設置許可本文十一号に基づき以下のとおり実施する。

#### 4.1 その後の工事等の活動に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）

その後の工事等の活動は、第1図に示す本社組織及び発電所組織に係る体制で実施する。



## 4.2 その後の設計，工事等の各段階とそのレビュー

### 4.2.1 設計及び工事等のグレード分けの適用

設計及び工事等におけるグレード分けは，原子炉施設の安全上の重要度に応じて行う。

### 4.2.2 設計及び工事等の各段階とそのレビュー

設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は，その後の設計及び工事等の各段階において，レビューを実施するとともに，記録を管理する。

なお，設計の各段階におけるレビューについては，設計及び工事を主管する組織の中で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。

## 4.3 その後の設計に係る品質管理の方法

設計を主管する箇所の長は，設工認における技術基準規則等への適合性を確保するための設計を実施する。

### 4.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

その後の設計を主管する箇所の長は，設工認に必要な要求事項を明確にする。

### 4.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

その後の設計を主管する箇所の長は，各条文の対応に必要な適合性確認対象設備を抽出する。

#### 4.3.3 設計及び設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を実施する。

##### (1) 基本設計方針の作成（設計 1）

設計を主管する箇所の長は、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項に対する設計を漏れなく実施するために、技術基準規則の条文ごとに各条文に関連する要求事項を用いて設計項目を明確にした基本設計方針を作成する。

##### (2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備に対し、変更があった要求事項への適合性を確保するための詳細設計を、「設計 1」の結果を用いて実施する。

##### (3) 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理

設計を主管する箇所の長は、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を実施し、品質を確保する。

##### (4) 設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、「4.3.3 設計及び設計のアウトプットに対する検証」のアウトプットの、設計のインプット（「4.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」及び「4.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」参照）で与えられた要求事項に対する適合性を確認した上で、要求事項を満たしていることの検証を原設計者以外の者に実施させる。

##### (5) 設工認申請書の作成

設計を主管する箇所の長は、その後の設計からのアウトプットを基に、設工認に必要な書類等を取りまとめる。

#### (6) 設工認申請書の承認

設工認申請書の取りまとめを主管する箇所の長は、設計を主管する箇所の長が作成した資料を取りまとめ、原子力発電保安運営委員会へ付議し、審議及び確認を得る。

#### 4.3.4 設計における変更

設計を主管する箇所の長は、設計対象の追加又は変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、影響を受けた段階以降の設計結果を必要に応じ修正する。

#### 4.4 工事に係る品質管理の方法

工事を主管する箇所の長は、設備の具体的な設計の実施及びその結果を反映した設備を導入するために必要な工事を、「4.6 設工認における調達管理の方法」の管理を適用して実施する。

##### 4.4.1 設備の具体的な設計の実施（設計3）

工事を主管する箇所の長は、工事段階において、要求事項に適合するための設備の具体的な設計（設計3）を実施し、決定した設備の具体的な設計結果を取りまとめる。

##### 4.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施

工事を主管する箇所の長は、要求事項に適合する設備を設置するための工事を実施する。

#### 4.5 使用前事業者検査の方法

使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画し、工事を主管する箇所からの独立性を確保した検査体制の下、実施する。

##### 4.5.1 使用前事業者検査での確認事項

使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するために、以下の項目について検査を実施する。

- (1) 実設備の仕様の適合性確認
- (2) 品質マネジメントシステムに係る検査

##### 4.5.2 使用前事業者検査の計画

工事を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画する。

##### 4.5.3 検査計画の管理

検査の取りまとめを主管する箇所の長は、使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを管理する。

##### 4.5.4 使用前事業者検査の実施

検査を担当する箇所の長は、検査要領書を作成し、検査体制を確立して使

用前事業者検査を実施する。

#### 4.6 設工認における調達管理の方法

契約及び調達を主管する箇所の長は、設工認で行う調達管理を確実にするために、品質マネジメント文書に基づき以下に示す管理を実施する。

##### 4.6.1 供給者の技術的評価

契約を主管する箇所の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として、供給者の技術的評価を実施する。

##### 4.6.2 供給者の選定

調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力安全に及ぼす影響、供給者の実績等を考慮し、業務の重要度に応じてグレード分けを行い管理する。

##### 4.6.3 調達製品の調達管理

調達を主管する箇所の長は、調達に関する品質保証活動を行うに当たって、原子力安全に及ぼす影響等を考慮し、以下の調達管理に基づき業務を実施する。

###### (1) 仕様書の作成

調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、品質マネジメント文書に基づく調達要求事項を含めた仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「4.6.3(2) 調達製品の管理」参照）

###### (2) 調達製品の管理

調達を主管する箇所の長は、当社が仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。

### (3) 調達製品の検証

調達を主管する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達製品の検証を行う。

なお、供給者先で検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

### 4.6.4 受注者品質監査

供給者に対する監査を主管する箇所の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成及び維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、受注者品質監査を実施する。

### 4.7 その後の設計、工事等における文書及び記録の管理

その後の設計、工事等における文書及び記録については、品質マネジメント文書に基づき作成される品質記録であり、これらを適切に管理する。

### 4.8 その後の不適合管理

その後の設計、工事及び試験・検査において発生した不適合については適切に処置を行う。

## 5. 適合性確認対象設備の施設管理

工事を主管する箇所の長は、使用前事業者検査により技術基準規則への適合性が確認された適合性確認対象設備について、使用開始後においては、施

設管理に係る業務プロセスに基づき原子炉施設の安全上の重要度に応じた  
点検計画を策定し保全を実施することにより，適合性を維持する。

第1表 設計及び調達の実施の体制

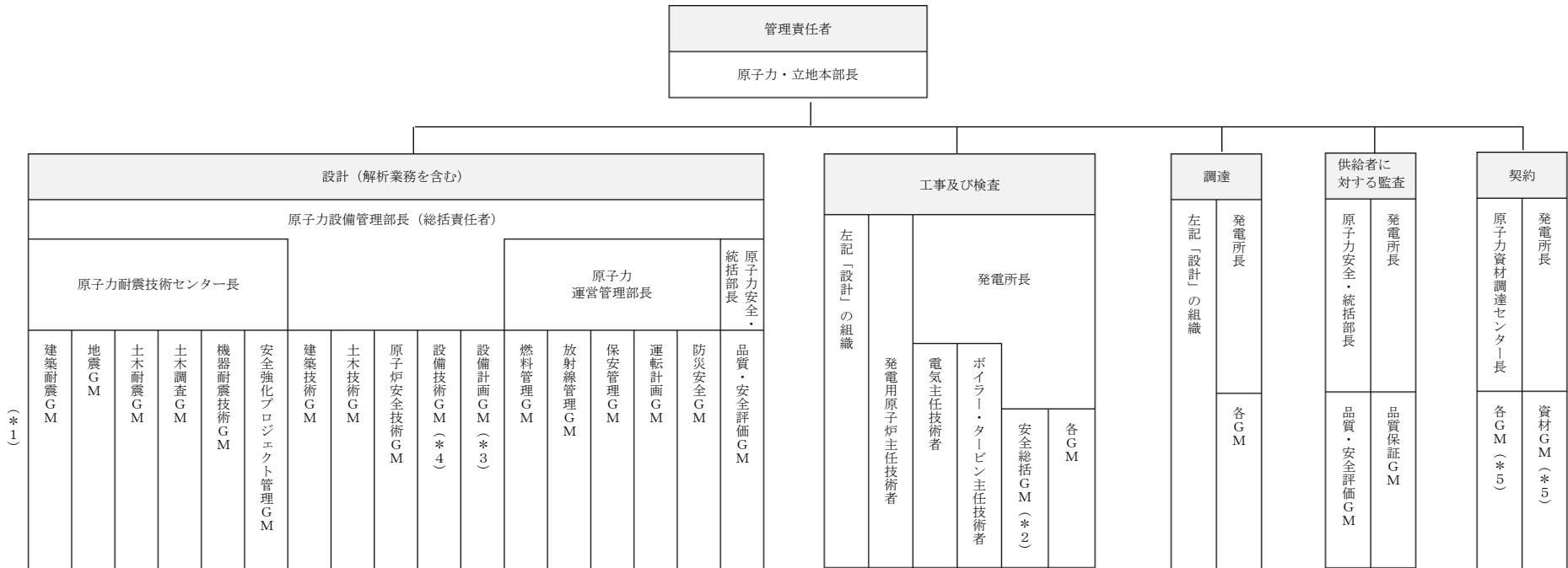
プロセス		主管箇所
3.3	本申請における設計に係る品質管理の方法	(本社) 原子力設備管理部 設備技術グループ 原子力設備管理部 原子炉安全技術グループ 原子力運営管理部 運転計画グループ
3.4	本申請における調達管理の方法	(本社) 原子力設備管理部 設備技術グループ



第2表 本申請における設計及び調達の各段階

各段階		設置許可本文十一号の対応項目	概要
設計	3.3	本申請における設計に係る品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画 本申請及びこれに付随する基本設計を実施するための計画
	3.3.1	設計開発に用いる情報の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報 本申請及びこれに付随する基本設計の要求事項の明確化
	3.3.2(1)*	申請書作成のための設計	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 本申請における申請書作成のための設計
	3.3.2(2)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計開発の検証 本申請及びこれに付随する基本設計の妥当性のチェック
	3.3.3*	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更の管理 設計対象の追加や変更時の対応
調達	3.4	本申請における調達管理の方法	7.4 調達 本申請に必要な設計に係る調達管理

\*：「3.2 本申請における設計の各段階とそのレビュー」で述べている「設計の各段階におけるレビュー」の各段階を示す。



\*1: 「GM」は「グループマネージャ」をいう。  
 \*2: 検査の取りまとめを主管する箇所の長  
 \*3: 本申請の提出手続きを主管する箇所の長  
 \*4: 設工認申請書の取りまとめを主管する箇所の長  
 \*5: これ以外の箇所で行う契約においては、各GM

第1図 適合性確認に関する体制表

追 補  
(添付書類十)

「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施  
するために必要な技術的能力」の追補

添付書類十「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施する  
ために必要な技術的能力」の記述に次のとおり追補する。

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（平成29年12月27日付け，原規規発第1712272号をもって設置変更許可）の添付書類十「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補の記載内容に同じ。

ただし，次に示す手順等については，以下のとおり変更する。

(6号及び7号炉)

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

- 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
- 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
- 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 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
- 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
- 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
- 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
- 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 1.14 電源の確保に関する手順等
- 1.15 事故時の計装に関する手順等

## 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

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（平成29年12月27日付け，原規規発第1712272号をもって設置変更許可）の添付書類十追補1のうち，「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」の記載内容に同じ。

ただし，次に示す項目については，以下のとおり変更する。

### 1.2.1 対応手段と設備の選定

#### (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

第1.2.1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

第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器

第1.2.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

## 1.2.1 対応手段と設備の選定

### (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

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圧炉心注水系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する手段がある。

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発電用原子炉を冷却する手段がある。

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。

#### i. 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却

中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・高圧代替注水系ポンプ
- ・復水貯蔵槽
- ・高圧代替注水系（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

- ・ 高圧代替注水系（注水系）配管・弁
- ・ 復水補給水系配管
- ・ 高圧炉心注水系配管・弁
- ・ 残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）
- ・ 給水系配管・弁・スパーチャ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 所内常設直流電源設備（3系統目）
- ・ 可搬型直流電源設備

また，上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 第二代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備

なお，6号炉の注水配管は直接給水系に接続するが，7号炉の注水配管は残留熱除去系配管を經由して給水系に接続する。

ii. 高圧代替注水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高圧代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧代替注水系ポンプ
- ・ 復水貯蔵槽



- ・ 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
- ・ 復水補給水系配管
- ・ 高压炉心注水系配管・弁
- ・ 残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）
- ・ 給水系配管・弁・スパージャ
- ・ 原子炉压力容器

なお、6号炉の注水配管は直接給水系に接続するが、7号炉の注水配管は残留熱除去系配管を経由して給水系に接続する。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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、高压代替注水系ポンプ、復水貯蔵槽、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、復水補給水系配管、高压炉心注水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）、給水系配管・弁・スパージャ、原子炉压力容器、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源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。

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圧炉心注水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。

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。

- ・ 第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

「第 1.2.1 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」の記述のうち、「対応手段，対処設備，手順書一覧（2/6）」を次のとおり変更する。

第 1.2.1 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 (2/6)  
 (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	手順書	
フロントライン系故障時	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系(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 高圧代替注水系(注水系)配管・弁 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁(7号炉のみ) 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備(3系統目) ※1 可搬型直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等
			第二代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	
		高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系(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 高圧代替注水系(注水系)配管・弁 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁(7号炉のみ) 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「HPAC 現場起動」

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

「第 1.2.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」の記述のうち、「監視計器一覧 (1/5)」を次のとおり変更する。

第 1.2.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/5)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
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压力容器への注水			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	電源	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池電圧
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉压力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「HPAC 現場起動」	判断基準	電源	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池電圧
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)
	操作	原子炉压力容器内の水位	可搬式原子炉水位計
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力
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压力容器への注水			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「RCIC 現場起動」  多様なハザード対応手順 「RCIC 現場起動 (排水処理)」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池電圧
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)
	操作	原子炉压力容器内の水位	可搬式原子炉水位計
		補機監視機能	可搬型回転計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力

第 1.2.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<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</p>	<p>高圧代替注水系弁</p>	<p>常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備（3系統目） 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  AM用直流 125V</p>
	<p>原子炉隔離時冷却系弁</p>	<p>所内蓄電式直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備  直流 125V A系 直流 125V A-2系 AM用直流 125V</p>
	<p>ほう酸水注入系ポンプ・弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系 MCC D系</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  計測用 A系 計測用 B系</p>

### 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

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（平成29年12月27日付け，原規規発第1712272号をもって設置変更許可）の添付書類十追補1のうち，「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」の記載内容に同じ。

ただし，次に示す項目については，以下のとおり変更する。

#### 1.3.1 対応手段と設備の選定

##### (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) 代替減圧

##### ii. 手動操作による減圧

##### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### b. サポート系故障時の対応手段及び設備

##### (a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

##### i. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

##### (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

#### 1.3.2 重大事故等時の手順

##### 1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

##### (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

- a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放

##### (4) 重大事故等時の対応手段の選択



第 1.3.1 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

第 1.3.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

第 1.3.16 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

### 1.3.1 対応手段と設備の選定

#### (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) 代替減圧

##### ii. 手動操作による減圧

中央制御室からの手動操作により逃がし弁機能用電磁弁又は自動減圧機能用電磁弁を作動させ、アキュムレータに蓄圧された窒素ガスを逃がし安全弁に供給することにより逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。また、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、中央制御室からの手動操作によりタービンバイパス弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。

逃がし安全弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 逃がし安全弁
- ・ 主蒸気系配管・クエンチャ
- ・ 逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ
- ・ 所内蓄電式直流電源設備
- ・ 所内常設直流電源設備（3系統目）
- ・ 可搬型直流電源設備

また、上記所内蓄電式直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・第二代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

タービンバイパス弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・タービンバイパス弁
- ・タービン制御系

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替減圧で使用する設備のうち、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）、自動減圧系の起動阻止スイッチ、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、自動減圧機能用アキュムレータ、逃がし弁機能用アキュムレータ、所内蓄電式直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交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、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。

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。

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自動減圧系が故障した場合においても、発電用原子炉を減圧することができる。

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。

- ・ 第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

- ・ タービンバイパス弁，タービン制御系

炉心損傷前において、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、逃がし安全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

(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

i. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

可搬型直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3系統目）にて逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の機能を回復さ

せて発電用原子炉を減圧する。

可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型直流電源設備
- ・AM用切替装置（SRV）
- ・常設代替直流電源設備
- ・所内常設直流電源設備（3系統目）
- ・逃がし安全弁（自動減圧機能なし）
- ・主蒸気系配管・クエンチャ
- ・逃がし弁機能用アキュムレータ

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

常設直流電源系統喪失時の減圧で使用する設備のうち、可搬型直流電源設備、AM用切替装置（SRV）、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、逃がし弁機能用アキュムレータ、逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置付ける。

逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧で使用する設備のうち、高圧窒素ガスボンベ、高圧窒素ガス供給系配管・弁、自動減圧機能用アキュムレータ及び逃がし弁機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置付ける。

逃がし安全弁が作動可能な環境条件で使用する設備のうち、高圧窒素ガスボンベ及び高圧窒素ガス供給系配管・弁

は重大事故等対処設備として位置付ける。

復旧で使用する設備のうち、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源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。

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直流電源喪失が発生した場合においても、発電用原子炉を減圧することができる。

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。

- ・ 高圧窒素ガス供給系（代替逃がし安全弁駆動装置）

現状の設備では系統構成（フランジ取外し、ホース取付け）を原子炉建屋原子炉区域で実施しなければならず、事象の進展によってはアクセス困難となる可能性があるが、逃がし安全弁を作動させる手段として有効である。

- ・ 直流給電車

給電開始までに時間を要するが、給電が可能であれば逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保できることから、発電用原子炉を減圧するための直流電源を確保する手段として有効である。

- ・ 第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

### 1.3.2 重大事故等時の手順

#### 1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

##### (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

- a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を開放して発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を開放して発電用原子炉を減圧する。また、常設代替直流電源設備が蓄電池の枯渇により使用できない場合は、所内常設直流電源設備（3系統目）による直流電源の供給に切り替える。所内常設直流電源設備（3系統目）への切替え手順については、「1.14.2.2(1)b. 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電」にて整備する。

発電用原子炉の減圧状況の確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）にて確認が可能であるため、いずれかの計器で確認する。

##### (a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室



から遠隔操作できない状態において，以下の条件が全て成立した場合。

- ・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は，低圧注水系 1 系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ 2 台以上若しくは代替注水系 2 系以上の起動<sup>※1</sup>により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は，高圧注水系が使用できない場合で，低圧注水系 1 系<sup>※2</sup>以上が使用可能である場合，又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置）に到達した場合。
- ・逃がし安全弁（自動減圧機能なし）作動用の窒素ガスが確保されている場合。
- ・逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を常設代替直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3 系統目）から給電可能な場合。

※1: 「低圧注水系 1 系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ 2 台以上若しくは代替注水系 2 系以上の起動」とは，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能である系統である高圧炉心注水系，残留熱除去系（低圧注水モード）及び給水・復水系のうち 1 系以上起動すること，また，それができない場合は低圧代替注水系（常設）のポンプ 2 台以上起動，若

しくは低圧代替注水系（常設），消火系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち2系以上起動することをいう。

なお，原子炉格納容器パラメータ又は原子炉压力容器内の水位が規定値に到達した場合は，低圧代替注水系（常設）のポンプ1台又は代替注水系1系のみでの起動であっても発電用原子炉の減圧を行う。

※2:「低圧注水系1系」とは，残留熱除去系（低圧注水モード），給水・復水系，低圧代替注水系（常設），消火系又は低圧代替注水系（可搬型）のいずれか1系をいう。

#### (b) 操作手順

可搬型直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3.3図に，概要図を第1.3.5図に，タイムチャートを第1.3.6図に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に可搬型直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の準備開始を指示する。
- ②当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に可搬型直流電源設備による直流電源の復旧を依頼する。
- ③当直副長は，可搬型直流電源設備による直流電源の復旧が完了するまでの間，逃がし安全弁により発電用原

子炉を減圧するため、運転員に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の準備開始を指示する。

[逃がし安全弁の駆動源（電源）確保及び開放操作]

④<sup>a</sup> [中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]

中央制御室運転員 A 及び B は、中央制御室の ATWS/RPT 盤に原子炉圧力（可搬計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。

[現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]

現場運転員 C 及び D は、原子炉建屋地下 1 階計装ラック室（管理区域）の原子炉圧力（現場計器）にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する。

⑤<sup>a</sup> 中央制御室運転員 A 及び B は、中央制御室の AM 用切替装置（SRV）で、125V DC 分電盤側の逃がし安全弁用供給電源 NFB を開放し、125V AM 分電盤側の逃がし安全弁用供給電源 NFB を投入し、当直副長に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の準備完了を報告する。

⑥<sup>a</sup> 当直副長は、中央制御室運転員に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放を指示する。

⑦<sup>a</sup> 当直副長は、中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は中央制御室運転員に、現場にて原子

炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。

⑧<sup>a</sup> 中央制御室運転員 A 及び B は、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を手動で開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。

⑨<sup>a</sup> [中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]

中央制御室運転員 A 及び B は、発電用原子炉の減圧が開始されたことを中央制御室の ATWS/RPT 盤に接続した原子炉圧力（可搬計測器）指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員 C, D, E 及び F に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。

[現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]

現場運転員 C 及び D は、発電用原子炉の減圧が開始されたことを原子炉建屋地下 1 階計装ラック室（管理区域）の原子炉圧力（現場計器）指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員 E 及び F に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。

⑩<sup>a</sup> 中央制御室運転員 A 及び B, 又は現場運転員 C 及び D は、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長に発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。

[逃がし安全弁の開保持用の駆動源（高圧窒素ガス）確保操作]

④<sup>b</sup> 現場運転員 C 及び D は，常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の系統構成として，高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の全閉操作を実施する。

なお，高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の操作場所は原子炉建屋原子炉区域であり，事象の進展によりアクセス困難となった場合は，全閉操作は実施しない。

⑤<sup>b</sup> 現場運転員 E 及び F は，常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の系統構成として，高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)，(B)の全開操作及び高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)，(B)供給弁の全開操作を実施する。

