

女川原子力発電所 2 号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準」への適合状況について

平成31年2月

東北電力株式会社

1. 重大事故等対策

- 1.0 重大事故等対策における共通事項
- 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
- 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
- 1.4 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
- 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 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
- 1.12 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
- 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
- 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
- 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 1.17 監視測定等に関する手順等
- 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 1.19 通信連絡に関する手順等

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テロリズムへの対応における事項

- 2.1 可搬型設備等による対応

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

< 目 次 >

1.3.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 代替減圧
 - (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
 - (b) 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧
 - (c) 主蒸気逃がし安全弁が作動可能な環境条件
 - (d) 復旧
 - (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - c. 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
 - (a) 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
 - (b) 重大事故等対処設備
 - d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備
 - (a) インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - e. 手順等

1.3.2 重大事故等時の手順

1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

- (1) 代替減圧
 - a. 手動操作による減圧
- (2) 重大事故等時の対応手段の選択

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. 可搬型代替直流電源設備による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁開放
 - b. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁開放
- (2) 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧
 - a. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保
- (3) 主蒸気逃がし安全弁の背圧を考慮した減圧
 - a. 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放

(4) 復旧

a. 代替直流電源設備による復旧

b. 代替交流電源設備による復旧

(5) 重大事故等時の対応手段の選択

1.3.2.3 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を防止する手順

1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順

(1) 非常時操作手順書（徴候ベース）「原子炉建屋制御」

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

- 添付資料 1.3.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.3.2 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料 1.3.3 重大事故等対策の成立性
 - 1. 可搬型代替直流電源設備による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁開放
 - 2. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁開放
 - 3. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保
 - 4. 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放
 - 5. インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい停止操作（高圧炉心スプレイ系の場合）
- 添付資料 1.3.4 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）時の重大事故等対策の概要図
- 添付資料 1.3.5 インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境等について
- 添付資料 1.3.6 インターフェイスシステム LOCA 発生時の検知手段について
- 添付資料 1.3.7 低圧代替注水系（常設）注水準備完了にて発電用原子炉を急速減圧する条件及び理由について
- 添付資料 1.3.8 解釈一覧
 - 1. 判断基準の解釈一覧
 - 2. 操作手順の解釈一覧
 - 3. 弁番号及び弁名称一覧

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であつて、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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「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ために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - (1) 可搬型重大事故防止設備
 - a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。
 - b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。
 - c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。
 - (2) 復旧
 - a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。
 - (3) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）
 - a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。（PWR の場合）
 - (4) インターフェイスシステム LOCA（ISLOCA）
 - a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁（BWR の場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合）を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。

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は、自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁による減圧機能（以下「自動減圧系」という。）である。

この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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する対処設備を整備する。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお、損傷箇所の隔離ができない場合は、主蒸気逃がし安全弁による減圧で冷却材の漏えいを抑制することとしており、これらの手順等について説明する。

1.3.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

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が高圧の状態にある場合は、発電用原子炉の減圧が必要である。発電用原子炉の減圧をするための設計基準事故対処設備として自動減圧系を設置している。

この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第 1.3.1 図）。

また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損の防止及びインターフェイスシステムLOCAの対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※を選定する。

※ 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十六条及び技術基準規則第六十一条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、自動減圧系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は直流電源（常設直流電源若しくは常設直流電源系統）喪失を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.3.1 表に整理する。

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

設計基準事故対処設備である自動減圧系の故障により発電用原子炉の減圧

ができない場合、減圧の自動化又は中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する手段がある。

i. 減圧の自動化

原子炉水位低（レベル1）到達10分後及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、代替自動減圧機能により発電用原子炉を自動で減圧する。

なお、「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」における非常時操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」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冷水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、以下に示す「自動減圧系作動阻止機能」により自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。

代替自動減圧機能による減圧の自動化で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）
- ・ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）
- ・自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁（C, H の2個）
- ・主蒸気系 配管・クエンチャ
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ
- ・非常用交流電源設備

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主蒸気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主蒸気逃がし安全弁に供給することにより主蒸気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。

主蒸気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。

- ・主蒸気逃がし安全弁
- ・主蒸気系 配管・クエンチャ
- ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備

また、上記所内常設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
- ・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、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）、主蒸気逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備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（設計基準拡張設備）として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料 1.3.1）

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である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。

- ・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、主蒸気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

常設直流電源系統喪失により主蒸気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、可搬型代替直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池により主蒸気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手段がある。

i. 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復

可搬型代替直流電源設備により自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、自動減圧機能付き主蒸気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。

なお、可搬型代替直流電源設備のうち電源車による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、125V代替蓄電池にて自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、自動減圧機能付き主蒸気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。

可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替直流電源設備
- ・自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁
- ・主蒸気系 配管・クエンチャ
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

ii. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復

自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、自動減圧機能付き主蒸気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。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池
- ・自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁
- ・主蒸気系 配管・クエンチャ
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

(b) 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁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、高圧窒素ガス供給系（非常用）により主蒸気逃がし安全弁の駆動源を確保し、主蒸気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手段がある。

i. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素ガス確保

主蒸気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（常用）から高圧窒素ガス供給系（非常用）に切り替えることで窒素ガスを確保し、発電用原子炉を減圧する。また、主蒸気逃がし安全弁の駆動源を高圧窒素ガス供給系（非常用）から供給している期間において、主蒸気逃

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、予備の高圧窒素ガスポンベに切り替えることで窒素ガスを確保し、発電用原子炉を減圧する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素ガス確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧窒素ガスポンベ
- ・高圧窒素ガス供給系 配管・弁
- ・主蒸気系 配管・弁
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

(c) 主蒸気逃がし安全弁が作動可能な環境条件

想定される重大事故等時の環境条件においても確実に主蒸気逃がし安全弁を作動させることができるように、自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁へ高圧窒素ガスを供給し、発電用原子炉を減圧する手段がある。

i. 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁の背圧対策

想定される重大事故等時の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内の圧力が最高使用圧力の2倍の状態（854kPa[gage]）となった場合においても確実に主蒸気逃がし安全弁を作動させることができるよう、作動に必要な窒素ガス供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで、より高い圧力の作動窒素ガスを供給する。

主蒸気逃がし安全弁の背圧対策として使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧窒素ガスポンベ
- ・ホース・弁
- ・代替高圧窒素ガス供給系 配管・弁

(d) 復旧

全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合は、代替電源により主蒸気逃がし安全弁の機能を復旧させて発電用原子炉を減圧する手段がある。

i. 代替直流電源設備による復旧

代替直流電源設備（可搬型代替直流電源設備又は125V代替充電器盤用電源車接続設備）により、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して主蒸気逃がし安全弁の機能を復旧する。

代替直流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替直流電源設備
- ・125V 代替充電器盤用電源車接続設備

ii. 代替交流電源設備による復旧

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り充電器を受電し、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して主蒸気逃がし安全弁の機能を復旧する。

代替交流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備

(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、可搬型代替直流電源設備、自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は重大事故等対処設備として位置付ける。

主蒸気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、高圧窒素ガスポンペ、高圧窒素ガス供給系配管・弁、主蒸気系配管・弁及び主蒸気逃がし安全弁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。

主蒸気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、高圧窒素ガスポンペ、ホース・弁及び代替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、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び所内常設蓄電式直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.3.1)

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は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。

- ・ 125V 代替充電器盤用電源車接続設備

給電開始までに時間を要するが、給電可能であれば主蒸気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。

c. 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

(a) 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

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の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による原子炉格納容器の破損を防止するため、主蒸気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手段がある。

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし安全弁
- ・主蒸気系 配管・クエンチャ
- ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

(b) 重大事故等対処設備

原子炉格納容器の破損の防止で使用する設備のうち、主蒸気逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁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。

以上の重大事故等対処設備により、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合においても、発電用原子炉を減圧することで、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止することができる。

d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備

(a) インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応

インターフェイスシステム LOCA 発生時に、漏えい箇所の隔離操作を実施するものの隔離できない場合、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。

原子炉格納容器外への漏えいを抑制するため、主蒸気逃がし安全弁及びタービンバイパス弁により発電用原子炉を減圧するとともに、弁の隔離操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する手段がある。

また、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において、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、環境を改善する手段がある。

なお、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、運転員による開放操作は必要としない。

インターフェイスシステム LOCA 発生時における発電用原子炉の減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし安全弁
- ・主蒸気系 配管・クエンチャ

- ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ
- ・タービンバイパス弁
- ・タービン制御系

インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所
の隔離で使用する設備は以下のとおり。

- ・HPCS 注入隔離弁

インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建屋原子炉区域内
の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建屋ブローアウトパネル

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

インターフェイスシステム LOCA 発生時における発電用原子炉の減圧で使用
する設備のうち、主蒸気逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、主蒸
気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自
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。

インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇
所の隔離で使用する HPCS 注入隔離弁は重大事故等対処設備（設計基準拡張）
として位置付ける。

インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建屋原子炉区域内
の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善で使用する原子炉建屋ブローアウ
トパネル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。

(添付資料 1.3.1)

以上の重大事故等対処設備により、インターフェイスシステム LOCA 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で、原子炉冷却材の原子
炉格納容器外への漏えいを抑制することができる。

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。

- ・タービンバイパス弁、タービン制御系

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、発電用原子炉を減圧する手段として有
効である。

e. 手順等

上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」，「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」，「c. 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」及び「d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時操作手順書（徴候ベース），非常時操作手順書（シビアアクシデント），非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める。（第 1.3.1 表）

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.3.2 表，第 1.3.3 表）。

（添付資料 1.3.2）

1.3.2 重大事故等時の手順

1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 代替減圧

a. 手動操作による減圧

発電用原子炉の冷温停止への移行又は低圧注水系を使用した注水への移行を目的として、主蒸気逃がし安全弁又はタービンバイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。

また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損防止を目的として、主蒸気逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。

(a) 手順着手の判断基準

① 発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合

- ・復水器が使用可能であり、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合。
- ・復水器が使用不可能であるが、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合。

② 急速減圧の場合

- ・低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系^{※1} 起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保され、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合。
- ・主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器が使用可能で、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合。

③ 炉心損傷後の原子炉減圧の場合

[低圧注水手段がある場合]

- ・高圧注水系は使用できないが、低圧注水系 1 系^{※2} 以上が使用可能である場合で、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合。

[注水手段がない場合]

- ・原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、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 20% 上の位置）に到達した場合で、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合。

※1: 「低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系」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な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系又は低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の 1 系いずれかをいう。

※2: 「低圧注水系 1 系」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可

搬型) 及びろ過水系の 1 系いずれかをいう。

(添付資料 1. 3. 7)

(b) 操作手順

主蒸気逃がし安全弁又はタービンバイパス弁を使用した手動操作による減圧手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第 1. 3. 2 図, 第 1. 3. 3 図, 第 1. 3. 4 図に示す。

[タービンバイパス弁による減圧]

- ① 発電課長は, 手順着手の判断基準の基づき, 運転員にタービンバイパス弁を手動で開操作し, 発電用原子炉を減圧するように指示する。
- ②^a (判断基準①: 発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合)
中央制御室運転員 A は, 原子炉冷却材温度変化率が 55°C/h を超えないようにタービンバイパス弁を手動で開閉操作し, 発電用原子炉を減圧する。
- ②^b (判断基準②: 急速減圧の場合)
中央制御室運転員 A は, タービンバイパス弁を手動で開操作し, 発電用原子炉の急速減圧を行う。

[主蒸気逃がし安全弁による減圧]

- ① 発電課長は, 手順着手の判断基準の基づき, 運転員に主蒸気逃がし安全弁を手動で開操作し, 発電用原子炉を減圧するように指示する。
- ②^a (判断基準①: 発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合)
中央制御室運転員 A は, 原子炉冷却材温度変化率が 55°C/h を超えないように, 主蒸気逃がし安全弁を手動で開閉操作し, 発電用原子炉を減圧する。
- ②^b (判断基準②: 急速減圧の場合)
中央制御室運転員 A は, 自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁 6 個を手動で開操作し, 発電用原子炉の急速減圧を行う。
自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁を 6 個開放できない場合, 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて 6 個開放する。
- ②^c (判断基準③: 炉心損傷後の減圧の場合)
中央制御室運転員 A は, 主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付又は逃がし弁機能) 2 個を手動で開操作し, 発電用原子炉を減圧する。
- ③ 中央制御室運転員 A は, サプレッションプール水の温度上昇防止のため, 残留熱除去系 (サプレッションプール水冷却モード) によるサプレッションプール水の除熱を行う。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名で対応が可能である。作業開始を判断してから手動操作による減圧を開始するまでの所要時間は下記のとおり。

- ・タービンバイパス弁による減圧：5 分以内で可能
- ・主蒸気逃がし安全弁による減圧：5 分以内で可能

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり、対応手段の選択フローチャートを第 1.3.16 図に示す。

自動減圧系機能喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合、低圧注水系又は低圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了し、復水器が使用可能であればタービンバイパス弁により発電用原子炉を減圧する。復水器が使用不可能であれば主蒸気逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧する。また、原子炉水位低（レベル 1）到達 10 分後及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合は、代替自動減圧機能が自動で作動し発電用原子炉を減圧する。

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. 可搬型代替直流電源設備による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁開放

常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型代替直流電源設備により自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁を開放して、発電用原子炉の減圧を実施する。

なお、可搬型代替直流電源設備のうち電源車による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、125V 代替蓄電池にて自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、自動減圧機能付き主蒸気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。

発電用原子炉の減圧状況の確認については、中央制御室にて確認が可能であるため、中央制御室の計器にて確認する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により主蒸気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 系以上又は代替注水系 1 系^{*1} 起動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^{※2}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 20%上の位置）に到達した場合。

- ・自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁作動用の窒素ガスが、確保されている場合。
- ・自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を可搬型代替直流電源設備から給電可能な場合。

※1:「低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系」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な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系又は低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の 1 系いずれかをいう。

※2:「低圧注水系 1 系」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水系の 1 系いずれかをいう。

(添付資料 1. 3. 7)

(b) 操作手順

可搬型代替直流電源設備による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁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 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型代替直流電源設備による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部へ可搬型代替直流電源設備による直流電源の復旧を依頼する。
- ③ 現場運転員 B 及び C は、所内常設蓄電式直流電源設備による給電から 125V 代替蓄電池による給電への切替え操作を実施し、125V 直流主母線盤 2A-1 及び 2B-1 にて負荷電圧が規定電圧であることを確認する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、可搬型代替直流電源設備により自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁開放に必要な制御電源及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤ 現場運転員 B 及び C は、可搬型代替直流電源設備による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁開放の系統構成として、HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (A), (B) の全閉操作及び HPIN 非常用窒素ガス入口弁 (A), (B) の全

開操作を実施する。

- ⑥ 現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋 地上 1 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）にて高圧窒素ガスボンベ出口圧力指示値が規定値以上であり、自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁の駆動源が確保されていることを確認し、発電課長に可搬型代替直流電源設備による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁開放の準備完了を報告する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に可搬型代替直流電源設備による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁の開放及び発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁を手動で開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力の低下により減圧が開始されたことを確認し、発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気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 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気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、発電課長へ発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名により作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替直流電源設備による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁開放まで 100 分以内で可能である。

また、可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

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

(添付資料 1. 3. 3)

b. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁開放

常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、制御建屋 地上 2 階 ケーブル処理室の中央制御室端子盤にて自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁を開放して発電用原子炉の減圧を実施する。

発電用原子炉の減圧状況の確認については、中央制御室の原子炉系プロセス計装盤 (A) に可搬型計測器を接続し、発電用原子炉の減圧を確認する。(可

搬型計測器に関する手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。)

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により主蒸気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 系以上又は代替注水系 1 系^{※1}起動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^{※2}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 20%上の位置）に到達した場合。
- ・ 自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁作動用の窒素ガスが、確保されている場合。

※1: 「低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系」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な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系又は低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の 1 系いずれかをいう。

※2: 「低圧注水系 1 系」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水系の 1 系いずれかをいう。

(添付資料 1.3.7)

(b) 操作手順

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁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 1.3.7 図に、タイムチャートを第 1.3.8 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力の監視用として、中央制御室の原子炉系プロセス計装盤 (A) に、可搬型計測器のケーブルを接続し、可搬型計測器により原子炉圧力指示値を確認する。
- ③ 現場運転員 B 及び C は、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による自動

減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁開放の系統構成として、HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(A), (B)の全閉操作及び HPIN 非常用窒素ガス入口弁(A), (B)の全開操作を実施する。

- ④ 現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋 地上 1 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）にて、高圧窒素ガスボンベ出口圧力指示値が規定値以上であり、自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁の駆動源が確保されていることを確認する。
- ⑤ 現場運転員 B 及び C は、中央制御室端子盤内の自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁作動回路に、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び仮設ケーブルを接続し、発電課長に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁開放の準備完了を報告する。
- ⑥ 発電課長は、運転員に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁の開放及び発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。
- ⑦ 現場運転員 B 及び C は、中央制御室端子盤に接続した主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の操作により自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉の減圧を開始する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、中央制御室の原子炉系プロセス計装盤 (A) に接続した可搬型計測器にて、原子炉圧力指示値の低下により減圧が開始されたことを確認し、発電課長並びに現場運転員 B 及び C に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気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。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気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、発電課長へ発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁開放まで 95 分以内で可能である。

円滑に作業ができるように、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。

(添付資料 1.3.3)

(2) 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

a. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保

高圧窒素ガス供給系（常用）からの窒素ガスの供給が喪失し、主蒸気逃が

し安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源を高圧窒素ガス供給系（非常用）に切り替えて主蒸気逃がし安全弁の駆動源を確保する。

また、高圧窒素ガス供給系（非常用）から供給している期間において、高圧窒素ガスポンベ出口圧力が低下した場合、高圧窒素ガスポンベ（待機側）へ切替え、使用可能な高圧窒素ガスポンベがある場合は、使用済みの高圧窒素ガスポンベと取り替える。

(a) 手順着手の判断基準

『高圧窒素ガス供給系（常用）から高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替え』
高圧窒素ガス供給系原子炉格納容器入口圧力低警報が発生した場合。

『高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスポンベの切替え』

高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスポンベから自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報が発生した場合。

(b) 操作手順

高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.3.9 図に、現場操作時のタイムチャートを第 1.3.10 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保の開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(A), (B)が全閉したことを確認する。なお、電源が確保できない場合、現場運転員 B 及び C による現場での手動操作にて HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(A), (B)の全閉操作を実施する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、HPIN 非常用窒素ガス入口弁(A), (B)の全開操作を行い高圧窒素ガス供給系（非常用）より高圧窒素ガスを供給する。なお、電源が確保できない場合、現場運転員 B 及び C による現場での手動操作にて HPIN 非常用窒素ガス入口弁(A), (B)の全開操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力指示値が規定値以上であることを確認し、発電課長に報告する。
- ⑤ 発電課長は、高圧窒素ガスポンベから主蒸気逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報が発生した場合、運転員に現場にて高圧窒素ガスポンベ（待機側）への切替えを指示する。
- ⑥ 現場運転員 B 及び C は、高圧窒素ガスポンベを使用側から待機側へ切替

える。

- ⑦ 現場運転員 B 及び C は、高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保が完了したことを報告する。
- ⑧ 発電課長は、使用可能な高圧窒素ガスポンペがある場合は、運転員に現場にて使用済みの高圧窒素ガスポンペとの取り替えを指示する。
- ⑨ 現場運転員 B 及び C は、使用可能な高圧窒素ガスポンペと使用済みの高圧窒素ガスポンペを取り替える。
- ⑩ 現場運転員 B 及び C は、高圧窒素ガスポンペを取替え後、高圧窒素ガス供給ラインのリークチェックを実施し、発電課長に高圧窒素ガスポンペの取替えが完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

作業開始を判断してから、高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保完了までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保
中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合は 5 分以内で可能である。

なお、現場にて系統構成実施の場合、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名にて作業を実施した場合は 50 分以内で可能である。

- ・ 高圧窒素ガスポンペ（待機側）への切替えによる主蒸気逃がし安全弁駆動源確保

現場運転員 2 名にて作業を実施した場合は 35 分以内で可能である。

- ・ 高圧窒素ガスポンペ取替えによる主蒸気逃がし安全弁駆動源確保

現場運転員 2 名にて作業を実施した場合は 105 分以内で可能である。

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

(添付資料 1.3.3)

(3) 主蒸気逃がし安全弁の背圧を考慮した減圧

a. 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放

想定される重大事故等時の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 2 倍の状態（854kPa[gage]）となった場合においても確実に主蒸気逃がし安全弁を作動させ、発電用原子炉の減圧ができるように、作動に必要な作動窒素ガス供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉格納容器内の圧力が 427kPa[gage] を超えるおそれがある状態において発電用原子炉を減圧する場合に以下の条件が成立した場合。

- ・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^{※1}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 20%上の位置）に到達した場合。

※1:「低圧注水系 1 系」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水系の 1 系いずれかをいう。

(b) 操作手順

代替高圧窒素ガス供給系(A)による主蒸気逃がし安全弁開放手順の概要は以下のとおり。（代替高圧窒素ガス供給系(B)による主蒸気逃がし安全弁開放手順も同様）手順の対応フローを第 1.3.3 図、概要図を第 1.3.11 図に、タイムチャートを第 1.3.12 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁への作動窒素ガス供給に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、代替 HPIN 第一隔離弁が全閉であることを確認する。
- ④ 現場運転員 B 及び C は、代替高圧窒素ガス供給系(A)高圧窒素ガスポンベに作動窒素ガス供給用ホース及び安全弁用ホースを接続する。
- ⑤ 現場運転員 B 及び C は、代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放の系統構成として、高圧窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁を全開操作した後、代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給止め弁、代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給弁及び代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力指示値により高圧窒素ガスポンベの作動窒素ガス供給圧力が規定圧力以上であることを確認し、代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放の準備完了を発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、代替 HPIN 窒素排気出口弁の全開操作及び代替 HPIN 第一隔離弁を全開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。

- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気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 発電課長は、使用可能な高圧窒素ガスポンプがある場合は、運転員に現場にて使用済みの高圧窒素ガスポンプとの取り替えを指示する。
- ⑪ 現場運転員 B 及び C は、使用可能な高圧窒素ガスポンプと使用済みの高圧窒素ガスポンプを取り替える。
- ⑫ 現場運転員 B 及び C は、高圧窒素ガスポンプを取替え後、高圧窒素ガス供給ラインのリークチェックを実施し、発電課長に高圧窒素ガスポンプの取替えが完了したことを報告する。
- ⑬ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気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、発電課長に発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

作業開始を判断してから、代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放までに必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

- ・ 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放

中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名により作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放まで 25 分以内で可能である。

- ・ 高圧窒素ガスポンプ取替えによる主蒸気逃がし安全弁駆動源確保

現場運転員 2 名にて作業を実施した場合は 80 分以内で可能である。

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

(添付資料 1.3.3)

(4) 復旧

a. 代替直流電源設備による復旧

常設直流電源喪失により主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替直流電源設備により主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源設備の機能喪失により、125V 直流主母線(A)系及び(B)系の電圧喪失を確認した場合において、可搬型代替直流電源設備又は 125V 代替充電器盤用電源車接続設備いずれかの設備からの給電が可能な場合。

(b) 操作手順

代替直流電源設備に関する手順等は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

(c) 操作の成立性

代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

また、主蒸気逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、可搬型代替直流電源設備又は 125V 代替充電器盤用電源車接続設備いずれかの設備による直流電源の復旧が完了してから主蒸気逃がし安全弁の開放まで 5 分以内で可能である。

b. 代替交流電源設備による復旧

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替交流電源設備により充電器を受電し、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して主蒸気逃がし安全弁の機能を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、125V 直流主母線盤 (A) 系及び (B) 系の電圧喪失を確認した場合において、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備いずれかの設備からの給電が可能な場合。

(b) 操作手順

代替交流電源設備に関する手順等は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

(c) 操作の成立性

代替交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。

また、主蒸気逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、代替交流電源設備による直流電源の復旧が完了してから主蒸気逃がし安全弁の開放まで 5 分以内で可能である。

(5) 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主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型代替直流電源設備（給電準備が完了するまでの間は 125V 代替蓄電池を使用）又は主蒸気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主蒸気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主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型代替直流電源設備又は 125V 代替充電器盤用電源車接続設備により直流電源を確保して主蒸気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主蒸気逃がし安全弁の機能を復旧する。

主蒸気逃がし安全弁作動用窒素ガスの喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合、高圧窒素ガス供給系（非常用）により窒素ガスを確保し、主蒸気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、主蒸気逃がし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主蒸気逃がし安全弁を作動させることができるよう、作動に必要な作動窒素ガス供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで、より高い圧力の作動窒素ガスを供給する。

1.3.2.3 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を防止する手順

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による原子炉格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。

原子炉格納容器の破損を防止するための手動操作による発電用原子炉の減圧手順については、「1.3.2.1(1)a. 手動操作による減圧」にて整備する。

1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順

(1) 非常時操作手順書（徴候ベース）「原子炉建屋制御」

インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し、原子炉格納容器外へ原子炉冷却材の漏えいが生じる。したがって、原子炉格納容器外への漏えいを停止するための破断箇所との隔離、保有水を確保するための原子炉圧力容器への注水が必要となる。

破損箇所の特定制又は隔離ができない場合、主蒸気逃がし安全弁及びタービンバイパス弁により発電用原子炉を減圧することで、原子炉建屋への原子炉冷却

材の漏えいを抑制し、破断箇所の隔離を行う。

a. 手順着手の判断基準

非常用炉心冷却系の出口圧力上昇、原子炉建屋内の温度上昇若しくはエリア放射線モニタの指示値上昇等漏えいが予測されるパラメータの変化、又は漏えい関連警報の発生によりインターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合。

b. 操作手順

非常時操作手順書（徴候ベース）「原子炉建屋制御」における操作手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.3.13 図及び第 1.3.14 図に、タイムチャートを第 1.3.15 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断し、運転員に破断箇所の特定及び隔離を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A, B 及び C は、発生した警報及びパラメータの変化から破損箇所の特定及び中央制御室からの遠隔操作による隔離を実施する。
- ③ 発電課長は、破断箇所の特定及び中央制御室からの遠隔操作による隔離を実施できない場合、運転員に原子炉手動スクラムを指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A, B 及び C は、原子炉手動スクラムを実施する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に非常用炉心冷却系又は代替注水系の起動後、発電用原子炉の減圧操作、原子炉圧力容器内の水位低下操作及び原子炉建屋環境悪化(建屋温度, 建屋圧力, 建屋放射線量)抑制操作の開始を指示する。
- ⑥^a 復水器使用可能の場合
中央制御室運転員 A, B 及び C は、非常用炉心冷却系又は代替注水系の起動後、主蒸気逃がし安全弁及びタービンバイパス弁により発電用原子炉の急速減圧を行い、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで発電用原子炉を減圧することで、原子炉建屋への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。
- ⑥^b 復水器使用不可能の場合
中央制御室運転員 A, B 及び C は、非常用炉心冷却系又は代替注水系の起動後、主蒸気逃がし安全弁により発電用原子炉の急速減圧を行い、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで発電用原子炉を減圧することで、原子炉建屋への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A, B 及び C は、非常用炉心冷却系又は代替注水系による注水がされていることを確認し、原子炉圧力容器内の水位を TAF から TAF +1000mm の間で維持する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A, B 及び C は、非常用ガス処理系を起動し、原子炉建屋

放射能レベル及び燃料取替エリア放射能レベルが制限値以下の場合、原子炉建屋原子炉棟換気空調系の起動操作を実施し、原子炉建屋環境(建屋温度、建屋圧力、建屋放射線量)の悪化を抑制する。

- ⑨ 発電課長は、中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離ができない場合、運転員に原子炉建屋にて隔離弁の全閉操作実施を指示する。
- ⑩ 現場運転員 D 及び E は、中央制御室からの遠隔操作により破断箇所を隔離できない場合は、蒸気漏えいに備え防護具(自給式呼吸器及び耐熱服)を装着し(中央制御室運転員 A 及び B は装着補助を行う)、原子炉建屋(管理区域)にて隔離弁を全閉することで原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを停止する。
- ⑪ 中央制御室運転員 A、B 及び C は、各種監視パラメータの変化から、破断箇所の隔離が成功していることを確認し、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)から原子炉水位高(レベル 8)の間で維持する。
- ⑫ 中央制御室運転員 A、B 及び C は、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)を起動し、発電用原子炉からの除熱を行う。

c. 操作の成立性

上記の操作のうち、中央制御室からの隔離操作は中央制御室運転員 3 名にて作業を実施した場合、インターフェイスシステム LOCA 発生から破断箇所の隔離完了まで 20 分以内で可能である。

中央制御室からの遠隔操作を実施できない場合の現場での隔離操作は、中央制御室運転員 3 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、インターフェイスシステム LOCA 発生から破断箇所の隔離完了まで 300 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具(自給式呼吸器及び耐熱服)、照明及び通信連絡設備を整備する。

[中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性]

インターフェイスシステム LOCA が発生する可能性のある操作は、定期試験として実施する非常用炉心冷却系電動弁手動開閉試験における原子炉注入弁の手動開閉操作である。

上記試験を行う際は、系統圧力を監視し上昇傾向にならないことを確認しながら操作し、系統圧力が上昇傾向になった場合速やかに原子炉注入弁の閉操作を実施することとしている。しかし、隔離弁の隔離失敗等により系統圧力が異常に上昇し、低圧設計部分の過圧を示す警報及び漏えい関連警報が発生した場合、同試験を実施していた非常用炉心冷却系でインターフェイスシステム LOCA が発生していると判断することで漏えい箇所及び隔離すべき遠隔操作弁の特定が容易となり、中央制御室からの遠隔隔離操作を速やかに行うことが可能である。

[現場での隔離操作の成立性]

隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルート 환경을考慮しても、現場での隔離操作は可能である。

[溢水の影響]

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、溢水の影響を受けない。

[インターフェイスシステム LOCA の検知について]

インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉格納容器内外のパラメータ等によりインターフェイスシステム LOCA と判断する。非常用炉心冷却系ポンプ及び原子炉隔離時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、床漏えい検出器、放射線モニタ及び火災感知器により、漏えい箇所を特定するための参考情報の入手並びに原子炉建屋の状況確認が可能である。

(添付資料 1.3.3, 1.3.4, 1.3.5, 1.3.6)

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

主蒸気逃がし安全弁、監視計器への電源供給手順及び電源車への燃料補給手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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	代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) 自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁 (C, H の 2 個) 主蒸気系 配管・クエンチャ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備 非常時操作手順書 (設備別) 「自動減圧機能による原子炉減圧」 ※1, ※2
			非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)
		(主蒸気逃がし安全弁による減圧)	主蒸気逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設蓄電式直流電源設備 ※3 常設代替直流電源設備 ※3 可搬型代替直流電源設備 ※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 非常時操作手順書 (微候ベース) 「減圧冷却」等 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」 非常時操作手順書 (設備別) 「手動による原子炉減圧」
(タービンバイパス弁による減圧)	タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策設備 非常時操作手順書 (微候ベース) 「減圧冷却」等 非常時操作手順書 (設備別) 「タービンバイパス弁による原子炉減圧」		

※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: 自動減圧系作動阻止機能の手順は, 「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」にて整理する。

※4: 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，対応設備，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応設備	対応手段	対応設備	手順書
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流電源設備 ※3 自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対応設備 非常時操作手順書（微候ベース） 「減圧冷却」等 非常時操作手順書（設備別） 「手動による原子炉減圧」等 重大事故等対応要領書 「電源車による125V代替充電器盤への給電（G母線接続）」
		主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池 自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対応設備 非常時操作手順書（微候ベース） 「減圧冷却」等 非常時操作手順書（設備別） 「可搬型蓄電池接続による主蒸気逃がし安全弁開放」
	—	高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素ガス確保	高圧窒素ガスボンベ 高圧窒素ガス供給系 配管・弁 主蒸気系 配管・弁 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対応設備 非常時操作手順書（設備別） 「高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁作動窒素ガス確保」

※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：自動減圧系作動阻止機能の手順は，「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」にて整理する。

※4：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，対応設備，手順書一覧（3/4）
（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応設備	対応手段	対応設備	手順書
サポート系故障時	—	代替高圧窒素ガス供給系による減圧	高圧窒素ガスポンペ ホース・弁 代替高圧窒素ガス供給系 配管・弁	重大事故等対応設備 非常時操作手順書（徴候ベース） 「減圧冷却」等 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「注水ストラテジ-1」等 非常時操作手順書（設備別） 「代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放」
	全交流動力電源 常設直流電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型代替直流電源設備 ※3	重大事故等対応設備 非常時操作手順書（徴候ベース） 「電源回復」 非常時操作手順書（設備別） 「125V 代替蓄電池による125V 直流主母線盤2A-1(2B-1)への給電」
			125V 代替充電器盤用電源車接続設備	自主対策設備 重大事故等対応要領書 「電源車による125V 代替充電器盤および250V 充電器盤への給電（G 母線接続）」等
		代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等対応設備 非常時操作手順書（徴候ベース） 「電源回復」 非常時操作手順書（設備別） 「M/C C(D)母線受電」 重大事故等対応要領書 「M/C C(D)母線受電」

※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：自動減圧系作動阻止機能の手順は，「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」にて整理する。