⑥<sup>b</sup> 現場運転員 E 及び F は，原子炉建屋地上 4 階北西通路，南西通路にて，窒素ガスボンベ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認し，高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)，(B)供給弁の全閉操作を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者），現場運転員 4 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替直流電源設備に

よる逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放まで約 35 分で可能である。

また，所内常設直流電源設備（3 系統目）及び可搬型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。

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。また，速やかに作業が開始できるよう，使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。

#### (4) 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 1.3.16 図に示す。

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合，可搬型直流電源設備（給電準備が完了するまでの間は常設代替直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3 系統目）を使用）若しくは逃がし安全弁用可搬型蓄電池により直流電源を確保して逃がし安全弁を作動させるか，又は代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。

常設直流電源喪失により逃がし安全弁が作動しない場合，可搬型直流電源設備又は直流給電車により直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合，常設代替交流電源設備，第二代替交流電源設備又は可搬型代替

交流電源設備により充電器を充電し，直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。

逃がし安全弁作動用窒素ガスの喪失により逃がし安全弁が作動しない場合，高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベにより窒素ガスを確保し，逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。

なお，逃がし安全弁の背圧対策として，想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ窒素ガスの供給圧力を設定する。

「第 1.3.1 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」  
の記述のうち、「対応手段，対処設備，手順書一覧（1/4）」及び「対応手段，  
対処設備，手順書一覧（2/4）」を次のとおり変更する。



第 1.3.1 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 (1/4)

(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	手順書	
フロントライン系故障時	自動減圧系	減圧の自動化	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) 自動減圧系の起動阻止スイッチ 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き C, H, N, T の 4 個) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備	
			非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
		手動操作による減圧 (逃がし安全弁)	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ 所内蓄電式直流電源設備 ※3 所内常設直流電源設備 (3 系統目) ※3 可搬型直流電源設備 ※3 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「減圧冷却」  事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」
			第二代替交流電源設備 ※3	自主対策 設備	
		手動操作による減圧 (タービンバイパス弁)	タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策 設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「減圧冷却」

※1: 代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。  
 ※2: 自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。  
 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 ※4: 想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。  
 ※5: 原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/4)

(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	手順書	
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備 ※3 AM用切替装置 (SRV) 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備 (3系統目) ※3 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース)  AM設備別操作手順書 「AM用切替装置又はバッテリーによるSRV開放」
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁用可搬型蓄電池 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース)  AM設備別操作手順書 「AM用切替装置又はバッテリーによるSRV開放」
		代替逃がし安全弁駆動装置による減圧	高圧窒素ガス供給系 (代替逃がし安全弁駆動装置) 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし D, E, K, U の4個) 主蒸気系配管・クエンチャ	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース)  AM設備別操作手順書 「代替SRV駆動装置によるSRV開放」
	高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンペ 高圧窒素ガス供給系配管・弁 自動減圧機能用アキュムレータ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース)  AM設備別操作手順書 「SRV駆動源確保」	

※1:代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。

※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

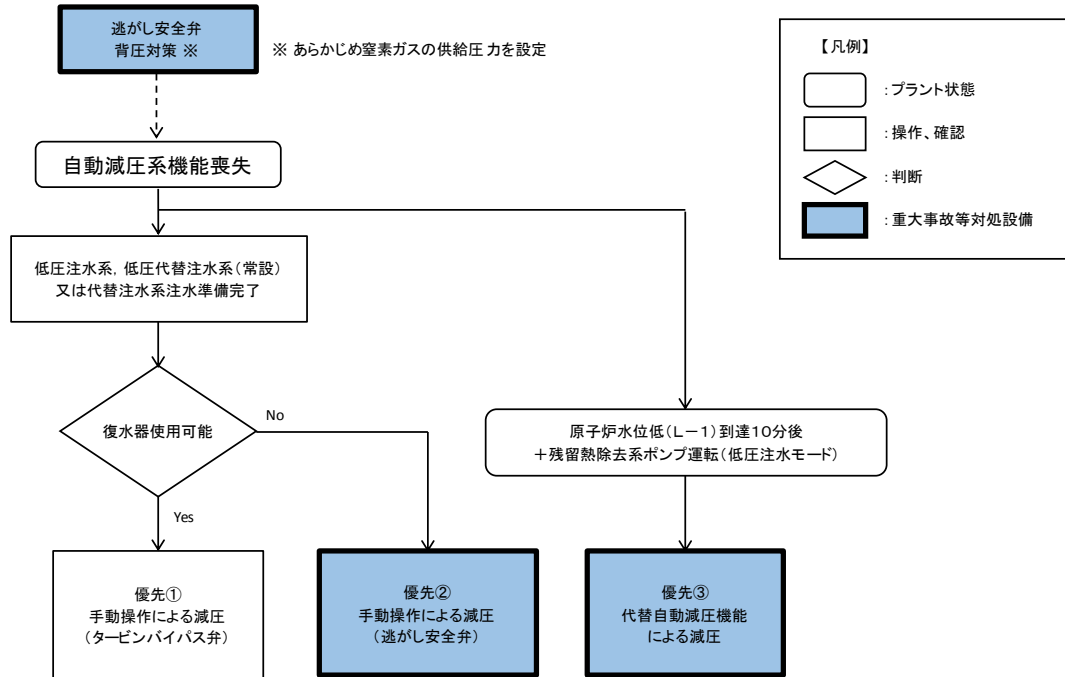
※4:想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。

※5:原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

第 1.3.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

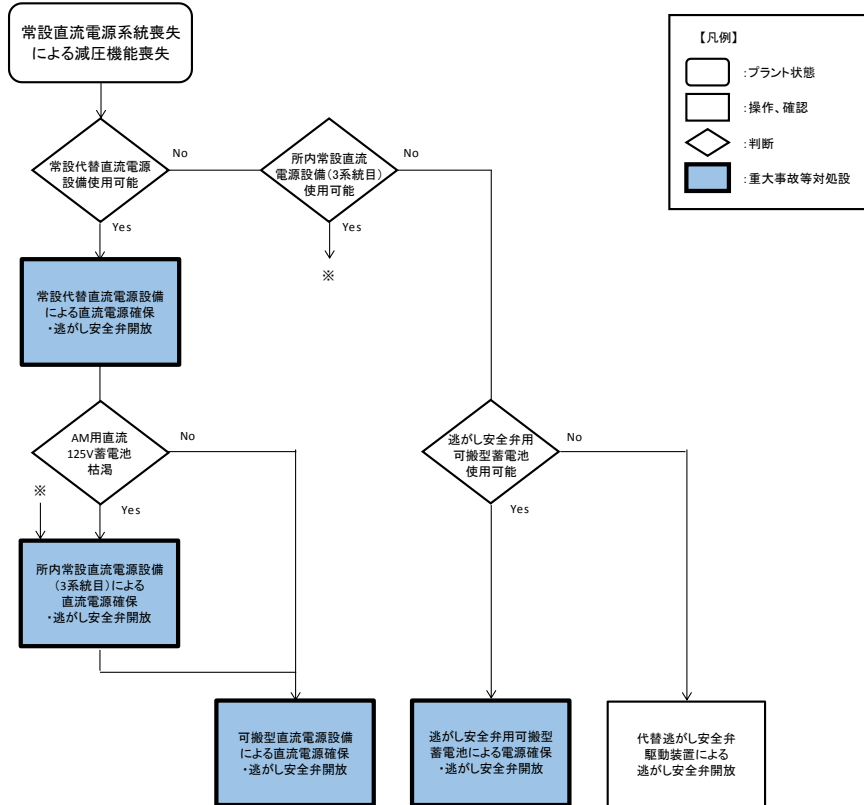
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p>	逃がし安全弁	所内蓄電式直流電源設備 所内常設直流電源設備（3系統目） 可搬型直流電源設備 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  直流 125V A系 直流 125V A-2系 直流 125V B系 AM用直流 125V
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  計測用 A系電源 計測用 B系電源

(1)フロントライン系故障時の対応手段の選択

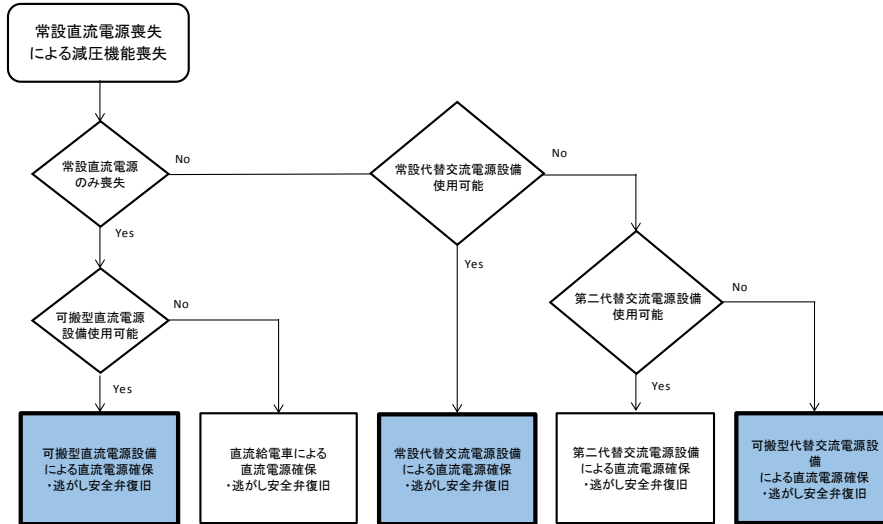


第 1. 3. 16 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

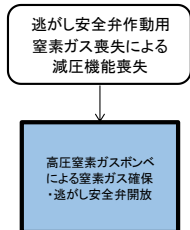
(2) サポート系故障時の対応手段の選択(1/3)



(2) サポート系故障時の対応手段の選択(2/3)



(2) サポート系故障時の対応手段の選択(3/3)



第 1.3.16 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

## 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（平成29年12月27日付け，原規規発第1712272号をもって設置変更許可）の添付書類十追補1のうち，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の記載内容に同じ。

ただし，次に示す項目については，以下のとおり変更する。

### 1.5.1 対応手段と設備の選定

#### (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) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送

##### ii. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

##### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

第1.5.1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

第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器

第1.5.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

第1.5.32図 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 概要図

### 1.5.1 対応手段と設備の選定

#### (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) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送

##### ii. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は，耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・耐圧強化ベント系（W/W）配管・弁
- ・耐圧強化ベント系（D/W）配管・弁
- ・遠隔手動弁操作設備
- ・遠隔空気駆動弁操作ポンベ
- ・遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁
- ・原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ，真空破壊弁を含む）
- ・不活性ガス系配管・弁
- ・非常用ガス処理系配管・弁
- ・主排気筒（内筒）
- ・常設代替交流電源設備

- ・ 第二代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 所内常設直流電源設備（3系統目）
- ・ 可搬型直流電源設備

格納容器ベントを実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。

優先①：格納容器圧力逃がし装置によるウェットウェルベント（以下「W/Wベント」という。）

優先②：格納容器圧力逃がし装置によるドライウェルベント（以下「D/Wベント」という。）

優先③：耐圧強化ベント系による W/W ベント

優先④：耐圧強化ベント系による D/W ベント

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、格納容器圧力逃がし装置は重大事故等対処設備として位置付ける。

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、耐圧強化ベント系（W/W）配管・弁、耐圧強化ベント系（D/W）配管・弁、遠隔手動弁操作設備、遠隔空気駆動弁操作ポンプ、遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁、原子炉格納容器（サブプレッション・チェン



バ、真空破壊弁を含む）、不活性ガス系配管・弁、非常用ガス処理系配管・弁、主排気筒（内筒）、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、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

現場操作で使用する設備のうち、遠隔手動弁操作設備、遠隔空気駆動弁操作用ボンベ及び遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁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。

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）の使用が不可能な場合においても最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送できる。

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。

- ・ 第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

「第 1.5.1 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」  
の記述のうち、「対応手段，対処設備，手順書一覧（3/5）」を次のとおり変更  
する。



「第 1.5.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」の記述のうち、「監視計器一覧 (1/8)」、「監視計器一覧 (3/8)」、「監視計器一覧 (4/8)」及び「監視計器一覧 (6/8)」を次のとおり変更する。

第 1.5.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/8)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (交流電源が健全である場合) a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「PCV 圧力制御」  AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント (フィルタベント使用 (S/C))」 「炉心損傷前 PCV ベント (フィルタベント使用 (D/W))」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (S/C)
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ氣體温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (A) 格納容器内水素濃度 (B) 格納容器内水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (S/C)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (A) 格納容器内水素濃度 (B) 格納容器内水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ氣體温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度
		最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ
補機監視機能	遠隔空気駆動弁操作用ボンベ出口圧力		
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「PCV 圧力制御」  AM 設備別操作手順書 「PCV ベント弁駆動源確保 [予備ボンベ]」	判断基準	補機監視機能 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ出口圧力	
	操作	補機監視機能 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ出口圧力	

監視計器一覧 (3/8)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (交流電源が健全である場合) b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」  AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント (耐圧強化ライン使用 (S/C))」 「炉心損傷前 PCV ベント (耐圧強化ライン使用 (D/W))」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (S/C)
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ氣體温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (A) 格納容器内水素濃度 (B) 格納容器内水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (S/C)
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (A) 格納容器内水素濃度 (B) 格納容器内水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ氣體温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		最終ヒートシンクの確保 耐圧強化ベント系放射線モニタ
補機監視機能 遠隔空気駆動弁操作作用ボンベ出口圧力		
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」  AM 設備別操作手順書 「PCV ベント弁駆動源確保 [予備ボンベ]」	判断基準	補機監視機能 遠隔空気駆動弁操作作用ボンベ出口圧力
	操作	補機監視機能 遠隔空気駆動弁操作作用ボンベ出口圧力

監視計器一覧 (4/8)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2)最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)		
事故時運転転換手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」  AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント (フィルタベント使用 (S/C))」 「炉心損傷前 PCV ベント (フィルタベント使用 (D/W))」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (S/C)
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ氣體温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (A) 格納容器内水素濃度 (B) 格納容器内水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位
	操作	電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池電圧
		原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (S/C)
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (A) 格納容器内水素濃度 (B) 格納容器内水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ氣體温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ		

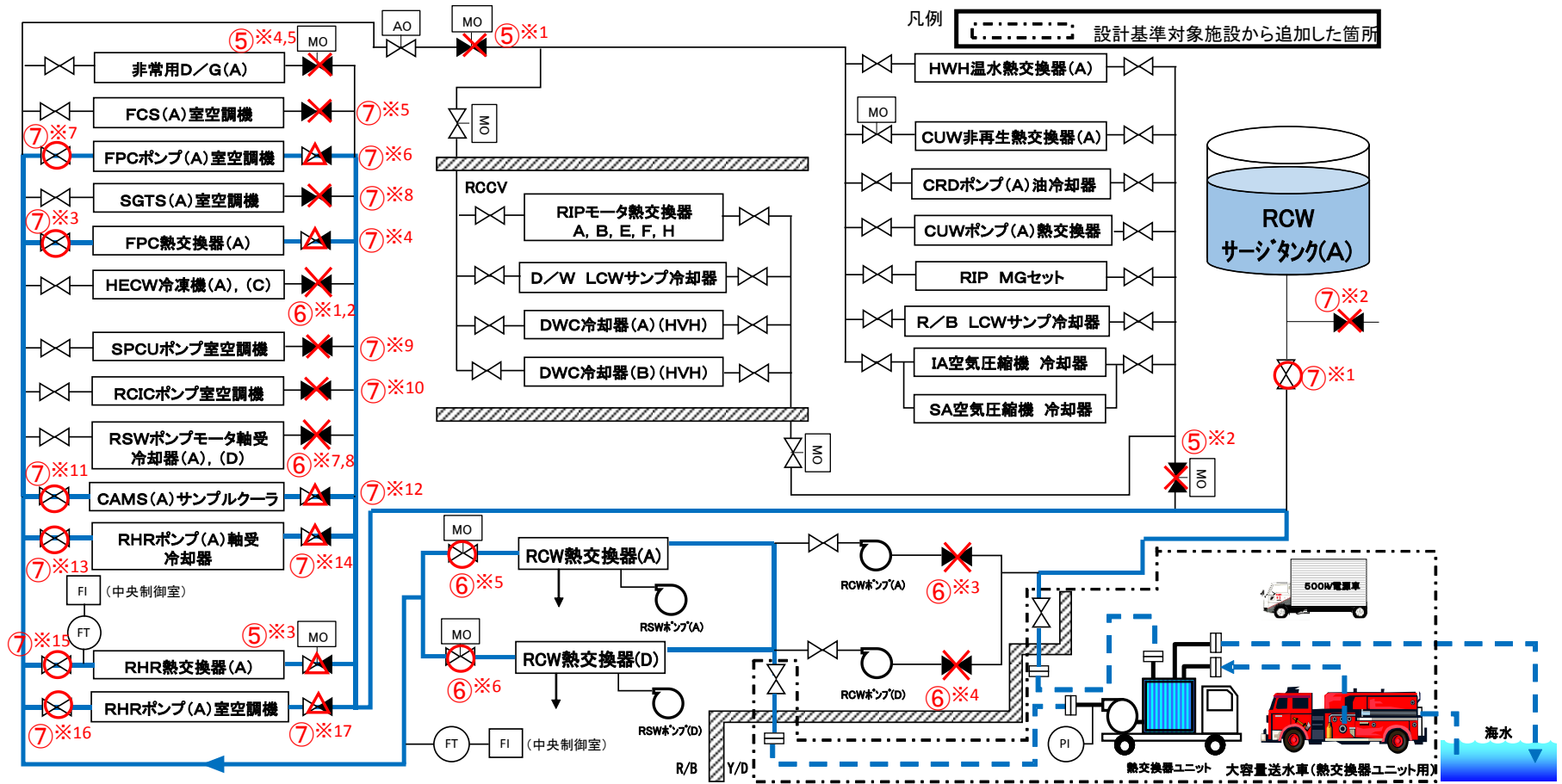
監視計器一覧 (6/8)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2)最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)			
事故時運転転換手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」  AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント (耐圧強化ライン使用 (S/C))」 「炉心損傷前 PCV ベント (耐圧強化ライン使用 (D/W))」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (S/C)
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (A) 格納容器内水素濃度 (B) 格納容器内水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (S/C)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (A) 格納容器内水素濃度 (B) 格納容器内水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系放射線モニタ



第 1.5.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.5】 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p>	格納容器圧力逃がし装置	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備 (3 系統目) 可搬型直流電源設備  AM 用 MCC AM 用直流 125V
	不活性ガス系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備 (3 系統目) 可搬型直流電源設備  MCC C 系 AM 用 MCC 直流 125V B 系 AM 用直流 125V
	非常用ガス処理系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C 系 MCC D 系
	代替原子炉補機冷却系 (熱交換器ユニット)	可搬型代替交流電源設備  代替原子炉補機冷却系 (熱交換器ユニット)
	原子炉補機冷却系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C 系 MCC D 系 AM 用 MCC
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  計測用 A 系電源 計測用 B 系電源



第 1.5.32 図 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称
⑤※1	常用冷却水供給側分離弁(A)
⑤※2	常用冷却水戻り側分離弁(A)
⑤※3	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁
⑤※4	非常用ディーゼル発電機(A)冷却水出口弁(A)
⑤※5	非常用ディーゼル発電機(A)冷却水出口弁(D)
⑥※1	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁
⑥※2	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁
⑥※3	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁
⑥※4	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁
⑥※5	原子炉補機冷却水系熱交換器(A)冷却水出口弁
⑥※6	原子炉補機冷却水系熱交換器(D)冷却水出口弁
⑥※7	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁
⑥※8	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁
⑦※1	原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口弁
⑦※2	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁
⑦※3	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口弁
⑦※4	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁
⑦※5	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁
⑦※6	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁
⑦※7	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)入口弁
⑦※8	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁
⑦※9	サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁
⑦※10	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁
⑦※11	格納容器雰囲気モニタラック(A)入口弁
⑦※12	格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁
⑦※13	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水入口弁
⑦※14	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁
⑦※15	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水入口弁
⑦※16	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)入口弁
⑦※17	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁

第 1.5.32 図 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 概要図 (2/2)

## 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

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（平成29年12月27日付け，原規規発第1712272号をもって設置変更許可）の添付書類十追補1のうち，「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」の記載内容に同じ。

ただし，次に示す項目については，以下のとおり変更する。

### 1.7.1 対応手段と設備の選定

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

##### a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備

##### (a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧 及び除熱

##### i. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減 圧及び除熱

##### (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

第1.7.1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

第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器

第1.7.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

### 1.7.1 対応手段と設備の選定

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

##### a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備

##### (a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

##### i. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・フィルタ装置
- ・よう素フィルタ
- ・ラブチャーディスク
- ・ドレン移送ポンプ
- ・ドレンタンク
- ・遠隔手動弁操作設備
- ・遠隔空気駆動弁操作ポンベ
- ・可搬型窒素供給装置
- ・スクラバ水 pH 制御設備
- ・フィルタベント遮蔽壁
- ・配管遮蔽
- ・不活性ガス系配管・弁

- ・ 耐圧強化ベント系配管・弁
- ・ 格納容器圧力逃がし装置配管・弁
- ・ 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁
- ・ ホース・接続口
- ・ 原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ，真空破壊弁を含む）
- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）
- ・ 防火水槽
- ・ 淡水貯水池
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 第二代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 所内常設直流電源設備（3系統目）
- ・ 可搬型直流電源設備