※4：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（4/4）

（原子炉格納容器破損を防止，インターフェイスシステム LOCA 発生時）

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
原子炉格納容器の破損防止	—	高圧溶融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱の防止	主蒸気逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「注水ストラテジ-1」
インターフェイスシステム LOCA 発生時	—	発電用原子炉の減圧	主蒸気逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備
			タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策設備
		原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離	HPCS 注入隔離弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
		原子炉建屋原子炉区域内の圧力上昇抑制及び環境改善	原子炉建屋ブローアウトパネル ※4	重大事故等対処設備

※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：自動減圧系作動阻止機能の手順は，「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」にて整理する。

※4：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 1.3.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/6)

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)		
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)代替減圧				
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「減圧冷却」	判断基準	補機監視機能	高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 低压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ(A)出口圧力 残留熱除去系ポンプ(B)出口圧力 残留熱除去系ポンプ(C)出口圧力 原子炉給水ポンプ出口ヘッド圧力 復水器器内圧力	
		操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
			原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
			原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
			原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度
			補機監視機能	復水器器内圧力
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「急速減圧」	判断基準	補機監視機能	高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 低压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ(A)出口圧力 残留熱除去系ポンプ(B)出口圧力 残留熱除去系ポンプ(C)出口圧力 原子炉給水ポンプ出口ヘッド圧力 復水移送ポンプ出口圧力 復水器器内圧力	
		操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
			原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
			原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
			原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度
			補機監視機能	復水器器内圧力

監視計器一覧 (2/6)

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)	
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)代替減圧			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」	判断基準	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ(B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ(C) 出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域)
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度

監視計器一覧 (3/6)

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)
1.3.2.2 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			
非常時操作手順書 (設備別) 「手動による原子炉減圧」等	判断基準	電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS (A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS (B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 大容量送水ポンプ(タイプ I) 出口圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS (A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS (B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力
非常時操作手順書 (設備別) 「可搬型蓄電池接続による主蒸気逃がし安全弁開放」	判断基準	電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS (A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS (B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 大容量送水ポンプ(タイプ I) 出口圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS (A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS (B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力

監視計器一覧 (4/6)

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)
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2)主蒸気逃がし安全弁作動窒素ガス喪失時の減圧			
非常時操作手順書 (設備別) 「高圧窒素ガス供給系 (非常用) による主蒸気逃がし安全弁作動窒素ガス確保」	判断基準	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS(A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力
		関連警報	HPIN 常用系原子炉格納容器入口圧力低警報
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS(A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力
		関連警報	高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ 出口圧力低 警報
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (3)主蒸気逃がし安全弁の背圧を考慮した減圧			
非常時操作手順書 (設備別) 「代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放」	判断基準	電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力
		補機監視機能	代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁 (A) 入口圧力 代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁 (B) 入口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 大容量送水ポンプ (タイプ I) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		補機監視機能	代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁 (A) 入口圧力 代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁 (B) 入口圧力 代替高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 代替高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスポンベ (B) 出口圧力

監視計器一覧 (5/6)

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)
1.3.2.3 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「原子炉建屋制御」等	判断基準	格納容器バイパスの監視 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉圧力 ドライウェル圧力 ドライウェル温度 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (C) 出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 エリア放射線モニタ
		補機監視機能 ドライウェルサンプ水位 漏えい関連警報 建屋・床・タンク漏えい 警報 残留熱除去系機器室/熱交換器室漏えい 警報 残留熱除去系機器室/熱交換器室雰囲気温度高 警報 原子炉建屋原子炉棟放射能高 警報 原子炉建屋原子炉棟排気放射能高 警報 原子炉建屋原子炉棟ダスト放射線モニタ (A) 異常 警報 原子炉建屋原子炉棟ダスト放射線モニタ (B) 異常 警報
	操作	格納容器バイパスの監視 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉圧力 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (C) 出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ室漏えい検出 周囲温度 エリア放射線モニタ プロセス放射線モニタ ・原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ ・燃料取替エリア放射線モニタ

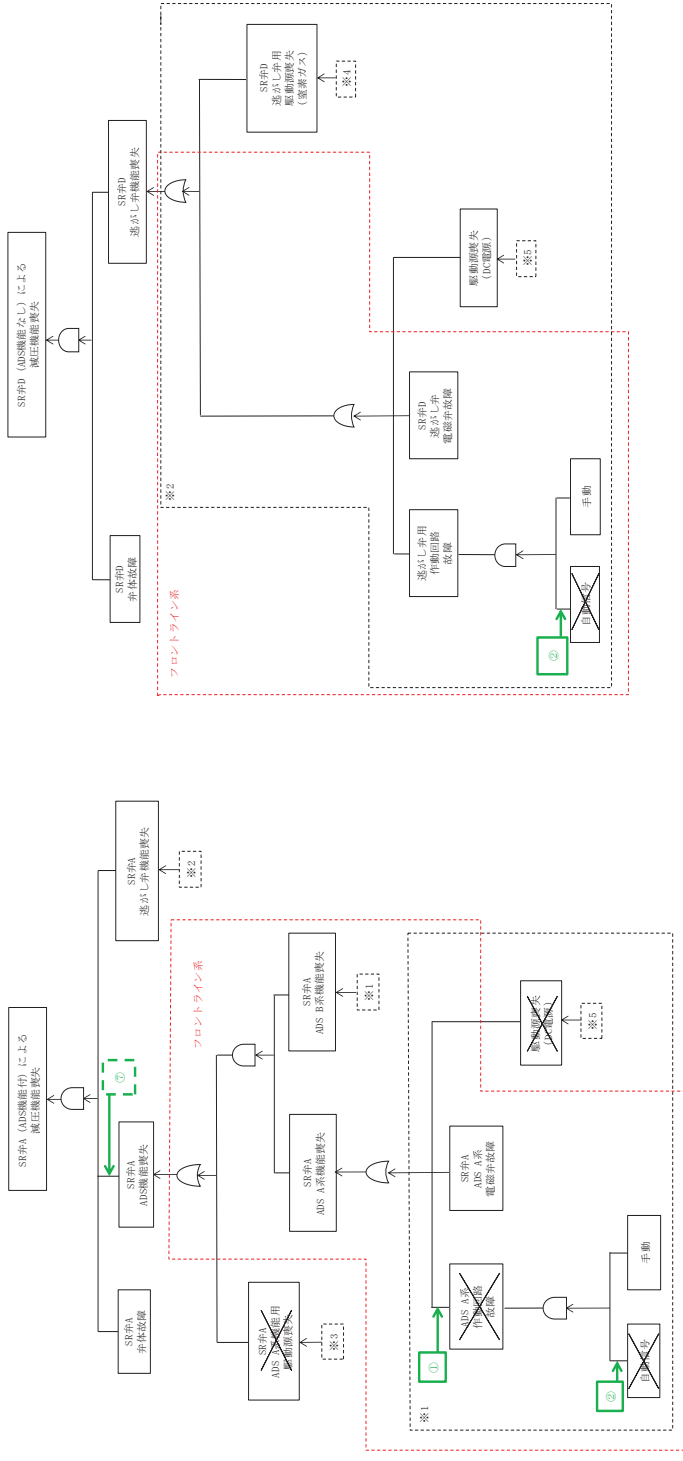
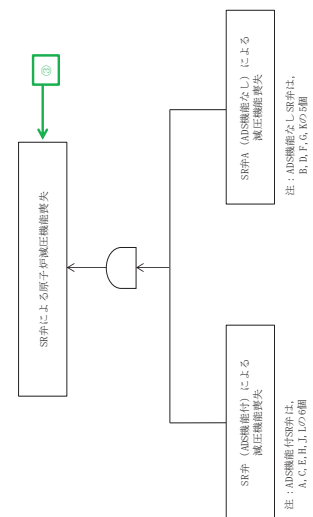
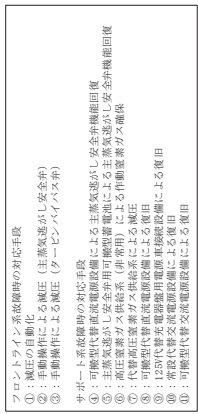
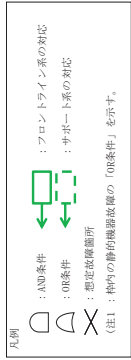
監視計器一覧 (6/6)

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)
1.3.2.3 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「原子炉建屋制御」等	原子炉圧力容器内への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (C) 出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (C) 出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
	水源の確保	圧力抑制室水位 復水貯蔵タンク水位
	原子炉格納容器内の温度	サブレーションプール水温度
	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量 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 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量 原子炉補機冷却水系 (A) 冷却水供給温度 原子炉補機冷却水系 (B) 冷却水供給温度 原子炉補機冷却海水系ポンプ (A) 出口圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ (B) 出口圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ (C) 出口圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ (D) 出口圧力
	補機監視機能	復水器器内圧力

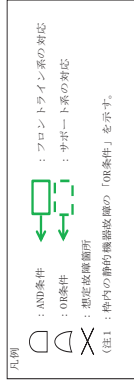
第 1.3.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	供給元	
		設備	母線
【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	主蒸気逃がし安全弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
			125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
			125V 直流主母線 2B-1
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
			125V 直流主母線 2B-1
	可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池	-	
	高圧窒素ガス供給系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
	代替高圧窒素ガス供給系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
可搬型代替直流電源設備		125V 直流主母線 2A-1	
		125V 直流主母線 2B-1	

※：供給負荷は監視計器



第 1.3.1 図 機能喪失原因対策分析(1/2)



フロントライン系故障時の対応手段

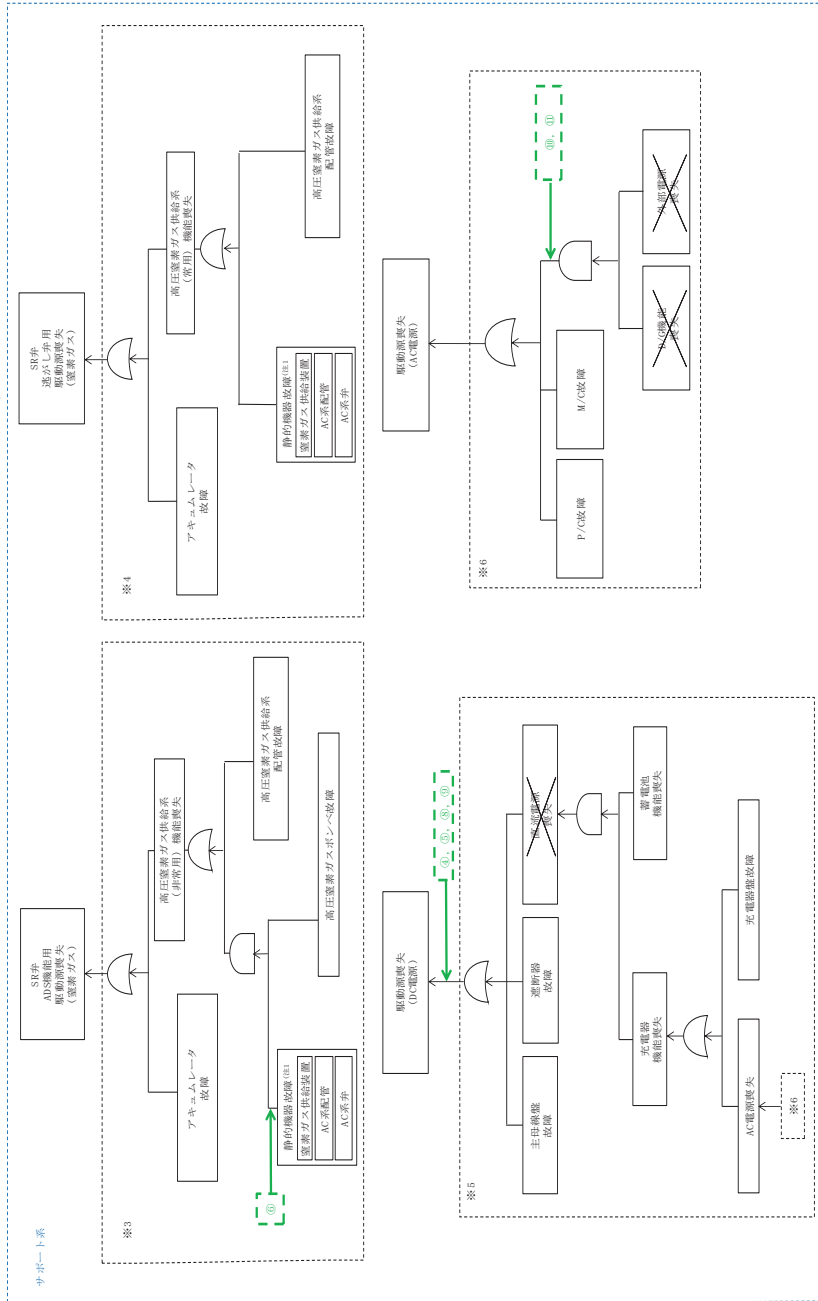
①：異常検知による検正（注：異常検知が、安全弁）
 ②：自動操作による検正（タービンバイパス弁）
 ③：手動操作による検正

サブシステム故障時の対応手段

④：異常検知による検正（注：異常検知が、安全弁）
 ⑤：自動操作による検正（タービンバイパス弁）
 ⑥：手動操作による検正

注：①～③は、異常検知による検正（注：異常検知が、安全弁）
 ④～⑥は、異常検知による検正（注：異常検知が、安全弁）
 ⑦：代替高圧蒸気ガス供給系による検正
 ⑧：代替高圧蒸気ガス供給系による検正
 ⑨：1500代特設電源設備による検正
 ⑩：可搬型代替交流電源設備による検正

注：①～③は、異常検知による検正（注：異常検知が、安全弁）
 ④～⑥は、異常検知による検正（注：異常検知が、安全弁）
 ⑦～⑩は、異常検知による検正（注：異常検知が、安全弁）

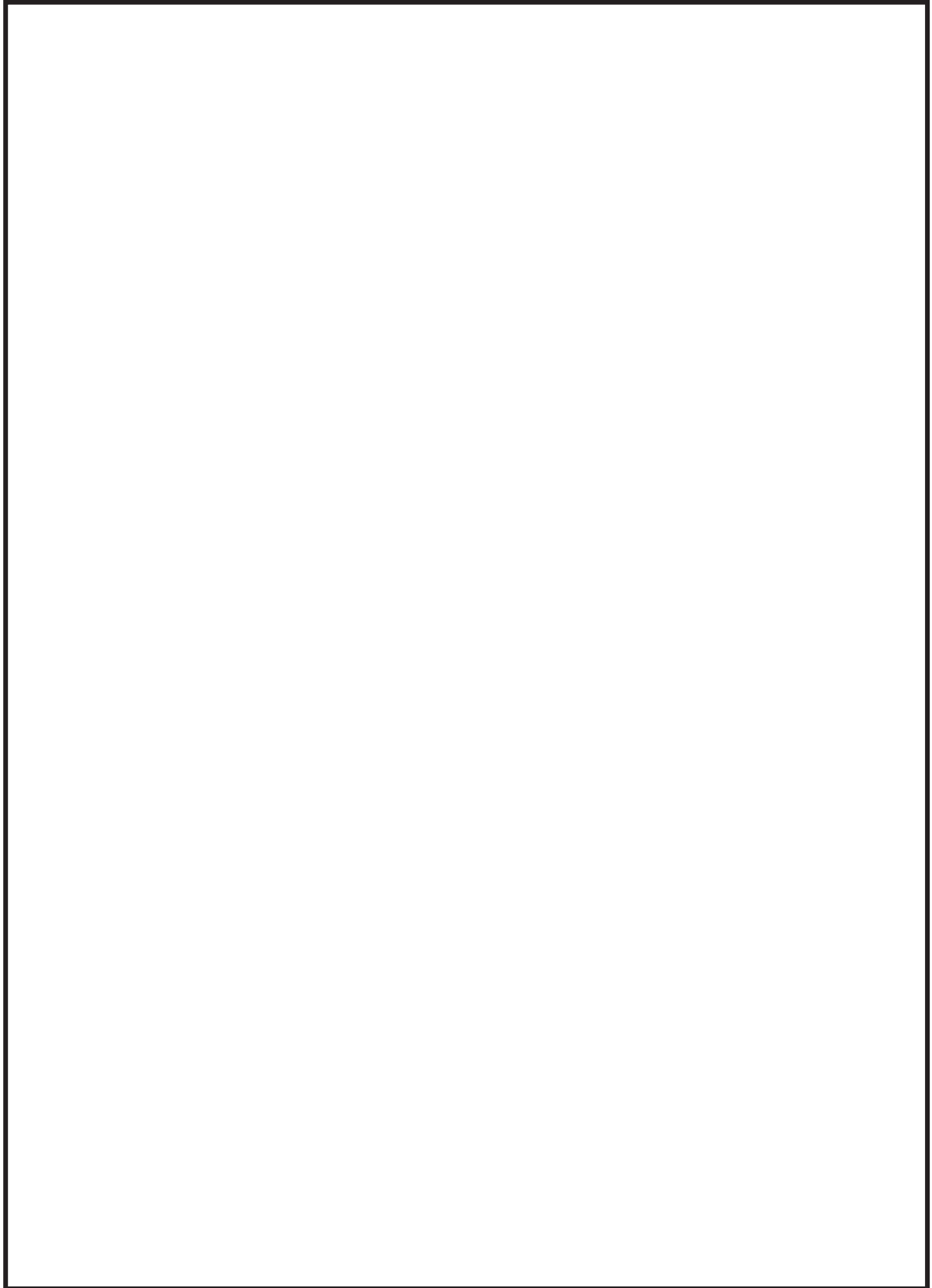


第 1.3.1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)



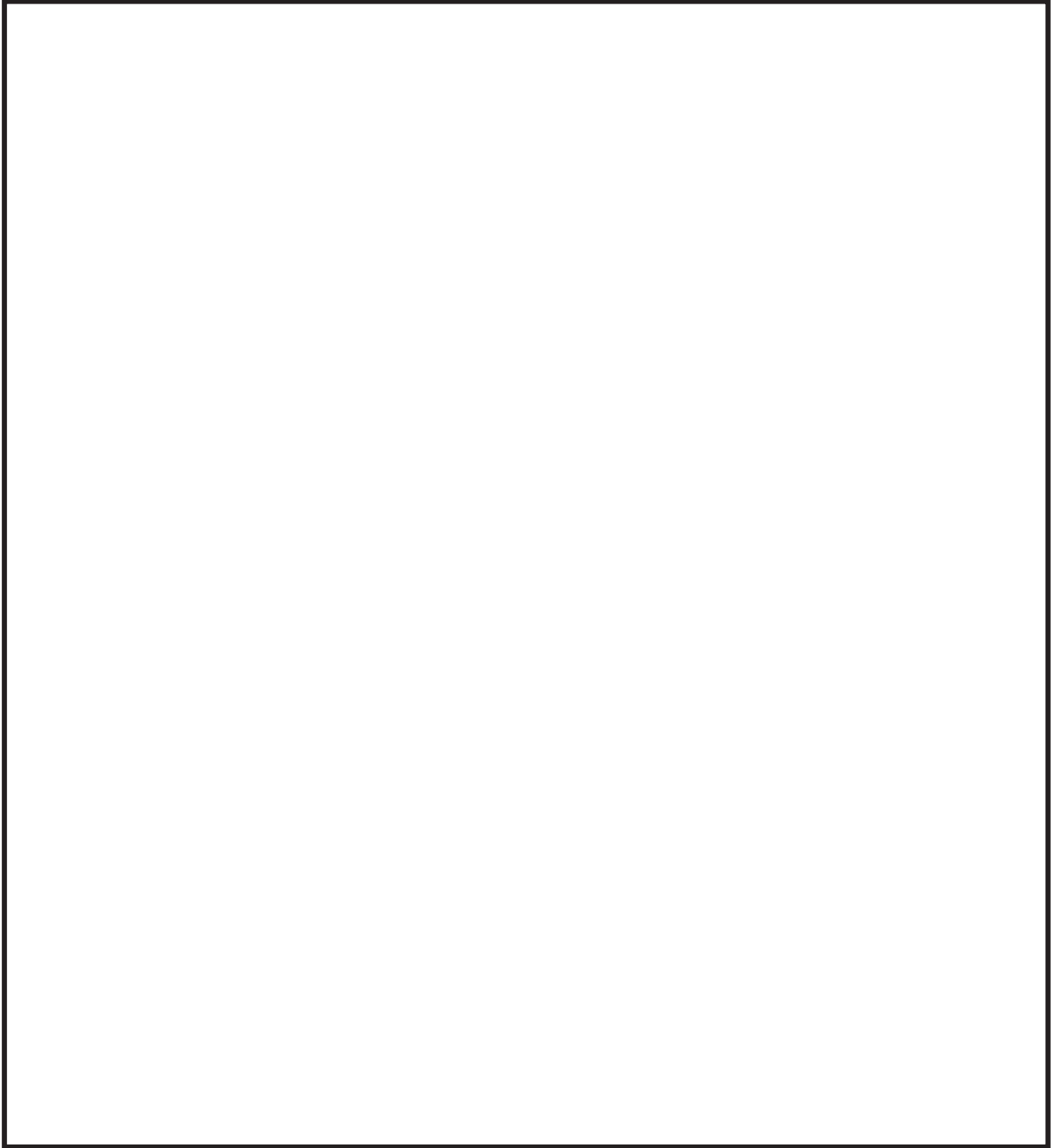
第 1.3.2 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「減圧冷却」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.3.3 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「急速減圧」における対応フロー

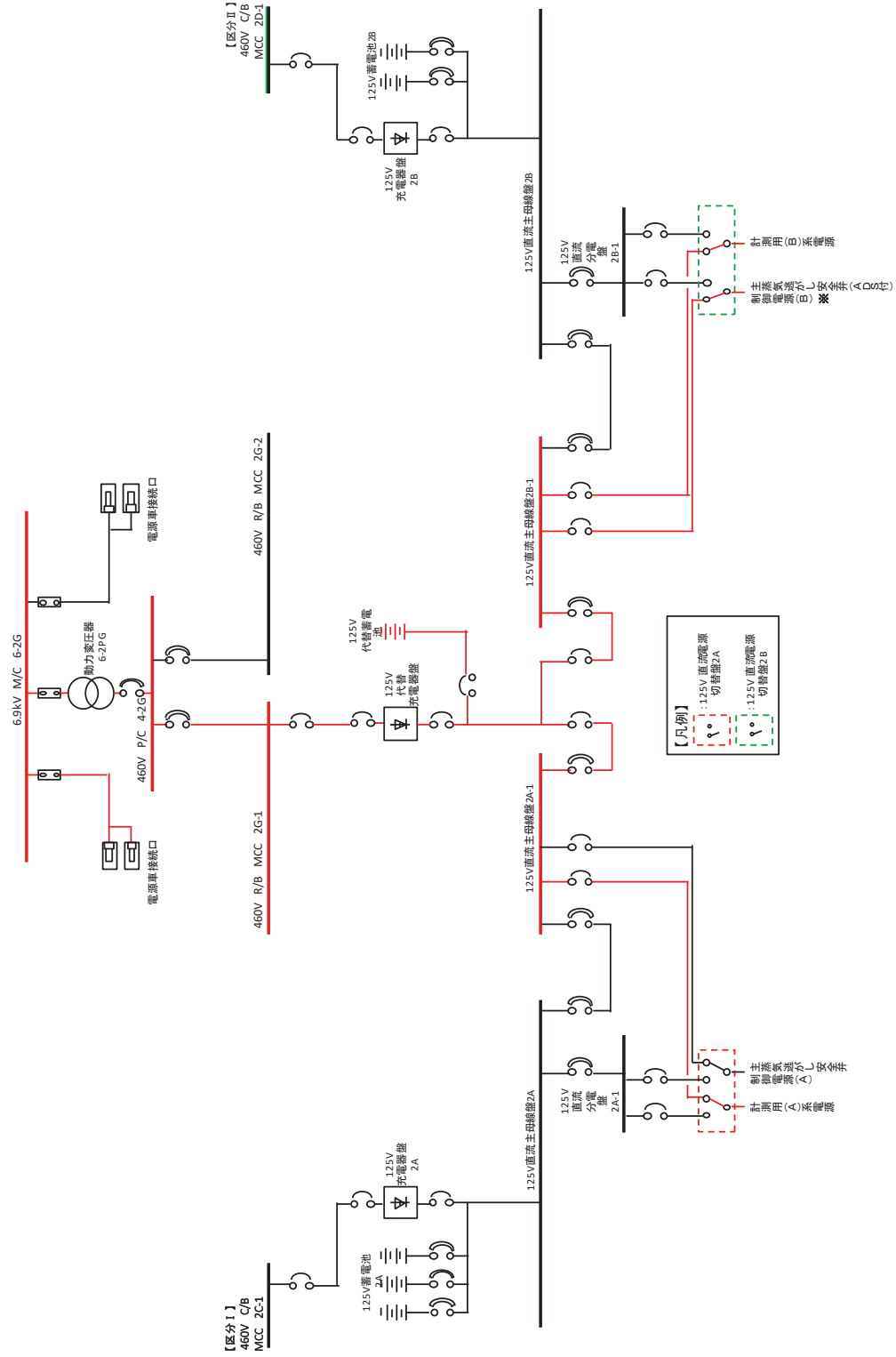
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



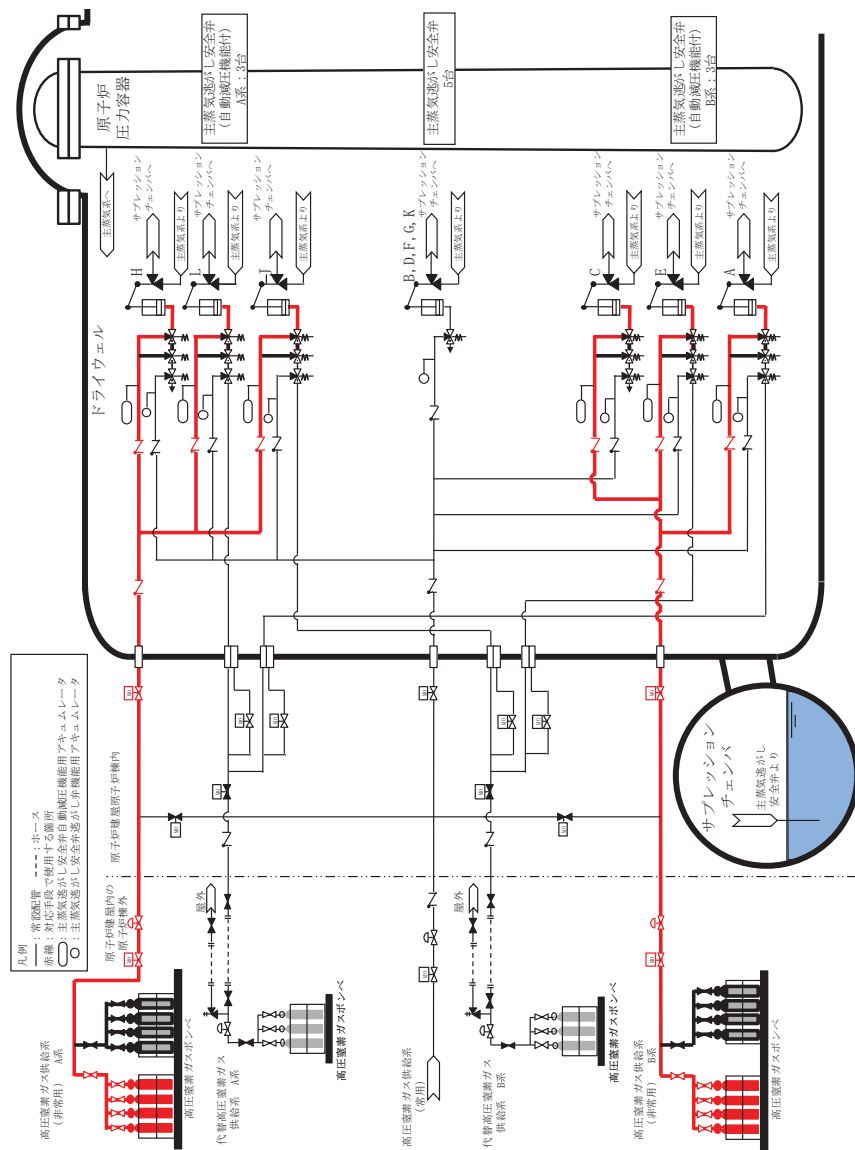
第 1.3.4 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-1」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

凡例
赤線：対応手段で使用する箇所



第 1.3.5 図 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放 概要図 (1/3)



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤ # 1	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (A)	P54-MO-F069A	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)
⑤ # 2	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (B)	P54-MO-F069B	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)
⑤ # 3	HPIN 非常用窒素ガス入口弁 (A)	P54-MO-F060A	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑤ # 4	HPIN 非常用窒素ガス入口弁 (B)	P54-MO-F060B	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

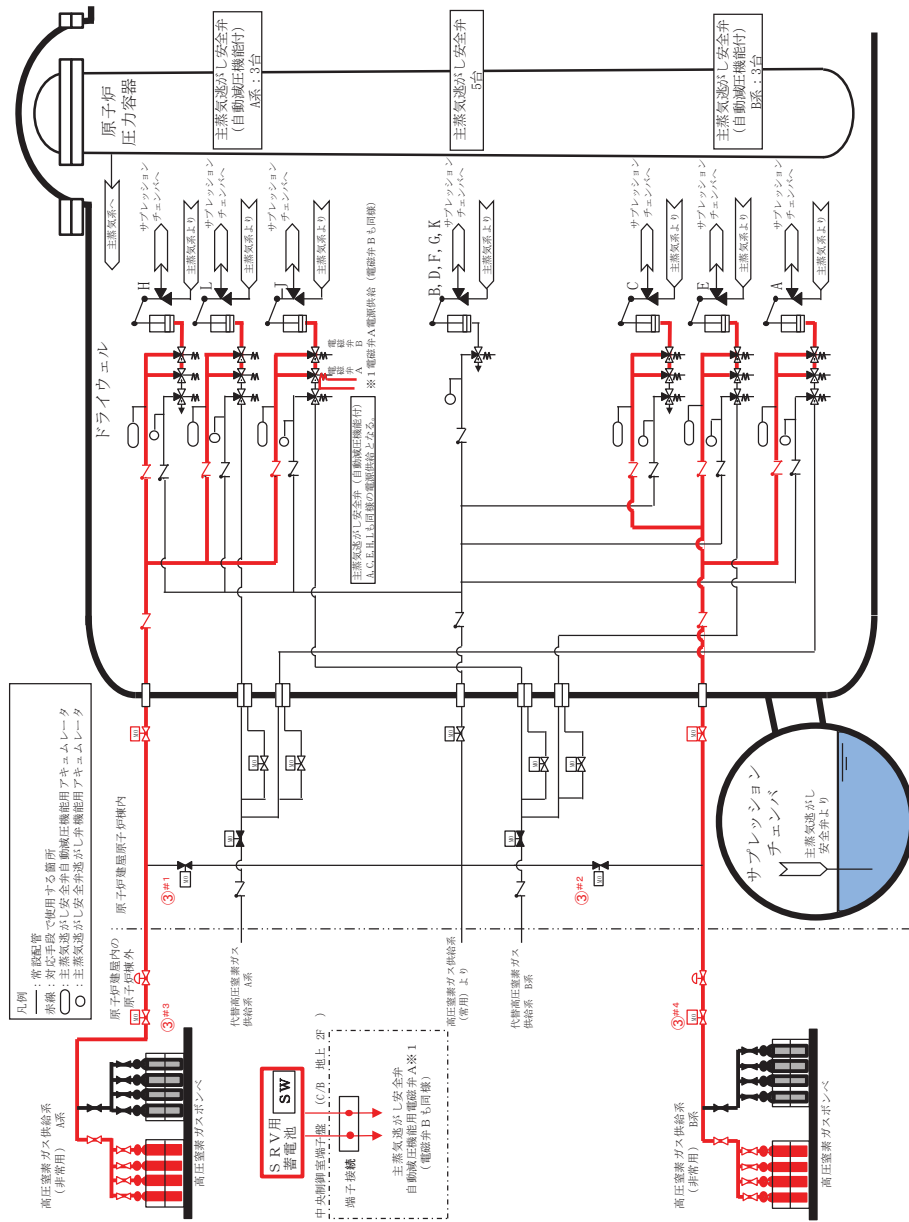
第 1.3.5 図 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放 概要図 (3/3)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																			備考		
		10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m	110m	120m	130m	140m	150m	160m	170m	180m	190m		200m	
可搬型代替 直流電源設備 による主蒸気 逃がし安全弁 開放	1 中央制御室運転員A	100分 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放																			操作手順		
		④																					
																						⑧⑨⑩	
																						③	
	2 現場運転員B, C																					⑤⑥	

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.3.6 図 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放 タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ #1	HPIN 常用非常用蒸気ガス連絡弁 (A)	P54-M0-F069A	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)
③ #2	HPIN 常用非常用蒸気ガス連絡弁 (B)	P54-M0-F069B	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)
③ #3	HPIN 非常用蒸気ガス入口弁 (A)	P54-M0-F060A	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
③ #4	HPIN 非常用蒸気ガス入口弁 (B)	P54-M0-F060B	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.3.7 図 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁開放 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																			備考				
		10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m	110m	120m	130m	140m	150m	160m	170m	180m	190m		200m			
主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁開放	中央制御室運転員A	1	可搬型計測器接続 ^{※1}																				②	操作手順	
			減圧確認 ^{※2}																						⑧
	現場運転員B, C	2																							③④
			高圧窒素ガス供給系(非常用)系統構成 ^{※1}																						⑤
																									⑦
			可搬型蓄電池, ケーブル接続 ^{※1}																						
			減圧操作開始 ^{※1}																						