格納容器ベントを実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。

優先①：格納容器圧力逃がし装置によるウェットウェルベント（以下「W/Wベント」という。）

優先②：格納容器圧力逃がし装置によるドライウェルベント（以下「D/Wベント」という。）

なお，防火水槽を水源として利用する場合は，淡水貯水

池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設したホースを使用するが、当該ホースが使用できない場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。

また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）によるフィルタ装置への水の補給は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水を利用する。

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、フィルタ装置、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、ドレン移送ポンプ、ドレンタンク、遠隔手動弁操作設備、遠隔空気駆動弁操作ポンベ、可搬型窒素供給装置、スクラバ水 pH 制御設備、フィルタベント遮蔽壁、配管遮蔽、不活性ガス系配管・弁、耐圧強化ベント系配管・弁、格納容器圧力逃がし装置配管・弁、遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁、ホース・接続口、原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、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、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措

置)として位置付ける。

現場操作で使用する設備のうち、遠隔手動弁操作設備、遠隔空気駆動弁操作用ポンプ及び遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁は重大事故等対処設備として位置付ける。

不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換で使用する設備のうち、可搬型窒素供給装置及びホース・接続口は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、代替原子炉補機冷却系、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、サブプレッション・チェンバ、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・ポンプ、高圧炉心注水系配管・弁、復水補給水系配管・弁、給水系配管・弁・スパージャ、格納容器スプレイ・ヘッド、ホース、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、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。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)として位置付ける。

これらの選定した設備は、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。

以上の重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。

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。

- ・ 格納容器内 pH 制御で使用する設備

重大事故等対処設備であるよう素フィルタにより中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られており、復水移送ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、格納容器下部注水系（常設）の運転に併せて原子炉格納容器内に薬剤を注入することで原子炉格納容器外に放出されるよう素の放出量を低減する手段は更なるよう素低減対策として有効である。

- ・ 可搬型格納容器窒素供給設備

有効性評価における原子炉格納容器内の圧力評価により、事故発生後 7 日間は窒素ガスを供給しなくても原子炉格納容器が負圧破損に至る可能性はない。

その後の安定状態において、サブプレッション・チェンバ・プール水の温度が低下し、原子炉格納容器内で発生する水蒸気が減少した場合においても、本設備を用いて原子炉格納容器へ窒素ガスを供給することで原子炉格納容器内の負圧化を回避できることから、原子炉格納容器の負圧破損防止対策として有効である。

- ・ 第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

「第 1.7.1 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」  
の記述のうち、「対応手段，対処設備，手順書一覧（1/3）」を次のとおり変更  
する。

第 1.7.1 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 (1/3)

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	手順書	
原子炉格納容器の過圧破損防止	-	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置 よう素フィルタ ラブチャージャーディスク ドレン移送ポンプ ドレントタンク 遠隔手動弁操作設備 遠隔空気駆動弁操作作用ポンプ 可搬型窒素供給装置 スクラバ水 pH 制御設備 フィルタベント遮蔽壁 配管遮蔽 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁 ホース・接続口 原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ※5 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3 常設代替直流電源設備 ※3 所内常設直流電源設備 (3 系統目) ※3 可搬型直流電源設備 ※3	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (S/C))」 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (D/W))」 多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整 (水張り)」 「フィルタベント水位調整 (水抜き)」 「フィルタベント停止後の N <sub>2</sub> パージ」 「フィルタ装置スクラバ水 pH 調整」 「ドレン移送ライン N <sub>2</sub> パージ」 「ドレントタンク水抜き」
			防火水槽 ※5, ※6 淡水貯水池 ※5, ※6 第二代替交流電源設備 ※3	自主対策設備	

※1: 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」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: 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「1.8 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。

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

※6: 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

「第 1.7.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」の記述のうち、「監視計器一覧 (1/7)」及び「監視計器一覧 (6/7)」を次のとおり変更する。

第 1.7.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		
事故時運転転作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 「R/B 制御」  AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (S/C))」 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (D/W))」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (A) 格納容器内水素濃度 (B) 格納容器内水素濃度 (SA)
		原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上 4 階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池電圧

監視計器一覧 (6/7)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)			
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 「R/B 制御」  AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (S/C))」 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (D/W))」	判断 基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (S/C)	
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位	
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度	
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (A) 格納容器内水素濃度 (B) 格納容器内水素濃度 (SA)	
		原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上 4 階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池電圧	
		操作	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (S/C)
			原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (A) 格納容器内水素濃度 (B) 格納容器内水素濃度 (SA)
			原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上 4 階 ・原子炉建屋地上 2 階 ・原子炉建屋地下 1 階 ・原子炉建屋地下 2 階
			原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位
			原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)
			原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
補機監視機能 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ			

第 1.7.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【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</p>	格納容器圧力逃がし装置	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備（3系統目） 可搬型直流電源設備  AM用MCC AM用直流125V
	不活性ガス系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備（3系統目） 可搬型直流電源設備  MCC C系 AM用MCC 直流125V B系 AM用直流125V
	非常用ガス処理系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系 MCC D系
	復水移送ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系 AM用MCC
	復水補給水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系 MCC D系 AM用MCC
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系 MCC D系 AM用MCC
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  計測用A系電源 計測用B系電源

## 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

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（平成29年12月27日付け，原規規発第1712272号をもって設置変更許可）の添付書類十追補1のうち，「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」の記載内容に同じ。

ただし，次に示す項目については，以下のとおり変更する。

### 1.8.1 対応手段と設備の選定

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

b. 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

(a) 原子炉圧力容器への注水

iv. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

### 1.8.2 重大事故等時の手順

#### 1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順

##### (1) 原子炉圧力容器への注水

d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

第1.8.1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

第1.8.2表 重大事故等対処に係る監視計器

第1.8.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備



### 1.8.1 対応手段と設備の選定

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

#### b. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

##### (a) 原子炉圧力容器への注水

##### iv. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧代替注水系ポンプ
- ・ 復水貯蔵槽
- ・ 高圧代替注水系（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
- ・ 高圧代替注水系（注水系）配管・弁
- ・ 復水補給水系配管
- ・ 高圧炉心注水系配管・弁
- ・ 残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）
- ・ 給水系配管・弁・スパージャ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 所内常設直流電源設備（3系統目）
- ・ 可搬型直流電源設備

また、上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 第二代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備

なお、6号炉の注水配管は直接給水系に接続するが、7号炉の注水配管は残留熱除去系配管を経由して給水系に接続する。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、復水補給水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁・スパーージャ、給水系配管・弁・スパーージャ、高圧炉心注水系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース・接続口、復水補給水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁・スパーージャ、給水系配管・弁・スパーージャ、原子炉圧力容器、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。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

として位置付ける。

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、高圧代替注水系ポンプ、復水貯蔵槽、高圧代替注水系（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、高圧代替注水系（注水系）配管・弁、復水補給水系配管、高圧炉心注水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）、給水系配管・弁・スパージャ、原子炉圧力容器、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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で使用する設備のうち、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は、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。

以上の重大事故等対処設備により溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心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。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク，消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが，復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，原子炉圧力容器への注水手段として有効である。

- ・制御棒駆動系

発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず，加えて耐震性が確保されていないが，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉圧力容器下部に落下した熔融炉心を冷却し，熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として有効である。

- ・高圧炉心注水系

モータの冷却水がない状態での運転となるため運転時間に制限があり，十分な期間の運転継続はできないが，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における原子炉圧力容器への注水手段として有効である。

- ・第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが，常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから，健全性が確認できた場合において，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

## 1.8.2 重大事故等時の手順

### 1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順

#### (1) 原子炉圧力容器への注水

##### d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型直流電源設備により高圧代替注水系の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。

なお、注水を行う際は、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を並行して行う。

#### (a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失し、高圧代替注水系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2: 原子炉圧力指示値が規定値以上ある場合において、

設備に異常がなく，電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。

(b) 操作手順

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水については，「1.2.2.1(1)a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施した場合，作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで15分以内で可能である。

「第 1.8.1 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」  
の記述のうち、「対応手段，対処設備，手順書一覧（3/3）」を次のとおり変更  
する。





「第 1.8.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」の記述のうち、「監視計器一覧 (5/7)」を次のとおり変更する。

第 1.8.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (5/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水			
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」  AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA) ろ過水タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉压力容器への注水量	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
		水源の確保	ろ過水タンク水位
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		電源	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池電圧
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉压力容器への注水量	高压代替注水系系統流量
		補機監視機能	高压代替注水系ポンプ吐出圧力 高压代替注水系タービン入口圧力 高压代替注水系タービン排気圧力 高压代替注水系ポンプ吸込圧力
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)

第 1.8.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【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</p>	復水移送ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C 系 AM 用 MCC
	復水補給水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C 系 MCC D 系 AM 用 MCC
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C 系 MCC D 系 AM 用 MCC
	高圧代替注水系弁	常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備 (3 系統目) 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  AM 用直流 125V
	ほう酸水注入系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C 系 MCC D 系
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  計測用 A 系電源 計測用 B 系電源

## 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

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（平成29年12月27日付け，原規規発第1712272号をもって設置変更許可）の添付書類十追補1のうち，「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」の記載内容に同じ。

ただし，次に示す項目については，以下のとおり変更する。

### 1.9.1 対応手段と設備の選定

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 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対応手段及び設備

(d) 代替電源による必要な設備への給電

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

第1.9.1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

第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器

第1.9.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

### 1.9.1 対応手段と設備の選定

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

- a. 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対応手段及び設備

#### (d) 代替電源による必要な設備への給電

上記「(b)炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止」や「(c)水素濃度及び酸素濃度の監視」で使用する設備について、全交流動力電源又は直流電源喪失時に、代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源設備による必要な設備への給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 第二代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 所内常設直流電源設備（3系統目）
- ・ 可搬型直流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

#### (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出で使用する設備のうち、格納容器圧力逃がし装置，サプレッション・チェンバ，耐圧強化ベント系（W/W），フィルタ装置出口放射線モニタ，フィルタ装置水素濃度，可搬型窒素供給装置，ホース・接続口及

び耐圧強化ベント系放射線モニタは重大事故等対処設備として位置付ける。

水素濃度及び酸素濃度の監視で使用する設備のうち，格納容器内水素濃度(SA)，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替電源による必要な設備への給電で使用する設備のうち，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備，所内常設直流電源設備（3系統目），可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は，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。

以上の重大事故等対処設備により，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止することができる。

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。

- ・可燃性ガス濃度制御系

炉心損傷による大量の水素ガスが発生するような状況下では，可燃性ガス濃度制御系の処理能力を超える水素ガスが発生することから，可燃性ガス濃度制御系による水素ガスの処理には期待できず，また原子炉格納容器圧力の上昇に伴い可燃性ガス濃度制御系の使用に制限がかかるが，格納容器ベント又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度

制御系運転可能圧力まで低下し、かつ電源復旧等により設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系を運転することが可能であれば、中長期的な格納容器内水素対策として有効である。

- ・可搬型格納容器窒素供給設備

発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しているため、炉心損傷に伴い水素ガスが発生した場合においても、事故発生直後に酸素濃度が可燃限界に至ることはない。

有効性評価における原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度評価により、事故発生後7日間は原子炉格納容器への窒素ガス供給は不要であるが、その後の安定状態において、本設備を用いて原子炉格納容器へ窒素ガスを供給することで原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減できることから、水素爆発による原子炉格納容器の破損防止対策として有効である。

- ・第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

なお、原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止として使用する設備である不活性ガス系は、発電用原子炉運転中に原子炉格納容器内を常時不活性化す

る手段として使用する設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。



「第 1.9.1 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」  
の記述のうち、「対応手段，対処設備，手順書一覧（2/2）」を次のとおり変更  
する。

第 1.9.1 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 (2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合器プロロ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 残留熱除去系	自主対策設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」  AM 設備別操作手順書 「FCS(A) による格納容器水素制御」 「FCS(B) による格納容器水素制御」
	—	水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度 (SA)	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」
	—		格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」  AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水 (A) 確保」 「代替 Hx による補機冷却水 (B) 確保」
	—	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ※4 可搬型代替交流電源設備 ※4 常設代替直流電源設備 ※4 所内常設直流電源設備 (3 系統目) ※4 可搬型直流電源設備 ※4 代替所内電気設備 ※4	重大事故等 対処設備
—	第二代替交流電源設備 ※4		自主対策 設備	

※1: 発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化している。

※2: 格納容器圧力逃がし装置補機類の手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※3: 原子炉格納容器ベント弁駆動源確保 (予備ポンペ) の手順は「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。

※4: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5: 不活性ガス系は設計基準対象施設であり, 重大事故等時に使用するものではないため, 重大事故等対処設備とは位置付けない。

「第 1.9.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」の記述のうち、「監視計器一覧(1/3)」及び「監視計器一覧(3/3)」を次のとおり変更する。

第 1.9.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1/3)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.9.2.1 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対応手順 (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 b. 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給		
多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供給設備によるPCV 窒素供給」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)
	操作	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度
1.9.2.1 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対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 b. 耐圧強化バント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出		
事故時運転転換手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」  AM 設備別操作手順書 「PCV 水素・酸素ガス放出(フィルタバント使用(S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス放出(フィルタバント使用(D/W))」 「PCV 水素・酸素ガス放出(耐圧強化ライン使用(S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス放出(耐圧強化ライン使用(D/W))」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 直流 125V 充電器盤(3系統目)蓄電池電圧
		原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
	最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ 耐圧強化バント系放射線モニタ	

監視計器一覽(3/3)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.9.2.1 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対応手順 (3)原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 a. 格納容器内水素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度監視			
事故時運転転操作手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(SA)	
		電源 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池電圧	
操作	原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(SA)		
1.9.2.1 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対応手順 (3)原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視			
事故時運転転操作手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」  AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水(A) 確保」 「代替 Hx による補機冷却水(B) 確保」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B)	
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度	
	電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧		
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B)	
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度	
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)	
最終ヒートシンクの確保 原子炉補機冷却水系(A) 系統流量 原子炉補機冷却水系(B) 系統流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(A) 出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(B) 出口冷却水温度			

第 1.9.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【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</p>	格納容器圧力逃がし装置	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備 (3系統目) 可搬型直流電源設備  AM用MCC AM用直流125V
	不活性ガス系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備 (3系統目) 可搬型直流電源設備  MCC C系 AM用MCC 直流125V B系 AM用直流125V
	非常用ガス処理系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系 MCC D系
	フィルタ装置水素濃度	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備 (3系統目) 可搬型直流電源設備  AM用直流125V
	フィルタ装置出口放射線モニタ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備 (3系統目) 可搬型直流電源設備  AM用直流125V
	耐圧強化バント系放射線モニタ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備 (3系統目) 可搬型直流電源設備  AM用直流125V
	水素濃度及び酸素濃度監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備 (3系統目) 可搬型直流電源設備  MCC C系 MCC D系 AM用直流125V
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  計測用A系電源 計測用B系電源

## 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

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（平成29年12月27日付け，原規規発第1712272号をもって設置変更許可）の添付書類十追補1のうち，「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」の記載内容に同じ。

ただし，次に示す項目については，以下のとおり変更する。

### 1.10.1 対応手段と設備の選定

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

- a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備
  - (a) 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止
    - iii. 代替電源による必要な設備への給電
  - (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

第1.10.1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

第1.10.2表 重大事故等対処に係る監視計器

第1.10.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

### 1.10.1 対応手段と設備の選定

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

- a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備

#### (a) 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止

##### iii. 代替電源による必要な設備への給電

上記「i. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制」及び「ii. 原子炉建屋内の水素濃度監視」で使用する設備について、全交流動力電源又は直流電源喪失時に代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源による必要な設備への給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 所内常設直流電源設備（3系統目）
- ・ 可搬型直流電源設備

また、上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 第二代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備

#### (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止で使用する設備のうち、静的触媒式水素再結合器、静的触媒式水素再



結合器動作監視装置，原子炉建屋原子炉区域，原子炉建屋水素濃度，常設代替直流電源設備，所内常設直流電源設備（3系統目），可搬型直流電源設備，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は，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。

以上の重大事故等対処設備により，炉心の著しい損傷が発生した場合においても，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止することができる。

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。

- ・原子炉ウェルに注水するための設備（格納容器頂部注水系，サプレッションプール浄化系）

原子炉格納容器からの水素ガス漏えいを防止する効果に不確かさはあるが，原子炉格納容器頂部を冷却して原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の熱劣化を緩和することにより，原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制できることから有効である。

- ・原子炉建屋トップベント

原子炉建屋オペレーティングフロア天井部を開放する操作であり放射性物質を低減する機能はないが，仮に原子炉建屋内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素再結合器で処理しきれない場合において，水素ガス

を排出することで原子炉建屋内における水素ガスの滞留を防止する手段として有効である。

- 第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

「第 1.10.1 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」の記述のうち、「対応手段，対処設備，手順書一覧（1/2）」を次のとおり変更する。

第 1.10.1 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 (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止	-	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器 ※1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 原子炉建屋原子炉区域	重大事故等 対処設備	- ※1
		原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替直流電源設備 ※2 所内常設直流電源設備 (3 系統目) ※2 可搬型直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備	- ※2
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策 設備	
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	-	原子炉ウエルへの注水	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ※3 防火水槽 ※3 淡水貯水池 ※3 ホース・接続口 格納容器頂部注水系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウエル 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」  AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉ウエル注水」  多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (原子炉ウエル注水)」
		サブプレッションプール浄化系による原子炉ウエルへの注水	サブプレッションプール浄化系ポンプ 復水貯蔵槽 ※3 サブプレッションプール浄化系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウエル 原子炉補機冷却系 (6 号炉のみ)	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」  AM 設備別操作手順書 「SPCU による原子炉ウエル注水」

※1: 静的触媒式水素再結合器は、運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。  
 ※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: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※4: 手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

「第 1.10.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」の記述のうち、「監視計器  
一覧 (2/2)」を次のとおり変更する。

第 1.10.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (2/2)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (1)原子炉建屋内の水素濃度監視			
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
		電源	AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧 直流125V充電器盤(3系統目)蓄電池電圧
操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (2)原子炉建屋トップベント			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」	判断基準	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
多様なハザード対応手順 「水素対策(原子炉建屋トップベント)」	操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階

第 1.10.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【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</p>	<p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</p>	<p>常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備（3系統目） 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  AM用直流125V</p>
	<p>原子炉建屋水素濃度</p>	<p>常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備（3系統目） 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  AM用直流125V</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  計測用A系電源 計測用B系電源</p>

## 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（平成29年12月27日付け，原規規発第1712272号をもって設置変更許可）の添付書類十追補1のうち，「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の記載内容に同じ。

ただし，次に示す項目については，以下のとおり変更する。

### 1.11.1 対応手段と設備の選定

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

- c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための  
対応手段及び設備
- (b) 代替電源による給電
- (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

第1.11.1表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する  
手順

第1.11.2表 重大事故等対処に係る監視計器

第1.11.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備



### 1.11.1 対応手段と設備の選定

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

##### c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

##### (b) 代替電源による給電

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合において、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料プール監視計器へ給電する手段がある。

代替電源による給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 第二代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 所内蓄電式直流電源設備
- ・ 所内常設直流電源設備（3系統目）
- ・ 可搬型直流電源設備

##### (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）のうち、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替電源による給電で使用する設備のうち、常設代替交

流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内蓄電式直流電源設備，所内常設直流電源設備（3系統目）及び可搬型直流電源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。

以上の重大事故等対処設備により，使用済燃料貯蔵プールの水位，水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定することができる。

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。

- ・ 第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが，常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから，健全性が確認できた場合において，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

「第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順」の記述のうち、「対応手段，対処設備，手順書一覧（3/3）」を次のとおり変更する。

第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書	
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	-	使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	AM設備別操作手順書 「SFP監視カメラ冷却装置起動」	
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内蓄電式直流電源設備 ※2 所内常設直流電源設備(3系統目) ※2 可搬型直流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	-
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	-
使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	全交流動力電源	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ 使用済燃料プール 燃料プール冷却浄化系熱交換器 燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ 代替原子炉補機冷却系 ※6 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B制御」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SFP原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「FPCによるSFP除熱」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」
			原子炉補機冷却系 ※6	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	-

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な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:手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※4:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6: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。

第 1.11.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プール代替注水		
<p>事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」</p> <p>事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」</p> <p>事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」</p> <p>AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」</p> <p>多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (SFP 常設スプレイ)」 「消防車による送水 (SFP 可搬型スプレイ)」</p>	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
		電源
	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池
	操作	使用済燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
		水源の確保

監視計器一覧 (2/4)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プール代替注水			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる SFP 注水」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池電圧
		水源の確保	ろ過水タンク水位
	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
		使用済燃料プールへの注水量	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
水源の確保		ろ過水タンク水位	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (2)漏えい抑制			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

監視計器一覧 (3/4)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (SFP 常設スプレイ)」 「消防車による送水 (SFP 可搬型スプレイ)」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池電圧
	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池	
	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
水源の確保		防火水槽 淡水貯水池	
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (2) 漏えい緩和			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 漏えい緩和」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
		操作	使用済燃料プールの監視

## 監視計器一覧 (4/4)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱		
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」  AM 設備別操作手順書 「FPC による SFP 除熱」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	判断基準	使用済燃料プールの監視  燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ スキマサージタンク水位
		電源  M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池電圧
		最終ヒートシンクの確保  原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量
		操作  使用済燃料プールの監視  燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) スキマサージタンク水位 FPC ポンプ (A) 吐出流量 FPC ポンプ (B) 吐出流量 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度