※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※2: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

第 1.3.8 図 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁開放 タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																			備考	
		10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m	110m	120m	130m	140m	150m	160m	170m	180m	190m		200m
高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保	中央制御室運転員A	高圧窒素ガス供給系原子炉格納容器入口圧力低警報発生 50分 高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保																			操作手順	
	1																					
	2																					

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

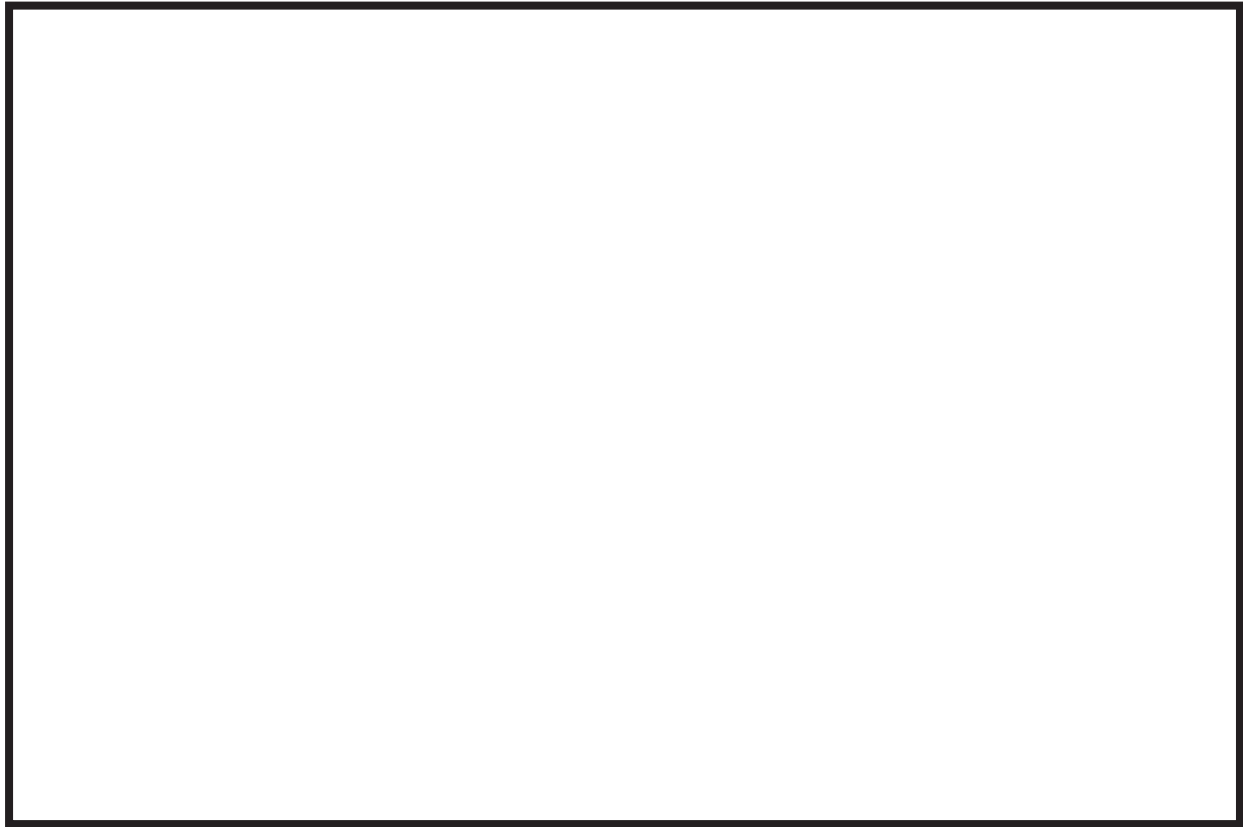
※2：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																			備考	
		10m	20m	30m	40m	50m	55m	60m	65m	70m	75m	80m	85m	90m	95m	100m	105m	110m	115m	120m		125m
高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保	現場運転員B, C	高圧窒素ガス供給系窒素ガスボンベ出口圧力低警報発生 35分 高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保 105分																			操作手順	
	2																					
	2																					

※1：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

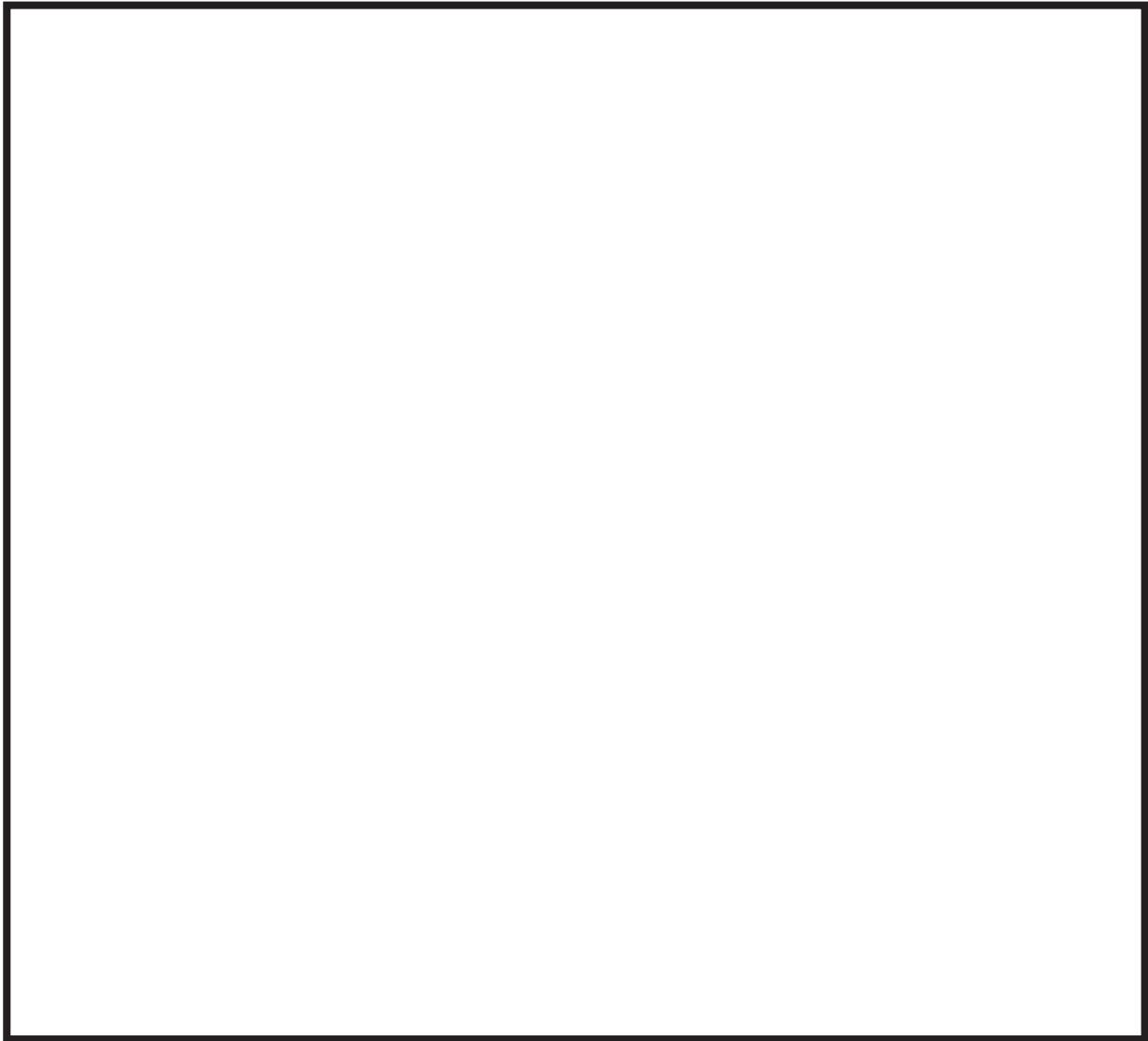
※2：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.3.10 図 高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保タイムチャート



第 1.3.13 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「RC スクラム」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.3.14 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「原子炉建屋制御」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												経過時間(時間)												備考
		10m	20m	30m	40m	50m	1h	2h	3h	4h	5h	6h	7h	8h	9h	10h	11h	12h	13h	14h	15h					
インターフェースシステムLOCA発生時の対応手順	中央制御室運転員A, B, C 現場運転員D, E	インターフェースシステムLOCA事象発生 ▽ インターフェースシステムLOCA事象判断 ▽ 20分以内 遠隔隔離 ▽ 300分 現場隔離 ※1																								
		警報確認, パラメータ確認 ※2																								
		破断箇所の特定及び遠隔隔離操作並びに原子炉手動スクラム ※3																								
		非常用炉心冷却系又は代替注水系起動 ※3																								
		原子炉減圧 ※3																								
		原子炉水位調整 隔離成功までTAF~TAF+1000mmの間で維持 ※3																								
		原子炉水位調整 隔離成功後L-3~L-8を維持 ※3																								
		非常用ガス処理系起動 ※3																								
		R/A送・排風機起動 ※3																								
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)起動 ※3																								
現場運転員保護具装着補助 ※4																										
現場隔離操作(移動, 保護具装着を含む) ※5																										

※1: 破断の規模によっては, 現場での隔離操作の所要時間は300分以内となる。

※2: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

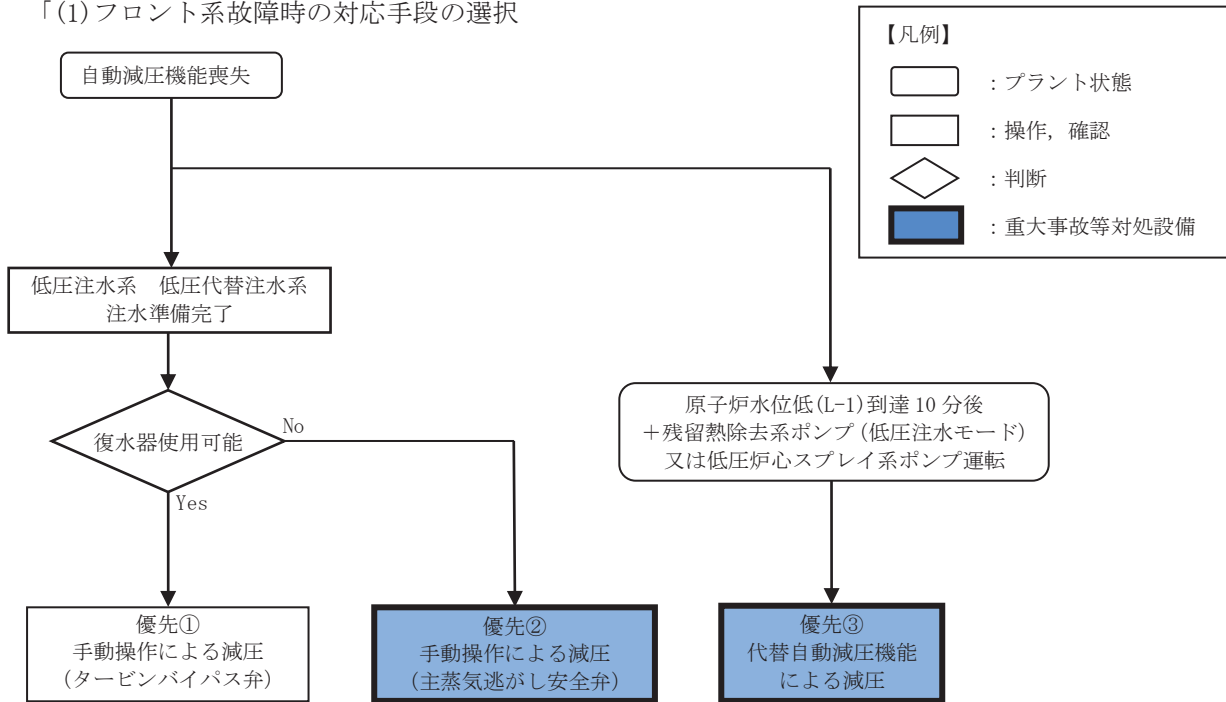
※3: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※4: 保護具装着時間に見込んだ時間

※5: 保護具装着時間, 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

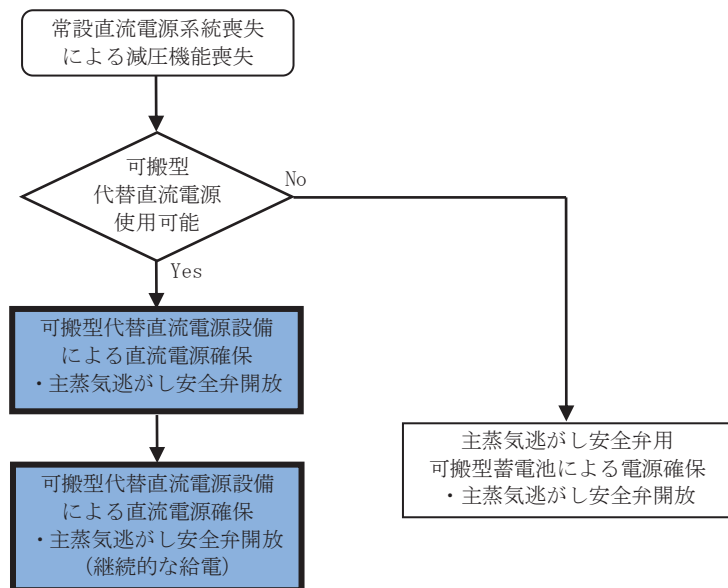
第 1.3.15 図 インターフェースシステム LOCA 発生時の原子炉の減圧タイムチャート

「(1) フロント系故障時の対応手段の選択

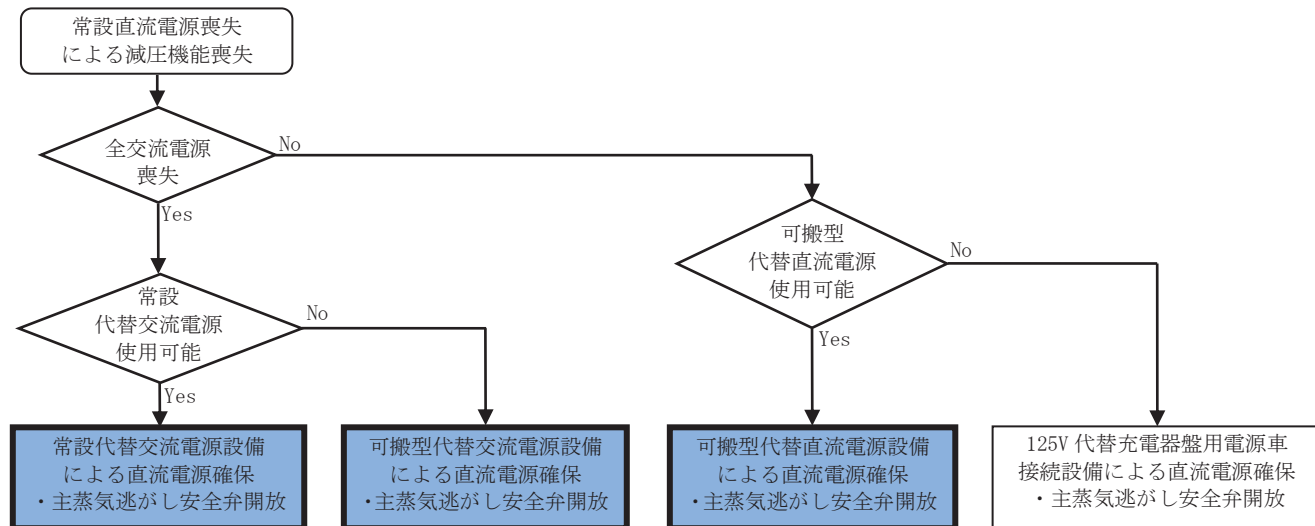


第 1.3.16 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

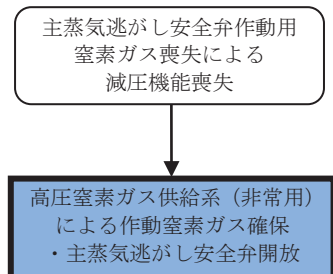
(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (1/4)



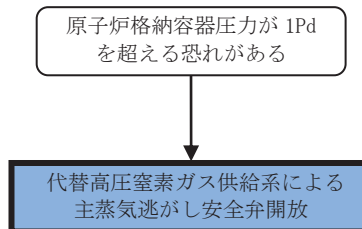
(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (2/4)



(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (3/4)



(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (4/4)



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)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/4）

技術的能力審査基準（1.3）	番号	設置許可基準規則（46条）	技術基準規則（61条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>【解釈】 1 「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ために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第46条に規定する「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ために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第61条に規定する「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ために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	②	<p>(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWRの場合）。</p>	<p>(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWRの場合）。</p>	⑧
<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p>	③	<p>(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p>	<p>(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p>	⑨
<p>c) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	④	<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	⑩
<p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p>	④	<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>	<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>	⑪
<p>(2) 復旧 a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p>	⑤	—	—	—
<p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR） a) SGTR発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。（PWRの場合）</p>	—	—	—	—
<p>(4) インターフェイスシステムLOCA（ISLOCA） a) ISLOCA発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合）を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	⑥	—	—	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/4）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
減圧の自動化	代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能)	既設	① ⑦ ⑧	—	—	—	—	—	
	ATWS 緩和設備 (自動減圧系 作動阻止機能)	既設 新設							
	自動減圧機能付き 主蒸気逃がし安全弁 (C, H の 2 個)	既設							
	主蒸気系 配管 ・クエンチャ	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
(主蒸気逃がし安全弁) 手動操作による減圧	主蒸気逃がし安全弁	既設	① ⑦	(タービンバイパス弁) 手動操作による減圧	タービンバイパス弁	常設	5分	1名	自主対策とする理由 は本文参照
	主蒸気系 配管 ・クエンチャ	既設			タービン制御系	常設			
	主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用 アキュムレータ	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							
	所内常設蓄電式直流 電源設備	既設 新設							
	常設代替直流電源 設備	新設							
	可搬型代替直流電源 設備	新設							
	常設代替交流電源 設備	新設							
	可搬型代替交流電源 設備	新設							
可搬型代替直流電源設備による 主蒸気逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流電源 設備	新設	① ② ⑦ ⑨	—	—	—	—	—	
	自動減圧機能付き 主蒸気逃がし安全弁	既設							
	主蒸気系 配管 ・クエンチャ	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							
	—	—							

※ 1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順書」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/4）

■：重大事故等対処設備

■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
主蒸気逃がし安全弁 可搬型蓄電池接続による 主蒸気逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁 用可搬型蓄電池	新設	① ② ⑦ ⑨	—	—	—	—	—	
	自動減圧機能付き 主蒸気逃がし安全弁	既設							
	主蒸気系 配管 ・クエンチャ	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							
高圧窒素ガス供給系 (非常用)による 窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンペ	既設	① ③ ⑦ ⑩	—	—	—	—	—	
	高圧窒素ガス供給系 配管・弁	既設							
	主蒸気系 配管・弁	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							
主蒸気逃がし安全弁 の背圧対策	高圧窒素ガスポンペ	既設	① ④ ⑦ ⑪	—	—	—	—	—	
	ホース・弁	既設							
	代替高圧窒素ガス 供給系 配管・弁	既設							
	—	—							
代替直流電源設備 による復旧	可搬型代替直流電源 設備	新設	① ⑤ ⑦	代替直流電源設備 による復旧	125V 代替充電器盤用 電源車接続設備	常設 可搬	※1	※1	自主対策 とする理 由は本文 参照
	—	—			—	—			
代替交流電源設備 による復旧	常設代替交流電源 設備	新設	① ⑤ ⑦	—	—	—	—	—	
	可搬型代替交流電源 設備	新設							
	—	—							

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順書」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/4）

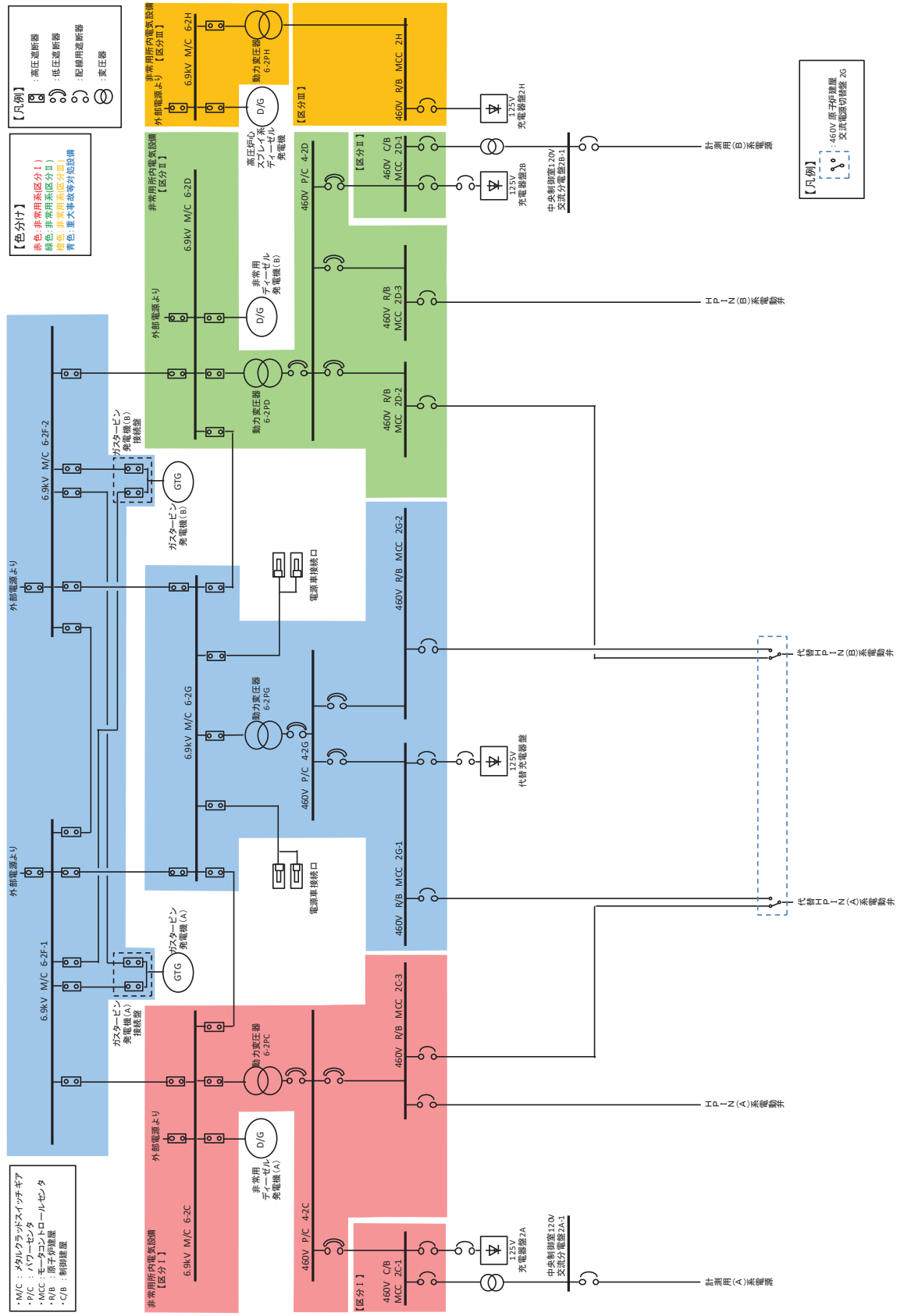
■：重大事故等対処設備

■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

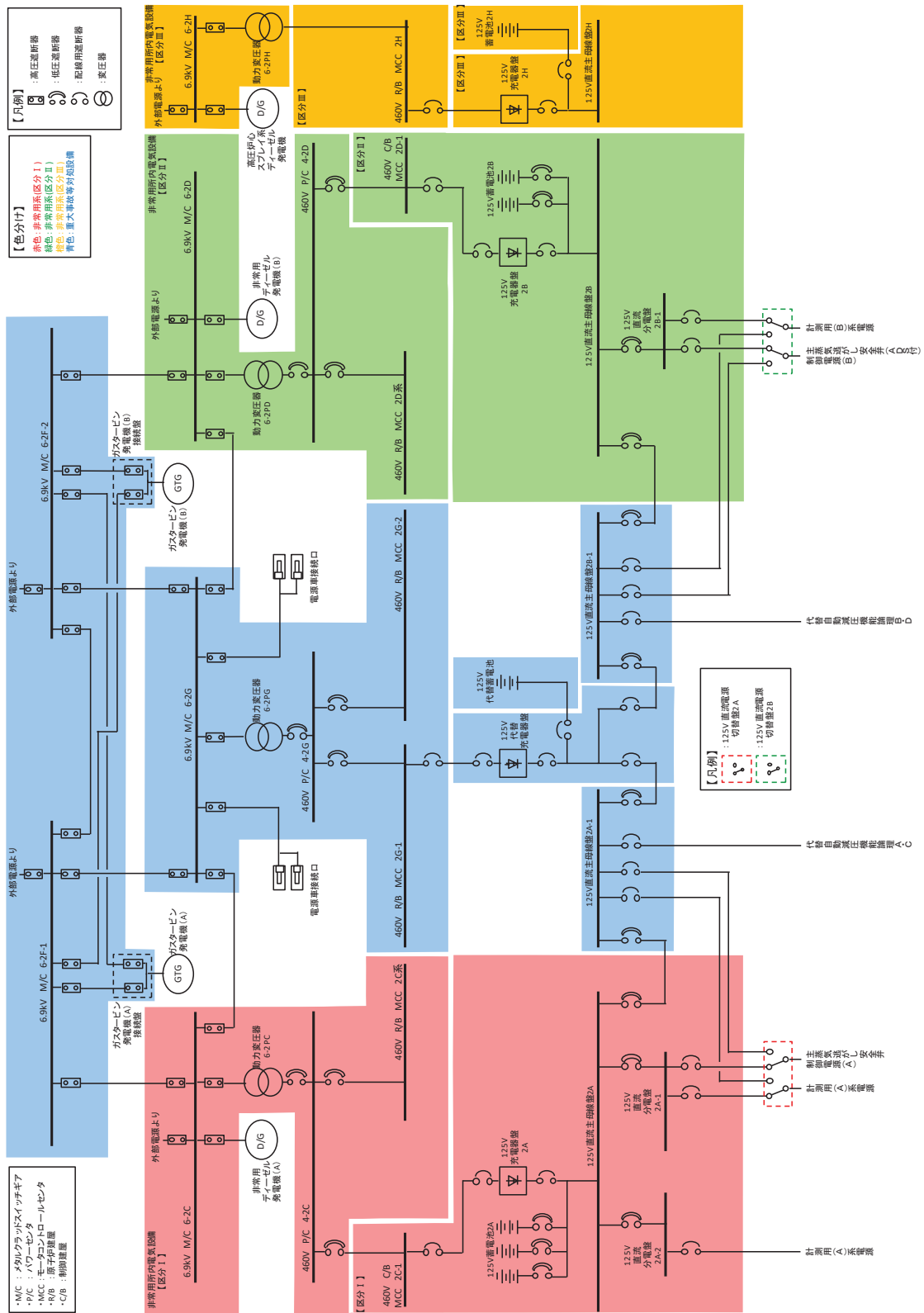
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
高圧溶融物放出／ 雰囲気直接加熱の防止	主蒸気逃がし安全弁	既設	① ⑦	—	—	—	—	—	
	主蒸気系 配管 ・クエンチャ	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用 アキュムレータ	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							
（インターフェースシステムLOCA発生時） 発電用原子炉の減圧	主蒸気逃がし安全弁	既設	① ⑥ ⑦	（インターフェースシステムLOCA発生時） 発電用原子炉の減圧	タービンバイパス弁	常設	5分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	主蒸気系 配管 ・クエンチャ	既設			タービン制御系	常設			
	主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用 アキュムレータ	既設			—	—			
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設			—	—			
	—	—			—	—			
（インターフェースシステムLOCA発生時） 原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離	HPCS注入隔離弁	既設	① ⑥ ⑦	—	—	—	—	—	
	—	—							
原子炉建屋原子炉区域内の 圧力上昇抑制及び環境改善	原子炉建屋 ブローアウトパネル	既設	① ⑥ ⑦	—	—	—	—	—	
	—	—							

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順書」にて整備する。

対応手段として選定した設備の電源構成図



第1図 電源構成図 (交流電源)



第2図 電源構成図 (直流電源)

重大事故等対策の成立性

1. 可搬型代替直流電源設備による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁開放

a. 操作概要

常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型代替直流電源設備により自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁を開放して、発電用原子炉の減圧を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替直流電源設備による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁（減圧状況の確認含む）開放に必要な要員数及び時間は以下のとおり。（可搬型代替直流電源設備に関する手順等については「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。）

必要要員数 : 2 名 (現場運転員 2 名)

想定時間 : 100 分 (訓練実績等)

d. 操作の成立性について

作業環境 : ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路 : ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時にもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段 : 通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。



系統構成

2. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁開放

a. 操作概要

常設直流電源及び代替直流電源の喪失により主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、中央制御室端子盤へ主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁を開放する。

b. 作業場所

制御建屋 地上 2 階 (非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁 (減圧状況の確認含む) 開放に必要な要員数, 時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名 (現場運転員 2 名)

想定時間 : 95 分 (訓練実績等)

d. 操作の成立性について

作業環境 : ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており, 建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから, 防護具 (全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋等) を装備又は携行して作業を行う。

移動経路 : ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから, 建屋内常用照明消灯時にもアクセス可能である。

操作性 : 通常の端子操作であり, 容易に接続が実施可能である。

操作に必要な資機材は操作場所近傍に配備する。

連絡手段 : 通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS 端末) 及び送受話器 (ページング) を配備しており, 重大事故等の環境下において, 通常の連絡手段が使用不能となった場合でも, 携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。

3. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保

(1) 高圧窒素ガス供給系（非常用）へのライン切替え

a. 操作概要

HPIN 常用系格納容器入口圧力低警報が発生し、主蒸気逃がし安全弁の駆動源を確保する必要がある場合において、電動弁の電源が確保できず中央制御室の操作スイッチにて窒素ガスの供給ラインを高圧窒素ガス供給系（非常用）側へ切り替えることができない場合、現場での弁の手動操作により窒素ガスの供給ラインを切替える。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 1 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）

原子炉建屋 地上 1 階（原子炉建屋原子炉棟内）

c. 必要要員数及び操作時間

高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保のうち、高圧窒素ガス供給系（非常用）による供給のためのライン切替えに必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 : 50 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、屋内常用照明消灯時にもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。

(2) 高圧窒素ガスボンベ（待機側）への切替え及び使用済み高圧窒素ガスボンベの取替え

a. 操作概要

発電用原子炉の減圧操作中及び減圧完了後の主蒸気逃がし安全弁開保持期間中に、主蒸気逃がし安全弁作動用の高圧窒素ガス供給系窒素ガスボンベ出口圧力低警報が発生した場合、高圧窒素ガスボンベ（待機側）への切替え及び使用済み高圧窒素ガスボンベの取替えを実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上1階（原子炉建屋内の原子炉棟外）

c. 必要要員数及び操作時間

高圧窒素ガスボンベによる主蒸気逃がし安全弁駆動源確保のうち、高圧窒素ガスボンベ（待機側）への切替え及び使用済み高圧窒素ガスボンベの取替えに必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（現場運転員2名）

想定時間 : 35分（訓練実績等）（ボンベ切替）

: 105分（訓練実績等）（ボンベ取替）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時にもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常のボンベ切替え・取替え操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。



系統構成



高圧窒素ガスボンベ



ボンベ切替え

4. 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放

(1) 代替高圧窒素ガス供給系へのライン切替え

a. 操作概要

代替高圧窒素ガス供給系より自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁用電磁弁の排气ポートへ作動窒素ガスを供給することで自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉の減圧を実施する

b. 作業場所

原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

c. 必要要員数及び操作時間

代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名 (現場運転員2名)

想定時間 : 25分 (訓練実績等)

d. 操作の成立性について

作業環境 : ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、防護具 (全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等) を装備又は携行して作業を行う。

移動経路 : ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時にもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 設備設置工事のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

連絡手段 : 通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS 端末) 及び送受話器 (ページング) を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。

(2) 高圧窒素ガスボンベの取替え

a. 操作概要

代替高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、高圧窒素ガスボンベの作動窒素ガス供給圧力が低下した場合、予備の高圧窒素ガスボンベと使用済みの高圧窒素ガスボンベの取替えを実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上1階（原子炉建屋内の原子炉棟外）

c. 必要要員数及び操作時間

代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放のうち、高圧窒素ガスボンベの取替えに必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（現場運転員2名）

想定時間 : 80分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時にもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常のボンベ取替え操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。

5. インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい停止操作（高圧炉心スプレイ系の場合）

(1) 高圧炉心スプレイ系の現場隔離操作

a. 操作概要

インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉格納容器外への漏えいを停止するための破断箇所の隔離が必要となる。破断箇所の特定又は隔離ができない場合、主蒸気逃がし安全弁及びタービンバイパス弁により発電用原子炉を減圧し、原子炉建屋への原子炉冷却材の漏えいを抑制する。その後は発電用原子炉を冷温停止状態に移行させ、破断箇所の隔離操作を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下 1 階（原子炉建屋原子炉棟内）

c. 必要要員数及び操作時間

インターフェイスシステム LOCA 発生時の高圧炉心スプレイ系からの漏えい停止操作のうち移動、防護具装着、原子炉建屋内における隔離操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 : 70 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：現場環境が改善された状態での操作であり、自給式呼吸器及び耐熱服を確実に装着することにより事故環境下においても作業可能である。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時にもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。



HPCS 注入隔離弁



耐熱服 (イメージ)



自給式呼吸器

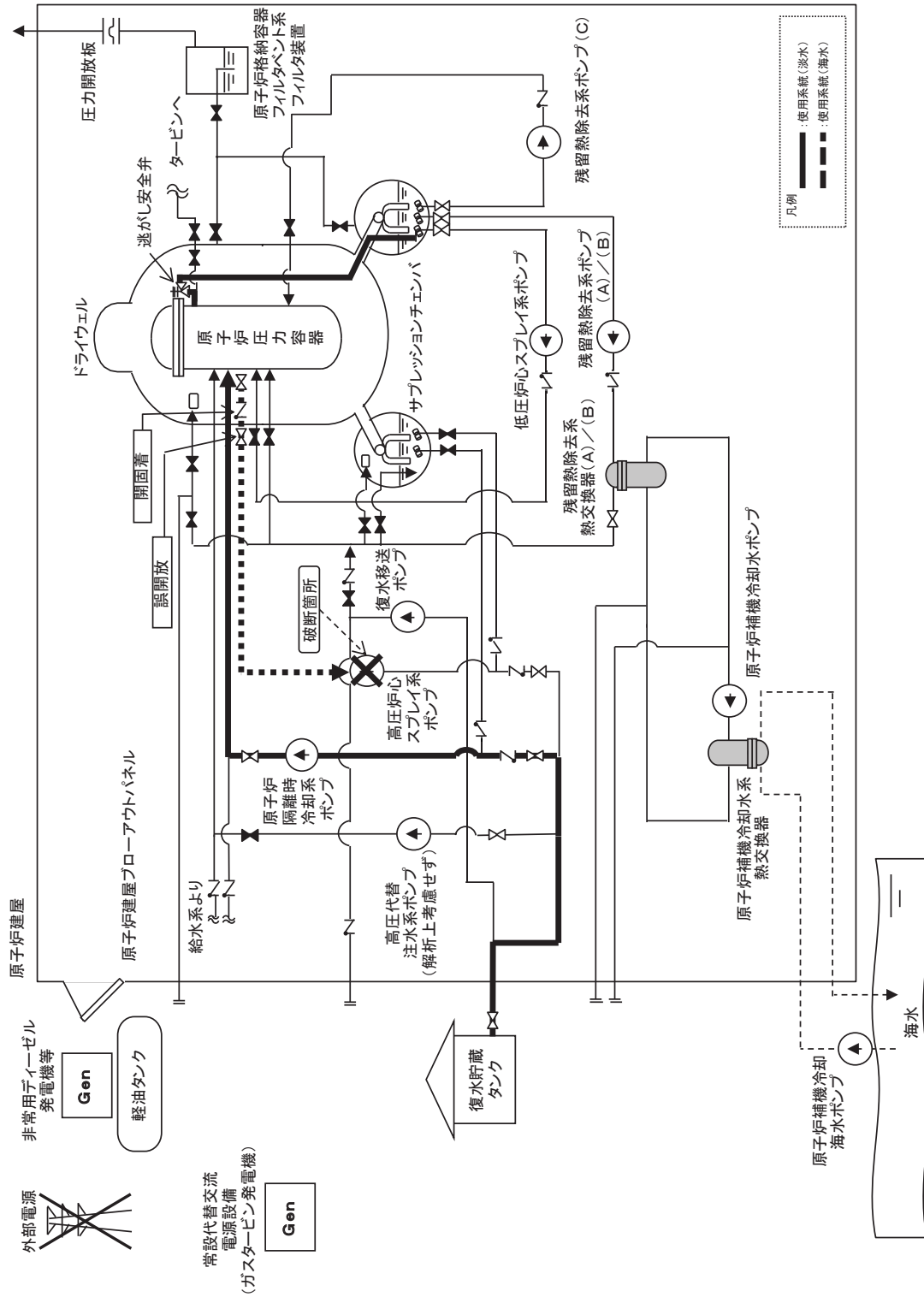


図1 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 時の重大事故等対策の概要図 (1/4)
 (原子炉注水)

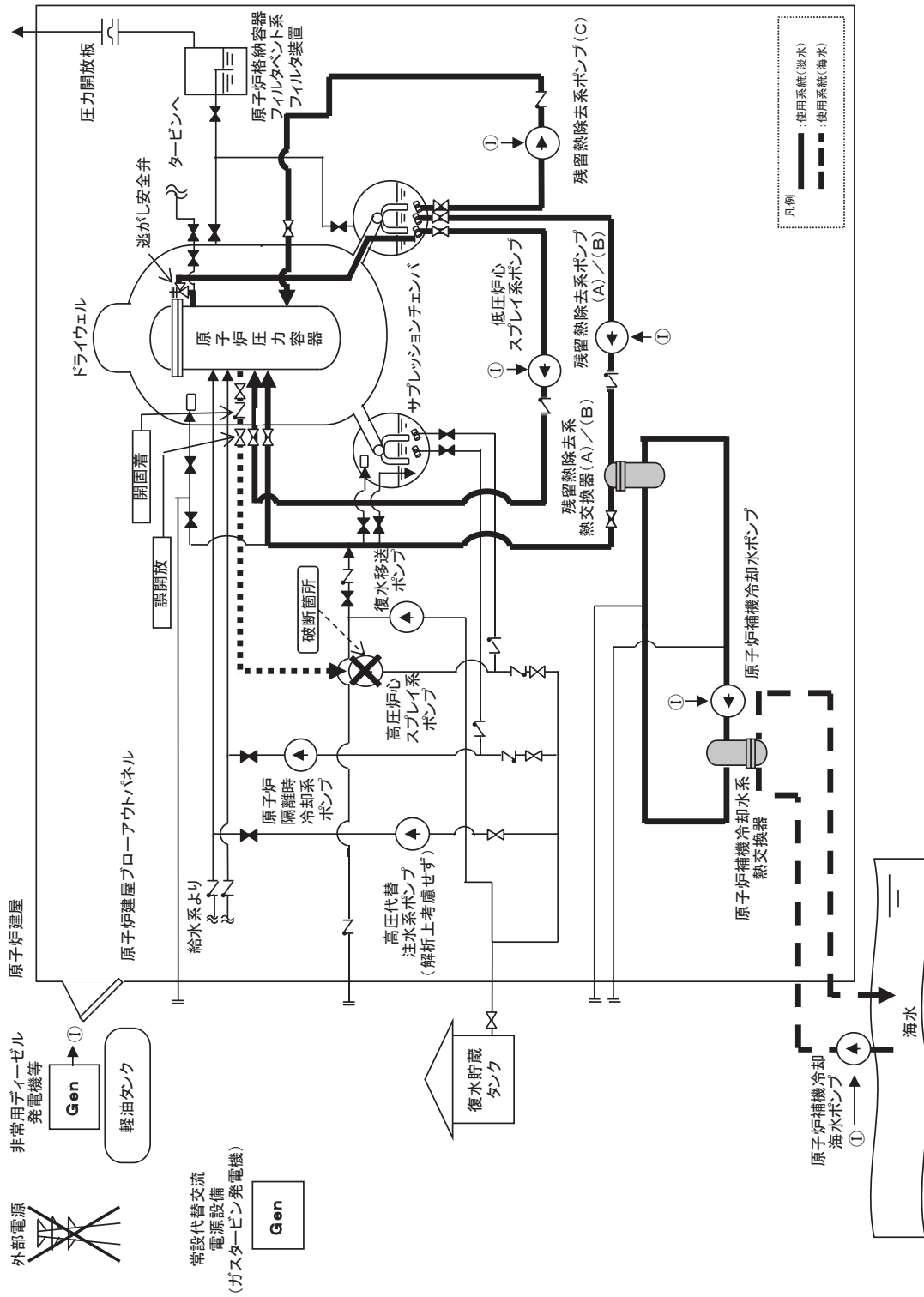


図2 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）時の重大事故等対策の概要図（2/4）

（原子炉急速減圧及び原子炉注水）

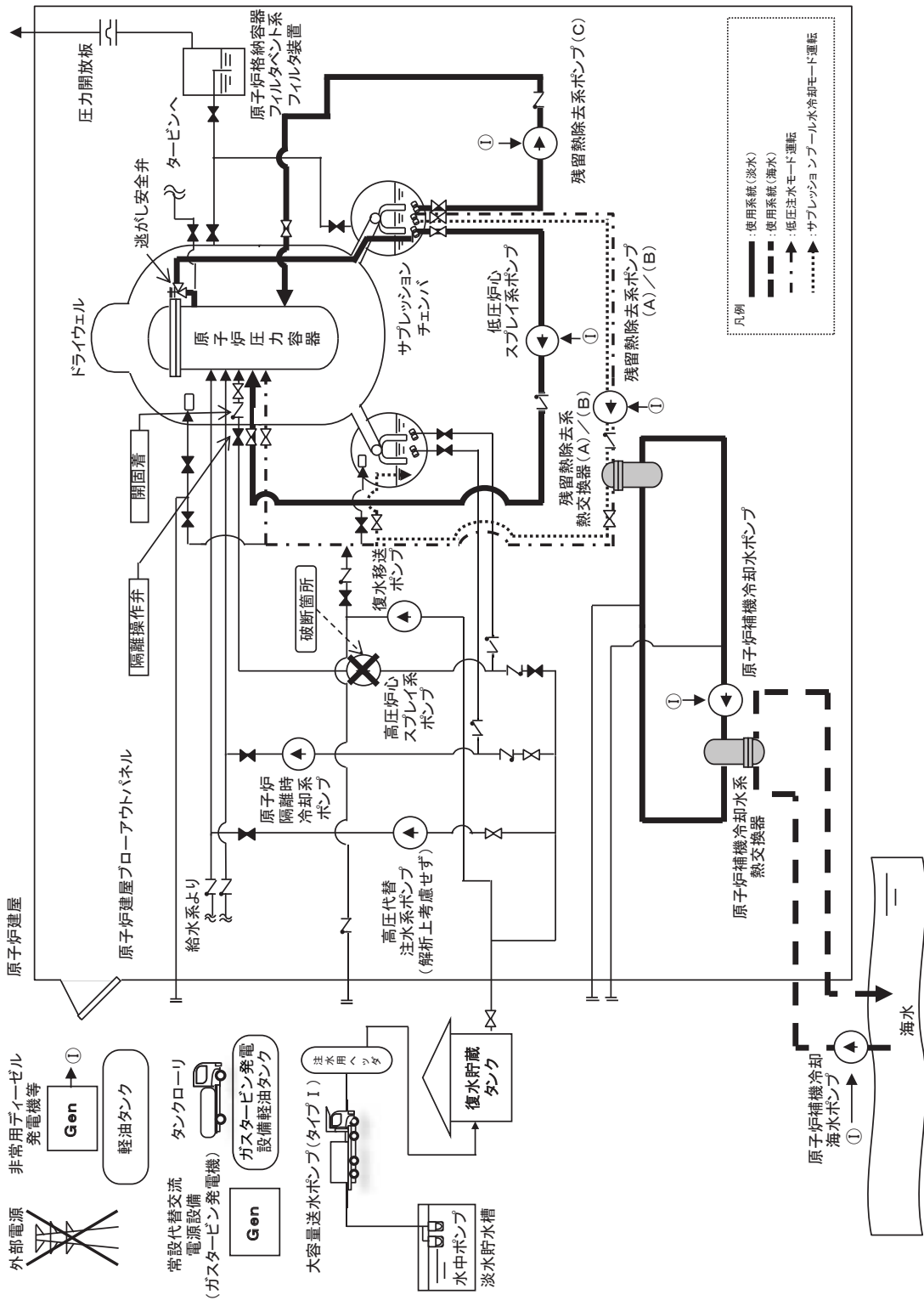


図3 格納容器バイパス (インターフェースシステム LOCA) 時の重大事故対策の概要図 (3/4)
(原子炉注水及び格納容器除熱)

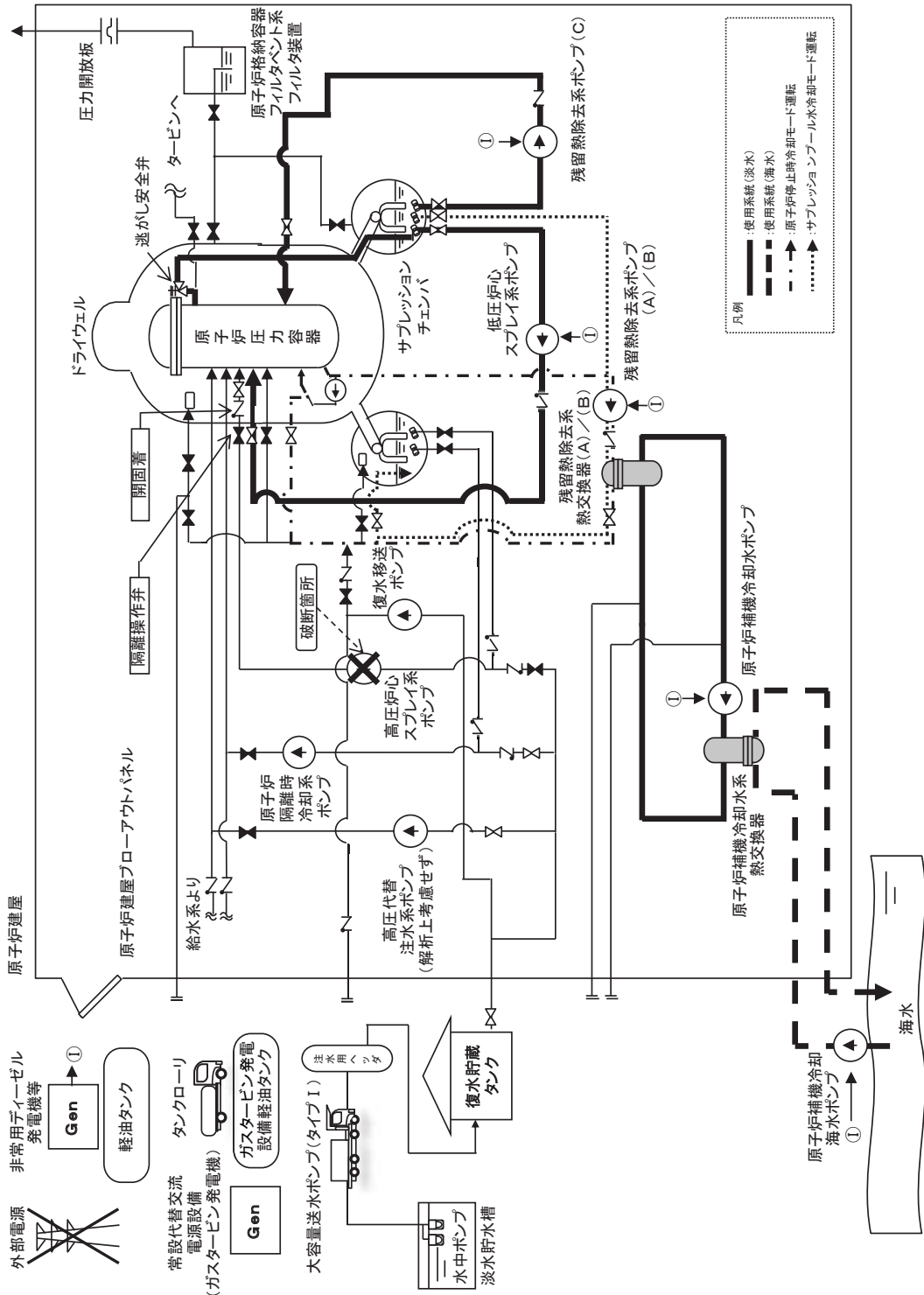


図4 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 時の重大事故等対策の概要図 (4/4)

(原子炉注水, 格納容器除熱及び原子炉冷却)

インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境について

インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、機能喪失による影響を踏まえ高圧炉心スプレイ系の低圧設計部であるポンプの吸込配管とする。ここでは、低圧設計部となっている配管及び弁、計装設備の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、各構造の実耐力を踏まえた評価を行い、破断面積の評価及びインターフェイスシステム LOCA 発生時の現場環境への影響について評価する。

1. インターフェイスシステム LOCA における破断面積の設定

高圧炉心スプレイ系の電動弁開閉試験にて、注入配管の逆止弁が故障により開固着、原子炉注入電動弁が誤操作又は誤動作した場合、高圧炉心スプレイ系の低圧設計のポンプ吸込配管の過圧を想定しても、その漏えい面積は約 23.3cm^2 である。

そこで、インターフェイスシステム LOCA における漏えい面積は、保守的な想定とはなるが原子炉注入配管の逆止弁のシート部のリーク面積を参考に、保守的に 35cm^2 を想定することとする。

2. 現場の想定

(1) 評価の想定と事故進展解析

今回想定する漏えい面積 (35cm^2) によりインターフェイスシステム LOCA が発生した場合の現場環境（原子炉建屋内）について、評価を行った。評価条件を表 1 に示す。また、評価に使用する原子炉建屋のノード分割モデルを図 1 に示す。事象進展解析（MAAP）の実施に際して主要な仮定を以下に示す。

前提条件：

外部電源なし、給水流量の全喪失、インターフェイスシステム LOCA 時漏えい面積 35cm^2 、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

事象進展：

弁誤開又はサーベランス時における全開誤操作（連続開）（この時、注入配管の逆止弁も同時に機能喪失）

- ・ 状況判断の開始（弁の開閉状態確認、漏えい検出、HPCS ポンプ入口／出口圧力、エリアモニタ指示値上昇）

事象発生直後：

原子炉自動スクラム

約 15 秒後：

原子炉隔離時冷却系自動起動

30 分後：

原子炉急速減圧及び残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

約 5 時間後：

インターフェイスシステム LOCA 発生箇所隔離

(2) 評価の結果

a. 温度・湿度・圧力の想定

主要なパラメータの時間変化を図 2 から図 4 に示す。

原子炉建屋内の温度は、事故発生直後は上昇するものの 30 分後に原子炉減圧実施後は低下する。また、弁隔離操作のためにアクセスする 地下 1 階東側通路の温度も同様に、原子炉減圧実施後に低下し、事象発生 4 時間後には約 44℃程度で推移する。湿度については、破断箇所からの漏えいが継続するため高い値で維持されるものの、原子炉減圧及び破断箇所隔離操作を実施することで、約 10 時間後以降低下する傾向にある。圧力については、破断直後に上昇するものの事象発生から約 1.6 分後に原子炉建屋ブローアウトパネルが開放され、その後は大気圧相当となる。

b. 冷却材漏えいによる影響

インターフェイスシステム LOCA に伴う原子炉建屋内への原子炉圧力容器内からの漏えい量は、隔離される事象発生 5 時間後で約 450m³ であり、隔離操作のより早期の実施や原子炉水位を漏えい配管の高さ付近で維持することでさらに漏えい量を少なくすることができる。

また、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系については、各ポンプ室の境界に水密扉を設置する等により区画化されているため、冷却材漏えいによる溢水の影響は受けない。

(3) 現場の線量率の想定について

a. 評価の想定

原子炉格納容器バウンダリが喪失することで、原子炉圧力容器から直接的に放射性物質が原子炉建屋原子炉棟内に放出される。

漏えいした冷却材中から気相へと移行される放射性物質及び燃料から追加放出される放射性物質が原子炉建屋から漏えいしないという条件で現場の線量率について評価した。

評価上考慮する核種は設計基準事故と同じものを想定し(詳細は表2参照), 全希ガス漏えい率 (f 値) については, 運転実績を踏まえ, 設計基準事故時の線量評価に用いる f 値の 10 分の 1 とした値 ($3.7 \times 10^8 \text{Bq/s}$) を適用する。

なお, 冷却材中に存在する放射性物質量は, 追加放出量の数%程度であり大きな影響はない。また, 現場作業時の内部被ばくによる影響は, 放射線防護具 (自給式呼吸器) を装備することにより低減できることから, ここでは外部被ばくのみを評価対象とした。

b. 評価の方法

原子炉建屋内の空間線量率は, 以下のサブマージョンモデルにより計算する。

$$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma}}{V_{RB}} \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$$

ここで、

D : 放射線量率 (Gy/h)

Q_{γ} : 原子炉建屋原子炉棟内放射エネルギー (Bq)

V_{RB} : 原子炉建屋原子炉棟内気相部容積 [$115,000 \text{m}^3$]

E_{γ} : γ 線エネルギー (0.5MeV/dis)

μ : 空気に対する γ 線エネルギー吸収係数 [$3.9 \times 10^{-3}/\text{m}$]

R : 評価対象部屋の空間容積と等価な半球の半径 (m)

$$R = \sqrt{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$$

V_R : 評価対象エリア (地下 1 階東側通路) 気相部容積 [$5,100 \text{m}^3$]

c. 評価の結果

評価結果を図5に示す。外部被ばくは最大でも 9 mSv/h 程度 (事象発生 4 時間後において約 4 mSv/h) であり, 時間減衰によってその線量率も低下するため, 線量率の上昇が現場操作や期待している機器の機能維持を妨げることはない。

なお, 事故時には原子炉建屋内に漏えいした放射性物質の一部が原子炉建屋ブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるが, 原子炉建屋ブローアウトパネルは中央制御室の外気取入口の反対側に設置されており, 中央制御室に大量の放射性物質が取り込まれることはないと考えられる (図6)。さらに, これらの事故時においては原子炉棟換気空調系排気放射線モニタ高信号により中央制御室換気空調系が隔離運転モードとなるため, 中央制御室にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。

3. 現場の隔離操作

現場での高圧炉心スプレイ系隔離弁の隔離操作が必要となった場合、運転員は床漏えい検出器やサンプポンプの起動頻度増加等により現場状態を把握するとともに、換気空調系による換気や破断箇所からの蒸気の漏えいの低減（原子炉減圧や原子炉停止時冷却（実施可能な際において））等を行うことで現場環境の改善を行う。

現場の温度は、4時間程度で約44℃程度まで低下することから現場での隔離操作を実施する。

現場での隔離操作は約44℃から開始しているが、この作業環境における隔離操作（約35分）は、人身安全確保^{*}の観点からも実施可能である。

なお、現場での隔離操作時には保護具（耐熱服）を着用することとしており、温度による影響は緩和される。

※ 想定している作業環境（約44℃）においては、主に低温やけどが懸念されるが、一般的に、接触温度と低温やけどになるまでのおよその時間の関係は、44℃で3～4時間として知られている。

（出典：消費者庁 News Release（平成25年2月27日））

4. まとめ

2. 及び3. で示した評価結果より、インターフェイスシステム LOCA 発生による現場の温度上昇は小さく（4時間程度で約44℃程度）、また、現場線量率についても9mSv/h程度であることから現場操作の妨げとならず、また設備の機能も維持される。

したがって、炉心損傷防止対策として期待している原子炉隔離時冷却系等による炉心冷却、残留熱除去系による格納容器除熱等の機能も維持可能である。

なお、他の系統において漏えいが生じた場合においても、現場の温度上昇及び現場線量率は本評価結果と同程度になると考えられ、現場操作にて隔離が可能である。

表1 インターフェイスシステム LOCA 時における温度・湿度・圧力の評価条件

項目	内容	根拠
外部電源	外部電源なし	保守的条件とするための解析上の仮定
漏えい箇所	高圧炉心スプレイ系ポンプ室	漏えいを想定した高圧炉心スプレイ系の低圧設計部（ポンプ、計装設備やフランジ部等）の設置場所
漏えい面積	高圧炉心スプレイ系ポンプ：35cm ²	実耐力を踏まえた評価を行った結果、25cm ² を超えないことを確認しているが、保守的に約35cm ² とする
事故シナリオ	インターフェイスシステム LOCA 発生と同時に給水流量の全喪失が発生し、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）到達後、自動スクラム	インターフェイスシステム LOCA の発生と同時に、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCA を除く。）のうち、水位の低下が厳しい事象である給水流量の全喪失が発生することを想定
	原子炉水位が原子炉水位低（レベル2）に到達する事象発生約15秒後、原子炉隔離時冷却系自動起動	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定
	事象発生30分後に急速減圧（逃がし安全弁2個）	中央制御室における破断箇所の隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間に余裕時間を考慮し、設定
	事象発生45分後に残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱	減圧実施によるサブプレッションプール水温上昇を抑えるための操作を想定
	事象発生約5時間後にインターフェイスシステム LOCA 発生箇所隔離	運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて設定
原子炉建屋への流出経路条件	原子炉格納容器及び原子炉建屋からの漏えいなし	保守的に考慮しない
評価コード	MAAP4	—
原子炉建屋モデル	分割モデル	現実的な伝搬経路を想定
原子炉建屋壁からの放熱	考慮しない	保守的に考慮しない
建屋内ヒートシンク	アクセスルートに対してのみ、天井、床及び壁のコンクリートについて考慮 機器及びその他の区画については考慮せず	アクセスルートについては、温度を現実的な評価とするために、天井、床及び壁について現実的に設定
原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル3）	インターロック設定値
主蒸気隔離弁	原子炉水位低（レベル2）	インターロック設定値
原子炉隔離時冷却系の水源	復水貯蔵タンク	原子炉隔離時冷却系の第一水源
復水貯蔵タンクの水温	40℃	復水貯蔵タンク水温の実績（月平均値）を踏まえて設定
原子炉建屋ブローアウトパネル開放圧力	4.4kPa[gage]	原子炉建屋ブローアウトパネル設計値

表2 インターフェイスシステム LOCA 時の追加放出量

核種	収率 (%)	崩壊定数 (d ⁻¹)	γ線実効エネルギー (MeV)	追加放出量 (Bq)	原子炉建屋への放出量 (γ線実効エネルギー0.5MeV換算値) (Bq)
I-131	2.84	8.60×10 ⁻²	0.381	3.70×10 ¹²	約2.81×10 ¹²
I-132	4.21	7.30	2.253	約5.48×10 ¹²	約2.12×10 ¹³
I-133	6.77	8.00×10 ⁻¹	0.608	約8.82×10 ¹²	約1.05×10 ¹³
I-134	7.61	1.90×10 ¹	2.750	約9.91×10 ¹²	約3.67×10 ¹³
I-135	6.41	2.52	1.645	約8.35×10 ¹²	約2.61×10 ¹³
Br-83	0.53	6.96	0.0075	約6.90×10 ¹¹	約8.96×10 ⁹
Br-84	0.97	3.14×10 ¹	1.742	約1.26×10 ¹²	約2.29×10 ¹²
Mo-99	6.13	2.49×10 ⁻¹	0.16	約7.99×10 ¹²	約2.54×10 ¹²
Tc-99m	5.40	2.76	0.13	約7.04×10 ¹²	約1.73×10 ¹²
ハロゲン等合計	—	—	—	約5.32×10 ¹³	約1.04×10 ¹⁴
Kr-83m	0.53	9.09	0.0025	約1.38×10 ¹²	約5.71×10 ⁹
Kr-85m	1.31	3.71	0.159	約3.41×10 ¹²	約1.00×10 ¹²
Kr-85	0.29	1.77×10 ⁻⁴	0.0022	約2.25×10 ¹¹	約9.91×10 ⁸
Kr-87	2.54	1.31×10 ¹	0.793	約6.62×10 ¹²	約7.99×10 ¹²
Kr-88	3.58	5.94	1.950	約9.33×10 ¹²	約3.21×10 ¹³
Xe-131m	0.04	5.82×10 ⁻²	0.020	約1.04×10 ¹¹	約4.16×10 ⁹
Xe-133m	0.19	3.08×10 ⁻¹	0.042	約4.95×10 ¹¹	約4.13×10 ¹⁰
Xe-133	6.77	1.31×10 ⁻¹	0.045	約1.76×10 ¹³	約1.58×10 ¹²
Xe-135m	1.06	6.38×10 ¹	0.432	約2.76×10 ¹²	約6.32×10 ¹¹
Xe-135	6.63	1.83	0.250	約1.73×10 ¹³	約8.31×10 ¹²
Xe-138	6.28	7.04×10 ¹	1.183	約1.64×10 ¹³	約8.92×10 ¹²
希ガス合計	—	—	—	約7.56×10 ¹³	約6.06×10 ¹³
ハロゲン等+希ガス合計	—	—	—	約1.29×10 ¹⁴	約1.65×10 ¹⁴

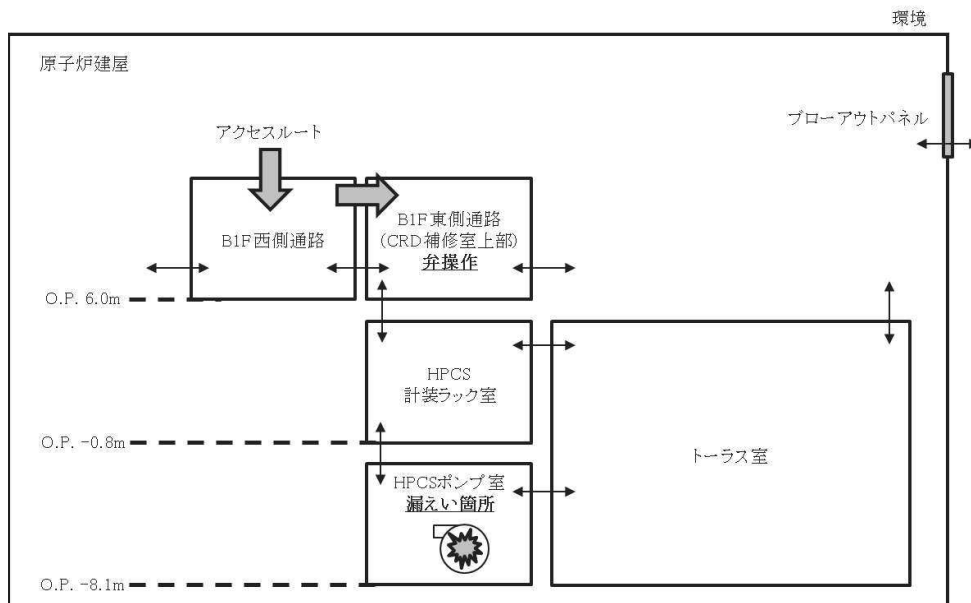


図1 インターフェイスシステム LOCA における原子炉建屋ノード分割モデル

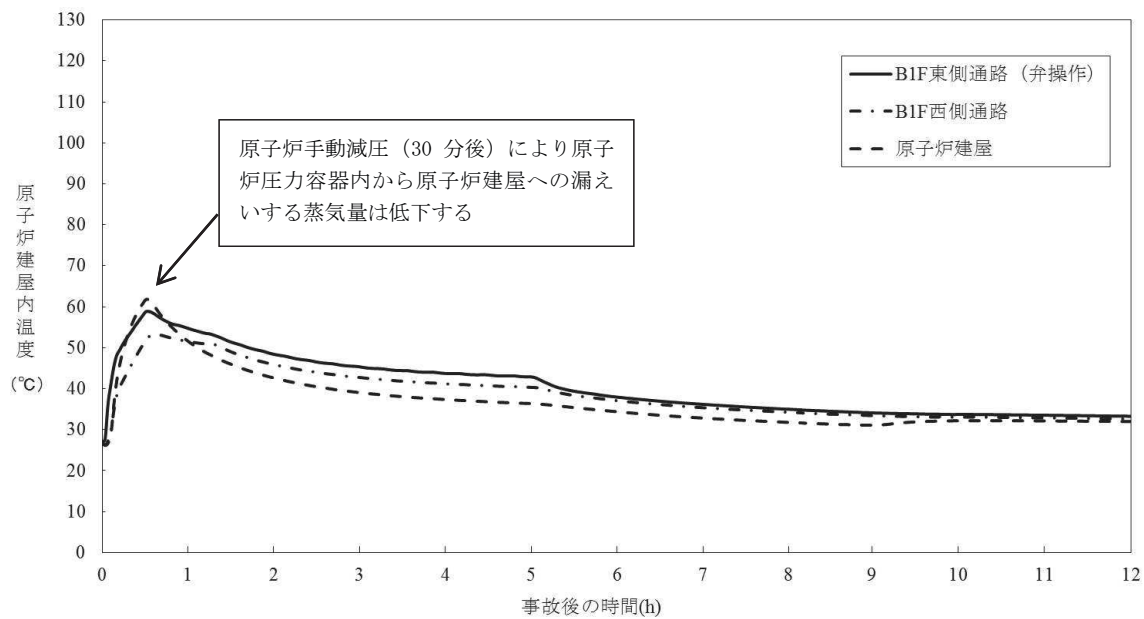


図2 原子炉建屋内の温度の時間変化 (インターフェイスシステム LOCA)

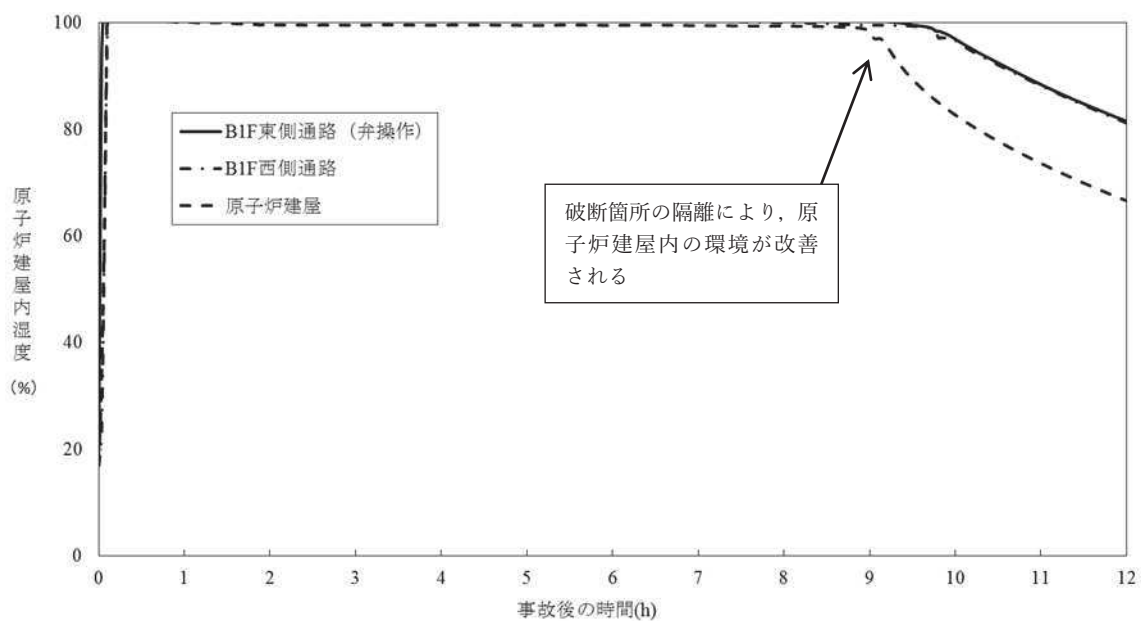


図3 原子炉建屋内の湿度の時間変化（インターフェイスシステム LOCA）

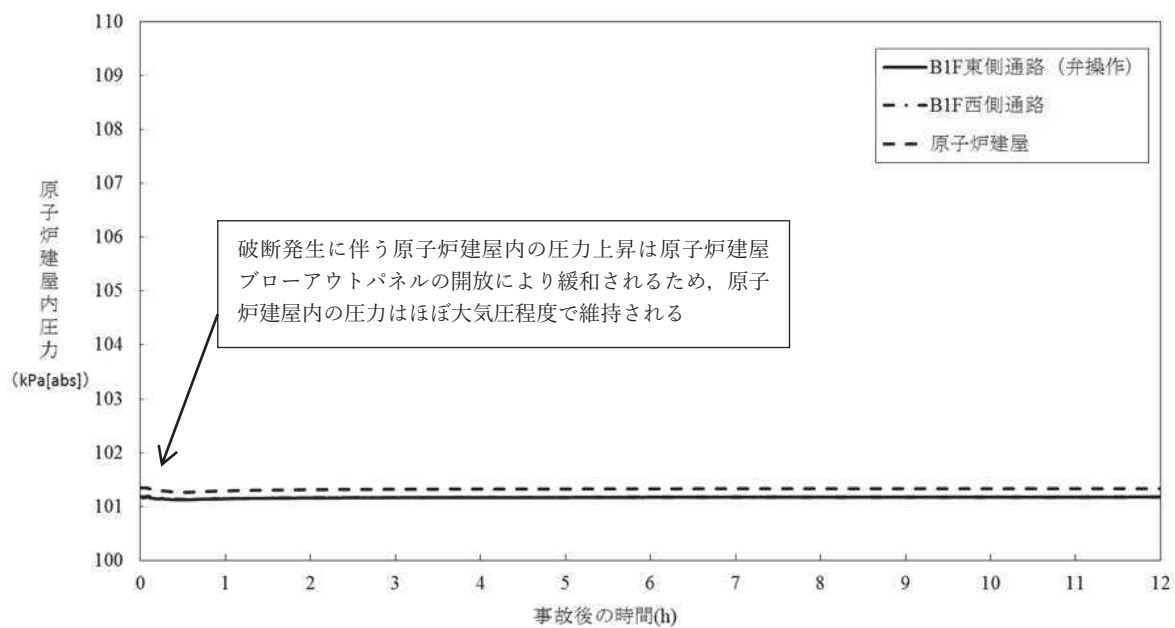


図4 原子炉建屋内の圧力の時間変化（インターフェイスシステム LOCA）

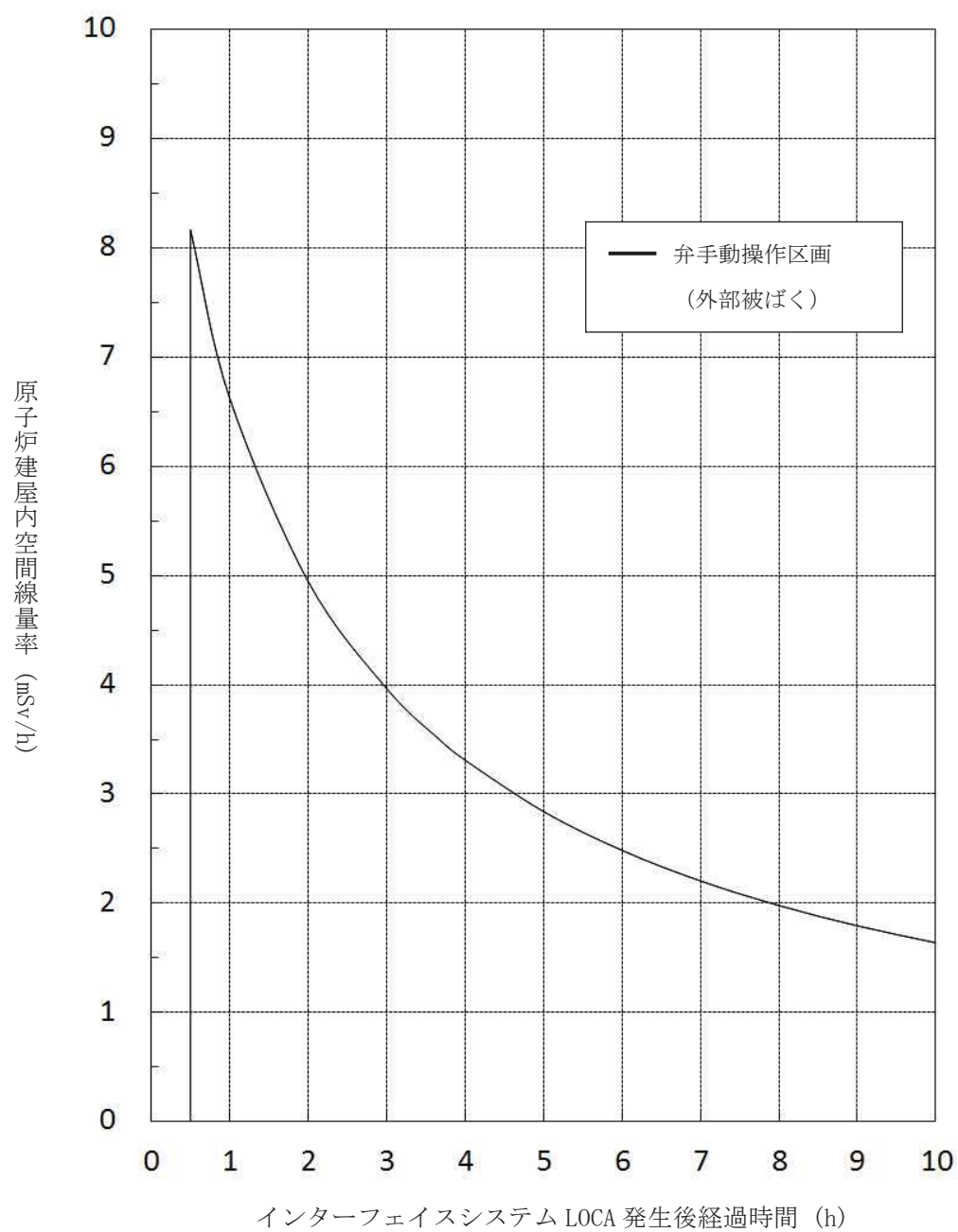
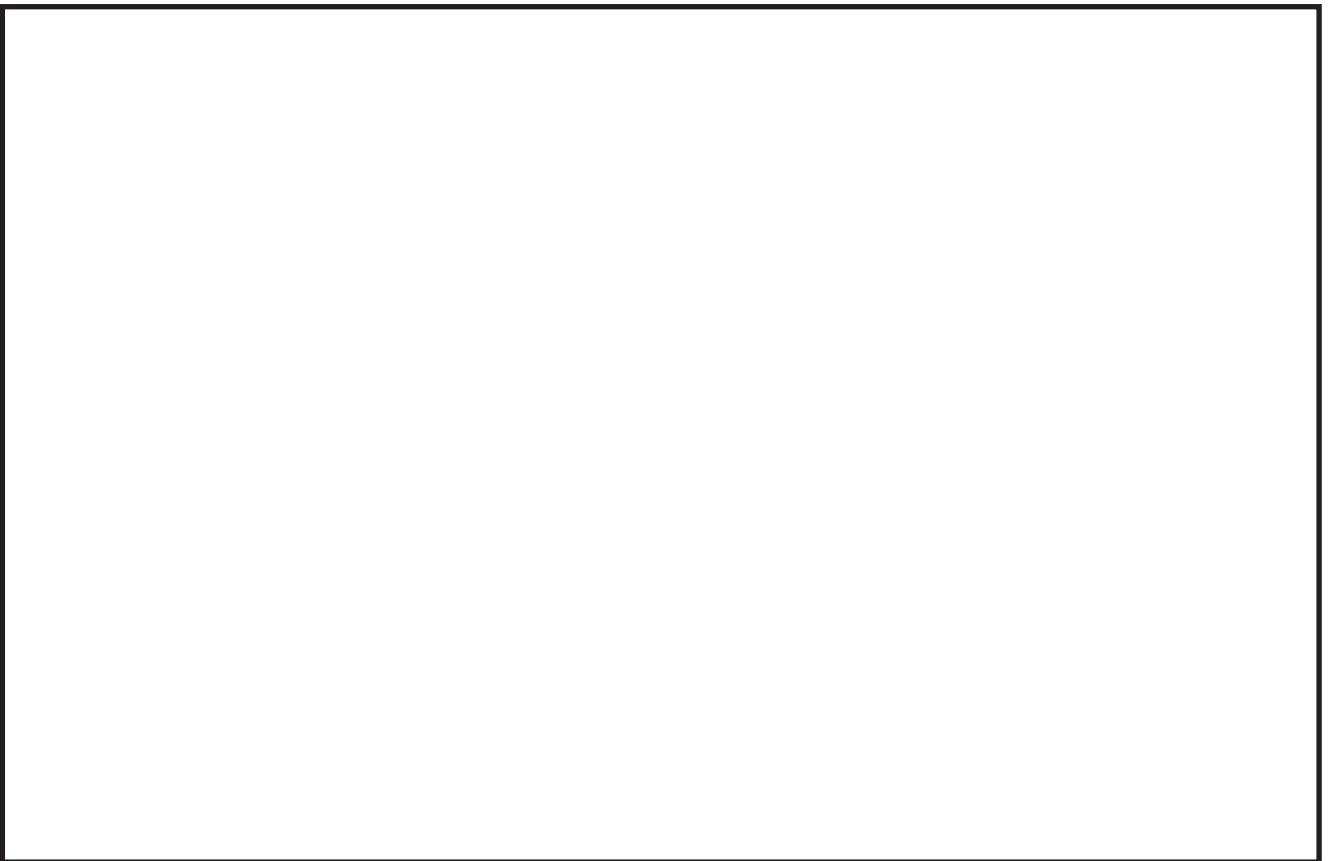


図5 原子炉建屋内線量率の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



(a) 平面図



(b) 断面図

図6 原子炉建屋／中央制御室の配置と換気口・原子炉建屋ブローアウトパネルの位置関係

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

インターフェイスシステムLOCA発生時の検知手段について

(1) インターフェイスシステムLOCA発生時の判断について

インターフェイスシステムLOCA（以下「ISLOCA」という。）の発生は、以下のパラメータ変化や警報の発生を総合的に確認することで判断が可能である。

なお、ISLOCAの破断口の大きさにより漏えい量と給水流量がバランスし、原子炉圧力および原子炉水位が変動しない可能性があるが、他のパラメータ変化や警報の発生により判断が可能である。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉水位
- ・ECCS系統圧力
- ・漏えい検出系温度
- ・床漏えい警報
- ・エリア・ダスト放射線モニタ
- ・火災警報
- ・R/A HCWサンプルポンプ運転回数

(2) ISLOCA、格納容器内でのLOCAの判別について

ISLOCA、格納容器内でのLOCA発生時のパラメータ比較を表1に示す。

表1に示すとおり、原子炉圧力、原子炉水位の変動は同様の挙動を示すものの、格納容器内外のパラメータ変化に相違が見られ、ISLOCAと判別することが可能である。

表1 ISLOCAと格納容器内でのLOCA発生時のパラメータ比較

	各パラメータ・警報	ISLOCA	格納容器内でのLOCA
原子炉パラメータ	原子炉圧力	変動※	変動※
	原子炉水位	変動※	変動※
格納容器内パラメータ	格納容器圧力	変化なし	上昇
	格納容器内温度	変化なし	上昇
	格納容器内雰囲気放射線モニタ	変化なし	上昇
	格納容器内ダスト放射線モニタ	変化なし	上昇
	D/W HCWサンプル水位	変化なし	上昇
格納容器外パラメータ	ECCS系統圧力	上昇	変化なし
	漏えい検出系温度高警報	発生	発生なし
	床漏えい警報	発生	発生なし
	エリア・ダスト放射線モニタ	上昇	変化なし
	火災警報	発生	発生なし
	R/A HCWサンプルポンプ運転回数	増加	変化なし

※漏えい量により変動しない場合がある。

(3) ISLOCAの漏えい場所（エリア）特定方法について

非常用炉心冷却系の機器・低圧配管等が設置されている各非常用炉心冷却系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプ室には床漏えい検出器，ダストモニタ，火災警報を設置しており，ISLOCA発生時には警報やパラメータ変化により漏えい場所（エリア）の特定が可能である。

また，トラス室，残留熱除去系熱交換器室等のエリアにも各検出器が設置されているため特定が可能である。

高圧炉心スプレイ系の漏えい確認設備概要を図1に示す。

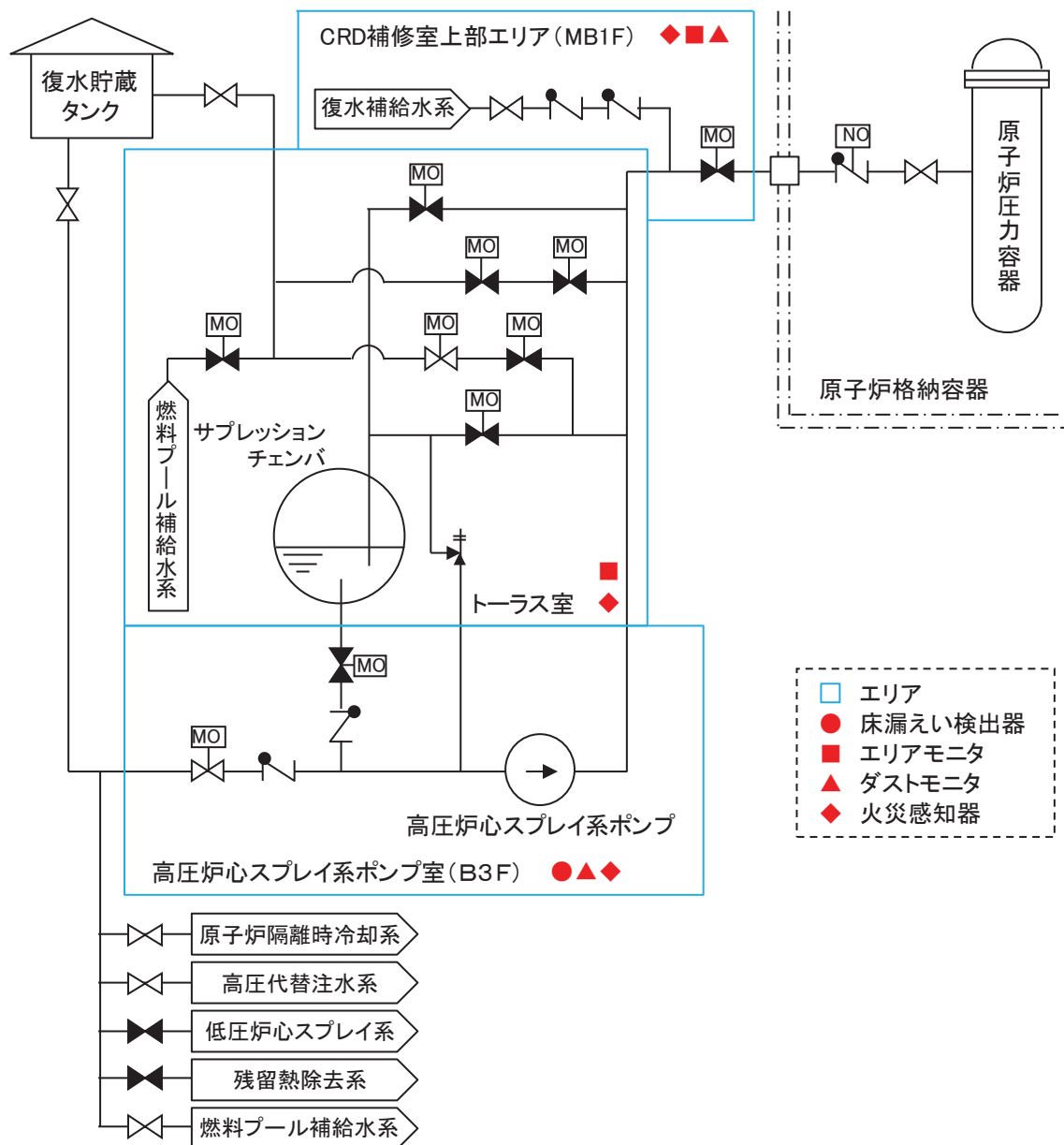


図1 高圧炉心スプレイ系漏えい確認設備概要図

低圧代替注水系（常設）注水準備完了にて
発電用原子炉を急速減圧する条件及び理由について

発電用原子炉を急速減圧する際は、低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプ 2 台による原子炉圧力容器への注水準備完了を基本とするが、以下のケースにおいては原子炉圧力容器への注水準備が完了している系統が低圧代替注水系（常設）復水移送ポンプ 1 台のみであっても発電用原子炉の急速減圧操作を実施する。

1. 低圧代替注水系以外の注水手段がない場合

【判断基準】

高圧注水系の不調等により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持不可で原子炉圧力容器内の水位が低下している場合、著しい炉心損傷の抑制を目的として、原子炉圧力容器への注水準備が完了している系統が低圧代替注水系（常設）復水移送ポンプ 1 台のみであっても急速減圧操作を実施する。

【理由】

有効性評価においては、給水系及び復水系の全喪失、並びに高圧及び低圧注水機能の喪失により原子炉圧力容器内の水位が低下した場合において、急速減圧を実施しているが、急速減圧に先立ち、注水可能な設備として低圧代替注水系（常設）復水移送ポンプ 2 台が準備できた場合を想定している。

この場合、低圧代替注水系（常設）復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器への注水を開始することにより、炉心損傷を防止できることが確認されている。

一方、急速減圧に先立ち、注水可能な設備として低圧代替注水系（常設）復水移送ポンプ 1 台のみが準備できた場合において急速減圧を実施した場合、炉心損傷の防止はできないが、著しい炉心損傷の抑制が期待できる。

特に発電用原子炉の停止からの経過時間が長くなるほど、崩壊熱が小さく、原子炉圧力容器内の水位を維持するために必要となる注水量が少なくなることから、著しい炉心損傷の抑制効果は大きい。

以上

解釈一覧
1. 判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容		解釈
1.3.2.1 フロン トライン系故障時 の対応手順	(1) 代替減圧	a. 手動操作による減圧	復水器が使用可能 タービンバイパス弁の開操作が可能 復水器が使用不可能 自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁 の開操作が可能	復水器真空度が MSIV 閉設定値 (復水器器内圧力にて [] 以下) に維持可能な状態 タービン制御油圧力が確立 (タービン高圧制御油圧力にて圧力低警報 [] 以上) している状態 MSIV 開不能又はタービンバイパス弁が動作不能、又は復水器真空度が MSIV 閉設定値 (復水器器内圧力にて [] 以下) に維持不可能な状態 主蒸気逃がし安全作動用窒素ガスが確保 (高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力指示値が圧力低警報値 [] 以上) され、かつ作動電磁弁が正常 (電磁弁電源断警報なし) な状態
	(2) 主蒸気逃がし安全弁作動窒素ガス喪失時の減圧	a. 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保	自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁 作動用の窒素ガスが確保されている場 合 自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁 作動用の窒素ガスが確保されている場 合 高圧窒素ガス供給系原子炉格納容器入 口圧力低警報が発生した場合 高圧窒素ガス供給系窒素ガスボンベ出 口圧力低警報が発生した場合	高圧窒素ガス供給系窒素ボンベ出口圧力指示値が低警報設定値 ([] 以上) 確保されている 高圧窒素ガス供給系窒素ボンベ出口圧力指示値が低警報設定値 ([] 以上) 確保されている HPIN 常用系原子炉格納容器入口圧力低警報 ([] 以下) が発生している場合 HPIN 窒素ガスボンベ出口圧力低警報 ([] 以下) が発生している場合
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. 可搬型代替直流電源 設備による自動減圧機 能付き主蒸気逃がし安 全弁開放 b. 主蒸気逃がし安全弁 用可搬型蓄電池による 自動減圧機能付き主蒸 気逃がし安全弁開放	自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁 作動用の窒素ガスが確保されている場 合 自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁 作動用の窒素ガスが確保されている場 合	高圧窒素ガス供給系窒素ボンベ出口圧力指示値が低警報設定値 ([] 以上) 確保されている 高圧窒素ガス供給系窒素ボンベ出口圧力指示値が低警報設定値 ([] 以上) 確保されている
	(2) 主蒸気逃がし 安全弁作動窒素ガ ス喪失時の減圧		高圧窒素ガス供給系原子炉格納容器入 口圧力低警報が発生した場合 高圧窒素ガス供給系窒素ガスボンベ出 口圧力低警報が発生した場合	HPIN 常用系原子炉格納容器入口圧力低警報 ([] 以下) が発生している場合 HPIN 窒素ガスボンベ出口圧力低警報 ([] 以下) が発生している場合

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧(1/2)

手順		操作手順記載内容		解釈
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. 可搬型代替直流電源 設備による自動減圧機 能付き主蒸気逃がし安 全弁開放	所内常設蓄電式直流電源設備によ る給電から可搬型代替直流電源設 備による給電への切替え操作を実 施 高圧窒素ガスボンベ出口圧力指示 値が規定値以上 原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気 逃がし安全弁による減圧完了圧力 となる	125V 直流主母線盤 2A 及び 2B から 2A-1 及び 2B-1 への給電ラインを切り離し、代替蓄電池による給 電へ切り替えるように遮断器操作を実施 高圧窒素ガス供給系窒素ボンベ出口圧力指示値 が [] 以上 原子炉圧力容器内の圧力が [] に到 達する
	(2) 主蒸気逃がし安 全弁作動窒素ガス 喪失時の減圧	b. 主蒸気逃がし安全弁 用可搬型蓄電池による 自動減圧機能付き主蒸 気逃がし安全弁開放	原子炉系プロセス計装盤 (A) 中央制御室端子盤 高圧窒素ガスボンベ出口圧力指示 値が規定値以上 原子炉圧力が主蒸気逃がし安全弁 による減圧完了圧力となる	H11-P613-1 H21-P801, H21-P808 高圧窒素ガス供給系窒素ボンベ出口圧力指示値 が [] 以上 原子炉圧力が [] に到達する
	(3) 主蒸気逃がし 安全弁背圧を考慮 した減圧	a. 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による主蒸気 逃がし安全弁駆動源確 保 a. 代替高圧窒素ガス供 給系による主蒸気逃が し安全弁開放	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力 指示値が規定圧力 高圧窒素ガス供給系窒素ガスボン ベ出口圧力低警報 高圧窒素ガスボンベの作動窒素ガ ス供給圧力指示値が規定値 原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気 逃がし安全弁による減圧完了圧力 となる	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力指示値が [] 以上 高圧窒素ガス供給系窒素ガスボンベ出口圧力低 警報 ([] 以下) 代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁 (A) 入口圧力指示値が [] 以上 原子炉圧力容器内の圧力が [] に到 達する

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順		操作手順記載内容		解釈
1. 3. 2. 3 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順	(1)EOP「原子炉建屋制御」		原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となる	原子炉圧力容器内の圧力が [] に到達する
			原子炉建屋放射能レベル及び燃料取替エリア放射能レベルが制限値以下	「原子炉建屋原子炉棟排気放射能高高」, 「燃料取替エリア放射能高高」警報が発生していないこと
			原子炉圧力容器内の水位を TAF から TAF+1000mm の間で維持する	漏えい箇所に応じ炉心スプレイスパーージャ等の高さ以下に水位を維持することで漏えい量を抑制する ただし, 炉心冷却維持のため TAF 以下にならない範囲で制御する

3. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
P54-M0-F069A, B	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (A), (B)	中央制御室 原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)
P54-M0-F060A, B	HPIN 非常用窒素ガス入口弁 (A), (B)	中央制御室 原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P54-M0-F104A (B)	代替 HPIN 第一隔離弁 (A), (B)	中央制御室
P54-F090A (B)	高压窒素ガスボンベ安全弁出口ライン止め弁 (A), (B)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P54-F1008A (B)	代替 HPIN 窒素ガスボンベ供給止め弁 (A), (B)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
F54-F1007A (B)	代替 HPIN 窒素ガスボンベ供給弁 (A), (B)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P54-F101A (B)	代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (A), (B)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P54-M0-F105A-1, A-2 (B-1, B-2)	代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-1), (A-2), (B-1), (B-2)	中央制御室

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

< 目次 >

1.5.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送
 - (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) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送
 - (b) 重大事故等対処設備
 - c. 手順等

1.5.2 重大事故等時の手順

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
 - a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）
 - 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（現場操作含む）
- (2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順

- (1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送
 - a. 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保
- (2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.5.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

- (1) 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による補機冷却水確保

1.5.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料 1.5.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.5.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.5.3 重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器フィルタ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）
2. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給
3. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ
4. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置スクラバ溶液移送
5. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への薬液補給
6. 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）
7. 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保
8. 原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保
9. 原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保

添付資料 1.5.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する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おいて炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 炉心損傷防止

a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。

また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード），原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による冷却機能である。

これらの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（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.5.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送する必要がある。最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、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が、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.5.1図）。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※を選定する。

※自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十八条及び技術基準規則第六十三条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

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で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

この対応手段及び設備は、「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」における「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」にて整理する。

残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却

モード) による原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系 (サブレーションプール水冷却モード)
- ・ 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)

これらの対応手段及び設備は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」における「残留熱除去系 (サブレーションプール水冷却モード) によるサブレーションプールの除熱」及び「残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整理する。

重大事故等対処設備 (設計基準拡張) である原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・ 原子炉補機冷却水ポンプ
- ・ 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) 配管・弁・海水系ストレーナ・サージタンク
- ・ 原子炉補機冷却水系熱交換器
- ・ 貯留堰
- ・ 取水口
- ・ 取水路
- ・ 海水ポンプ室
- ・ 非常用交流電源設備

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード, サブレーションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード) の故障を想定する。また、サポート系故障として、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) の故障又は全交流動力電源喪失を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準, 基準規則からの要求により選定した対応手段と, その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお, 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備, 対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.5.1 表に整理する。

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

i. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）

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、サプレッション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、原子炉格納容器フィルタ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。

また、原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁（電動弁）を中央制御室から操作できない場合、隔離弁を遠隔で手動操作することで最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。なお、隔離弁を遠隔で手動操作するエリアは原子炉建屋内の原子炉棟外とする。

この対応手段及び設備は、「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」における「原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器フィルタベント系
- ・遠隔手動弁操作設備
- ・薬液補給装置
- ・排水設備

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（現場操作含む）

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、サプレッション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。

また、耐圧強化ベント系の隔離弁（電動弁）を中央制御室から操作できない場合、隔離弁を遠隔及び設置場所で手動操作することで最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。なお、隔離弁を遠隔で手動操作するエリアは原子炉建屋内の原子炉棟外とする。設置場所での操作は炉心損傷前であることから放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

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（現場操作含む）で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器調気系 配管・弁

- ・遠隔手動弁操作設備
- ・原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）
- ・非常用ガス処理系 配管・弁
- ・排気筒
- ・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
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備

原子炉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：原子炉格納容器フィルタベント系によるサプレッションチェンバベント（以下「S/C ベント」という。）（現場操作含む）

優先②：原子炉格納容器フィルタベント系によるドライウェルベント（以下「D/W ベント」という。）（現場操作含む）

優先③：耐圧強化ベント系による S/C ベント（現場操作含む）

優先④：耐圧強化ベント系による D/W ベント（現場操作含む）

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）で使用する設備のうち、原子炉格納容器フィルタベント系及び遠隔手動弁操作設備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（現場操作含む）で使用する設備のうち、原子炉格納容器調気系配管・弁、遠隔手動弁操作設備、原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）、非常用ガス処理系配管・弁、排気筒、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、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替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。

（添付資料 1.5.1）

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、サプレッション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。

- ・薬液補給装置

フィルタ装置のスクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有しており、原子炉格納容器ベントを実施した際に原子炉格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても、アルカリ性を維持可能であるため薬液の補給は不要であるが、フィルタ装置への水補給と合わせて、本設備を用いて外部から薬液を補給することとしていることから、最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する機能を維持する手段として有効である。

- ・排水設備

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に、蒸気凝縮によりスクラバ溶液が上昇しても機能喪失しない設計としており、フィルタ装置の排水は不要であるが、原子炉格納容器フィルタベント系使用後において、放射性物質を含むスクラバ溶液をサブプレッションチェンバに移送することができることから、放射性物質低減対策として有効である。

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

i. 原子炉補機代替冷却水系による除熱

設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、原子炉補機代替冷却水系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段がある。

原子炉補機代替冷却水系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・熱交換器ユニット
- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・除熱用ヘッダ・接続口
- ・原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・燃料プール冷却浄化系熱交換器
- ・貯留堰
- ・取水口
- ・取水路
- ・海水ポンプ室
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

原子炉補機代替冷却水系と併せて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，サプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

なお，全交流動力電源喪失により残留熱除去系が起動できない場合は，常設代替交流電源設備を用いて非常用高圧母線へ電源を供給することで残留熱除去系を復旧する。

残留熱除去系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）
- ・ 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）
- ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）
- ・ 常設代替交流電源設備

(b) 重大事故等対処設備

原子炉補機代替冷却水系による除熱で使用する設備のうち，熱交換器ユニット，大容量送水ポンプ（タイプ I），ホース延長回収車，ホース・除熱用ヘッダ・接続口，原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク，残留熱除去系熱交換器，燃料プール冷却浄化系熱交換器，貯留堰，取水口，取水路，海水ポンプ室，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

原子炉補機代替冷却水系と併せて使用する設備のうち，常設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，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）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。

（添付資料 1.5.1）

以上の重大事故等対処設備により，最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる。

c. 手順等

上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」及び「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時操作手順書（徴候ベース），非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書

に定める（第 1.5.1 表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.5.2 表，第 1.5.3 表）。

（添付資料 1.5.2）

1.5.2 重大事故等時の手順

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

- a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、原子炉格納容器フィルタベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

また、原子炉格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合、並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入が可能な場合は、S/Cベント用出口隔離弁又はD/Wベント用出口隔離弁を全閉し、原子炉格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、FCVSベントライン隔離弁（A）又はFCVSベントライン隔離弁（B）については、S/Cベント用出口隔離弁又はD/Wベント用出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

- (a) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷^{*}前において、原子炉格納容器内の圧力が0.384MPa[gage]に到達した場合。

※：「炉心損傷」は、格納容器内雰囲気放射線モニタ（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モニタ（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。

ii. 操作手順

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）の手順は以下のとおり。手順対応フローを第1.5.2図に、概要図を第1.5.4図に、タイムチャートを第1.5.5図及び第1.5.6図に示す。

[S/Cベントの場合（D/Wベントの場合、手順⑫以外は同様）]