第 1.11.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p>	使用済燃料プール監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 所内蓄電式直流電源設備 所内常設直流電源設備（3系統目） 可搬型直流電源設備  直流 125V A系 直流 125V A-2系 AM用直流 125V MCC C系
	燃料プール冷却浄化系ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系（6号炉） MCC D系（6号炉） P/C C系（7号炉） P/C D系（7号炉）
	燃料プール冷却浄化系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系 MCC D系
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  計測用 A系電源 計測用 B系電源

## 1.14 電源の確保に関する手順等

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（平成29年12月27日付け，原規規発第1712272号をもって設置変更許可）の添付書類十追補1のうち，「1.14 電源の確保に関する手順等」の記載内容に同じ。

ただし，記述の一部を別表1のとおり読み替えた上で，次に示す項目については，以下のとおり変更又は追加する。

### 1.14.1 対応手段と設備の選定

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

##### b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備

##### (a) 代替直流電源設備による給電

##### (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

### 1.14.2 重大事故等時の手順

#### 1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順

##### (1) 代替直流電源設備による給電

#### 1.14.2.7 重大事故等時の対応手段の選択

##### (2) 代替電源（直流）による対応手段

第1.14.1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

第1.14.2表 重大事故等対処に係る監視計器

第1.14.1図 機能喪失原因対策分析

第1.14.3図 直流電源単線結線図（6号炉）

第1.14.4図 直流電源単線結線図（7号炉）

- 第 1.14.5 図 EOP「交流/直流電源供給回復」における対応フロー
- 第 1.14.6 図 停止時 EOP「交流/直流電源供給回復」における対応フロー
- 第 1.14.17 図 所内蓄電式直流電源設備による給電（直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2，AM 用直流 125V 蓄電池切替え） 概要図
- 第 1.14.18 図 所内蓄電式直流電源設備による給電（直流 125V 充電器盤 A，直流 125V 充電器盤 A-2，AM 用直流 125V 充電器盤受電） 概要図
- 第 1.14.27 図 所内常設直流電源設備（3 系統目）による給電 概要図
- 第 1.14.28 図 所内常設直流電源設備（3 系統目）による給電 タイムチャート
- 第 1.14.31 図 可搬型直流電源設備による給電（AM 用直流 125V 充電器盤からの受電） 概要図
- 第 1.14.32 図 可搬型直流電源設備による給電（電源車（荒浜側 緊急用 M/C 経由）による AM 用直流 125V 充電器盤受電の場合） タイムチャート
- 第 1.14.33 図 可搬型直流電源設備による給電（電源車（AM 用動力変圧器に接続）による AM 用直流 125V 充電器盤受電の場合） タイムチャート
- 第 1.14.34 図 可搬型直流電源設備による給電（電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）による AM 用直流 125V 充電器盤受電の場合） タイムチャート
- 第 1.14.37 図 AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A

受電 概要図

第 1.14.63 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

別表 1

変更前	変更後
第 1. 14. 27 ㊟	第 1. 14. 29 ㊟
第 1. 14. 28 ㊟	第 1. 14. 30 ㊟
第 1. 14. 29 ㊟	第 1. 14. 32 ㊟
第 1. 14. 30 ㊟	第 1. 14. 33 ㊟
第 1. 14. 31 ㊟	第 1. 14. 34 ㊟
第 1. 14. 32 ㊟	第 1. 14. 35 ㊟
第 1. 14. 33 ㊟	第 1. 14. 36 ㊟
第 1. 14. 34 ㊟	第 1. 14. 37 ㊟
第 1. 14. 35 ㊟	第 1. 14. 38 ㊟
第 1. 14. 36 ㊟	第 1. 14. 39 ㊟
第 1. 14. 37 ㊟	第 1. 14. 40 ㊟
第 1. 14. 38 ㊟	第 1. 14. 41 ㊟
第 1. 14. 39 ㊟	第 1. 14. 42 ㊟
第 1. 14. 40 ㊟	第 1. 14. 43 ㊟
第 1. 14. 41 ㊟	第 1. 14. 44 ㊟
第 1. 14. 42 ㊟	第 1. 14. 45 ㊟
第 1. 14. 43 ㊟	第 1. 14. 46 ㊟
第 1. 14. 44 ㊟	第 1. 14. 47 ㊟
第 1. 14. 45 ㊟	第 1. 14. 48 ㊟
第 1. 14. 46 ㊟	第 1. 14. 49 ㊟
第 1. 14. 47 ㊟	第 1. 14. 50 ㊟

変更前	変更後
第 1. 14. 48 ㊟	第 1. 14. 51 ㊟
第 1. 14. 49 ㊟	第 1. 14. 52 ㊟
第 1. 14. 50 ㊟	第 1. 14. 53 ㊟
第 1. 14. 51 ㊟	第 1. 14. 54 ㊟
第 1. 14. 52 ㊟	第 1. 14. 55 ㊟
第 1. 14. 53 ㊟	第 1. 14. 56 ㊟
第 1. 14. 54 ㊟	第 1. 14. 57 ㊟
第 1. 14. 55 ㊟	第 1. 14. 58 ㊟
第 1. 14. 56 ㊟	第 1. 14. 59 ㊟
第 1. 14. 57 ㊟	第 1. 14. 60 ㊟
第 1. 14. 58 ㊟	第 1. 14. 61 ㊟
第 1. 14. 59 ㊟	第 1. 14. 62 ㊟
第 1. 14. 60 ㊟	第 1. 14. 63 ㊟

#### 1.14.1 対応手段と設備の選定

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

##### b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備

##### (a) 代替直流電源設備による給電

代替直流電源設備による給電の記述のうち、「iii」を「iv」とし、「ii」を「iii」とし、「ii」及び「iii」を以下のとおり変更又は追加する。

##### ii. 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電

非常用交流電源設備の故障時において、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による給電を開始するまでの間、常設代替直流電源設備の蓄電池の枯渇により直流設備へ給電できない場合は、所内常設直流電源設備（3系統目）により24時間にわたり直流設備へ給電する手段がある。

所内常設直流電源設備（3系統目）による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.3図及び第1.14.4図に示す。

- ・ 直流 125V 蓄電池（3系統目）
- ・ 直流 125V 蓄電池（3系統目）～直流母線電路

##### iii. 可搬型直流電源設備による給電

非常用交流電源設備の故障、所内蓄電式直流電源設備及び所内常設直流電源設備（3系統目）の蓄電池の枯渇により直流設備への給電ができない場合は、電源車、代替

所内電気設備及び AM 用直流 125V 充電器を組み合わせた可搬型直流電源設備により直流設備へ給電する手段がある。

可搬型直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1.14.2 図，第 1.14.3 図及び第 1.14.4 図に示す。

- ・電源車
- ・AM 用直流 125V 充電器
- ・電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用直流 125V 充電器～直流母線電路
- ・電源車～AM 用動力変圧器～AM 用直流 125V 充電器～直流母線電路
- ・電源車～荒浜側緊急用高圧母線～AM 用直流 125V 充電器～直流母線電路
- ・軽油タンク
- ・軽油タンク出口ノズル・弁
- ・ホース
- ・タンクローリ（4kL）

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

所内蓄電式直流電源設備による給電で使用する設備のうち，直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2，AM 用直流 125V 蓄電池，直流 125V 充電器 A，直流 125V 充電器 A-2，AM 用直流 125V 充電器，直流 125V 蓄電池及び充電器 A～直流母線電路，直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2～直流母線電路



及び AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器～直流母線電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

常設代替直流電源設備による給電で使用する設備のうち，AM 用直流 125V 蓄電池，AM 用直流 125V 充電器及び AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器～直流母線電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

所内常設直流電源設備（3 系統目）による給電で使用する設備のうち，直流 125V 蓄電池（3 系統目）及び直流 125V 蓄電池（3 系統目）～直流母線電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型直流電源設備による給電で使用する設備のうち，電源車，AM 用直流 125V 充電器，電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用直流 125V 充電器～直流母線電路，電源車～AM 用動力変圧器～AM 用直流 125V 充電器～直流母線電路，軽油タンク，軽油タンク出口ノズル・弁，ホース及びタンクローリ（4kL）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。

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の故障で直流電源が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

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。

- ・ 電源車（荒浜側緊急用高圧母線に接続する場合）

容量が小さく，電路の耐震性は確保されていないが，建屋近傍以外の箇所に電源車を接続して直流電源を確保する手段として有効である。

- ・ 直流給電車

給電開始までに時間を要するが，給電が可能であれば重大事故等の対処に必要な直流電源を確保するための手段として有効である。

- ・ 号炉間連絡ケーブル

号炉間融通によって確保できる電源の容量は小さく，使用用途及び使用条件が限定されるが，直流電源の喪失が原因で非常用ディーゼル発電機を起動することができない場合において，非常用ディーゼル発電機の起動のために必要な直流電源（制御電源）を確保するための手段として有効である。

## 1.14.2 重大事故等時の手順

### 1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順

#### (1) 代替直流電源設備による給電

代替直流電源設備による給電の記述のうち、「c.」を「d.」とし、「b.」を「c.」とし、「b.」及び「c.」を以下のとおり変更又は追加する。

#### b. 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時、AM用直流125V蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合に、直流125V蓄電池（3系統目）による給電に切り替え、24時間以上にわたり直流電源を必要な機器へ給電する。

##### (a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後、AM用直流125V蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合。

##### (b) 操作手順

所内常設直流電源設備（3系統目）による給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.5図及び第1.14.6図に、概要図を第1.14.27図に、タイムチャートを第1.14.28図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員にAM用直流125V蓄電池から直流125V蓄電池

(3 系統目) への切替えを指示する。

②中央制御室運転員 A 及び B は，AM 用直流 125V 蓄電池から直流 125V 蓄電池（3 系統目）への切替え操作を実施し，中央制御室の直流 125V 充電器盤（3 系統目）蓄電池電圧指示値が規定電圧であることを確認する。

③中央制御室運転員 A 及び B は，AM 用切替装置にて受電切替え操作を実施し，直流 125V 蓄電池（3 系統目）による給電に切替えが完了したことを当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから所内常設直流電源設備（3 系統目）による給電完了まで約 20 分で可能である。

c. 可搬型直流電源設備による給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に，所内蓄電式直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3 系統目）による給電ができない場合に，可搬型直流電源設備（電源車及び AM 用直流 125V 充電器）により直流電源を必要な機器に給電する。

可搬型直流電源設備による給電（電源車による AM 用 MCC 及び AM 用直流 125V 充電器盤への給電）の優先順位は以下のとおり。

1. 電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）
2. 電源車（AM 用動力変圧器に接続）
3. 電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）

また、上記給電を継続するために電源車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1.14.2.4 燃料の補給手順」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後、24 時間以内に第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車による給電操作が完了する見込みがない場合。

(b) 操作手順

可搬型直流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図及び第 1.14.6 図に、概要図を第 1.14.29 図から第 1.14.31 図に、タイムチャートを第 1.14.32 図から第 1.14.34 図に示す。

なお、電源車による AM 用 MCC 受電の操作手順については「1.14.2.3(1)a. 第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車による AM 用 MCC 受電」の操作手順と同様であるため、当該手順にて実施する。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に電源車による AM 用直流 125V 充電器盤への給電準備開始

を指示する。

- ②緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員に電源車による AM 用直流 125V 充電器盤への給電準備開始を指示する。
- ③運転員及び緊急時対策要員は、AM 用直流 125V 充電器盤の受電に先立ち、「1.14.2.3(1)a. 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル又は電源車による AM 用 MCC 受電」の操作手順にて AM 用 MCC の受電を実施する。
- ④現場運転員 C 及び D は、仮設ケーブル接続のため AM 用 MCC の負荷「AM 用直流 125V 充電器盤電源切替盤」の遮断器を「切」とする。
- ⑤緊急時対策要員は、AM 用直流 125V 充電器盤電源切替盤から D/G(A)/Z 排風機に仮設ケーブルを敷設する。
- ⑥緊急時対策要員は、AM 用直流 125V 充電器盤電源切替盤から D/G(A)/Z 排風機に仮設ケーブルを接続するとともに、絶縁抵抗測定により AM 用 MCC から D/G(A)/Z 排風機までの間の電路の健全性を確認し、仮設ケーブル接続完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑦現場運転員 C 及び D は、AM 用 MCC の負荷「AM 用直流 125V 充電器盤電源切替盤」の遮断器を「入」とした後、AM 用切替盤(DC)にて「AM 用発電機」及び「AM 用 MCC」の遮断器を「入」とし、D/G(A)/Z 排風機を起動し、AM 用直流 125V 蓄電池室が換気されたことを確認する。

- ⑧現場運転員 C 及び D は、AM 用直流 125V 充電器盤にて充電器運転開閉器を「切」操作し、「MCC C 系」から「AM 用 MCC」へ受電切替えを実施する。
- ⑨当直副長は、運転員に AM 用 MCC から AM 用直流 125V 充電器盤への給電開始を指示する。
- ⑩現場運転員 C 及び D は、AM 用直流 125V 充電器盤の充電器運転開閉器を「入」操作し、原子炉建屋地上 4 階北側通路（非管理区域）の AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認する。
- ⑪中央制御室運転員 A 及び B は、AM 用直流 125V 充電器盤受電前に、「1.14.2.2 (1)b. 所内常設直流電源設備（3 系統目）による給電」を実施していた場合は、AM 用直流 125V 充電器盤による給電に切り替える。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）、現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

優先 1 の電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による AM 用直流 125V 充電器盤の受電及び必要な機器への給電完了まで約 240 分で可能である。

優先 2 の電源車（AM 用動力変圧器に接続）による AM 用直流 125V 充電器盤の受電及び必要な機器への給電完了まで約 460 分で可能である。

優先 3 の電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）による AM 用直流 125V 充電器盤の受電及び必要な機器への給電完了まで約 415 分で可能である。

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。

#### 1.14.2.7 重大事故等時の対応手段の選択

##### (2) 代替電源（直流）による対応手段

全交流動力電源喪失時、直流母線への給電ができない場合の対応手段として、所内蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3 系統目）、可搬型直流電源設備及び直流給電車がある。

原子炉圧力容器への注水で用いる原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系、発電用原子炉の減圧で用いる自動減圧系、原子炉格納容器内の減圧及び除熱で用いる格納容器圧力逃がし装置への給電が主な目的となる。短時間で給電が可能であり、長期間にわたる運転を期待できる手段から優先して準備する。

全交流動力電源の喪失により直流 125V 充電器 A を経由した直流 125V 主母線盤 A への給電ができない場合は、代替交流電源設備による給電を開始するまでの間、直流 125V 蓄電池 A 及び直流 125V 蓄電池 A-2 にて 19 時間、AM 用直流 125V 蓄電池を組み合わせることで合計 24 時間にわたり原子炉隔離時冷却系の運転及び自動減圧系の作動等に必要な直流電源の供給を行う。なお、蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合は、経過時間によらず、蓄電池の切替えを実施する。



AM用直流 125V 蓄電池の電圧が枯渇等により放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合は、直流 125V 蓄電池（3 系統目）から高圧代替注水系の運転等に必要な直流電源の供給を行う。

全交流動力電源喪失後、24 時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合は、可搬型直流電源設備又は直流給電車を用いて直流母線へ給電するが、短時間で給電が可能な可搬型直流電源設備を優先して準備する。

代替交流電源設備により交流電源が復旧した場合は、直流 125V 充電器盤 A を受電して直流電源の機能を回復させる。

全交流動力電源の喪失により直流 125V 充電器 B を経由した直流 125V 主母線盤 B への給電ができない場合は、代替交流電源設備による給電を開始するまでの間、直流 125V 蓄電池 B により自動減圧系の作動等に必要な直流電源の供給を行う。直流 125V 蓄電池 B が枯渇した場合は、遮断器の制御電源が喪失しているため、遮断器を手動で投入してから代替交流電源設備により交流電源を復旧し、直流 125V 充電器盤 B を受電して直流電源の機能を回復させる。

「第 1.14.1 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」の記述のうち、「対応手段，対処設備，手順書一覧（3/4）」及び「対応手段，対処設備，手順書一覧（4/4）」を次のとおり変更する。

第 1.14.1 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 (3/4)

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	手順書	
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)	号炉間電力融通電気設備による給電	号炉間電力融通ケーブル(常設)	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(微候ベース) 事故時運転操作手順書(停止時微候ベース) AM設備別操作手順書 「他号炉 D/G による M/C C・D への回路構成(号炉間電力融通ケーブル使用)」 「DG(A)(B)による他号炉への電力融通」 多様なハザード対応手順 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」
			号炉間電力融通ケーブル(可搬型)		
			号炉間電力融通ケーブル(常設)～非常用高圧母線 C 系及び D 系回路		
			号炉間電力融通ケーブル(可搬型)～非常用高圧母線 C 系及び D 系回路		
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (蓄電池枯渇)	所内蓄電式直流電源設備による給電	直流 125V 蓄電池 A ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書(停止時微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM設備別操作手順書 「直流 125V 蓄電池切替(A, A-2, AM用)」 「直流 125V 充電器盤 A 受電」 「直流 125V 充電器盤 B 受電」 「直流 125V 充電器盤 A-2 受電」 「AM用直流 125V 充電器盤受電」 「中操監視計器類復旧(C系)」 「中操監視計器類復旧(D系)」
			直流 125V 蓄電池 A-2		
			AM用直流 125V 蓄電池		
			直流 125V 充電器 A		
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (常設直流電源系統喪失)	常設代替直流電源設備による給電	直流 125V 充電器 A-2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書(停止時微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM設備別操作手順書 「AM用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電」
			AM用直流 125V 充電器		
			直流 125V 蓄電池及び充電器 A～直流母線回路		
			直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2～直流母線回路		
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (常設直流電源系統喪失)	所内常設直流電源設備(3系統目)による給電	AM用直流 125V 蓄電池	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書(停止時微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM設備別操作手順書 「直流 125V 蓄電池(3系統目)による HPAC MCC 受電」
			AM用直流 125V 充電器		
			AM用直流 125V 蓄電池及び充電器～直流母線回路		
			AM用直流 125V 蓄電池(3系統目)～直流母線回路		
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (蓄電池枯渇)	可搬型直流電源設備による給電	電源車	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書(停止時微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM設備別操作手順書 「緊急用 M/C から AM MCC への回路構成」 「電源車(AM用動力変圧器)による AM MCC への回路構成」 「電源車(緊急用電源切替箱 A 経由)による AM MCC への回路構成」 「AM用 MCC 受電」 「AM用直流 125V 充電器盤受電」
			AM用直流 125V 充電器		
			電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM用直流 125V 充電器～直流母線回路	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による給電(緊急用電源切替箱 A 接続)」 「電源車による給電(AM用動力変圧器接続)」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
			電源車～AM用動力変圧器～AM用直流 125V 充電器～直流母線回路		
軽油タンク					
軽油タンク出口ノズル・弁					
ホース					
タンクローリ(4kL)					
電源車～荒浜側緊急用高圧母線～AM用直流 125V 充電器～直流母線回路					

※1: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。  
 ※2:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は, 運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4/4）

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	手順書
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （蓄電池枯渇）	直流給電車による給電	直流給電車 電源車 電源車～直流給電車～直流母線回路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ（4kL）	自主対策設備 事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電」 多様なハザード対応手順 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （蓄電池枯渇）	号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	号炉間連絡ケーブル	自主対策設備 事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備	代替所内電気設備による給電	緊急用断路器 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 AM 用動力変圧器 AM 用 MCC AM 用切替盤 AM 用操作盤 非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「第一ガスタービン発電機起動」 「第一 GTG から AM 用 MCC への回路構成」 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への回路構成」 「大湊側緊急用 M/C から AM 用 MCC への回路構成」 「他号炉 D/G による AM 用 MCC への回路構成（号炉間電力融通ケーブル使用）」 「DG (A) (B) による他号炉への電力融通」 「電源車（AM 用動力変圧器）による AM 用 MCC への回路構成」
			荒浜側緊急用高圧母線 大湊側緊急用高圧母線	自主対策設備 「電源車（緊急用電源切替箱 A 経由）による AM 用 MCC への回路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による給電（AM 用動力変圧器接続）」 「電源車による給電（緊急用電源切替箱 A 接続）」
燃料の補給	-	燃料補給設備による給油	軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ（4kL）	重大事故等対処設備 多様なハザード対応手順 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」

※1: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。

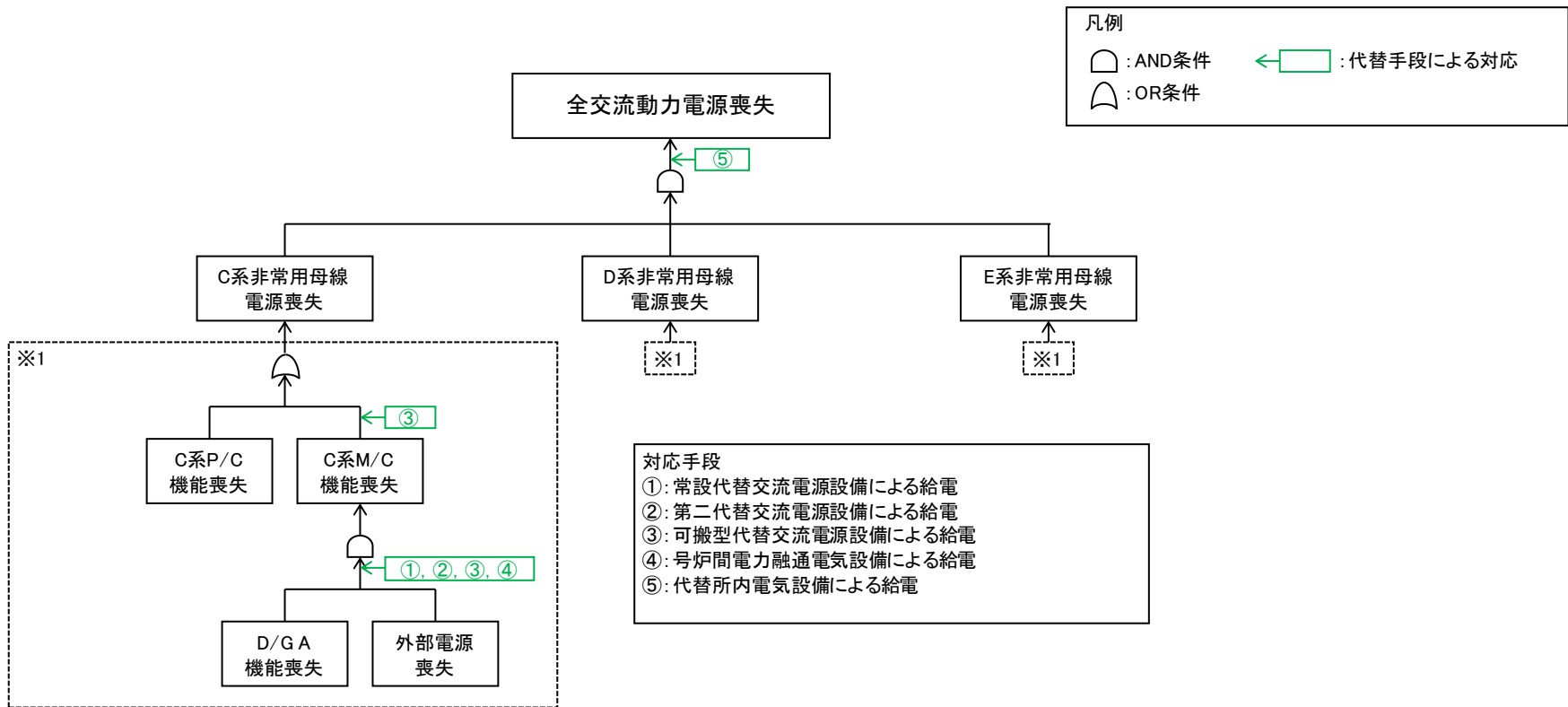
※2:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は，運転員による操作は不要である。

「第 1.14.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」の記述のうち、「監視計器一覧 (4/8)」を次のとおり変更する。

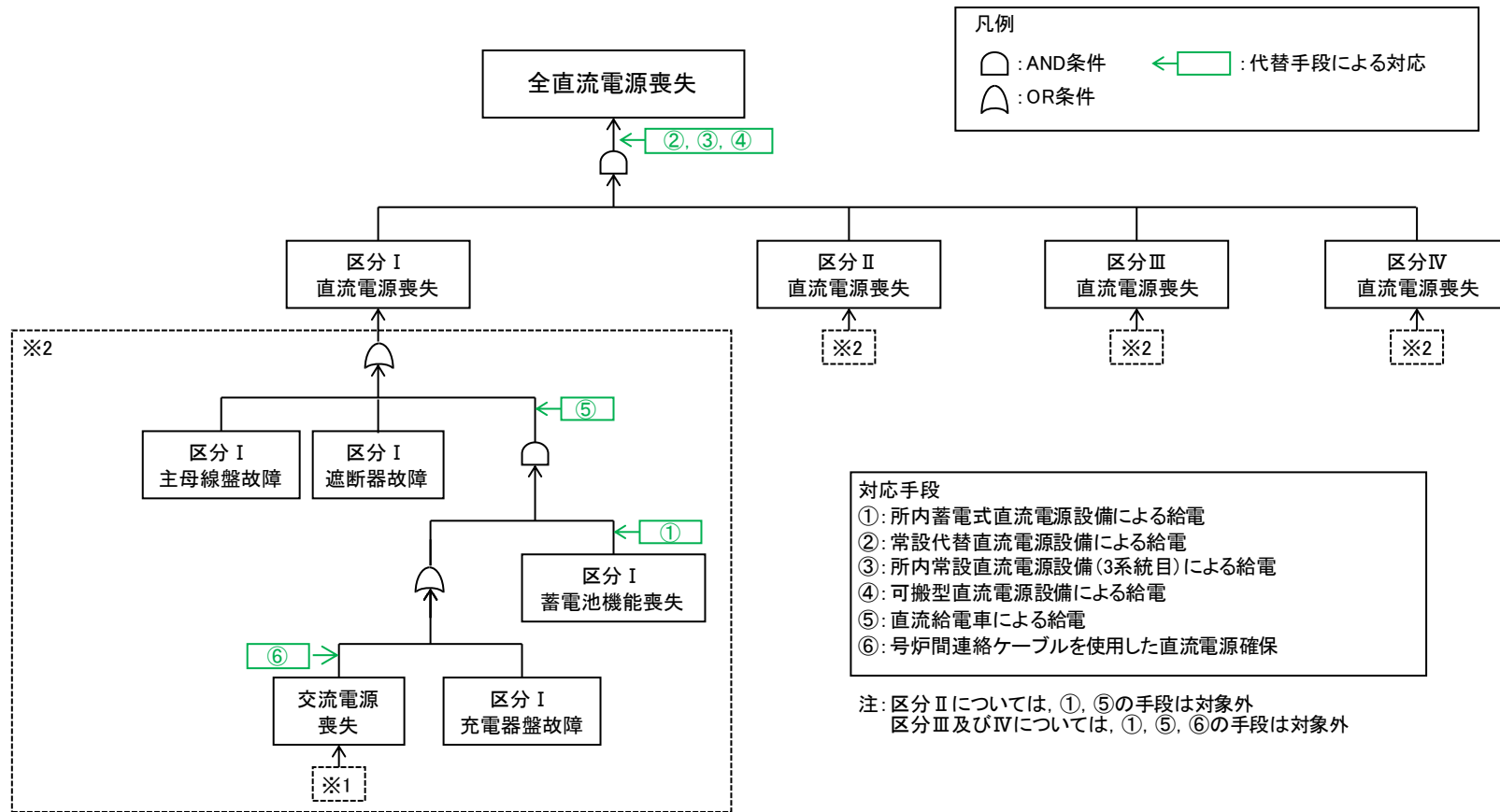
## 第 1.14.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

### 監視計器一覧 (4/8)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順 (1) 代替直流電源設備による給電			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「AM 直流 125V 充電器盤受電」	判断基準	電源	P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧
	操作	電源	AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「中操監視計器類復旧 (C 系)」 「中操監視計器類復旧 (D 系)」	判断基準	電源	P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧
	操作	-	-
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流 125V 蓄電池 (3 系統目) による HPAC MCC 受電」	判断基準	電源	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧
	操作	電源	直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池電圧
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「電源車 (AM 用動力変圧器) による AM 用 MCC への電路構成」 「電源車 (緊急用電源切替箱 A 経由) による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 「AM 用直流 125V 充電器盤受電」  多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による給電 (緊急用電源切替箱 A 接続)」 「電源車による給電 (AM 用動力変圧器接続)」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧
	操作	電源車運転監視	電源車電圧 電源車周波数
	操作	電源	AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電」  多様なハザード対応手順 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 電源車電圧
	操作	直流給電車運転監視	直流給電車電圧
	操作	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧

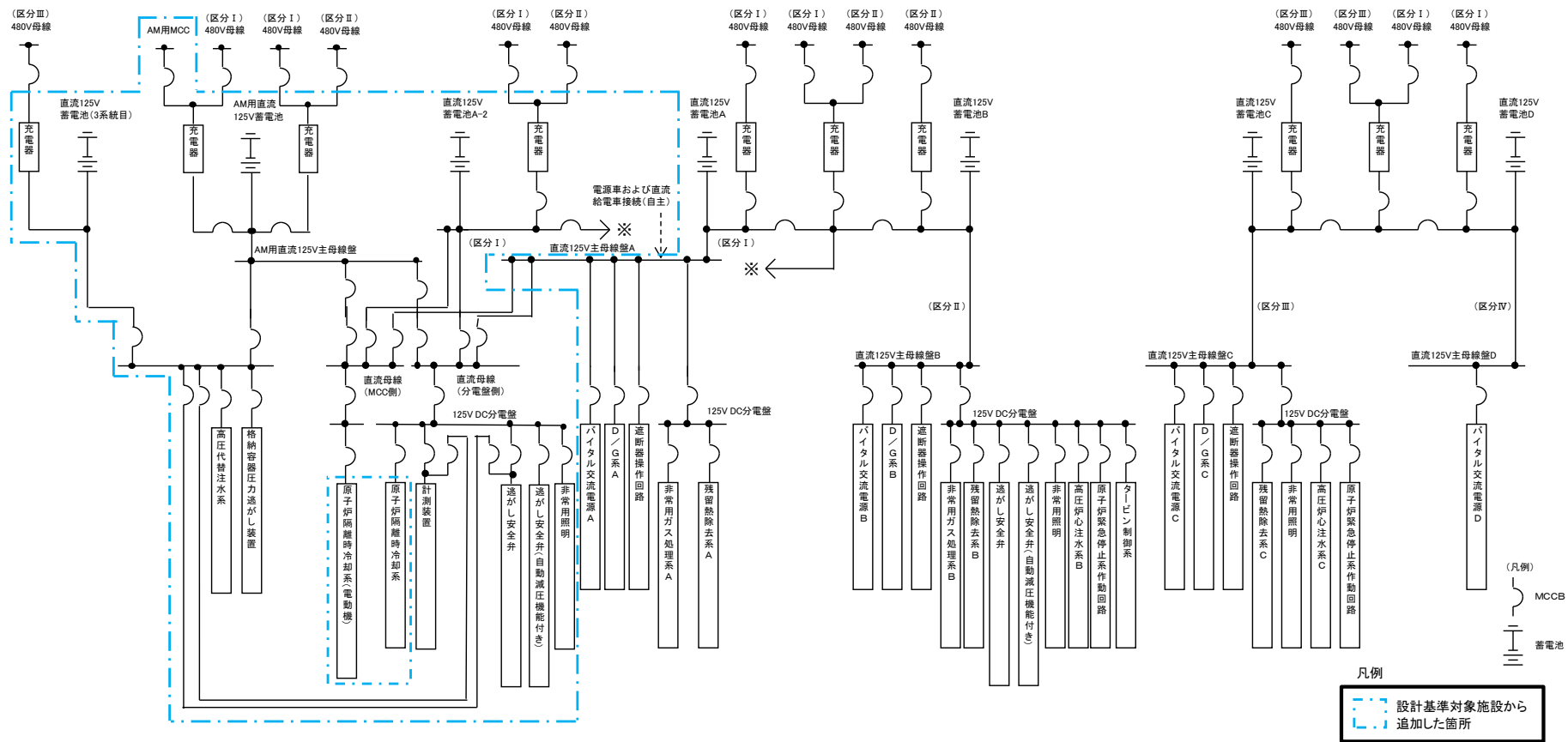


第 1.14.1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)

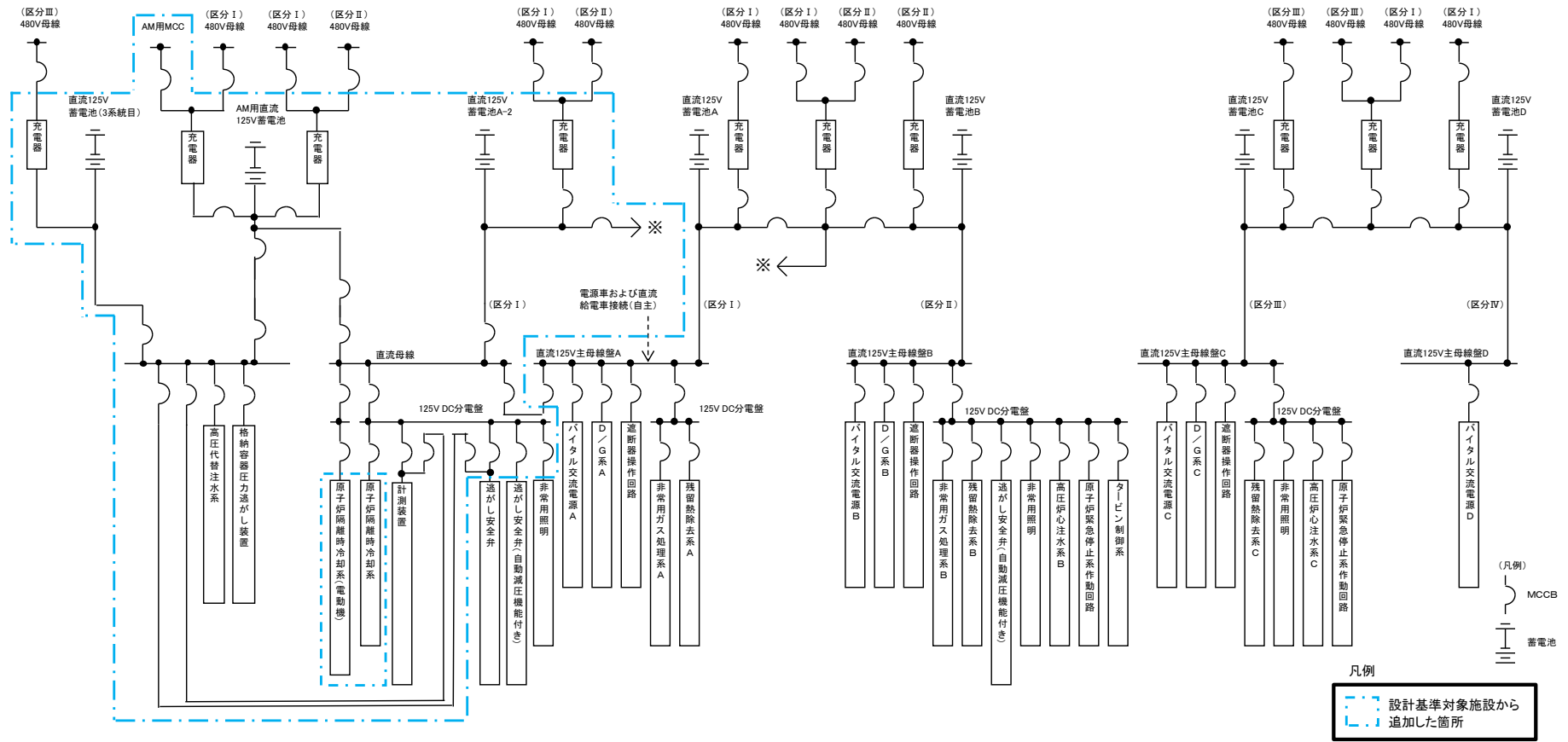


第 1.14.1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)

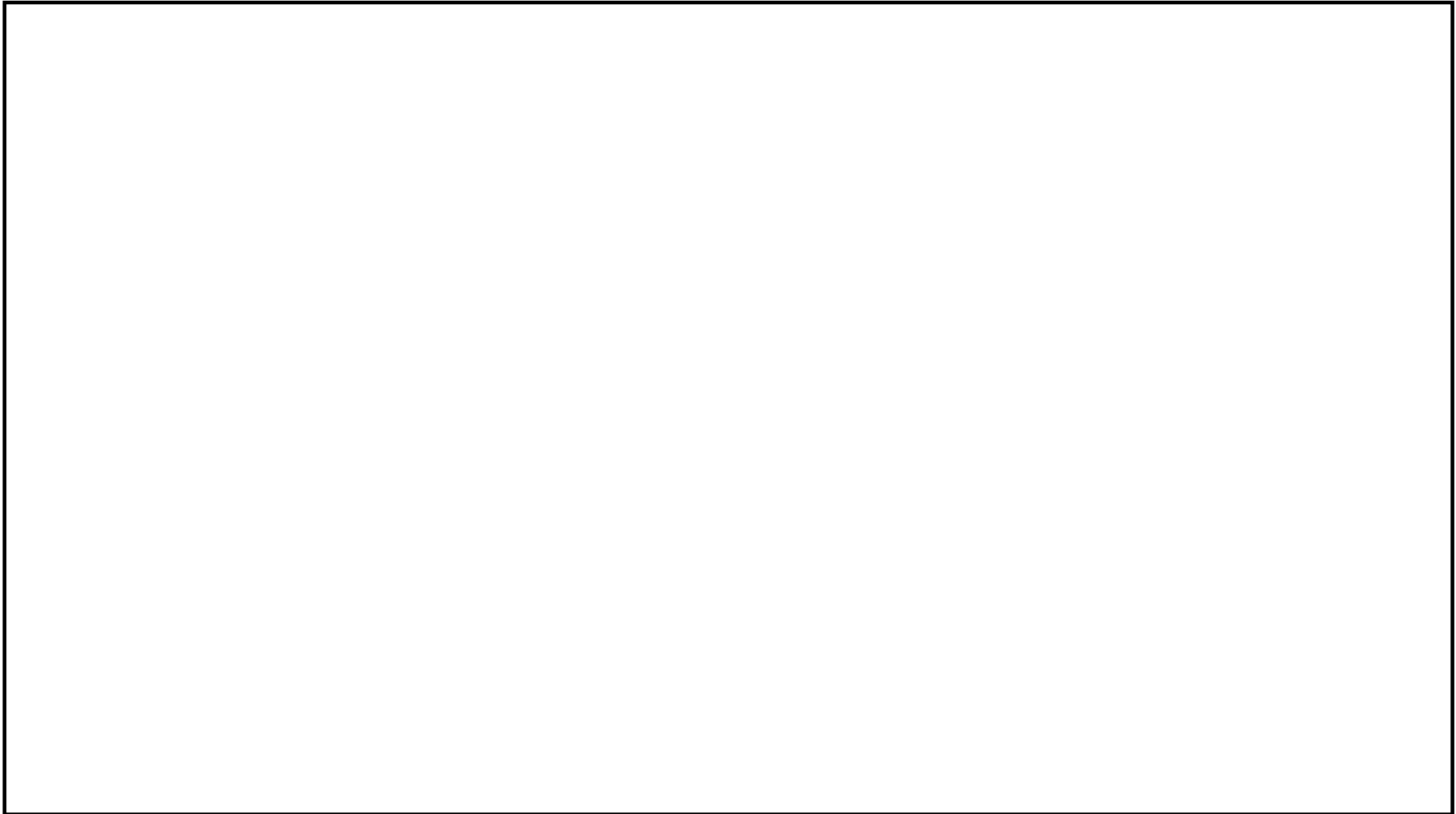




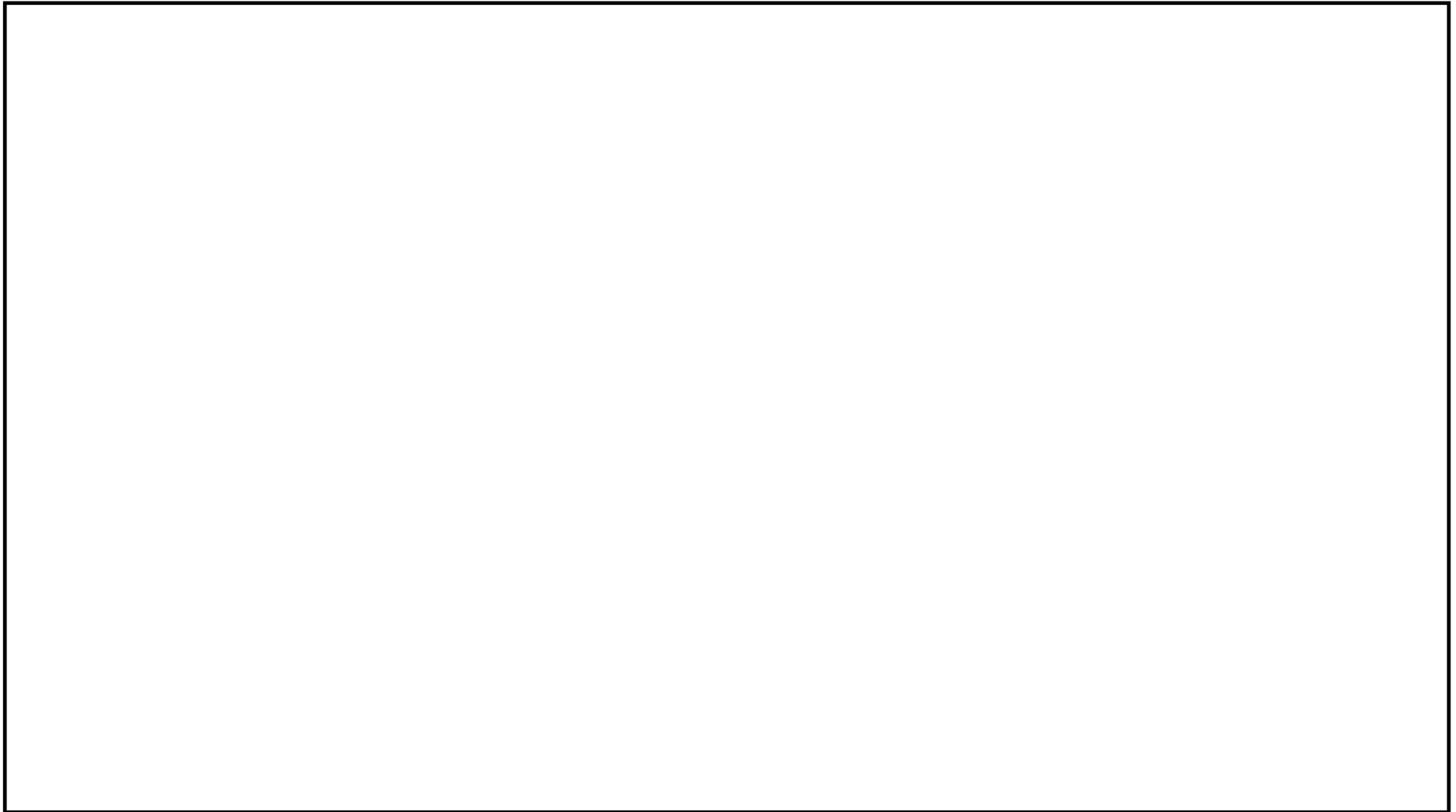
第 1.14.3 図 直流電源単線結線図 (6号炉)