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に到達したことを発電所対策本部長に報告する。

- ② 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ③ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント前の確認として、原子炉格納容器調気系（以下「AC 系」という。）隔離信号が発生している場合は、原子炉冷却制御盤にて AC 系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、ベント用 SGTS 側隔離弁、格納容器排気 SGTS 側止め弁、ベント用 HVAC 側隔離弁、格納容器排気 HVAC 側止め弁、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁の全閉を確認する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、FCVS ベントライン隔離弁(A)又は FCVS ベントライン隔離弁(B)を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全開にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて FCVS ベントライン隔離弁(A)又は FCVS ベントライン隔離弁(B)を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器内の圧力に関する情報収集を適宜行い、発電課長に報告する。また、発電課長は、原子炉格納容器内の圧力に関する情報を、発電所対策本部長に報告する。
- ⑩ 発電所対策本部長は、原子炉格納容器内の圧力が 0.427MPa[gage]に到達した場合、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系によるサプレッションチェンバ（以下「S/C」という。）側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。また、S/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合は、ドライウェル（以下「D/W」という。）側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ⑪ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系による S/C 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。また、S/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合は、D/W 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。

⑫^aS/C 側からの原子炉格納容器ベントの場合

中央制御室運転員 A は、S/C ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。なお、中央制御室からの操作により全開にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて S/C ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。

⑫^bS/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合

中央制御室運転員 A は、D/W ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。なお、中央制御室からの操作により全開にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて D/W ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。

⑬ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを格納容器内圧力指示値の低下、並びにフィルタ装置入口圧力指示値及びフィルタ装置出口圧力指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを発電所対策本部長に報告する。

⑭ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤にてフィルタ装置水位指示値を確認し、水補給が必要な場合は発電課長に報告する。また、発電課長は、フィルタ装置への水補給を実施するよう発電所対策本部長に依頼する。

⑮ 発電課長は、原子炉格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合、並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入が可能となった場合は、発電所対策本部長に報告する。

⑯ 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。

⑰ 発電課長は、運転員に S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁の全閉による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。

⑱ 中央制御室運転員 A は、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの停止を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全閉にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外

に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの停止を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。

- ⑲ 発電課長は、原子炉格納容器ベント停止後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、発電所対策本部長に報告する。
- ⑳ 発電所対策本部長は、発電課長に FCVS ベントライン隔離弁の全閉を指示する。
- ㉑ 発電課長は、運転員に FCVS ベントライン隔離弁の全閉を指示する。
- ㉒ 中央制御室運転員 A は、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全閉にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了まで中央制御室からの操作が可能な場合は 15 分以内、中央制御室からの操作ができず現場で操作を実施する場合は 75 分以内、原子炉格納容器ベントの実施を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで中央制御室からの操作が可能な場合は 5 分以内、中央制御室からの操作ができず現場で操作を実施する場合は 95 分以内で可能である。

なお、炉心損傷がない状況下での原子炉格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業可能である。

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

遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

(添付資料 1.5.3)

(b) フィルタ装置への水補給

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位（許容最小水量）に到達する前に、重大事故用給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

i. 手順着手の判断基準

フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合。

ii. 操作手順

フィルタ装置への水補給手順（フィルタ装置（A）の給水ラインを使用する場合）の概要は以下のとおり。（フィルタ装置（B），（C）の給水ラインを使用する場合も同様。）

概要図を第 1.5.7 図に，タイムチャートを第 1.5.8 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員にフィルタ装置への水補給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は，発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の準備開始を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は，フィルタ装置への水補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 発電所対策本部は，重大事故等対応要員にフィルタ装置への水補給の準備開始を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置，ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は，フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は，ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また，発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑦ 発電課長は，発電所対策本部からの連絡により，フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は，ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑧ 現場運転員 B 及び C は，ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また，発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑨^a フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用する場合
重大事故等対応要員は，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置，ホースの敷設及び接続が完了した後，系統構成としてフィルタ装置（A）屋外側重大事故時用給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全開とし，フィルタ装置への水補給の準備完了を発電所対策本部に報告する。また，発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑨^b フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用する場合
重大事故等対応要員は，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置，ホースの敷設及び接続が完了した後，系統構成として建屋内事故時用給水ライン元弁の全開及びフィルタ装置（A）補給水弁を遠隔手動弁操作設

備を用いた人力操作により全開とし、フィルタ装置への水補給の準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

- ⑩ 発電課長は、発電所対策本部に大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を依頼する。
- ⑪ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員にフィルタ装置への水補給開始を指示する。
- ⑫ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動及びフィルタ装置水補給弁の開操作を実施し、フィルタ装置への水補給の開始を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑬ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置への水補給が開始されたことをフィルタベント系制御盤にて、フィルタ装置水位指示値が上昇したことにより確認する。その後、通常水位範囲内に到達したことを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑭ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員にフィルタ装置への水補給停止を指示する。
- ⑮^a フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用した場合
重大事故等対応要員は、フィルタ装置水補給弁の全閉及びフィルタ装置（A）屋外側重大事故時用給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑮^b フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用した場合
重大事故等対応要員は、フィルタ装置水補給弁及び建屋内事故時用給水ライン元弁の全閉並びにフィルタ装置（A）補給水弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名^{*}及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大容量送水ポンプ（タイプ I）による注水開始まで 380 分以内で可能である。なお、炉心損傷がない状況下での原子炉格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

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。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、大容量送水ポンプ（タイプ I）の保管場所に使用工具、ホース等を配備す

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

※フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合には必要な要員

（添付資料 1.5.3）

(c) 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ

原子炉格納容器ベント停止後において、スクラバ溶液に捕集された放射性物質による水の放射線分解で発生する水素ガス及び酸素ガスを排出するため、原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。

i. 手順着手の判断基準

残留熱除去系による除熱機能が喪失した場合。

ii. 操作手順

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.5.9 図に、タイムチャートを第 1.5.10 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ準備のため、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージに必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に可搬型窒素ガス供給装置の準備開始を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑦ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑧ 現場運転員 B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課

- 長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置を原子炉建屋近傍に設置し、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
 - ⑩ 発電課長は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを停止した場合、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージに必要な系統構成開始を指示する。
 - ⑪ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ前の系統構成として、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 及び FCVS ベントライン隔離弁 (B) の全閉を確認する。
 - ⑫^a 可搬型窒素ガス供給装置接続口 (屋外) を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージに必要な系統構成として、PSA 窒素供給ライン元弁及び FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備完了を発電課長に報告する。
 - ⑫^b 可搬型窒素ガス供給装置接続口 (建屋内) を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージに必要な系統構成として、建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁及び FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備完了を発電課長に報告する。
 - ⑬ 発電課長は、運転員に窒素ガスの供給開始を指示する。
 - ⑭ 現場運転員 B 及び C は、FCVS 窒素供給ライン止め弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で開操作し、窒素ガスの供給を開始する。
 - ⑮ 中央制御室運転員 A は、窒素ガスの供給が開始されたことをフィルタ装置入口圧力指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
 - ⑯ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度測定を指示する。
 - ⑰ 現場運転員 B 及び C は、原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度測定のための系統構成として、フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁、フィルタ装置出口水素濃度計入口弁及びフィルタ装置出口水素濃度計出口弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とする。
 - ⑱ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤にてフィルタ装置出口水素濃度計を起動し発電課長に報告するとともに、フィルタ装置出口水素濃度を監視する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 5 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ開始まで 315 分以内で可能である。なお、炉心損傷がない状況下での原子炉格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

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。また、窒素供給用ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型窒素ガス供給装置の保管場所に使用工具、窒素供給用ホース等を配備する。車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

(添付資料 1.5.3)

(d) フィルタ装置スクラバ溶液移送

水の放射線分解により発生する水素ガスがフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置スクラバ溶液をサブプレッションチェンバへ移送する。

i. 手順着手の判断基準

フィルタ装置水温度指示値が 104℃以下において、サブプレッションチェンバ内の圧力が規定値以下である場合。

ii. 操作手順

フィルタ装置スクラバ溶液移送手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.5.11 図に、タイムチャートを第 1.5.12 図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給及びフィルタ装置への薬液補給の準備開始を依頼する。
- ②発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置への水補給及びフィルタ装置への薬液補給の準備開始を指示する。
- ③発電課長は、運転員にフィルタ装置スクラバ溶液移送の準備開始を指示する。
- ④中央制御室運転員 A は、フィルタ装置のスクラバ溶液移送に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、FCVS 排水移送ライン第一隔離弁を全開とする。
- ⑥現場運転員 B 及び C は、FCVS 排水移送ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作にて全開とし、フィルタ装置のスクラバ溶液移送に必要な

な系統構成が完了したことを発電課長に報告する。

- ⑦発電課長は、運転員にフィルタ装置のスクラバ溶液移送を指示する。
- ⑧中央制御室運転員 A は、FCVS 排水移送ライン第二隔離弁を全開した後、フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端まで低下したことを確認し、FCVS 排水移送ライン第二隔離弁及びFCVS 排水移送ライン第一隔離弁を全閉する。
- ⑨中央制御室運転員 A は、フィルタ装置のスクラバ溶液移送が完了したことを発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に報告する。
- ⑩保修班員は、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の準備が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑪発電課長は、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給開始を依頼する。
- ⑫発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置への水補給開始を指示する。
- ⑬保修班員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動及びフィルタ装置水補給弁の開操作を実施し、フィルタ装置への水補給を開始したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑭発電課長は、運転員にフィルタ装置水位を確認するように指示する。
- ⑮中央制御室運転員 A は、フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内に到達したことを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑯発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置への水補給の停止を指示する。
- ⑰保修班員は、フィルタ装置水補給弁の全閉及びフィルタ装置（A）屋外側重大事故時用給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備にて全閉とした後、大容量送水ポンプ（タイプ I）を停止し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑱発電課長は、運転員に FCVS 排水移送ライン洗浄のため、フィルタ装置スクラバ溶液移送を指示する。
- ⑲中央制御室運転員 A は、FCVS 排水移送ライン第一隔離弁及び FCVS 排水移送ライン第二隔離弁を全開した後、フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端まで低下したことを確認し、FCVS 排水移送ライン第二隔離弁及び FCVS 排水移送ライン第一隔離弁を全閉する。また、現場運転員 B 及び C は、FCVS 排水移送ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作にて全閉する。
- ⑳中央制御室運転員 A は、FCVS 排水移送ラインの洗浄が完了したことを発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ㉑発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置を水中保管とするためフィルタ装置への水補給開始を指示する。
- ㉒保修班員は、フィルタ装置（A）屋外側重大事故時用給水ライン弁を遠隔

手動弁操作設備に全開とした後、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動及びフィルタ装置水補給弁の開操作を実施し、フィルタ装置への水補給の開始を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

- ②③ 発電課長は、運転員にフィルタ装置の水位を監視するように指示する。
- ②④ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内に到達したことを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ②⑤ 発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置への水補給の停止を指示する。
- ②⑥ 保修班員は、フィルタ装置水補給弁の全閉及びフィルタ装置（A）屋外側重大事故時用給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備にて全閉とした後、大容量送水ポンプ（タイプ I）を停止し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ②⑦ 保修班員は、フィルタ装置への薬液補給の準備が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ②⑧ 発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置への薬液補給開始を指示する。
- ②⑨ 保修班員は、薬液補給装置の起動及びフィルタ装置（A）薬液注入ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作にて全開とし、薬液補給を開始する。
- ②⑩ 保修班員は、規定量の薬液が補給されたことを確認し、薬液補給の完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ②⑪ 発電課長は、運転員にフィルタ装置の水位の確認を指示する。
- ②⑫ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ②⑬ 発電課長は、運転員にフィルタ装置出口水素濃度を確認するように指示する。
- ②⑭ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置出口水素濃度指示値が可燃限界未満であることを確認し、発電課長に報告する。
- ②⑮ 発電課長は、運転員にフィルタ装置出口弁を全閉とするように指示する。
- ②⑯ 現場運転員 B 及び C は、フィルタ装置出口弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ②⑰ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの停止を指示する。

⑳現場運転員 B 及び C は、FCVS 窒素供給ライン止め弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とした後、FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁及び PSA 窒素供給ライン元弁を全閉とし、窒素ガス供給の停止を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。

iii. 操作の成立性

上記の操作のうちフィルタ装置スクラバ溶液移送については、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置スクラバ溶液移送開始まで 20 分以内で可能である。

また、フィルタ装置への水補給については、中央制御室運転員 1 名及び保修班員 9 名にて作業を実施した場合、フィルタ装置スクラバ溶液移送完了からフィルタ装置への水補給開始まで 380 分以内で可能である。

FCVS 排水移送ライン洗浄については、中央制御室運転員 1 名にて実施した場合、フィルタ装置への水補給完了から FCVS 排水移送ライン洗浄開始まで 5 分以内で可能である。

フィルタ装置への薬液補給については、中央制御室運転員 1 名及び保修班員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから薬液補給開始まで 230 分以内で可能である。

なお、炉心損傷がない状況下での原子炉格納容器ベントであるため、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

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。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、大容量送水ポンプ（タイプ I）等の保管場所に使用工具、ホース等を配備する。車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.5.3)

(e) フィルタ装置への薬液補給

フィルタ装置のスクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有しており、原子炉格納容器ベントを実施した場合でもアルカリ性を維持可能であるが、水補給に合わせて薬液を補給する。

i. 手順着手の判断基準

フィルタ装置への水補給を行う場合。

ii. 操作手順

フィルタ装置への薬液補給の手順（フィルタ装置（A）の薬液補給ライン

を使用する場合)は以下のとおり。(フィルタ装置 (B), (C) の薬液補給ラインを使用する場合も同様。) 概要図を第 1.5.13 図に, タイムチャートを第 1.5.14 図に示す。

- ① 発電課長は, 手順着手の判断基準に基づき, 運転員にフィルタ装置への薬液補給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は, 発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の準備のため, 薬液補給装置の設置, ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は, フィルタ装置への薬液補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 発電所対策本部は, 重大事故等対応要員にフィルタ装置への薬液補給の準備開始を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は, 薬液補給装置の設置, ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は, フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) へホースを接続する場合は, ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また, 発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑦ 発電課長は, 発電所対策本部からの連絡により, フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) へホースを接続する場合は, ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑧ 現場運転員 B 及び C は, ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また, 発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は, 薬液補給装置を原子炉建屋近傍に設置し, ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また, 発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑩ 発電所対策本部は, 重大事故等対応要員にフィルタ装置への薬液補給の開始を指示する。
- ⑪^a フィルタ装置水・薬液補給接続口 (屋外) を使用する場合
重大事故等対応要員は, 薬液補給装置の起動及びフィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とし, 薬液補給を開始する。
- ⑪^b フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) を使用する場合
重大事故等対応要員は, 建屋内事故時用給水ライン元弁を全開とした後, 薬液補給装置の起動及びフィルタ装置 (A) 補給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とし, 薬液補給を開始する。
- ⑫ 重大事故等対応要員は, 規定量の薬液が補給されたことを確認し, 薬液補給の完了を発電所対策本部に報告する。また, 発電所対策本部は発電課長に連絡する。

- ⑬ 発電課長は、運転員にフィルタ装置の水位の確認を指示する。
- ⑭ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑮ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に薬液補給の停止を指示する。
- ⑯^a フィルタ装置水・薬液補給接続口(屋外)を使用した場合
重大事故等対応要員は、薬液補給装置を停止し、フィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑯^b フィルタ装置水・薬液補給接続口(建屋内)を使用した場合
重大事故等対応要員は、薬液補給装置を停止し、フィルタ装置 (A) 補給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全閉及び建屋内事故時用給水ライン元弁を全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名^{*}及び重大事故等対応要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置への薬液補給開始まで 230 分以内で可能である。なお、炉心損傷がない状況下での原子炉格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

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。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、薬液補給装置の保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

※フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

(添付資料 1.5.3)

- 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（現場操作含む）
残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、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。
また、原子炉格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の

水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合、並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入が可能な場合は、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉し、原子炉格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁については、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷^{※1}前において、原子炉格納容器内の圧力が 0.384MPa [gage] に到達した場合で、原子炉格納容器フィルタベント系が機能喪失^{※2}した場合。

※1：「炉心損傷」は、格納容器内雰囲気放射線モニタ（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モニタ（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：「原子炉格納容器フィルタベント系が機能喪失」とは、設備に故障が発生した場合。

(b) 操作手順

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（現場操作含む）手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.5.2 図に、概要図を第 1.5.15 図に、タイムチャートを第 1.5.16 図及び第 1.5.17 図に示す。

[S/C ベントの場合（D/W ベントの場合、手順⑩以外は同様）]

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に到達したことを発電所対策本部長に報告する。
- ② 発電所対策本部長は、発電課長に耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ③ 発電課長は、運転員に耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント前の確認として、AC 系隔離信号が発生している場合は、AM 制御盤にて、AC 系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、非

常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止し、非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(A)及び非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(B)の全閉操作、並びにベント用 SGTS 側隔離弁、格納容器排気 SGTS 側止め弁、ベント用 HVAC 側隔離弁、格納容器排気 HVAC 側止め弁、FCVS ベントライン隔離弁(A)及び FCVS ベントライン隔離弁(B)の全閉確認を実施する。なお、中央制御室からの操作により非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(A)及び非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(B)を全閉にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋原子炉棟内の設置場所で全閉操作を実施する。

- ⑦ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁を調整開及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁を全開とし、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。なお、中央制御室からの操作により調整開又は全開にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋原子炉棟内の設置場所で PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁を調整開及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁を全開とし、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器内の圧力に関する情報収集を適宜行い、発電課長に報告する。また、発電課長は、原子炉格納容器内の圧力に関する情報を、発電所対策本部長に報告する。
- ⑨ 発電所対策本部長は、原子炉格納容器内の圧力が 0.427MPa [gage] に到達した場合、発電課長に耐圧強化ベント系による S/C 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。また、S/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合は、D/W 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ⑩ 発電課長は、運転員に耐圧強化ベント系による S/C 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。また、S/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合は、D/W 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ⑪^aS/C 側からの原子炉格納容器ベントの場合
中央制御室運転員 A は、S/C ベント用出口隔離弁を全開とし、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。なお、中央制御室からの操作により全開にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて S/C ベント用出口隔離弁を全開とし、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。

- ⑪^bS/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合

中央制御室運転員 A は、D/W ベント用出口隔離弁を全開とし、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。なお、中央制御室か

らの操作により全開にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて D/W ベント用出口隔離弁を全開とし、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。

- ⑫ 中央制御室運転員 A は、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内圧力指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを発電所対策本部長に報告する。
- ⑬ 発電課長は、原子炉格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入が可能となった場合は、発電所対策本部長に報告する。
- ⑭ 発電所対策本部長は、発電課長に耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ⑮ 発電課長は、運転員に S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁の全閉による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ⑯ 中央制御室運転員 A は、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉とし、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントの停止を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全閉にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉とし、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントの停止を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。
- ⑰ 発電課長は、原子炉格納容器ベント停止後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、発電所対策本部長に報告する。
- ⑱ 発電所対策本部長は、発電課長に PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁の全閉を指示する。
- ⑲ 発電課長は、運転員に PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁の全閉を指示する。
- ⑳ 中央制御室運転員 A は、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全閉にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋原子炉棟内の設置場所で PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁を全閉とし、発電課長に報告する。ま

た、発電課長は発電所対策本部長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント準備完了まで中央制御室からの操作が可能な場合は20分以内、中央制御室からの操作ができず現場で操作を実施する場合は80分以内、原子炉格納容器ベントの実施を判断してから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開始まで中央制御室からの操作が可能な場合は5分以内、中央制御室からの操作ができず現場で操作を実施する場合は95分以内で可能である。

なお、炉心損傷がない状況下での原子炉格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業可能である。

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

遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

(添付資料1.5.3)

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.5.27 図に示す。

残留熱除去系が機能喪失した場合は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の除熱を実施する。原子炉格納容器フィルタベント系が機能喪失した場合は耐圧強化ベント系により原子炉格納容器内の除熱を実施する。

原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントは、隔離弁を中央制御室から操作できない場合、現場での手動操作を行う。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系を用いて、原子炉格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる S/C を経由する経路を第一優先とする。S/C ベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/W を経由する経路を第二優先とする。

1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

a. 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の機能が喪失した場合、発電用原子炉からの除熱、原子炉格納容器内の除熱及び使用済燃料プールの除熱ができなくなるため、原子炉補機代替冷却水系を用いた補機冷却水確保のため、

原子炉補機冷却水系の系統構成を行い、原子炉補機代替冷却水系により補機冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源が確保されている場合に、冷却水通水確認後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）を起動し、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障又は全交流動力電源の喪失により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を使用できない場合。

(b) 操作手順

原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.5.3 図に、概要図を第 1.5.18 図、第 1.5.22 図に、タイムチャートを第 1.5.19 図、第 1.5.20 図、第 1.5.21 図、第 1.5.23 図、第 1.5.24 図、第 1.5.25 図に示す。

i. 運転員操作

（本手順は A 系使用の場合であり、B 系使用時については手順⑥、⑦、⑩、⑭を除いて同様である。）

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保の準備のため、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保の系統構成として、RCW 代替冷却水不要負荷分離弁（A）、非常用 D/G（A）冷却水出口弁（A）、非常用 D/G（A）冷却水出口弁（C）、RCW 常用冷却水供給側分離弁（A）及び RCW 常用冷却水戻り側分離弁（A）の全閉操作を実施し、発電課長に報告する。
- ⑤ 発電課長は、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保の系統構成が完了したことを発電所対策本部に連絡する。
- ⑥ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、熱交換器ユニット接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。

- ⑦ 現場運転員 B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、熱交換器ユニットの設置、淡水側のホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑨ 発電課長は、運転員に熱交換器ユニットの淡水側水張り操作を指示する。
- ⑩^a 熱交換器ユニット接続口（屋外）を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、熱交換器ユニットの淡水側水張りのため RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁（A）の開操作を実施し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑩^b 熱交換器ユニット接続口（建屋内）を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、熱交換器ユニットの淡水側水張りのため RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁（C）の開操作を実施し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑪ 発電課長は、運転員に原子炉補機代替冷却水系の空気抜き操作を指示する。
- ⑫ 現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外で原子炉補機代替冷却水系の空気抜き操作を実施し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑬ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により淡水側の水張りが完了したことを確認後、運転員に系統構成を指示する。
- ⑭^a 熱交換器ユニット接続口（屋外）を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外で RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁（A）、RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁（A）、RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁（A）及び RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁（A）を全開とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑭^b 熱交換器ユニット接続口（屋外）を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外で RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁（C）、RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁（C）、RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁（C）及び RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁（C）を全開とし、発電課長に報告する。また、発電課長は、発電所対策本部に連絡する。
- ⑮ 重大事故等対応要員は、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水の供給準備が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑯ 発電課長は、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水供給開始を発電

所対策本部に依頼する。

- ⑰ 重大事故等対応要員は、熱交換器ユニット内の淡水ポンプを起動し、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水供給開始を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑱ 発電課長は、運転員に残留熱除去系熱交換器（A）及び燃料プール冷却浄化系熱交換器（A）の冷却水確保を指示する。
- ⑲ 中央制御室運転員 A は、RHR 熱交換器（A）冷却水出口弁及び FPC 熱交換器（A）冷却水出口弁にて、残留熱除去系熱交換器（A）冷却水入口流量及び燃料プール冷却浄化系熱交換器（A）冷却水入口流量が規定流量となるように調整し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。

ii. 重大事故等対応要員操作

（本手順は A 系使用の場合であり、B 系使用時については手順③を除いて同様である。）

- ① 重大事故等対応要員は、発電所対策本部の指示により、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ② 重大事故等対応要員は、海水ポンプ室より海水を取水する場合、海水ポンプ室防潮壁扉を開放する。
- ③ 重大事故等対応要員は、熱交換器ユニット接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ④ 重大事故等対応要員は、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続を実施する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、熱交換器ユニットの設置及び淡水側のホースの敷設並びに接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、現場運転員による熱交換器ユニット淡水側への通水操作後、熱交換器ユニット淡水側の空気抜き操作を実施する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、淡水側の水張り範囲内において漏えいのないことを目視にて確認し、淡水側の水張り操作が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置及び海水側のホースの敷設並びに接続が完了後、熱交換器ユニットの海水側の水張りのため大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、熱交換器ユニット海水側の空気抜き操作を実施する。

- ⑩重大事故等対応要員は、海水側の水張り範囲内において漏えいのないことを目視にて確認する。
- ⑪重大事故等対応要員は、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続が完了し、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水の供給準備が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑫重大事故等対応要員は、発電所対策本部の指示により、熱交換器ユニットの淡水ポンプを起動する。
- ⑬重大事故等対応要員は、淡水ポンプ出口弁にて淡水ポンプ吐出圧力指示値が規定値となるよう開度を調整し、補機冷却水の供給開始を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は、発電課長に連絡する。
- ⑭重大事故等対応要員は、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の運転状態を継続して監視する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 6 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで A 系は 20 分以内、B 系は 20 分以内、熱交換器ユニット水張りから原子炉補機代替冷却水系空気抜き完了まで A 系は 45 分以内、B 系は 50 分以内、重大事故等対応要員操作の補機冷却水供給開始まで、取水口から海水を取水する場合は 455 分以内、海水ポンプ室から海水を取水する場合は 540 分以内で可能である。

なお、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉補機代替冷却水系を設置する場合、原子炉格納容器ベント前の作業であることから、作業可能である。

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。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.5.3)

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.5.27 図に示す。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が機能喪失した場合は、

原子炉補機代替冷却水系により海へ熱を輸送する手段を確保し、残留熱除去系を使用して原子炉压力容器内及び原子炉格納容器内の除熱を行う。

1.5.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による補機冷却水確保

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が健全な場合は、自動起動信号による作動、又は中央制御室からの手動操作により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を起動し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による補機冷却水確保を行う。

a. 手順着手の判断基準

残留熱除去系を使用した原子炉压力容器内及び原子炉格納容器内の除熱が必要な場合。

b. 操作手順

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による補機冷却水確保手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.5.26 図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による補機冷却水確保開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル 1）又はドライウエル圧力高）により待機中の原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの起動、並びに RCW 熱交換器冷却水出口弁及び RHR 熱交換器冷却水出口弁の全開を確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による補機冷却水確保が開始されたことを原子炉補機冷却水系系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告する。

c. 操作の成立性

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

1.5.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

原子炉格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器内の除熱手順は、「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。

残留熱除去系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに電源車、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）手順については、「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。

残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置に関する手順及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による送水手順については、「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。

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

対応手段, 対処設備, 手順書一覧(1/3)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	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	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ※1	重大事故等対処設備(設計基準拡張) 非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる原子炉停止時冷却運転」
		残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)及び格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード) ※2 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) ※2	重大事故等対処設備(設計基準拡張) 非常時操作手順書 (微候ベース) 「S/P 温度制御」 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」, 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」
	—	原子炉補機冷却海水系(原子炉補機冷却海水系を含む)による除熱	原子炉補機冷却海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) 配管・弁・海水ストレーナ・サージタンク 原子炉補機冷却水系熱交換器 貯留堰 取水口 取水路 海水ポンプ室 非常用交流電源設備 ※4	重大事故等対処設備(設計基準拡張) 非常時操作手順書 (微候ベース) 「減圧冷却」等 非常時操作手順書 (設備別) 「原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保」

※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「1.13 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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧(2/3)

(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	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード，サプレッション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(現場操作含む)	原子炉格納容器フィルタベント系 遠隔手動弁操作設備	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント系」, 「大容量送水ポンプによる送水」 ※3
			重大事故等対処設備	
		葉液補給装置 排水設備	自主対策設備	
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)	原子炉格納容器調気系 配管・弁 遠隔手動弁操作設備 原子炉格納容器 (真空破壊装置を含む) 非常用ガス処理系 配管・弁 排気筒 常設代替交流電源設備 ※4 可搬型代替交流電源設備 ※4 代替所内電気設備 ※4 所内常設蓄電式直流電源設備 ※4 常設代替直流電源設備 ※4 可搬型代替直流電源設備 ※4	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 重大事故等対応要領書 「耐圧強化ベント」

※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「1.13 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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧(3/3)

(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	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) 全交流動力電源	原子炉補機代替冷却水系による除熱	熱交換器ユニット 大容量送水ポンプ (タイプ I) ホース延長回収車 ホース・除熱用ヘッダ・接続口 原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク 残留熱除去系熱交換器 燃料プール冷却浄化系熱交換器 貯留堰 取水口 取水路 海水ポンプ室 常設代替交流電源設備 ※4 可搬型代替交流電源設備 ※4 燃料補給設備 ※4	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (微候ベース) 「S/P 温度制御」等 重大事故等対応要領書 「原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」
			残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ※1 残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード) ※2 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

※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「1.13 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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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 (1/5)

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 a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (a) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (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	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C) 格納容器内雰囲気水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C) 格納容器内雰囲気水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度
		最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 (広帯域) フィルタ装置入口圧力 (広帯域) フィルタ装置出口圧力 (広帯域) フィルタ装置水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ

監視計器一覧 (2/5)

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 a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (b) フィルタ装置への水補給		
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」, 「大容量送水ポンプによる送水」	判断基準	補機監視機能 フィルタ装置水位 (広帯域)
	操作	補機監視機能 フィルタ装置水位 (広帯域)
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 a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (c) 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ		
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	—
	操作	補機監視機能 フィルタ装置出口水素濃度 フィルタ装置入口圧力 (広帯域)
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 a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (d) フィルタ装置スクラバ溶液移送		
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力 圧力抑制室圧力
		補機監視機能 フィルタ装置水温度
	操作	補機監視機能 フィルタ装置水位 (広帯域) フィルタ装置出口水素濃度 フィルタ装置入口圧力 (広帯域)
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 a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (e) フィルタ装置への薬液補給		
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	—
	操作	補機監視機能 フィルタ装置水位 (広帯域)

監視計器一覧 (3/5)

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 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 (現場操作含む)			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 重大事故等対応要領書 「耐圧強化ベント」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (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	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C) 格納容器内雰囲気水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C) 格納容器内雰囲気水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度
		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

監視計器一覧 (4/5)

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)	
1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (海) への代替熱輸送 a. 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等 重大事故等対応要領書 「原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」	判断基準	補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 冷却水供給圧力 原子炉補機冷却水系 (B) 冷却水供給圧力 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 (A) 冷却水供給温度 原子炉補機冷却水系 (B) 冷却水供給温度 原子炉補機冷却海水系ポンプ (A) 出口圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ (B) 出口圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ (C) 出口圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ (D) 出口圧力
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	原子炉補機冷却水系サージタンク (A) 水位 原子炉補機冷却水系サージタンク (B) 水位
	操作	補機監視機能	プレート式熱交換器出口温度 淡水ポンプ出口圧力 淡水ポンプ入口圧力 ストレーナ入口圧力
		最終ヒートシンクの確保	サプレッションプール水温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		水源の確保	原子炉補機冷却水系サージタンク (A) 水位 原子炉補機冷却水系サージタンク (B) 水位

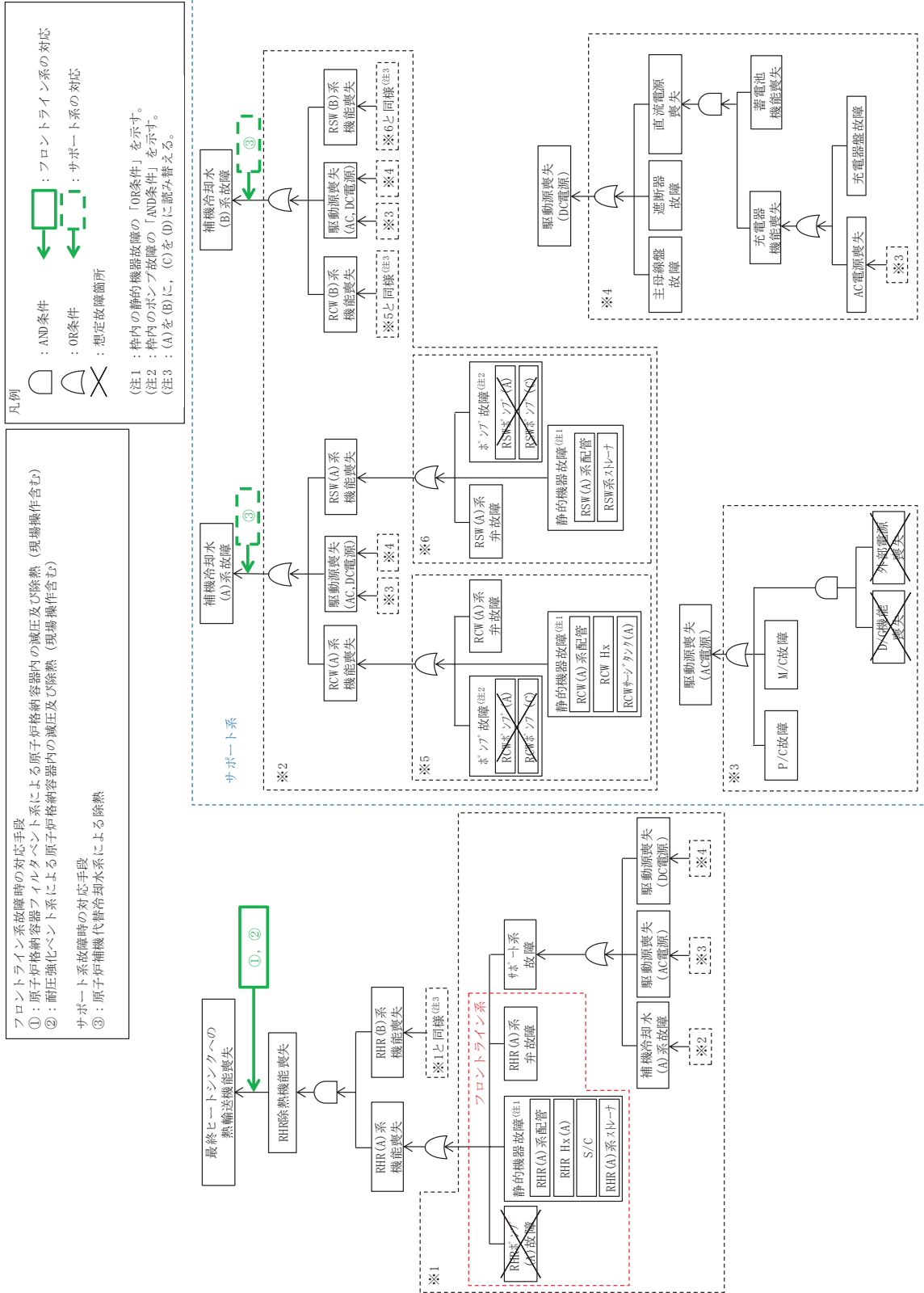
監視計器一覧 (5/5)