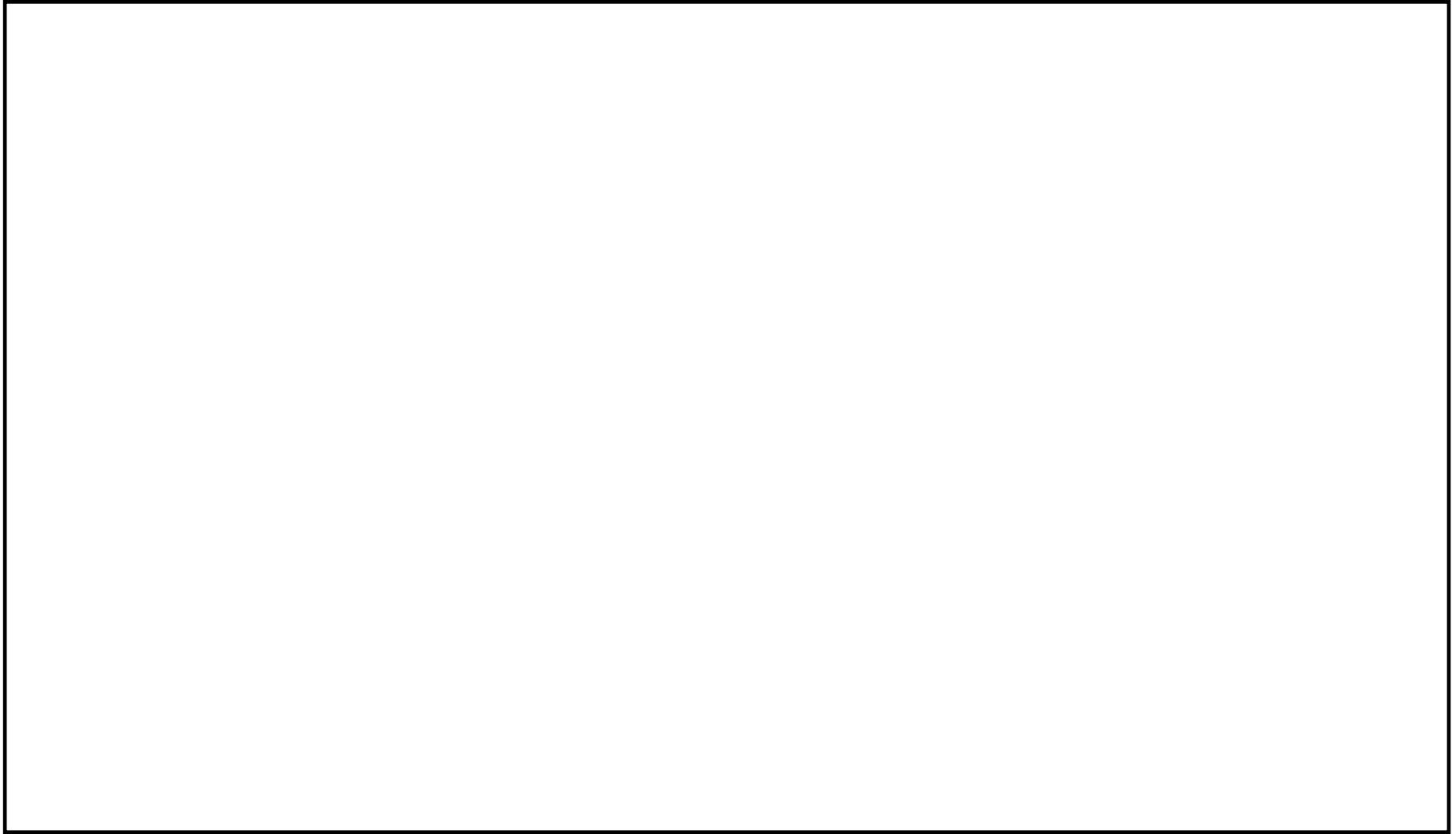
第 1.14.4 図 直流電源単線結線図（7号炉）



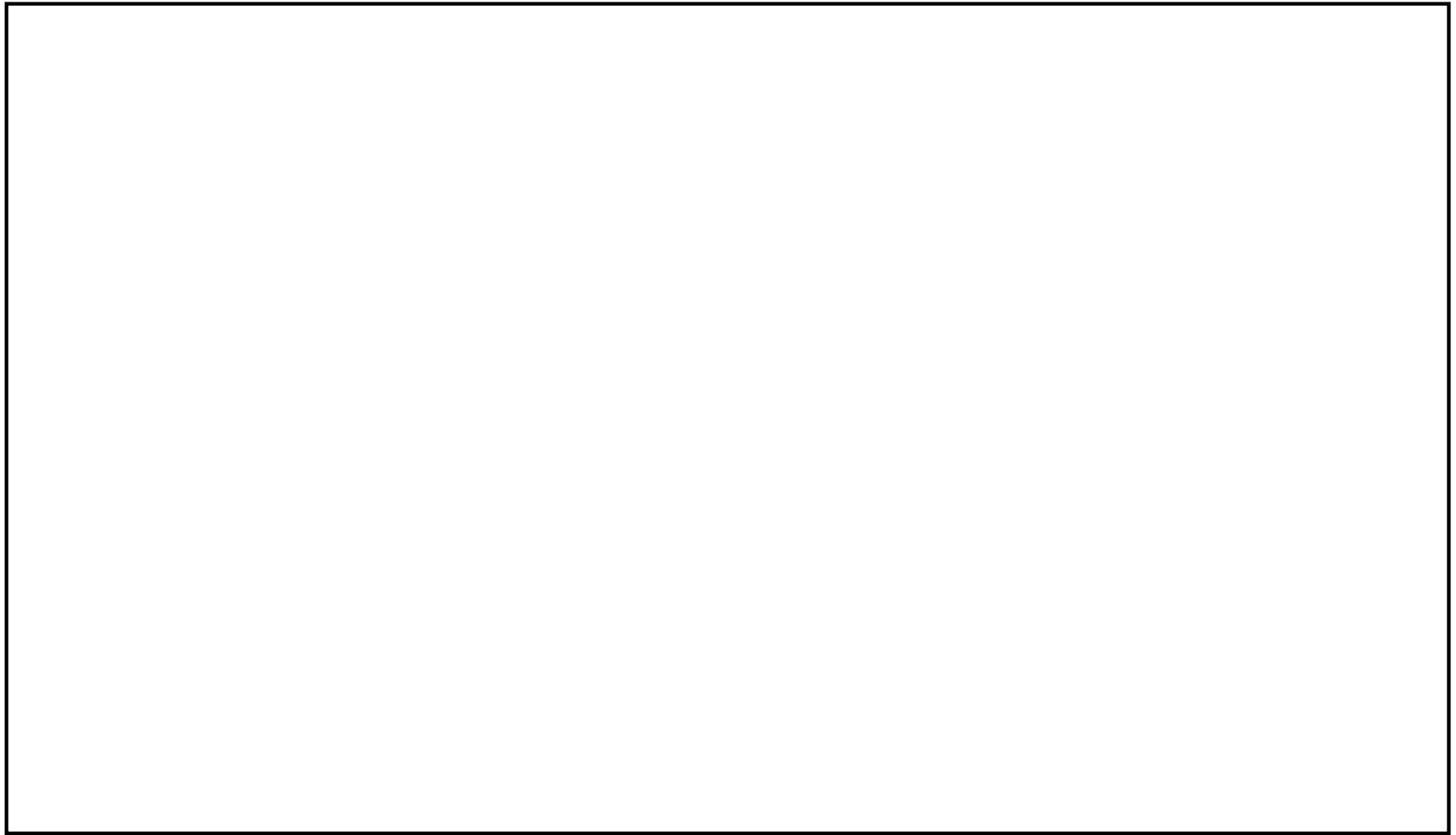
第 1.14.5 図 EOP「交流/直流電源供給回復」における対応フロー (1/2)



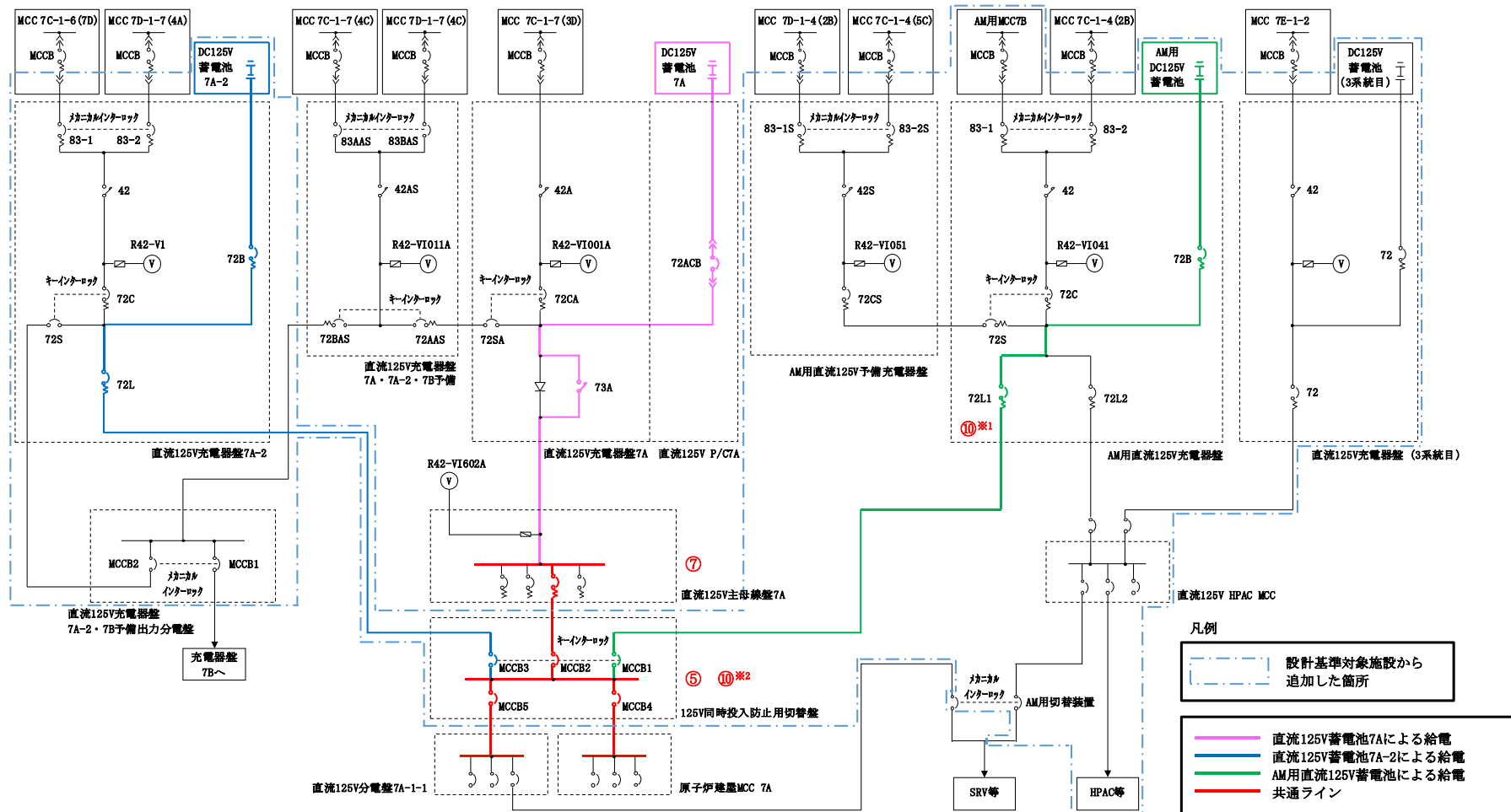
第 1.14.5 図 EOP「交流/直流電源供給回復」における対応フロー (2/2)



第 1.14.6 図 停止時 EOP「交流/直流電源供給回復」における対応フロー (1/2)

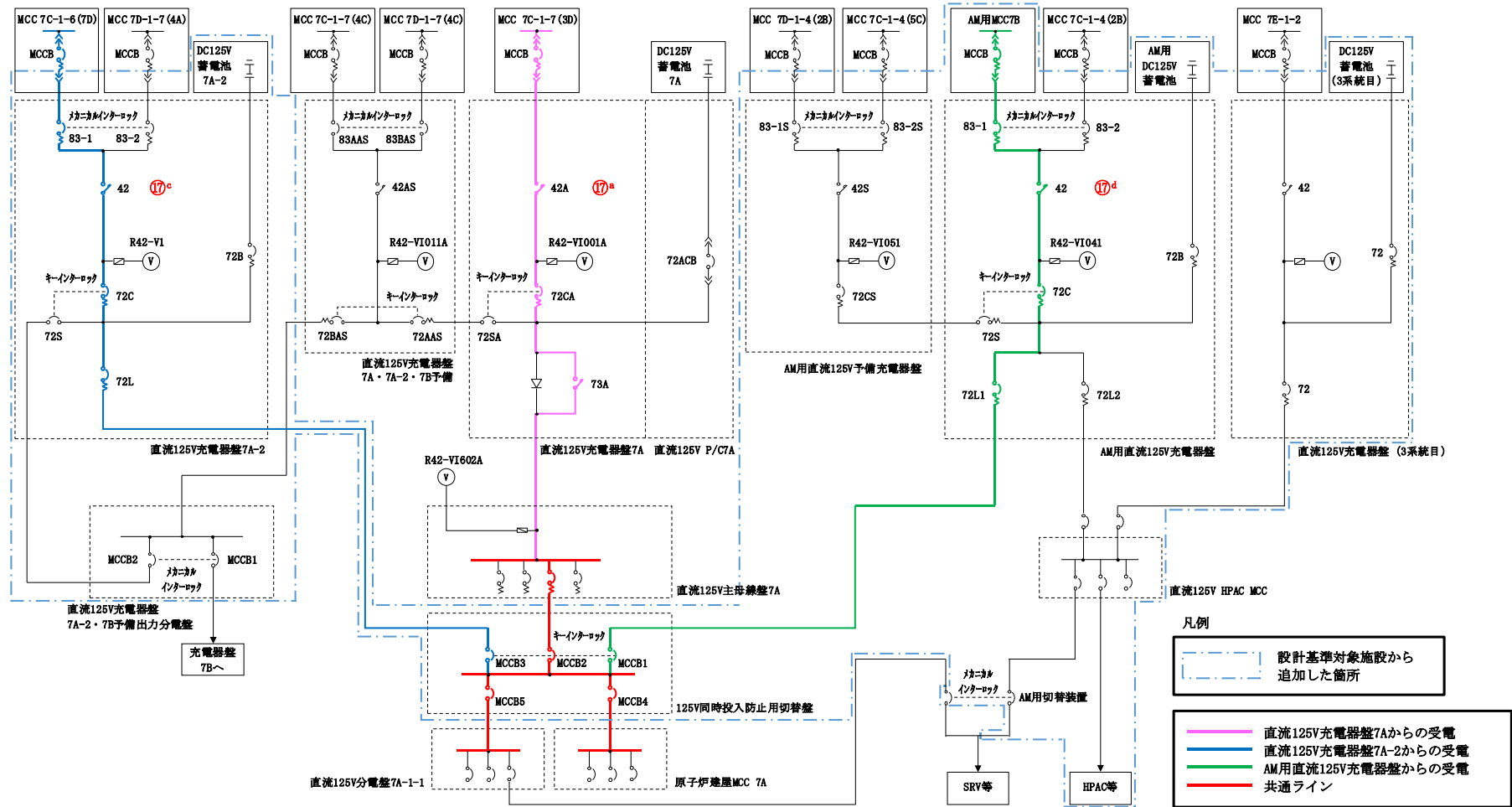


第 1.14.6 図 停止時 EOP「交流/直流電源供給回復」における対応フロー (2/2)



第 1.14.17 図 所内蓄電式直流電源設備による給電

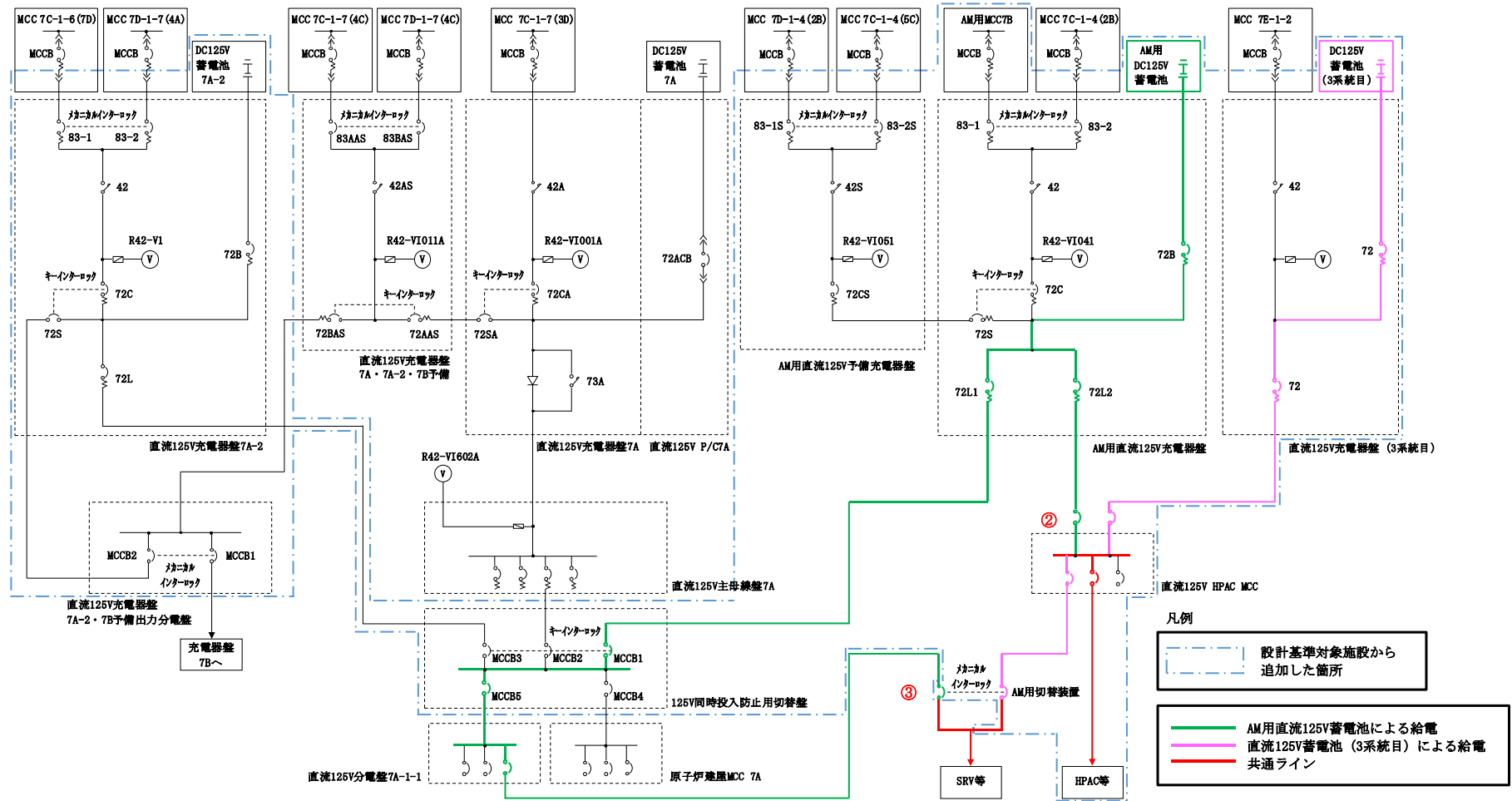
(直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2, AM用直流 125V 蓄電池切替え) 概要図



第 1.14.18 図 所内蓄電式直流電源設備による給電

(直流 125V 充電器盤 A, 直流 125V 充電器盤 A-2, AM 用直流 125V 充電器盤受電) 概要図

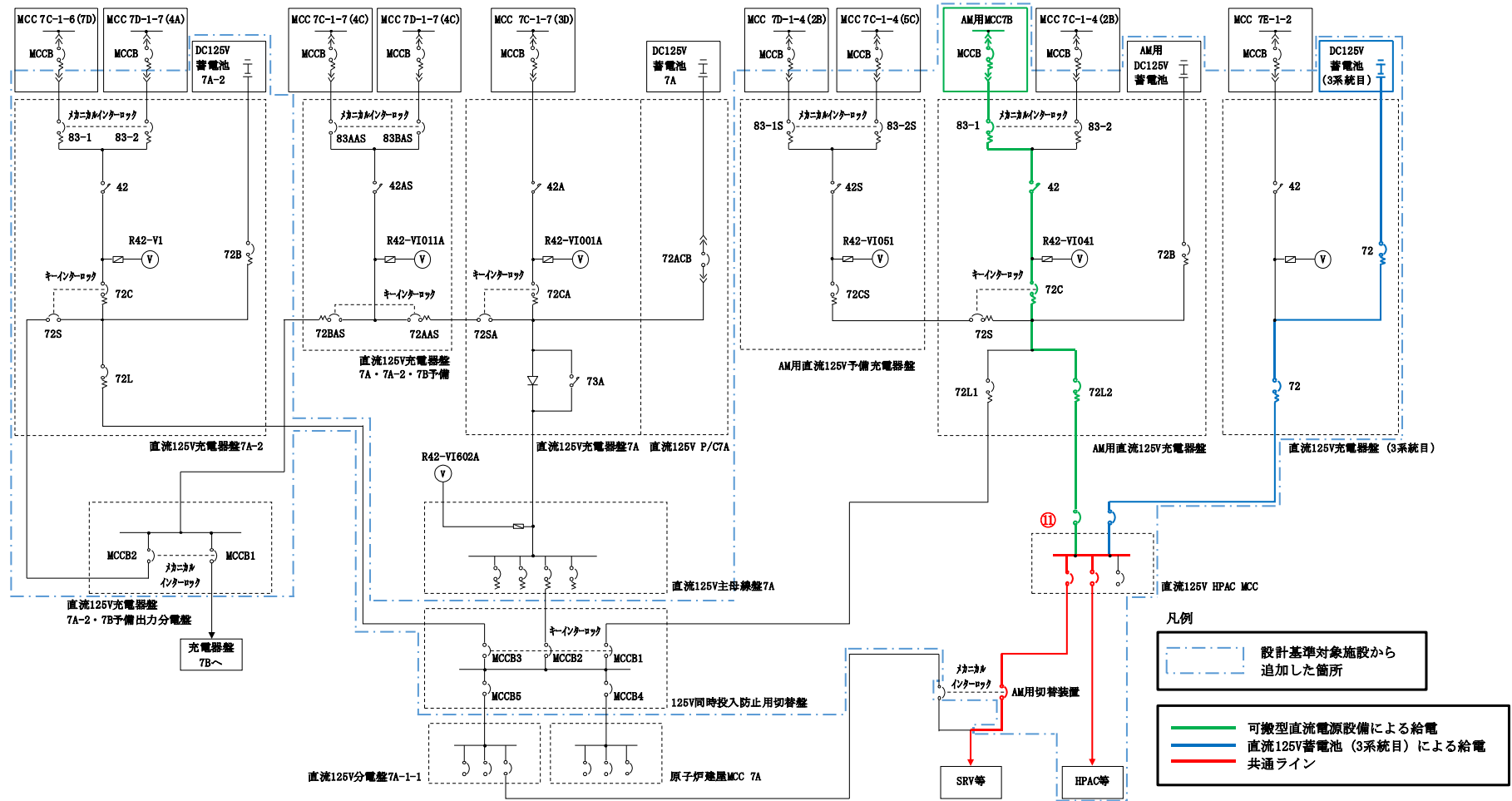




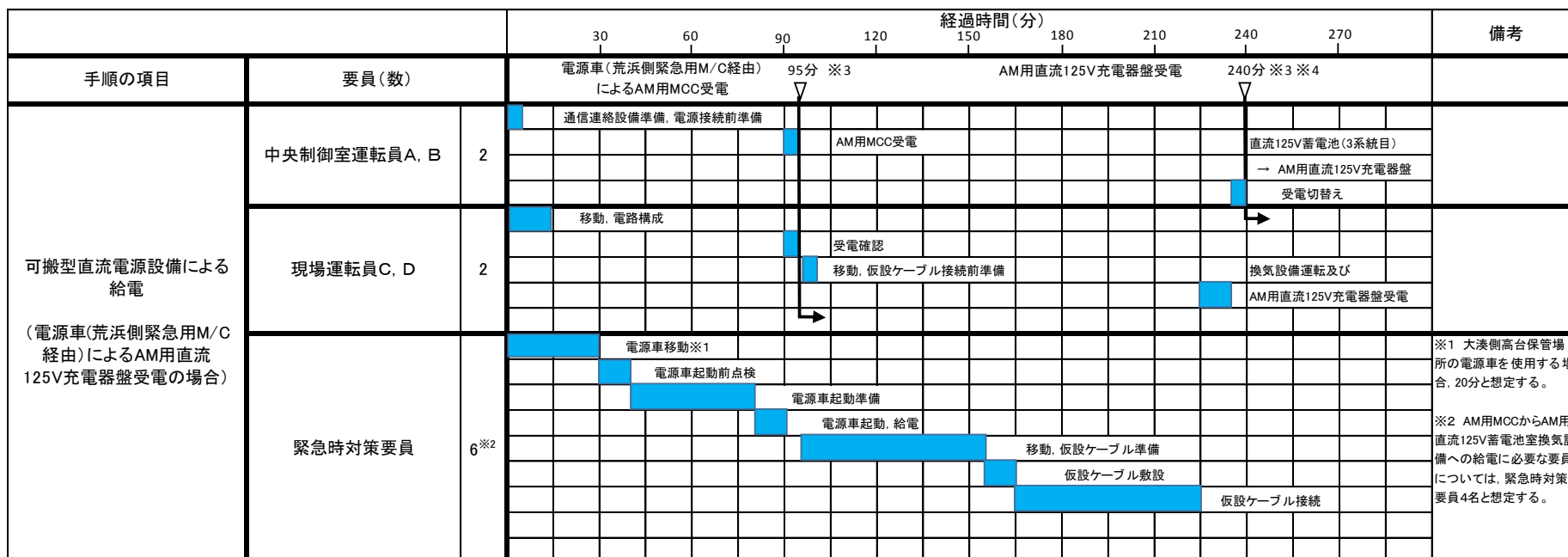
第 1.14.27 図 所内常設直流電源設備 (3 系統目) による給電 概要図

		経過時間(分)											備考			
		10	20	30	40	50	60	70								
手順の項目	要員(数)	20分 AM用直流125V蓄電池から直流125V蓄電池(3系統目)への切替 ▽														
所内常設直流電源設備 (3系統目)による給電	中央制御室運転員 A, B	2	電源確認													
			AM用直流125V蓄電池 → 直流125V蓄電池(3系統目) 受電切替え													
			AM用切替装置 受電切替え													
			→													

第 1.14.28 図 所内常設直流電源設備 (3 系統目) による給電 タイムチャート



第 1.14.31 図 可搬型直流電源設備による給電 (AM用直流 125V 充電器盤からの受電) 概要図



※3 大湊側高台保管場所の電源車を使用する場合は、電源車による給電開始まで約80分、AM用MCC受電完了まで約85分、AM用直流125V充電器盤受電完了まで約230分(直流125V蓄電池(3系統目)からの受電切替えを実施しない場合は約225分)で可能である。

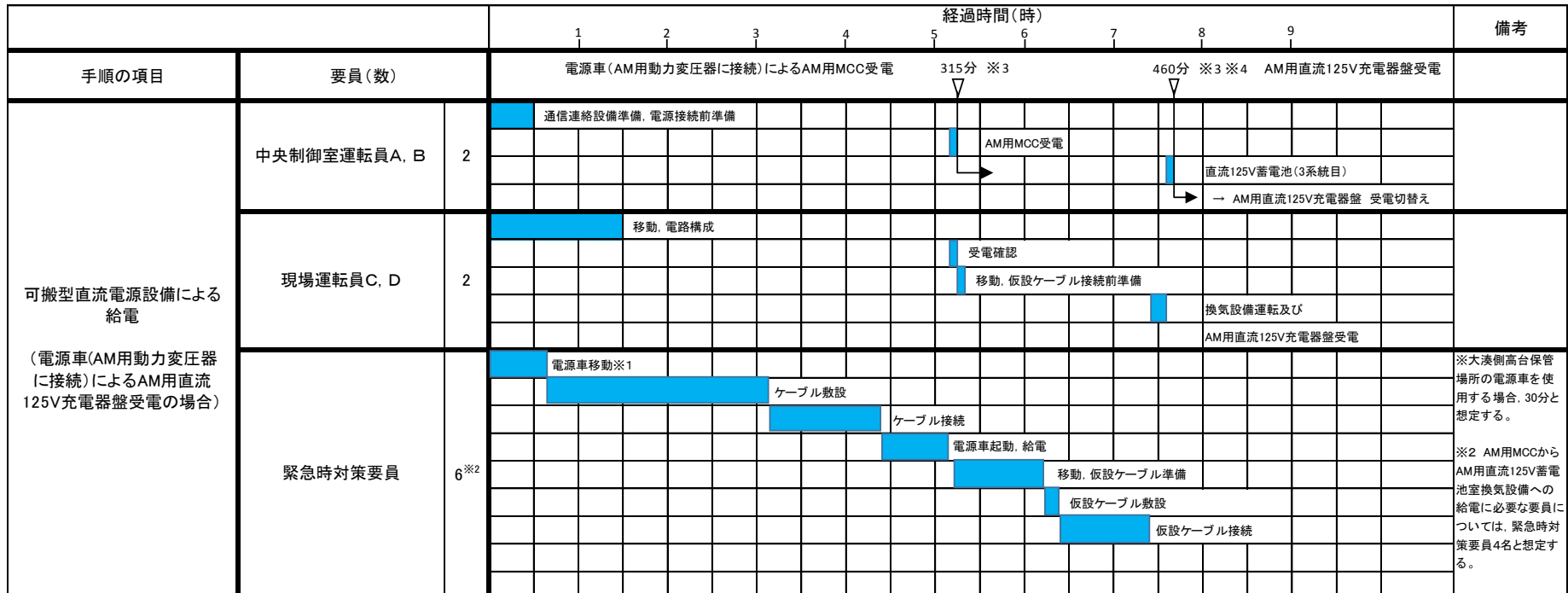
※4 直流125V蓄電池(3系統目)からの受電切替えを実施しない場合は、AM用直流125V充電器盤受電完了まで約235分で可能である。

### 第 1.14.32 図 可搬型直流電源設備による給電

(電源車(荒浜側緊急用M/C経由)によるAM用直流125V充電器盤受電の場合)

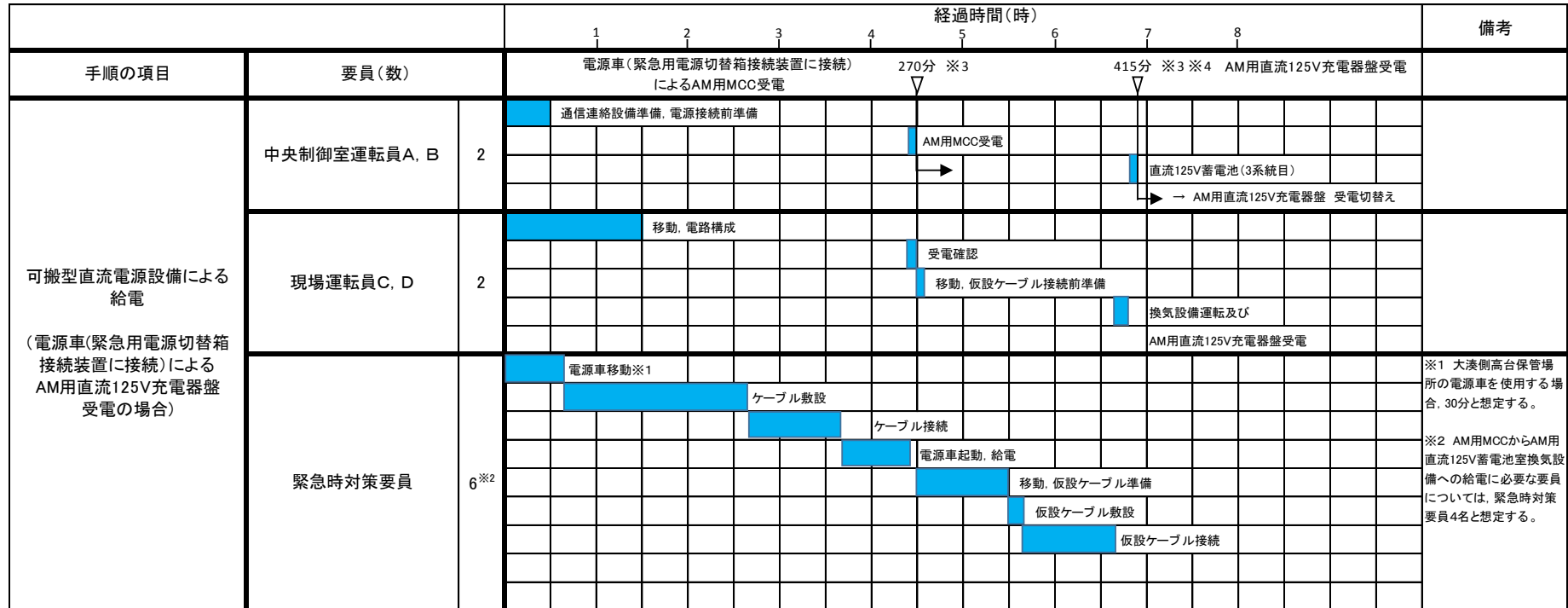
タイムチャート

※1 大湊側高台保管場所の電源車を使用する場合は、20分と想定する。  
※2 AM用MCCからAM用直流125V蓄電池室換気設備への給電に必要な要員については、緊急時対策要員4名と想定する。



※3 大湊側高台保管場所の電源車を使用する場合は、電源車による給電開始まで約300分、AM用MCC受電完了まで約305分、AM用直流125V充電器盤受電完了まで約450分(直流125V蓄電池(3系統目)からの受電切替えを実施しない場合は約445分)で可能である。  
 ※4 直流125V蓄電池(3系統目)からの受電切替えを実施しない場合は、AM用直流125V充電器盤受電完了まで約455分で可能である。

第 1.14.33 図 可搬型直流電源設備による給電  
 (電源車 (AM 用動力変圧器に接続) による AM 用直流 125V 充電器盤受電の場合)  
 タイムチャート



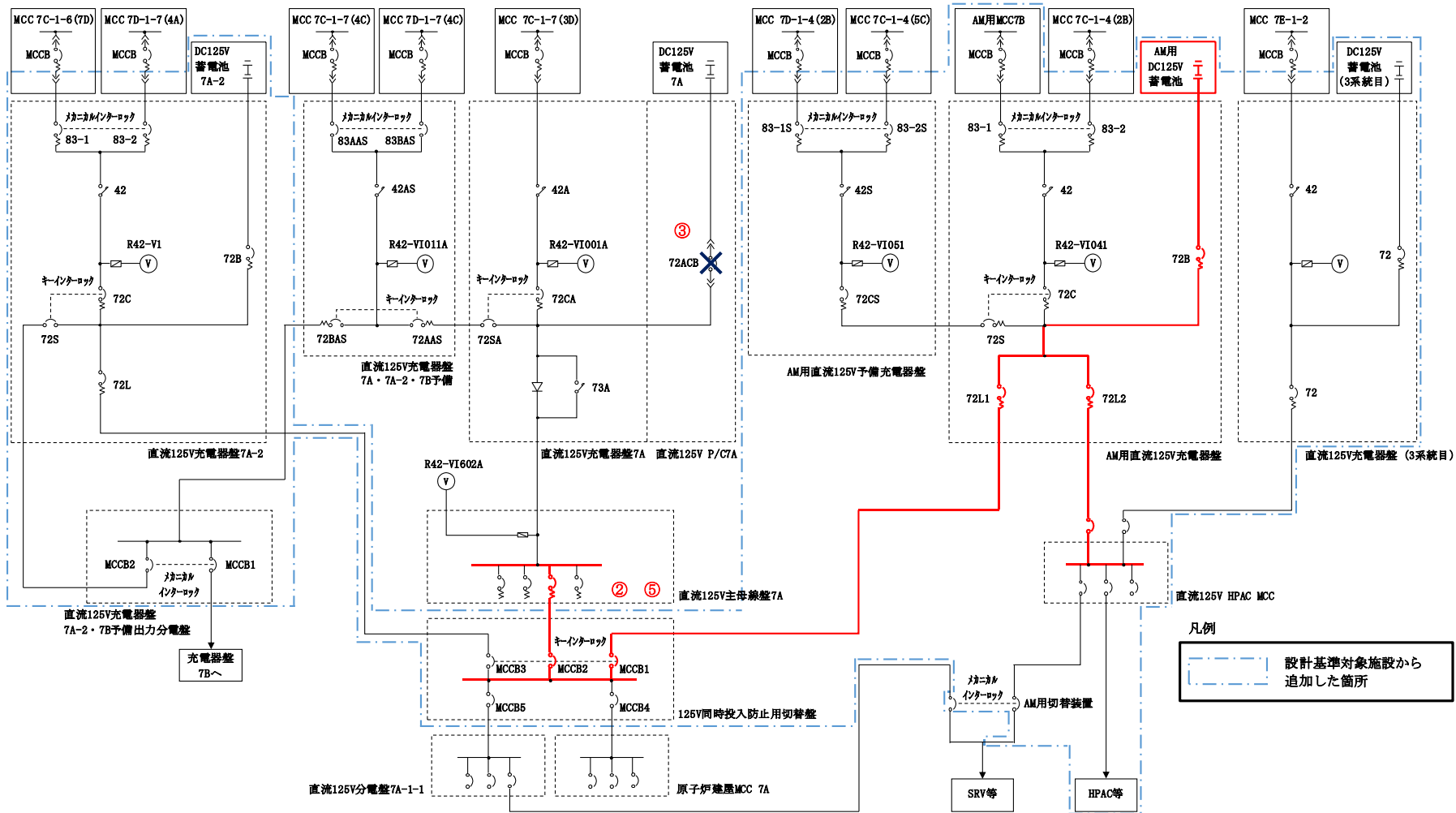
※3 大湊側高台保管場所の電源車を使用する場合は、電源車による給電開始まで約255分、AM用MCC受電完了まで約260分、AM用直流125V充電器盤受電完了まで約405分(直流125V蓄電池(3系統目)からの受電切替えを実施しない場合は約400分)で可能である。

※4 直流125V蓄電池(3系統目)からの受電切替えを実施しない場合は、AM用直流125V充電器盤受電完了まで約410分で可能である。

第 1.14.34 図 可搬型直流電源設備による給電

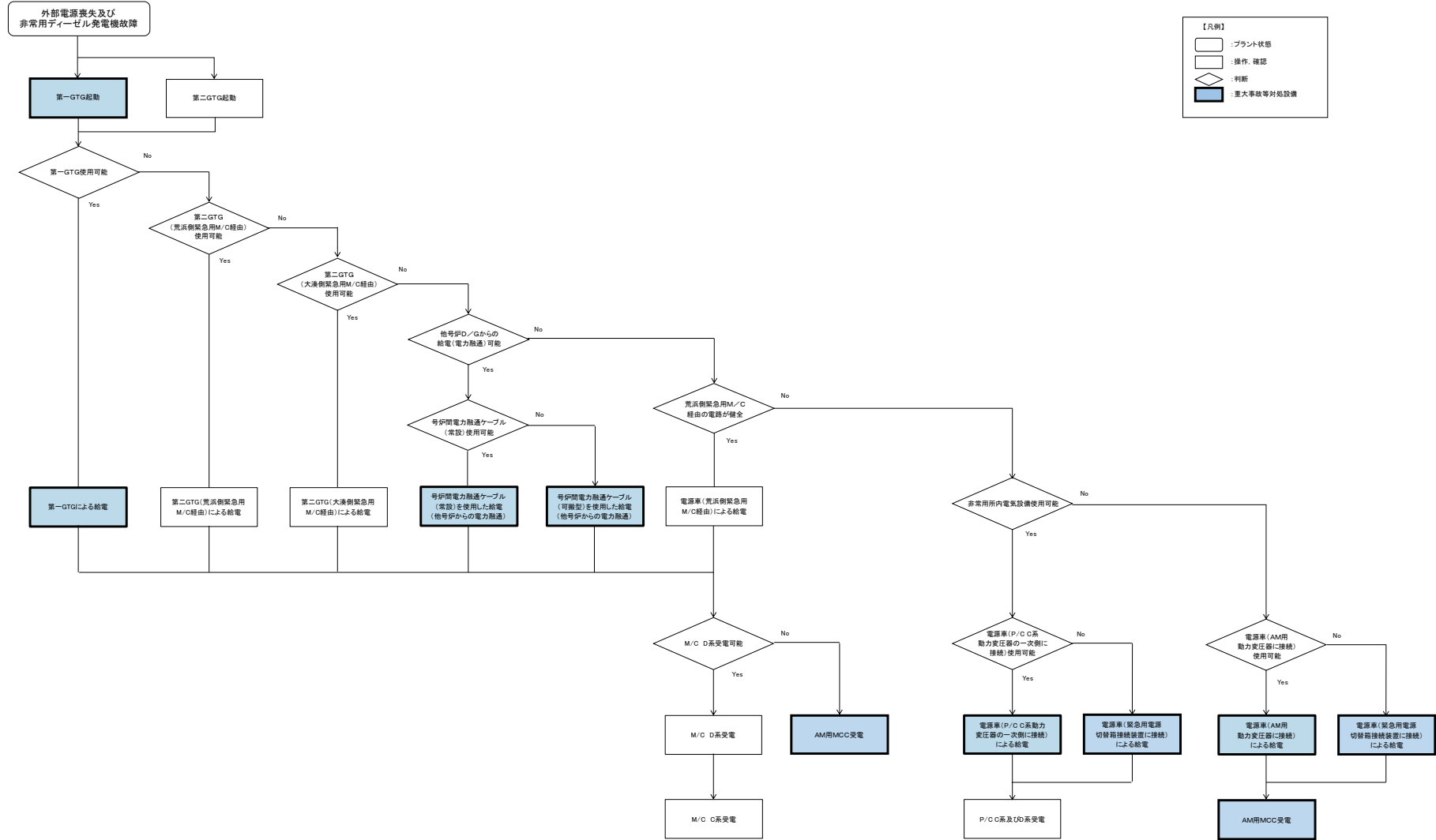
(電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続)によるAM用直流125V充電器盤受電の場合)