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)	
1.5.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) による補機冷却水確保			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等	判断基準	原子炉压力容器内の温度	
非常時操作手順書 (設備別) 「原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保」		原子炉格納容器内の温度	原子炉压力容器温度 ドライウェル温度 圧力抑制室内空気温度 サプレッションプール水温度
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力	
	操作	原子炉格納容器内の温度	サプレッションプール水温度
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器(A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器(B) 入口温度 残留熱除去系熱交換器(A) 出口温度 残留熱除去系熱交換器(B) 出口温度 残留熱除去系ポンプ(A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ(B) 出口流量 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 残留熱除去系熱交換器(A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器(B) 冷却水入口流量 原子炉補機冷却水系(A) 冷却水供給温度 原子炉補機冷却水系(B) 冷却水供給温度

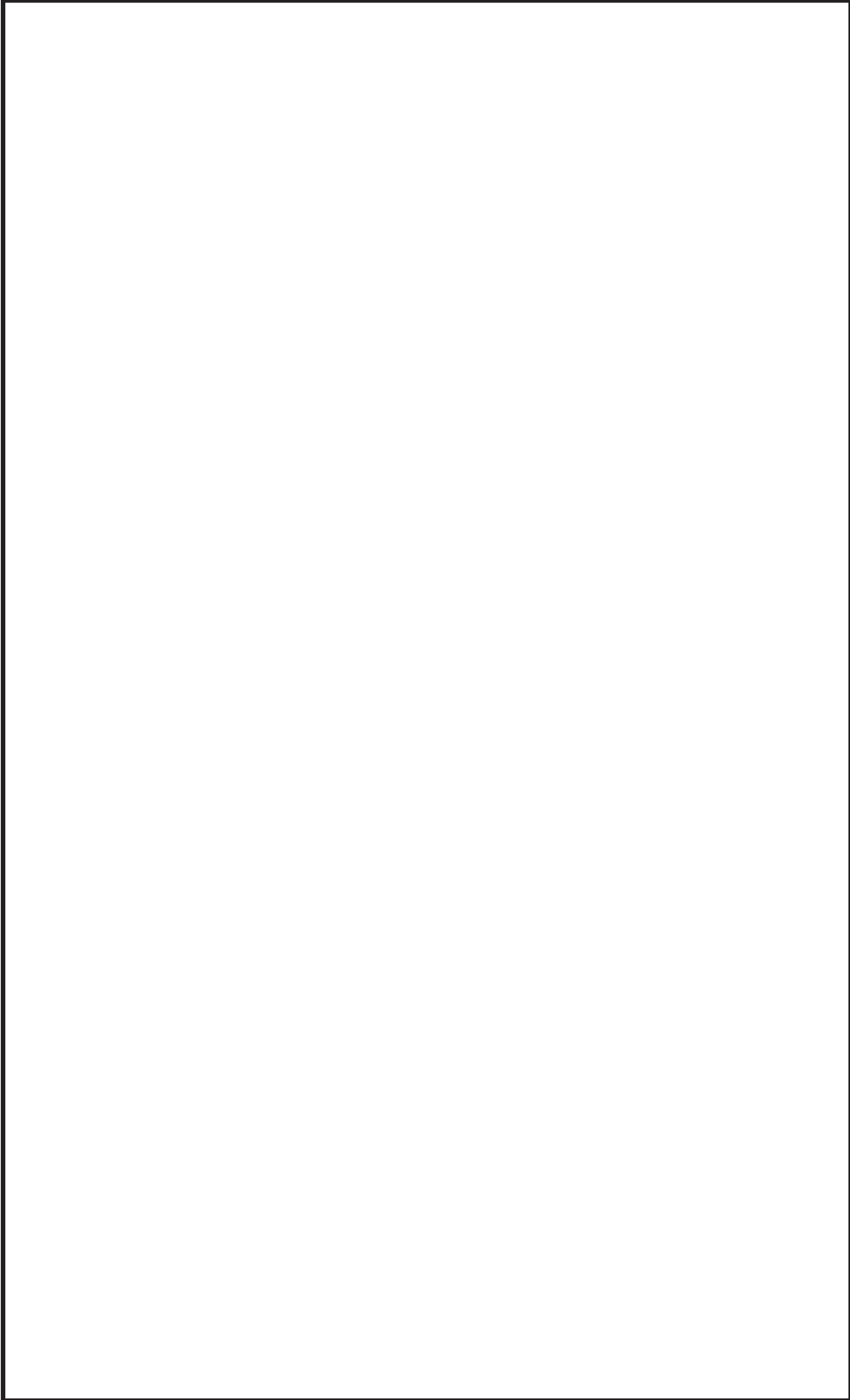
第 1.5.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	供給元		
		設備	母線	
【1.5】 最終ヒートシンク へ熱を輸送するた めの手順等	原子炉格納容器フィル タベント系弁	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
	原子炉格納容器調気系 弁	常設代替交流電源設備		非常用低圧母線 MCC 2D 系
				緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備		非常用低圧母線 MCC 2D 系
				緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
	可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1		
	非常用ガス処理系弁	常設代替交流電源設備		非常用低圧母線 MCC 2C 系
				非常用低圧母線 MCC 2D 系
		可搬型代替交流電源設備		非常用低圧母線 MCC 2C 系
				非常用低圧母線 MCC 2D 系
	原子炉補機冷却水系弁	常設代替交流電源設備		非常用低圧母線 MCC 2C 系
				非常用低圧母線 MCC 2D 系
				緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備		非常用低圧母線 MCC 2C 系
				非常用低圧母線 MCC 2D 系
				緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	計測用電源※	常設代替交流電源設備		非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系	
可搬型代替交流電源設備			非常用低圧母線 MCC 2C 系	
			非常用低圧母線 MCC 2D 系	

※：供給負荷は監視計器

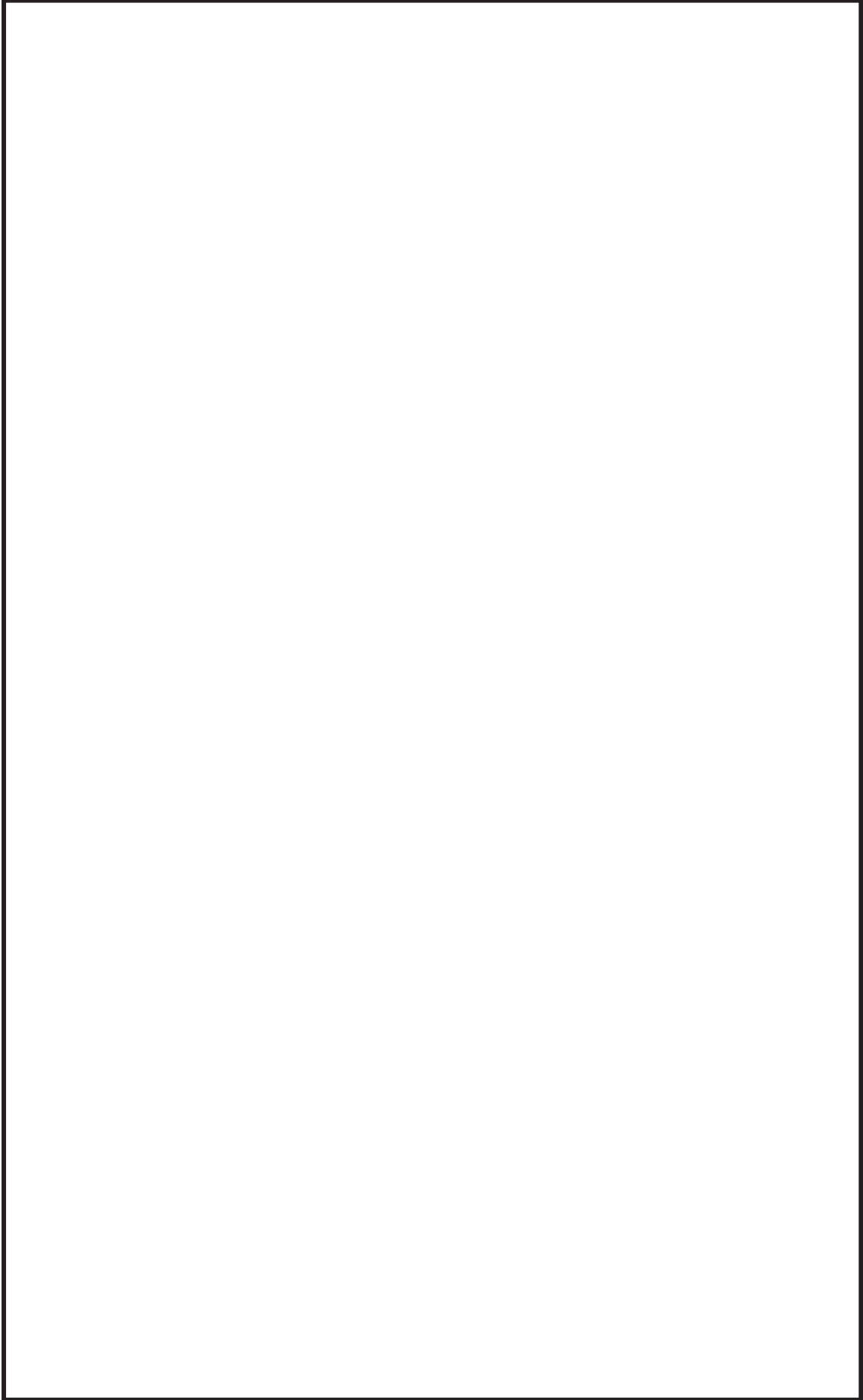


第 1.5.1 図 機能喪失原因対策分析



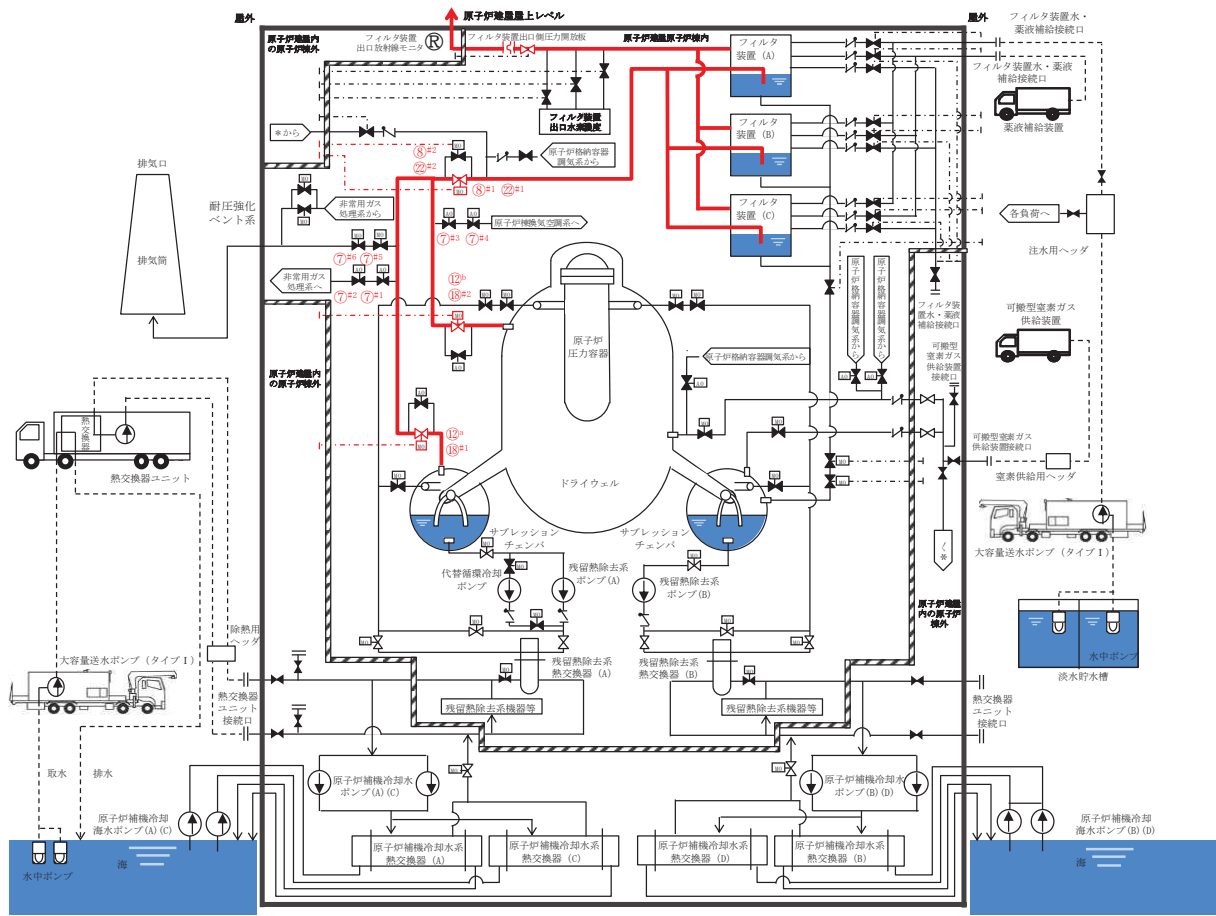
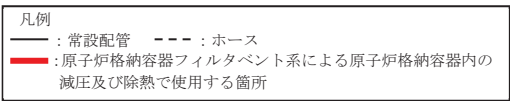
第 1.5.2 図 非常時操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.5.3 図 非常時操作手順書（徴候ベース） 「S/P 温度制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑦ ^{#1}	ベント用 SGTS 側隔離弁	T48-A0-F020	中央制御室
⑦ ^{#2}	格納容器排気 SGTS 側止め弁	T48-A0-F045	中央制御室
⑦ ^{#3}	ベント用 HVAC 側隔離弁	T48-A0-F021	中央制御室
⑦ ^{#4}	格納容器排気 HVAC 側止め弁	T48-A0-F046	中央制御室
⑦ ^{#5}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T48-M0-F043	中央制御室
⑦ ^{#6}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	T48-M0-F044	中央制御室
⑧ ^{#1} ⑫ ^{#1}	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室 原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧ ^{#2} ⑫ ^{#2}	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室 原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫ ^a ⑮ ^{#1}	S/C ベント用出口隔離弁	T48-M0-F022	中央制御室 原子炉建屋 地下 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫ ^b ⑮ ^{#2}	D/W ベント用出口隔離弁	T48-M0-F019	中央制御室 原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.5.4 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む） 概要図

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (系統構成)	中央制御室運転員A	15分	系統構成完了 (中央制御室から操作の場合)		操作手順
		75分	系統構成完了 (現場から操作の場合)		
	電源確認※1				④
		系統構成※2※3			⑤～⑧
	現場運転員B, C		移動・系統構成※3※4		⑧

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3：中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施

※4：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

第 1.5.5 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) タイムチャート (系統構成)

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)	中央制御室運転員A	5分 減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合)	95分 減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)		操作手順
(S/Cベントの場合)	1	ベント開始 ^{※1※2}			⑫ ^a
	2	現場運転員B, C	移動・ベント開始 ^{※2※3}		⑫ ^a

※1：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※2：中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施

※3：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

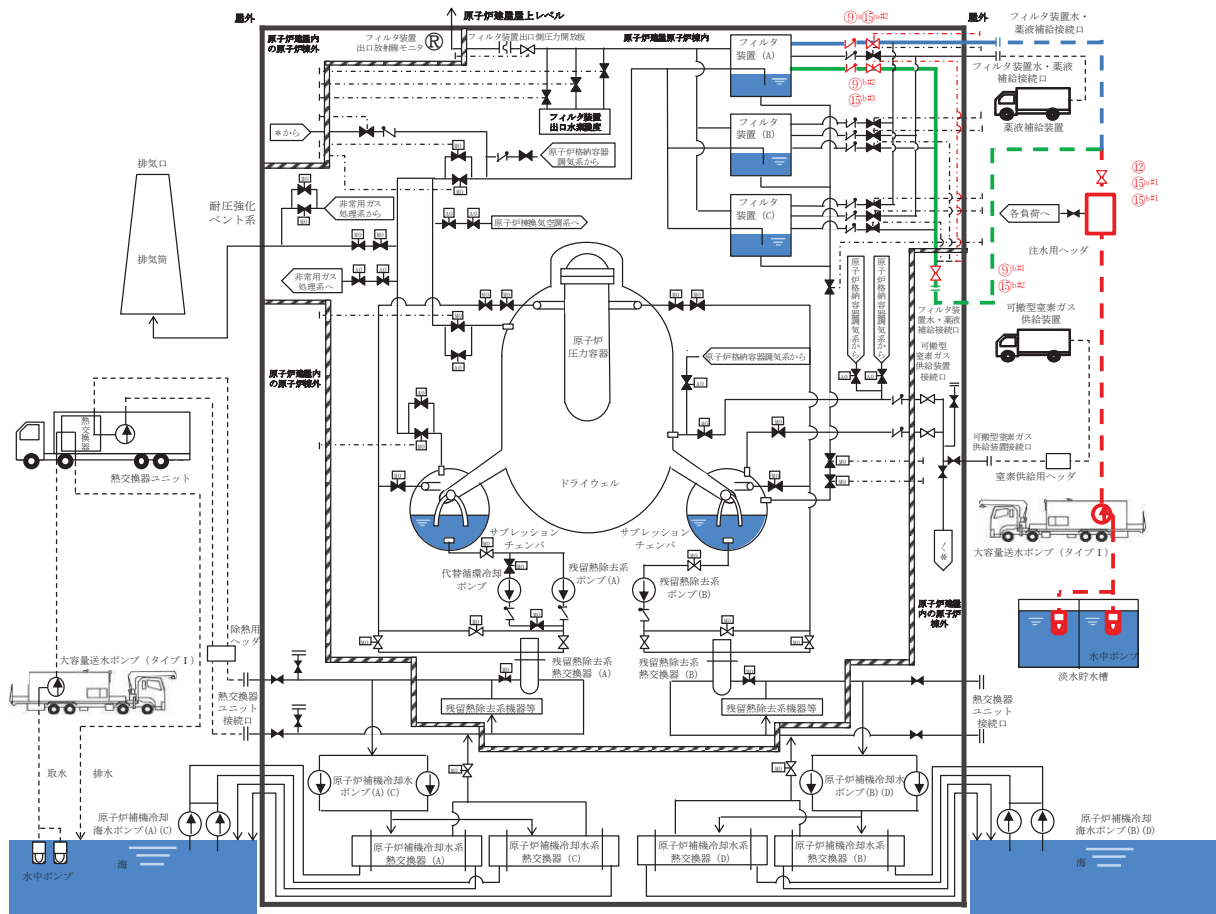
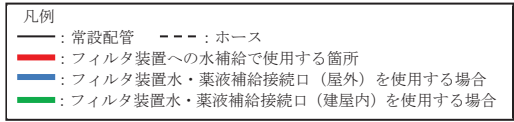
手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)	中央制御室運転員A	5分 減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合)	95分 減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)		操作手順
(D/Wベントの場合)	1	ベント開始 ^{※1※2}			⑫ ^b
	2	現場運転員B, C	移動・ベント開始 ^{※2※3}		⑫ ^b

※1：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※2：中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施

※3：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.5.6 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) タイムチャート (ベント操作)



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑨ ^a ⑮ ^a #2	フィルタ装置 (A) 屋外側重大事故時用水ライン弁	T63-F045A	屋外
⑨ ^b #1⑮ ^b #2	建屋内事故時用水ライン元弁	T63-F051	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑨ ^b #2⑮ ^b #3	フィルタ装置 (A) 補給水ライン弁	T63-F042A	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫⑮ ^a #1⑮ ^b #1	フィルタ装置水補給弁	P70-D001-7	屋外

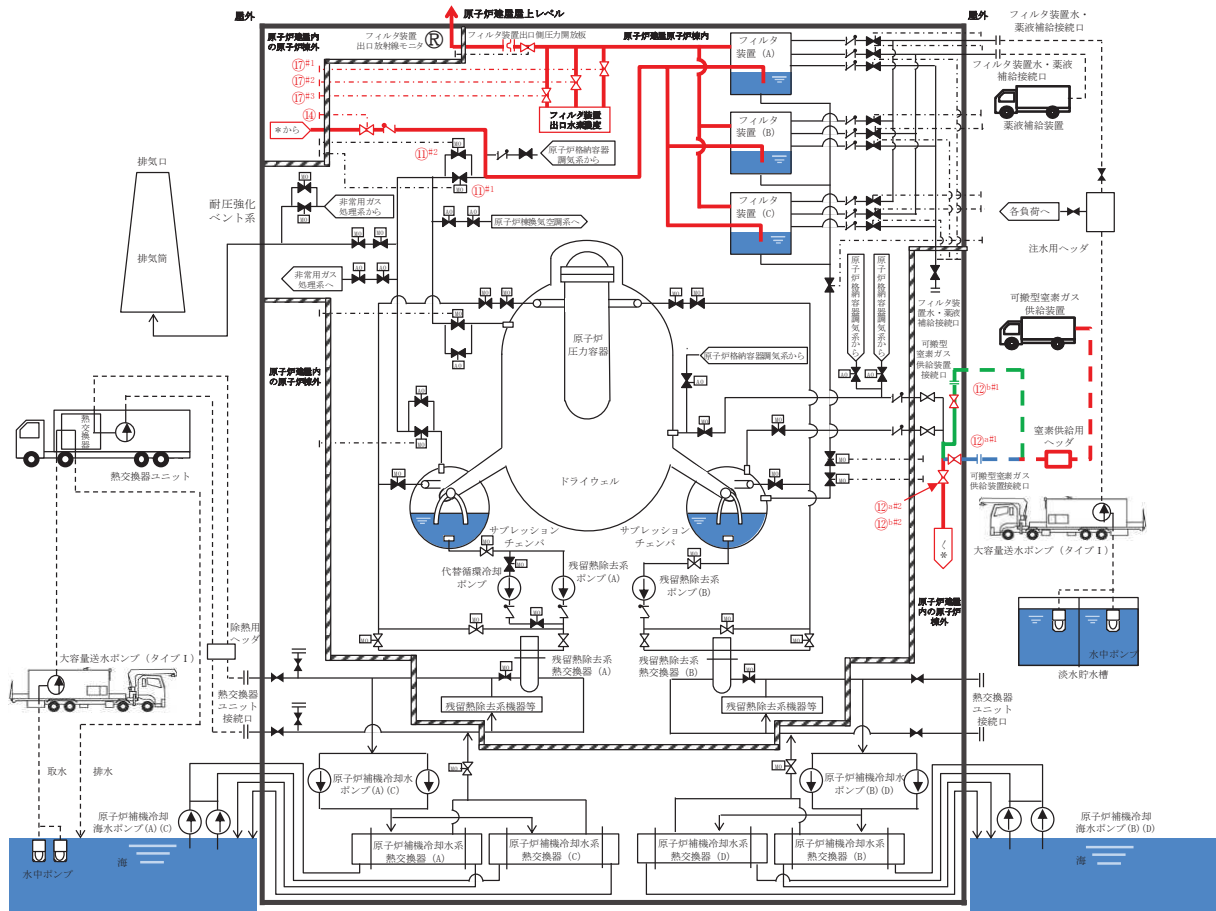
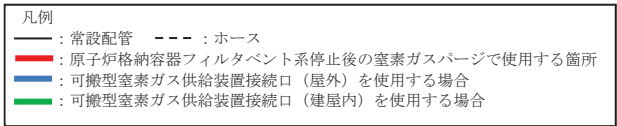
#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.5.7 図 フィルタ装置への水補給 概要図

手順の項目	要員 (敬)	経過時間 (時間)										備考				
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10					
フィルタ装置への水補給	中央制御室運転員A	電源確認 ^{※1}													操作手順	
		1														
	現場運転員B, C	移動, 扉開放 (フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) を使用する場合のみ) ^{※2}														⑧
		2														
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※3※4}														⑤
		3														
		大容量送水ポンプ (タイプI) の移動, 設置 ^{※5}														
		大容量送水ポンプ (タイプI) 起動 ^{※6}														
	重大事故等対応要員D~F	送水準備・送水 (水張り・系統監視) ^{※6}														⑫
		3														
送水準備・送水 (水張り・系統監視) ^{※6}																
ホースの敷設, 接続 ^{※3※7}																
重大事故等対応要員G~I	保管場所への移動 ^{※3※4}														⑤	
	3															
	注水用ヘッダ運搬, 設置 ^{※8}															
	ホースの敷設, 接続 ^{※3※7}															

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2：中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3：大容量送水ポンプ (タイプI) の保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※4：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間と注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※5：大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプI) の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※6：大容量送水ポンプ (タイプI) の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※7：ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※8：注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間と注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第1.5.8 図 フィルタ装置への水補給 タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑪#1	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室
⑪#2	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室
⑫a#1	PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F055	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫b#1	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F067	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫a#2⑫b#2	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F066	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑭	FCVS 窒素供給ライン止め弁	T63-F035	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑰#1	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁	T63-F701	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑰#2	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁	T63-F702	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑰#3	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁	T63-F703	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.5.9 図 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージ 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10			
原子炉格納容器フィルタバント系 停止後の窒素ガスバージ	中央制御室運転員A	315分 原子炉格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバージ開始										操作手順		
		電源確認 ^{※1}												③
		系統構成 ^{※2}												⑪
	現場運転員B, C	フィルタ装置出口水素濃度計起動 ^{※2}											⑬	
		移動・扉開放(可搬型窒素ガス供給装置接続口(建屋内)を使用する場合のみ) ^{※4}											⑧	
	重大事故等対応要員A~B	移動・系統構成・窒素ガス供給開始 ^{※3}											⑫ ^a , ⑭ ^b , ⑰	
		系統構成 ^{※3}											⑰	
		系統構成												
	重大事故等対応要員C~E	保管場所への移動 ^{※5※6}											⑤	
		可搬型窒素ガス供給装置の移動・設置 ^{※7}												
可搬型窒素ガス供給装置の起動 ^{※8}												⑨		
重大事故等対応要員C~E	可搬型窒素ガス供給装置の起動 ^{※8}													
	保管場所への移動 ^{※5※6}											⑤		
		ホースの敷設, 接続 ^{※9}										⑤, ⑨		

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※4: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間

※5: 可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は, 第1保管エリア及び第4保管エリア

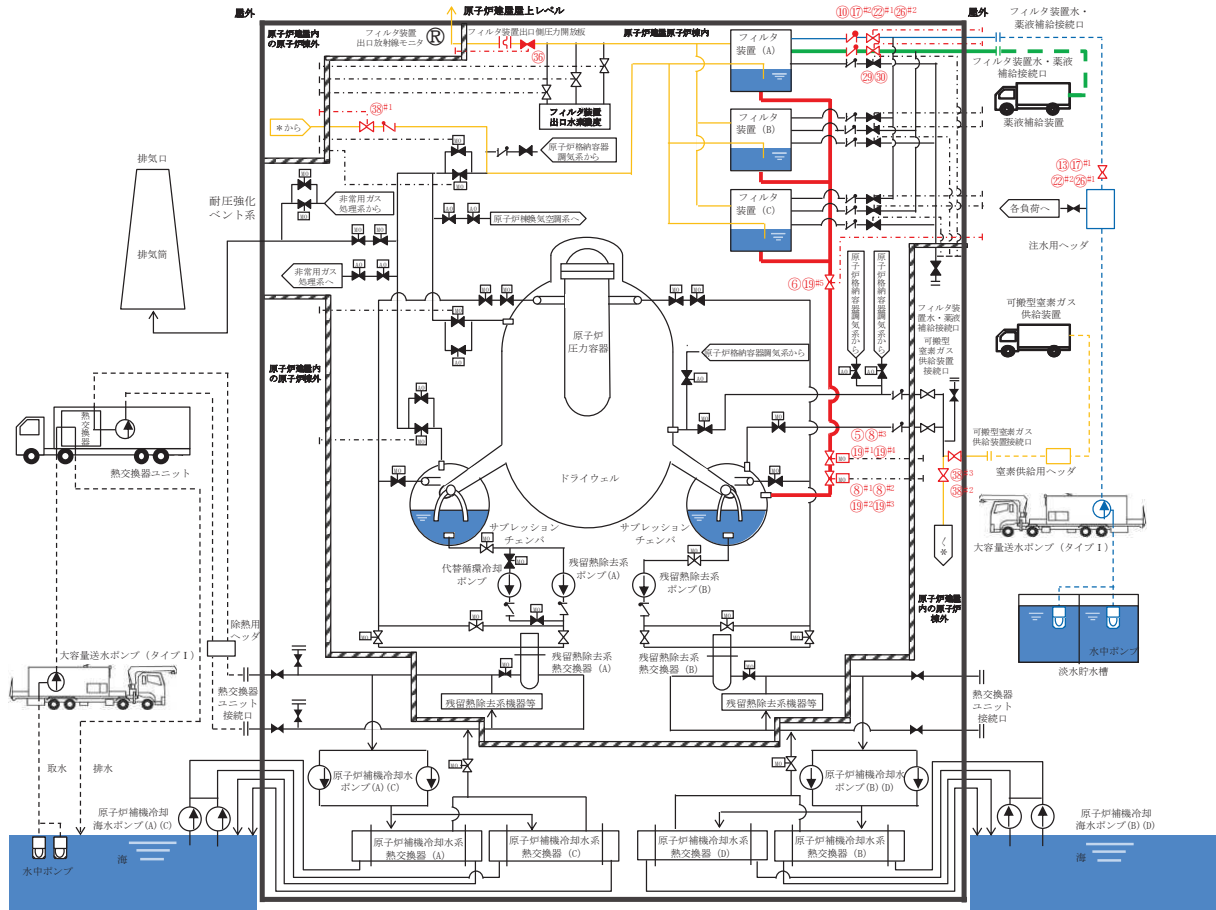
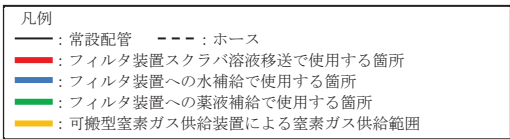
※6: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に余裕を見込んだ時間

※7: 可搬型窒素ガス供給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間

※8: 可搬型窒素ガス供給装置の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

※9: ホース仕様を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.5.10 図 原子炉格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバージ タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤⑧#3 ⑱#1⑲#4	FCVS 排水移送ライン第一隔離弁	T63-M0-F066	中央制御室
⑥⑱#5	FCVS 排水移送ライン弁	T63-F109	屋外
⑧#1⑧#2 ⑲#2⑲#3	FCVS 排水移送ライン第二隔離弁	T63-M0-F065	中央制御室
⑩⑰#2 ⑳#1㉔#2	フィルタ装置 (A) 屋外側重大事故時用水ライン弁	T63-F045A	屋外
⑬⑰#1 ㉔#2㉔#1	フィルタ装置水補給弁	P70-D001-7	屋外
⑳⑳	フィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁	T63-F049A	屋外
⑳	フィルタ装置出口弁	T63-F004	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
㉔#1	FCVS 窒素供給ライン止め弁	T63-F035	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
㉔#2	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F066	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
㉔#3	PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F055	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.5.11 図 フィルタ装置スクラバ溶液移送 概要図

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)										備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100				
フィルタ装置スクラバ溶液移送	中央制御室運転員A	20分 フィルタ装置スクラバ溶液移送開始										操作手順			
		電源確認**	系統構成**2	フィルタ装置スクラバ溶液移送開始**4										④	
	移動、系統構成**3												⑤		
	現場運転員B, C														⑥

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

第 1.5.12 図 フィルタ装置スクラバ溶液移送 タイムチャート (1/3)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				
フィルタ装置スクラバ溶液移送 (フィルタ装置への水補給)	中央制御室運転員A	380分 フィルタ装置への水補給開始										操作手順			
		1	電源確認※1											④	
	3	保管場所への移動※2※3												⑩	
															⑬, ⑳
	3	保管場所への移動※2※3												⑩	
															⑬, ⑳
	3	保管場所への移動※2※3												⑩	
3	保管場所への移動※2※3												⑩		

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：大容量送水ポンプ(タイプI)の保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア

※3：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間

※4：大容量送水ポンプ(タイプI)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプI)の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※5：大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※6：ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※7：注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間と注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.5.12 図 フィルタ装置スクラバ溶液移送 タイムチャート (2/3)

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	
5分 FCYS排水移送ライン洗浄開始												
フィルタ装置スクラバ溶液移送 (FCYS排水移送ライン洗浄)	1 中央制御室運転員A											操作手順
												⑱