タイムチャート



第 1.14.37 図 AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電 概要図

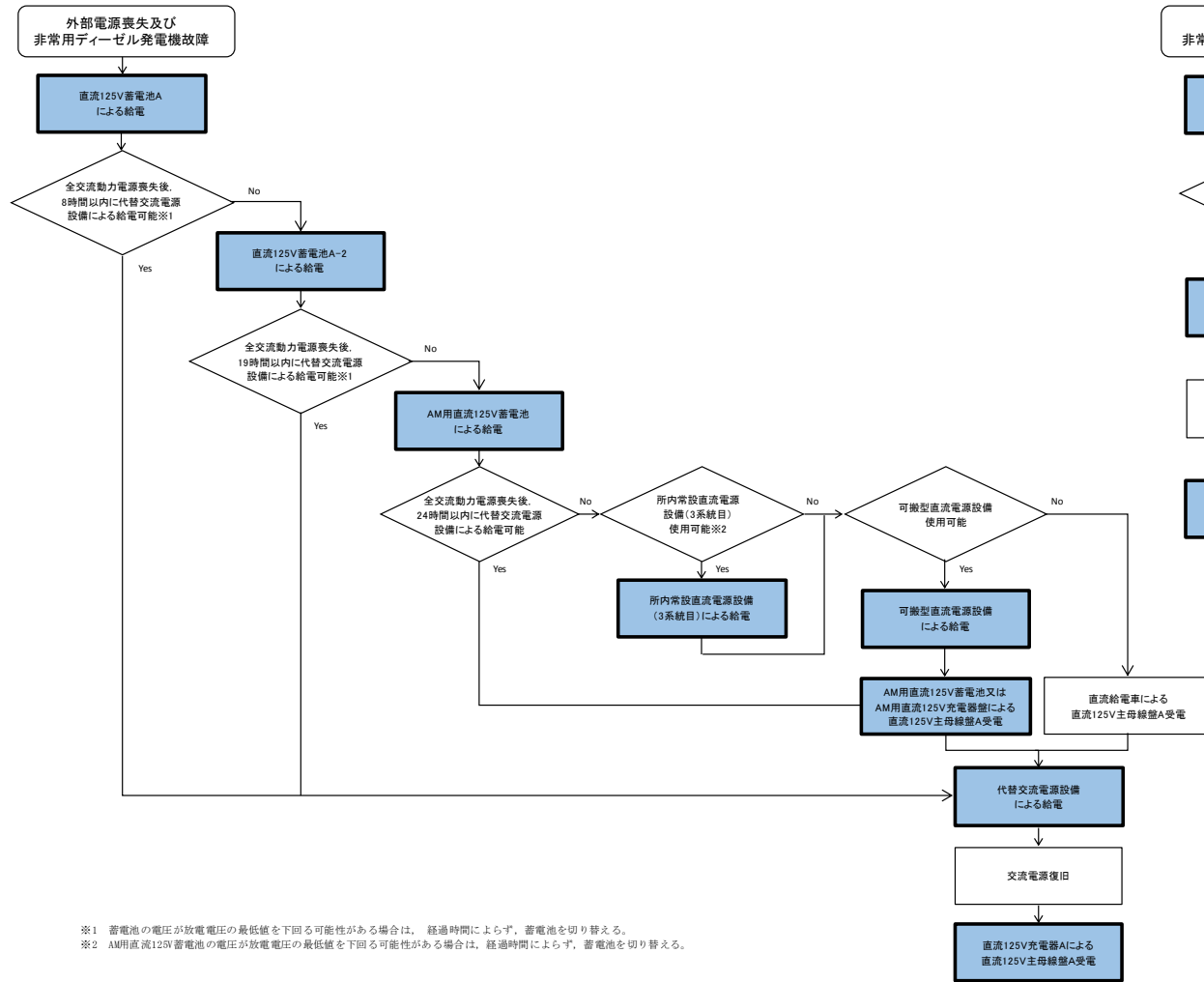
(1)代替電源(交流)による対応手段



第 1.14.63 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

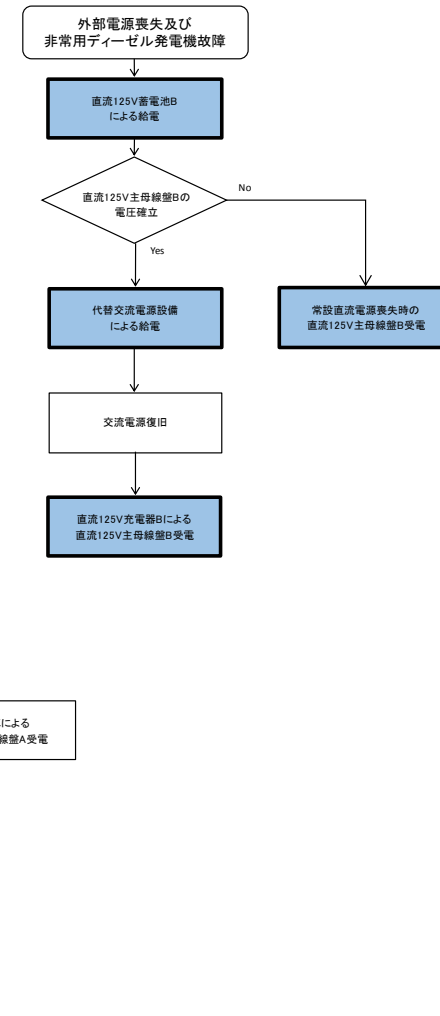


(2)代替電源(直流)による対応手段  
(直流電源A系喪失時)



※1 蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合は、経過時間によらず、蓄電池を切り替える。  
 ※2 AM用直流125V蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合は、経過時間によらず、蓄電池を切り替える。

(3)代替電源(直流)による対応手段  
(直流電源B系喪失時)



第 1.14.63 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

## 1.15 事故時の計装に関する手順等

柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）（平成29年12月27日付け，原規規発第1712272号をもって設置変更許可）の添付書類十追補1のうち，「1.15 事故時の計装に関する手順等」の記載内容に同じ。

ただし，「第1.15.4図 6号炉 計器の電源構成図」を「第1.15.4図(1) 6号炉 計器の電源構成図」とし，「第1.15.4図 7号炉 計器の電源構成図」を「第1.15.4図(2) 7号炉 計器の電源構成図」とした上で，次に示す項目については，以下のとおり変更する。

### 1.15.1 対応手段と設備の選定

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

##### 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

###### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

### 1.15.2 重大事故等時の手順等

#### 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

第1.15.1表 事故時に必要な計装に関する手順

第1.15.4表 補助パラメータ

第1.15.1図 機能喪失原因対策分析

第1.15.4図(1) 6号炉 計器の電源構成図

第1.15.4図(2) 7号炉 計器の電源構成図

## 1. 15. 1 対応手段と設備の選定

### (2) 対応手段と設備の選定の結果

#### 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

監視する計器に供給する電源（以下「計器電源」という。）が喪失し、監視機能が喪失した場合に、代替電源（交流，直流）から給電し、当該パラメータの計器により計測又は監視する手段がある。

また、計器電源が喪失した場合に、電源（乾電池）を内蔵した可搬型の計測器を用いて計測又は監視する手段がある。計器の電源構成図を第1. 15. 4図(1)及び第1. 15. 4図(2)に示す。

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。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 第二代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備

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。

- ・ 所内蓄電式直流電源設備
- ・ 所内常設直流電源設備（3系統目）
- ・ 可搬型直流電源設備
- ・ 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備

可搬型の計測器による計測又は監視する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型計測器

##### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備、所内常設直

流電源設備（3系統目）、可搬型直流電源設備及び可搬型計測器は、重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は、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。

以上の重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができる。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。

- ・ 第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要なパラメータの監視が可能となることから代替手段として有効である。

- ・ 直流給電車

給電開始までに時間を要するが、給電可能であれば重大事故等の対処に必要なパラメータの監視が可能となることから代替手段として有効である。

## 1.15.2 重大事故等時の手順等

### 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

全交流動力電源喪失及び直流電源喪失の記述のうち、「c. 可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電」を「c. 所内常設直流電源設備（3系統目），可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電」とし、「c.」及び「e.」を以下のとおり変更又は追加する。

#### c. 所内常設直流電源設備（3系統目），可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電

全交流動力電源喪失が発生し，直流電源が枯渇するおそれがある場合に，所内常設直流電源設備（3系統目），可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電に関する手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

#### e. 重大事故等時の対応手段の選択

全交流動力電源喪失，直流電源喪失等により，計器電源が喪失した場合に，計器に給電する対応手段の優先順位を以下に示す。

全交流動力電源喪失が発生した場合には，所内蓄電式直流電源設備から計測可能な計器に給電される。

所内蓄電式直流電源設備から給電されている間に，常設代替交流電源設備，第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から計器に給電する。

常設代替交流電源設備，第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が困難となった場合で直流電源が枯渇するおそれがある

る場合は、所内常設直流電源設備（3系統目）、可搬型直流電源設備又は直流給電車から計器に給電する。

代替電源（交流、直流）からの給電が困難となった場合は、可搬型計測器により重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

第1.15.1表 事故時に必要な計装に関する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧

分類	機能喪失を想定する 重大事故等対処設備	対応 手段	対処設備		手順書
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネル による計測	主要パラメータの他チャンネルの重 要計器	重大事故等 対処設備	アクシデントマネジメントの手引き 「重要監視計器復旧」
			主要パラメータの他チャンネルの常 用計器	自主対策 設備	
		代替パラメータ による推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備	
			常用代替計器	自主対策 設備	
	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータ による推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備	
			常用代替計器	自主対策 設備	
可搬型計測器 による計測		可搬型計測器	重大事故等 対処設備	AM 設備別操作手順書 「可搬計器によるパラメータ計測」	
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源（交流） からの給電	常設代替交流電源設備	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「交流／直流電源供給回復」
			可搬型代替交流電源設備		
			第二代替交流電源設備	自主対策 設備	
		代替電源（直流） からの給電	所内蓄電式直流電源設備	重大事故等 対処設備	
			所内常設直流電源設備（3系統目）		
			可搬型直流電源設備	自主対策 設備	
	直流給電車及び可搬型代替交流電源 設備				
可搬型計測器 による計測	可搬型計測器	重大事故等 対処設備	AM 設備別操作手順書 「可搬計器によるパラメータ計測」		
-	-	パラメータ記録	安全パラメータ表示システム (SPDS) (データ伝送装置, 緊急時対策支援 システム伝送装置, SPDS 表示装置)	重大事故等 対処設備	緊急時対策本部運営要領
			プロセス計算機	自主対策 設備	

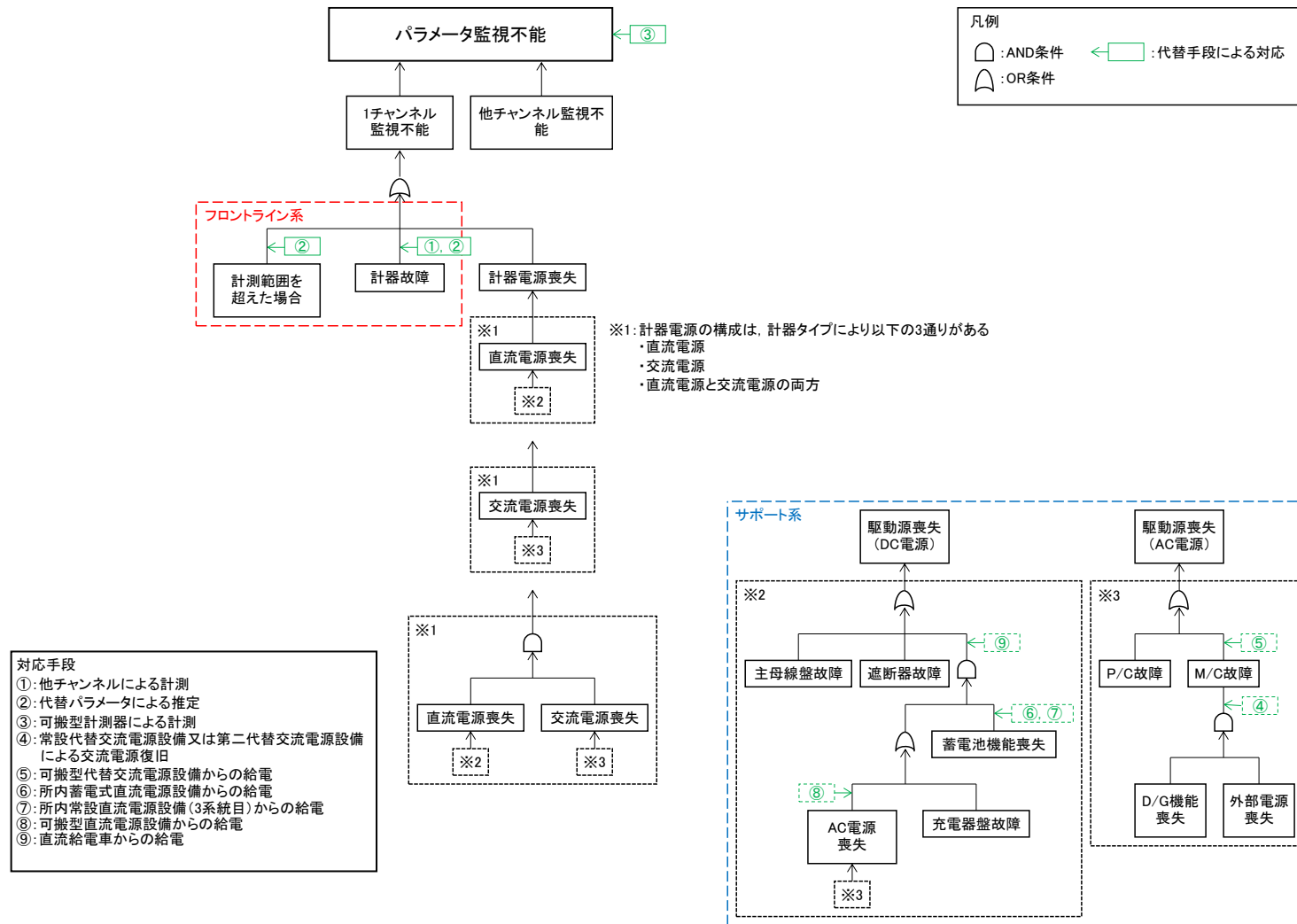
「第 1.15.4 表 補助パラメータ」の記述のうち、「(1/3)」を次のとおり変更する。



第 1.15.4 表 補助パラメータ (1/3)

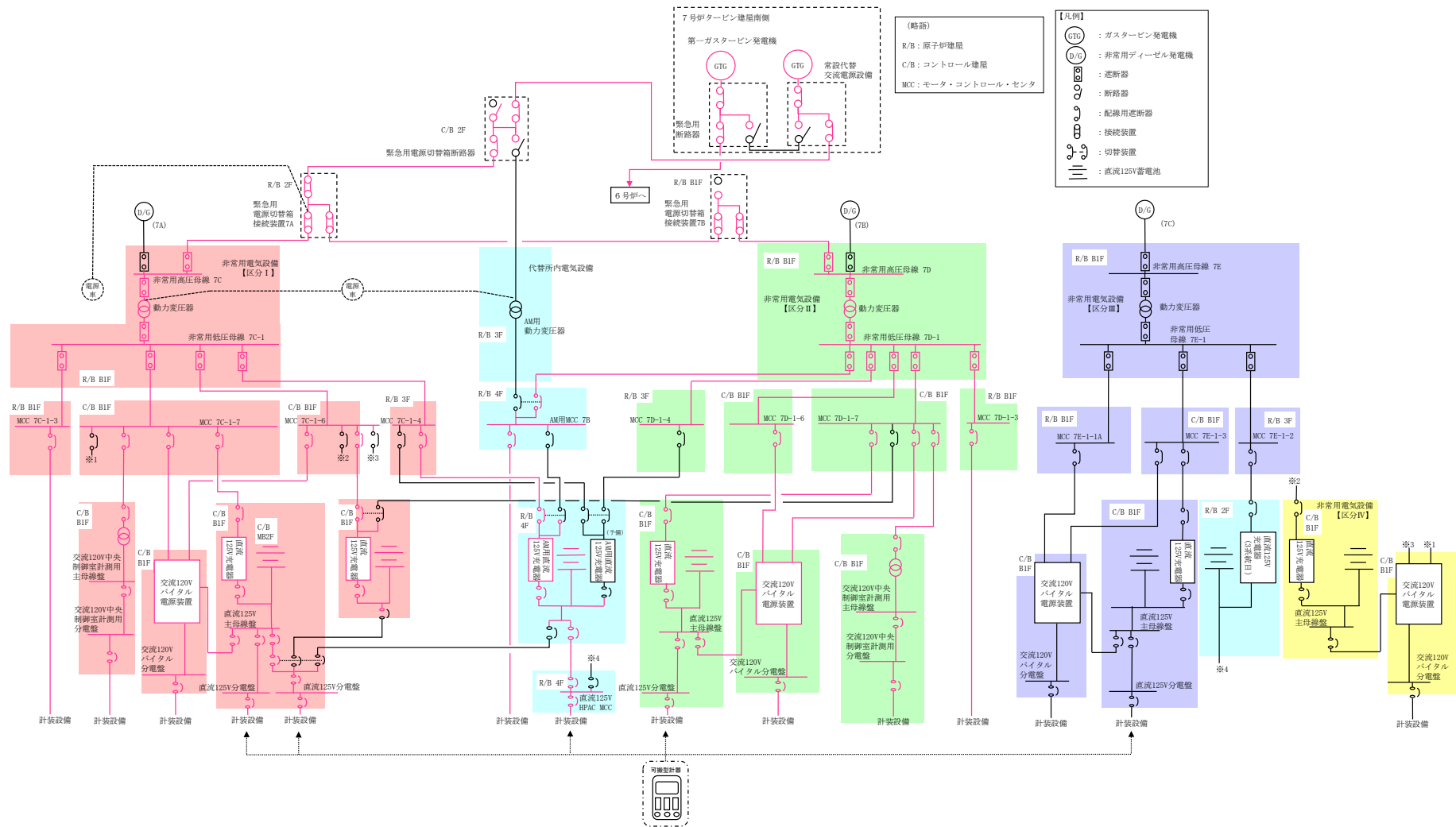
分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
電源関係	500kV 母線電圧	500kV 母線の受電状態を確認するパラメータ
	M/C C 電圧*1	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
	M/C D 電圧*1	
	M/C E 電圧*1	
	P/C C-1 電圧*1	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ
	P/C D-1 電圧*1	
	P/C E-1 電圧*1	
	P/C C-1 電圧(他号炉)*1	
	P/C D-1 電圧(他号炉)*1	
	AM 用 MCC B 電圧	AM 用 MCC の受電状態を確認するパラメータ
	直流 125V 主母線盤 A 電圧*1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ
	直流 125V 主母線盤 B 電圧*1	
	直流 125V 主母線盤 C 電圧*1	
	直流 125V 主母線盤 D 電圧	
	直流 125V 充電器盤 A 充電器電圧	
	直流 125V 充電器盤 B 充電器電圧	
	直流 125V 充電器盤 A-2 充電器電圧	
	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧*1	
	AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧	
	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧*1	
	直流 125V 充電器盤 (3 系統目) 蓄電池電圧	
	非常用 D/G 発電機電圧*1	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ
	非常用 D/G 発電機周波数*1	
	非常用 D/G 発電機電力*1	
	非常用 D/G 発電機電圧(他号炉)*1	
	非常用 D/G 発電機周波数(他号炉)*1	
	非常用 D/G 発電機電力(他号炉)*1	
	第一 GTG 発電機電圧*1	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ
	第一 GTG 発電機周波数*1	
	第一 GTG 発電機電力	
	第二 GTG 発電機電圧	
	第二 GTG 発電機周波数	
	第二 GTG 発電機電力	
	電源車電圧*1	
	電源車周波数*1	
	直流給電車電圧	
	荒浜側緊急用 M/C 電圧	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
	大湊側緊急用 M/C 電圧	
	軽油タンク油面	燃料の確保状態を確認するパラメータ
	燃料デイトンク油面	
	タンクローリ油タンクレベル	
	各機器油タンクレベル	

\*1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故対処設備とする。



第 1.15.1 図 機能喪失原因対策分析





第 1.15.4 図(2) 7号炉 計器の電源構成図