※1：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	
230分 フィルタ装置への薬液補給開始												
電源確認※1	1 中央制御室運転員A											①
												⑳
保管場所への移動※2※3	2 保修班員A, B											㉑
薬液補給装置による薬液の補給・運搬※4※5												㉒
ホースの敷設、接続※6												㉓
補給準備、薬液補給装置の起動、補給※4												㉔

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：薬液補給装置の保管場所は、第1保管エリア及び第4保管エリア

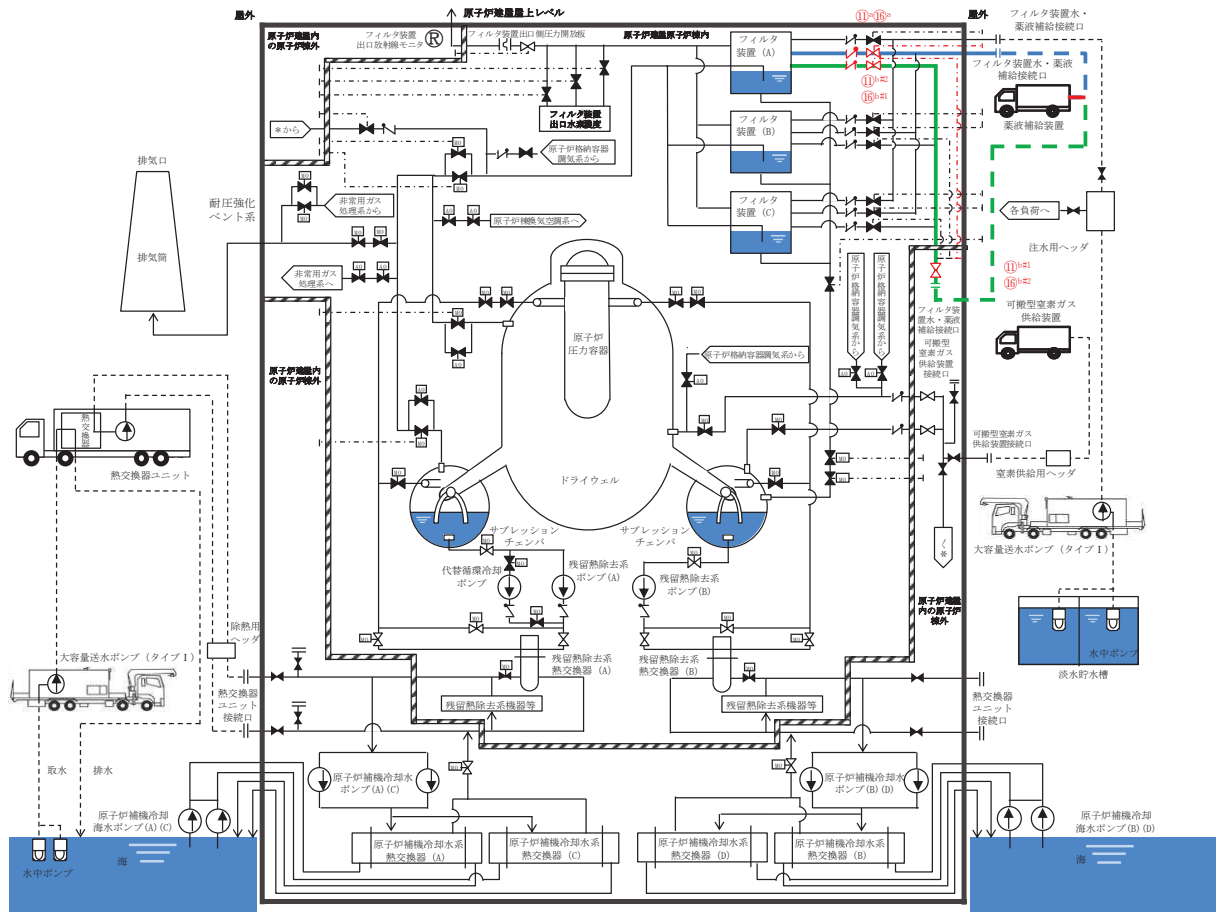
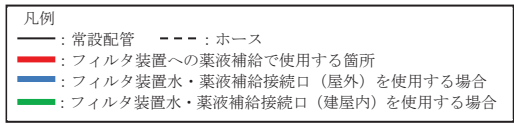
※3：緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に見込んだ時間

※4：薬液補給装置の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

※5：薬液補給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した時間と薬液補給装置の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

※6：類似ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.5.12 図 フィルタ装置スクラバ溶液移送 タイムチャート (3/3)



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑪ ^a ⑬ ^a	フィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁	T63-F049A	屋外
⑪ ^b #1⑬ ^b #2	建屋内事故時用給水ライン元弁	T63-F051	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑪ ^b #2⑬ ^b #1	フィルタ装置 (A) 補給水ライン弁	T63-F042A	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.5.13 図 フィルタ装置への薬液補給 概要図

手順の項目	要員（数）	経過時間（時間）										備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				
フィルタ装置への薬液補給	中央制御室運転員A	電源確認 ^{※1}													操作手順
		1	補給確認, 状況監視												
	現場運転員B,C	2	移動, 扉開放 (フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) を使用する場合のみ) ^{※2}												
		保管場所への移動 ^{※3※4}													
	重大事故等対応要員A,B	2	薬液補給装置による薬液の補給・運搬 ^{※5※6}												
		ホースの敷設, 接続 ^{※7}													
			補給準備, 薬液補給装置の起動, 補給 ^{※6}												

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類いの扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間

※3：薬液補給装置の保管場所は、第1保管エリア及び第4保管エリア

※4：緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に余裕を見込んだ時間

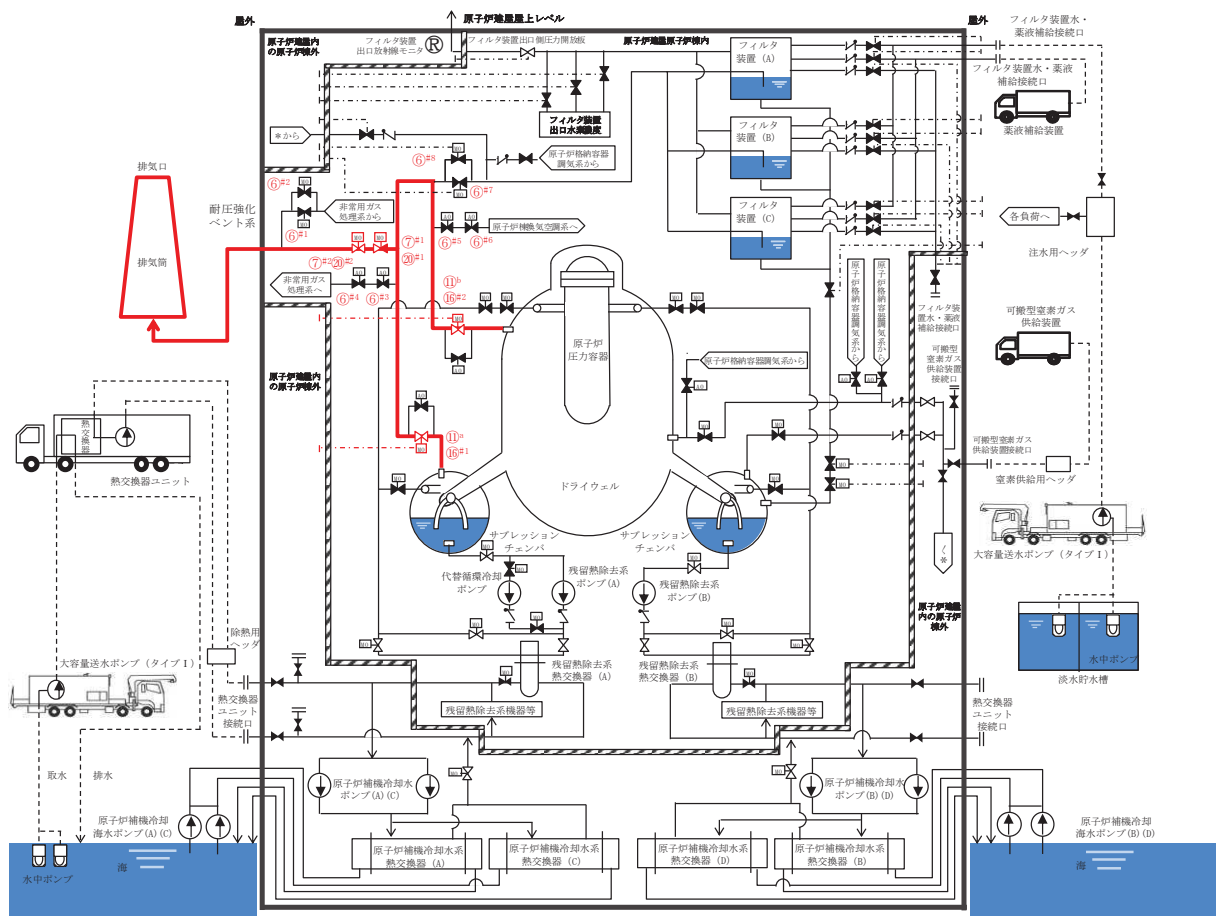
※5：薬液補給装置の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

※6：薬液補給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した時間と薬液補給装置の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

※7：類似ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.5.14 図 フィルタ装置への薬液補給 タイムチャート

凡例
 — : 常設配管 - - - : ホース
 ■ : 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箇所



第 1.5.15 図 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（現場操作含む） 概要図（1/2）

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑥ ^{#1}	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (A)	T46-M0-F003A	中央制御室 原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉 建屋原子炉棟内)
⑥ ^{#2}	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (B)	T46-M0-F003B	中央制御室 原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉 建屋原子炉棟内)
⑥ ^{#3}	ベント用 SGTS 側隔離弁	T48-A0-F020	中央制御室
⑥ ^{#4}	格納容器排気 SGTS 側止め弁	T48-A0-F045	中央制御室
⑥ ^{#5}	ベント用 HVAC 側隔離弁	T48-A0-F021	中央制御室
⑥ ^{#6}	格納容器排気 HVAC 側止め弁	T48-A0-F046	中央制御室
⑥ ^{#7}	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室
⑥ ^{#8}	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室
⑦ ^{#1} ⑩ ^{#1}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T48-M0-F043	中央制御室 原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉 建屋原子炉棟内)
⑦ ^{#2} ⑩ ^{#2}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	T48-M0-F044	中央制御室 原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉 建屋原子炉棟内)
⑪ ^a ⑬ ^{#1}	S/C ベント用出口隔離弁	T48-M0-F022	中央制御室 原子炉建屋 地下 1 階 (原子炉 建屋内の原子炉棟外)
⑪ ^b ⑬ ^{#2}	D/W ベント用出口隔離弁	T48-M0-F019	中央制御室 原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉 建屋内の原子炉棟外)

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.5.15 図 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
含む） 概要図 (2/2)

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
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 (現場操作含む) (系統構成)	中央制御室運転員A	20分	系統構成完了 (中央制御室から操作の場合)		操作手順
		80分	系統構成完了 (現場から操作の場合)		
	現場運転員B, C	電源確認※1			④
		系統構成※2※3			⑤~⑦
		移動・系統構成※3※4		⑦	

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3：中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施

※4：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

第 1.5.16 図 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 (現場操作含む) タイムチャート (系統構成)

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
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 (現場操作含む) (S/Cベントの場合)	中央制御室運転員A 1	5分	95分		操作手順 ① ^a
	現場運転員B, C 2				

※1：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※2：中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施

※3：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
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 (現場操作含む) (D/Wベントの場合)	中央制御室運転員A 1	5分	95分		操作手順 ① ^b
	現場運転員B, C 2				

※1：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※2：中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施

※3：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

第 1.5.17 図 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 (現場操作含む) タイムチャート (ベント操作)

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
運転員④ ^{#1}	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)	P42-M0-F251	中央制御室
運転員④ ^{#2}	非常用 D/G (A) 冷却水出口弁 (A)	P42-M0-F031A	中央制御室
運転員④ ^{#3}	非常用 D/G (A) 冷却水出口弁 (C)	P42-M0-F031C	中央制御室
運転員④ ^{#4}	RCW 常用冷却水供給側分離弁 (A)	P42-M0-F091A	中央制御室
運転員④ ^{#5}	RCW 常用冷却水戻り側分離弁 (A)	P42-M0-F092A	中央制御室
運転員⑩ ^a ⑭ ^{b#1}	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	P42-F255	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑩ ^b ⑭ ^{b#1}	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (C)	P42-F271	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑭ ^{a#2}	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	P42-F254	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑭ ^{a#3}	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (A)	P42-F259	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑭ ^{a#4}	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (A)	P42-F260	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑭ ^{b#1}	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (C)	P42-F270	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑭ ^{b#3}	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (C)	P42-F272	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑭ ^{b#4}	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (C)	P42-F273	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑰ ^{#1}	RHR 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	P42-M0-F013A	中央制御室
運転員⑰ ^{#2}	FPC 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	P42-M0-F034A	中央制御室
重大事故等対応要員⑬	淡水ポンプ出口弁	—	屋外

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.5.18 図 原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保 概要図 (2/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)											備考					
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11						
原子炉補機代替冷却水系A系による補機冷却水確保(取水口から海水を取水する場合(海側))	中央制御室運転員A	電源確認 ^{※1}															原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保	操作手順
		系統構成 ^{※2}																
		送水状況監視																
	現場運転員B, C	移動・扉開放(熱交換器ユニット接続口(建屋内)を使用する場合のみ) ^{※4}																
		水張り, 空気抜き ^{※3}																
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※5, ※6}																
		大容量送水ポンプ(タイプI)の移動・設置 ^{※7}																
		ホースの敷設, 接続 ^{※5, ※6}																
		大容量送水ポンプ(タイプI)の起動 ^{※9}																
		送水準備, 送水(熱交換器ユニット(海水側)水張り, 系統確認) ^{※9}																
	重大事故等対応要員D~F	保管場所への移動 ^{※5, ※6}																
熱交換器ユニットの移動 ^{※10}																		
送水準備, 送水(熱交換器ユニット水張り, 系統確認) ^{※11}																		

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間に見込んだ時間

※4: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に見込んだ時間

※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車の保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア

※6: 緊急時対応要員から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間

※7: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間に見込んだ時間

※8: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※9: 大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※10: 熱交換器ユニットの移動距離として、第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に見込んだ時間

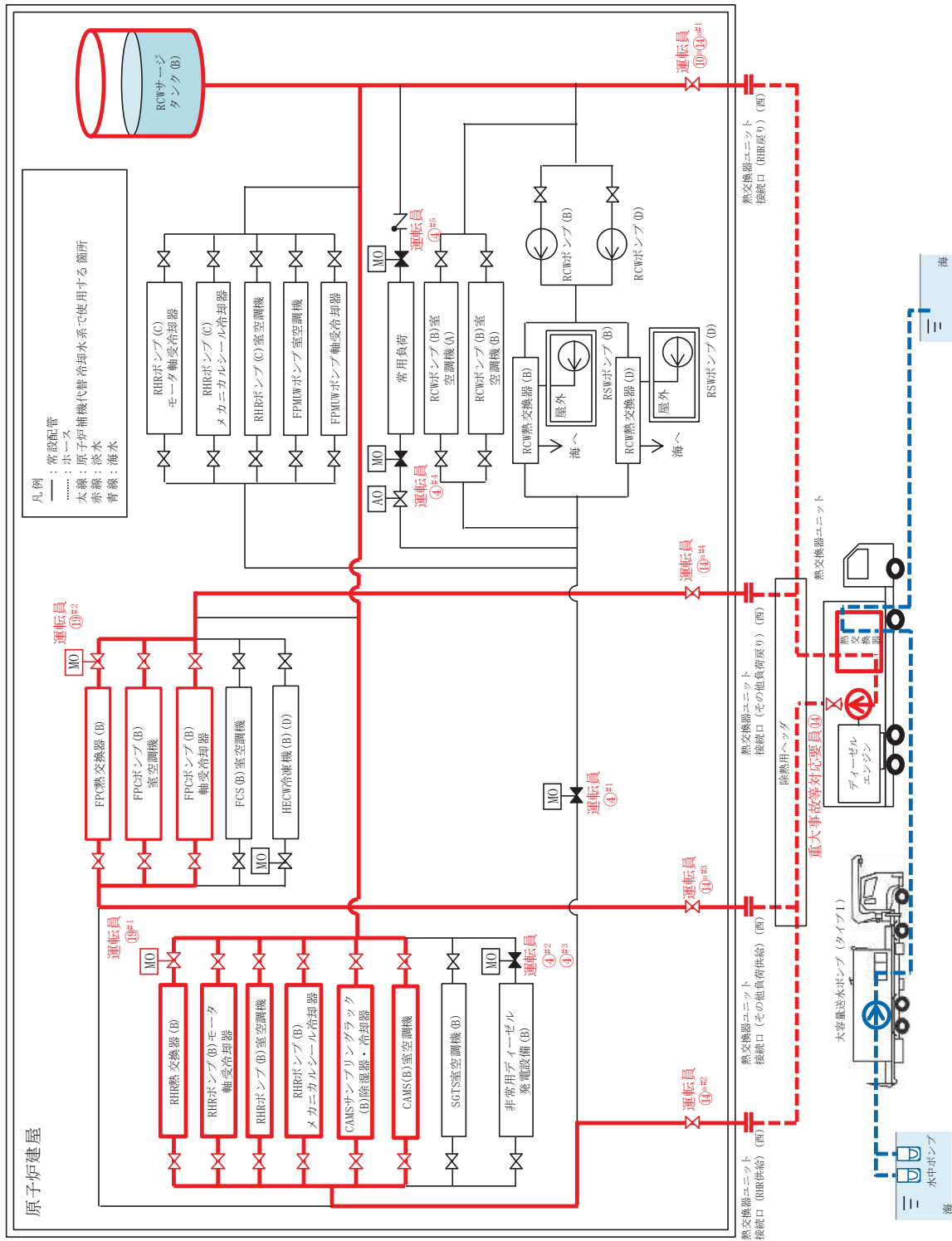
※11: 熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

第 1.5.19 図 原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保 (取水口から海水取水 (海側)) タイムチャート

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)											備考						
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11							
原子炉補機代替冷却水系A系による補機冷却水確保 (海水ポンプ室から海水を取水する場合)	中央制御室運転員A	電源確認 ^{※1}															原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保		
		系統構成 ^{※2}																操作手順	
		送水状況監視																i. ③ i. ④ i. ⑯	
	現場運転員B, C	移動・扉開放 (熱交換器ユニット接続口 (建屋内) を使用する場合のみ) ^{※4}																	i. ⑦
		水張り, 空気抜き ^{※3}																	i. ⑩ ^a , ⑩ ^b , ⑩ ^c , ⑩ ^d , ⑩ ^e
		保管場所への移動 ^{※5※6}																	ii. ①
	重大事故等対応要員A~C	防潮壁扉の開放 ^{※7}																	ii. ②
		大容量送水ポンプ (タイプI) の移動・設置 ^{※8}																	ii. ④
		大容量送水ポンプ (タイプI) の起動 ^{※9}																	ii. ⑤
	重大事故等対応要員D~F	送水準備, 送水 (熱交換器ユニット (海水側) 水張り, 系統確認) ^{※9}																	ii. ⑨, ⑩, ⑭
		保管場所への移動 ^{※5※6}																	ii. ①
		熱交換器ユニットの移動 ^{※10}																	ii. ④
ホースの敷設, 接続 ^{※8※11}																	ii. ⑥~⑩, ⑭		
送水準備, 送水 (熱交換器ユニット水張り, 系統確認) ^{※12}																	ii. ⑫, ⑬		

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間
 ※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間
 ※4: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に見込んだ時間
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプI) 及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, 熱交換器ユニットの保管場所は第1保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※6: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
 ※7: 設計状況を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間
 ※8: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動距離として, 第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ (タイプI) の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※9: 大容量送水ポンプ (タイプI) の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※10: 熱交換器ユニットの移動距離として, 第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に見込んだ時間
 ※11: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※12: 熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

第 1.5.21 図 原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保 (海水ポンプ室から海水取水) タイムチャート



第 1.5.22 図 原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
運転員④ ^{#1}	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (B)	P42-MO-F261	中央制御室
運転員④ ^{#2}	非常用 D/G (B) 冷却水出口弁 (B)	P42-MO-F031B	中央制御室
運転員④ ^{#3}	非常用 D/G (B) 冷却水出口弁 (D)	P42-MO-F031D	中央制御室
運転員④ ^{#4}	RCW 常用冷却水供給側分離弁 (B)	P42-MO-F091B	中央制御室
運転員④ ^{#5}	RCW 常用冷却水戻り側分離弁 (B)	P42-MO-F092B	中央制御室
運転員⑩ ^⑭ ^{#1}	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (B)	P42-F265	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑭ ^{#2}	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)	P42-F264	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑭ ^{#3}	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (B)	P42-F266	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑭ ^{#4}	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (B)	P42-F267	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑰ ^{#1}	RHR 熱交換器 (B) 冷却水出口弁	P42-MO-F013B	中央制御室
運転員⑰ ^{#2}	FPC 熱交換器 (B) 冷却水出口弁	P42-MO-F034B	中央制御室
重大事故等対応要員⑱	淡水ポンプ出口弁	—	屋外

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.5.22 図 原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保 概要図 (2/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)											備考						
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11							
原子炉補機代替冷却水系B系による補機冷却水確保(取水口から海水を取水する場合(海側))	中央制御室運転員A	電源確認 ^{※1}																	
		系統構成 ^{※2}																	
	現場運転員B, C																		
	重大事故等対応要員A~C																		
重大事故等対応要員D~F																			

450分 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保

1. ③
i. ④
i. ⑯

送水状況監視

水張り, 空気抜き^{※3}

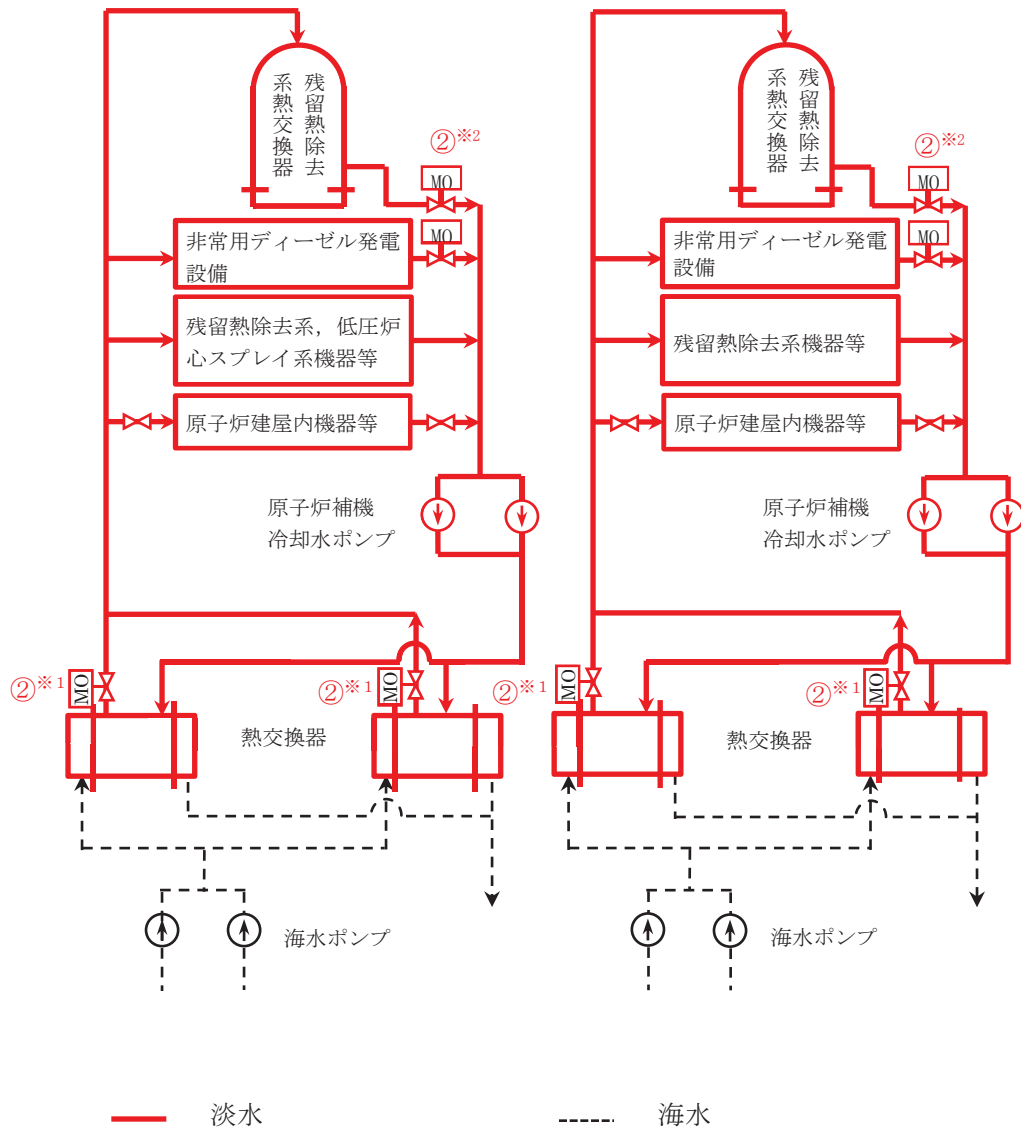
ii. ①
ii. ②
ii. ④
ii. ⑧
ii. ⑨, ⑩, ⑬

ii. ①
ii. ④
ii. ⑥~⑩, ⑬
ii. ⑫, ⑬

電源確認^{※1}
系統構成^{※2}
保管場所への移動^{※5}
大容量送水ポンプ(タイプI)の移動・設置^{※6}
ホースの敷設, 接続^{※7}
送水準備, 送水(熱交換器ユニット(海水側)水張り, 系統確認)^{※8}
保管場所への移動^{※5}
熱交換器ユニットの移動^{※9}
ホースの敷設, 接続^{※7}
送水準備, 送水(熱交換器ユニット水張り, 系統確認)^{※10}
熱交換器ユニットの起動^{※10}

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間
 ※3: 中央制御室及び機器操作場所までの移動時間と余裕を見込んだ時間
 ※4: 大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※5: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間と余裕を見込んだ時間
 ※6: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動距離として, 第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と余裕を見込んだ時間
 ※7: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※8: 大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間と余裕を見込んだ時間
 ※9: 熱交換器ユニットの設計距離として, 第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間と余裕を見込んだ時間
 ※10: 熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間と余裕を見込んだ時間

第 1.5.23 図 原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保 (取水口から海水取水 (海側)) タイムチャート

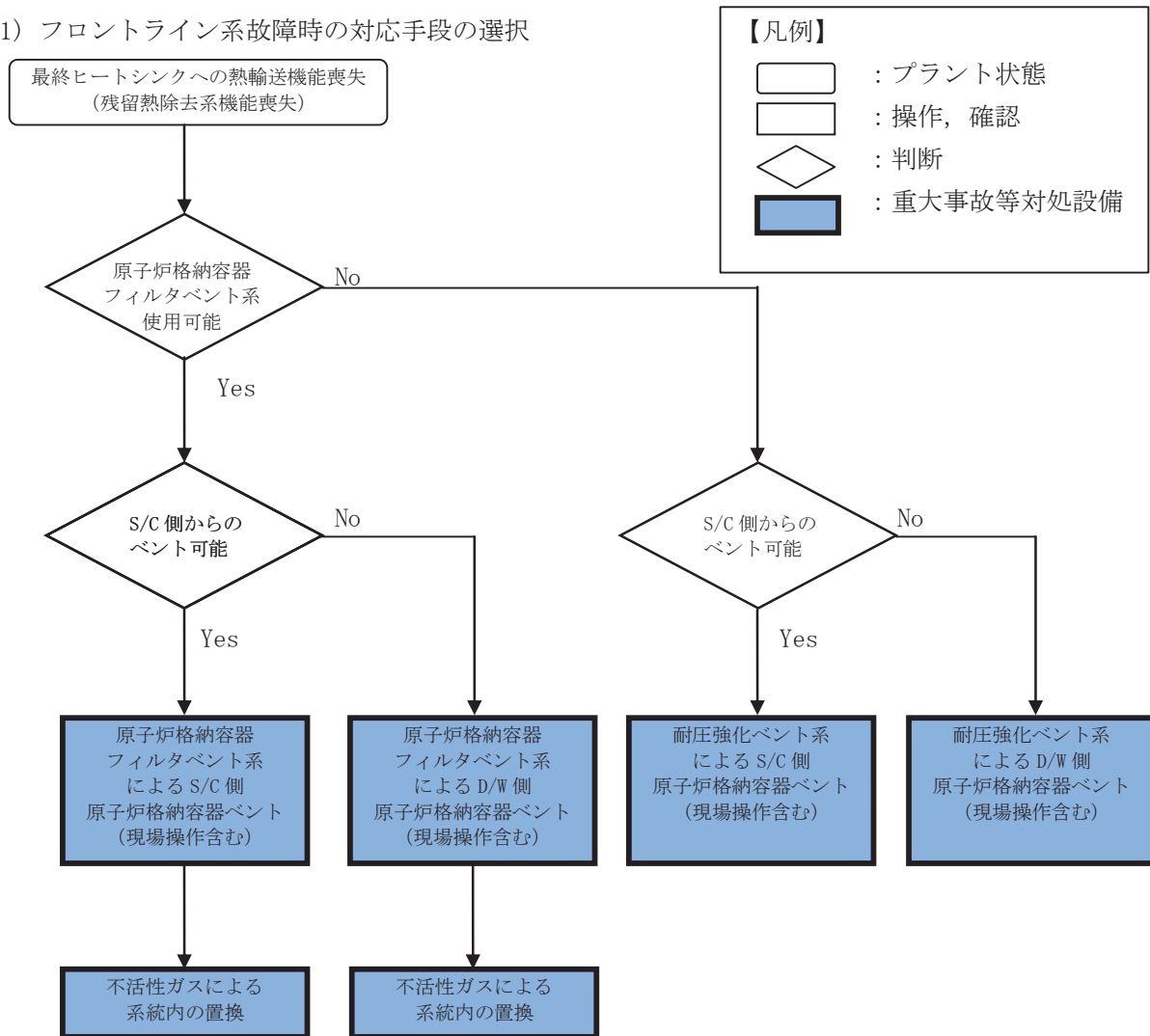


操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
② ^{#1}	RCW 熱交換器冷却水出口弁	P42-M0-F004	中央制御室
② ^{#2}	RHR 熱交換器冷却水出口弁	P42-M0-F013	中央制御室

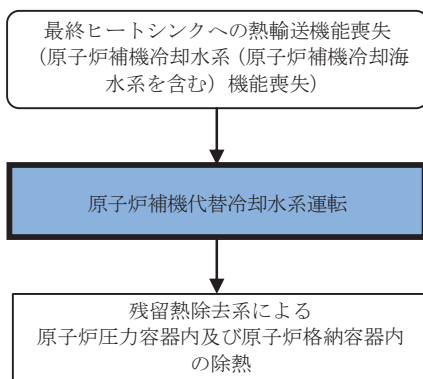
#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.5.26 図 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による
補機冷却水確保 概要図

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.5.27 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/5）

技術的能力審査基準（1.5）	番号	設置許可基準規則（48条）	技術基準規則（63条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する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おいて炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する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おいて炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する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おいて炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	③
<p>【解釈】 1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第63条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 炉心損傷防止 a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>	②	<p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p>	<p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p>	④
		<p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	⑤
		—	—	—

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要要員

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

技術的能力審査基準 (1.5)	番号	設置許可基準規則 (48 条)	技術基準規則 (63 条)	番号
—	—	<p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム (UHSS) の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系 (RHR) の使用が不可能な場合について考慮すること。</p> <p>また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>	<p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム (UHSS) の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系 (RHR) の使用が不可能な場合について考慮すること。</p> <p>また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>	⑥
		<p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第 50 条 3 b) に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	<p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第 65 条 3 b) に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	⑦

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
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	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	既設	① ③	-	-	-	-	-	-
	-	-							
残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）及び格納容器スプレイ冷却モードによる原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）	既設	① ③	-	-	-	-	-	-
	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）	既設							
原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却水系を含む）による除熱	原子炉補機冷却海水ポンプ	既設	① ③	-	-	-	-	-	-
	原子炉補機冷却水ポンプ	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）配管・弁・海水系ストレーナ・サージタンク	既設							
	原子炉補機冷却水系熱交換器	既設							
	貯留堰	既設							
	取水口	既設							
	取水路	既設							
	海水ポンプ室	既設							
非常用交流電源設備	既設								

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/5）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉格納容器内の除熱（現場操作含む）	原子炉格納容器フィルタベント系	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	原子炉格納容器内の除熱（現場操作含む）	薬液補給装置	可搬	230分	3人 (5人*)	自主対策とする理由は本文に記載
	遠隔手動弁操作設備	新設			排水設備	常設	20分	3人	自主対策とする理由は本文に記載
	-	-			-	-	-	-	-
原子炉格納容器内耐圧強化ベント系による除熱（現場操作含む）	原子炉格納容器調気系配管・弁	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-
	遠隔手動弁操作設備	新設							
	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）	既設							
	非常用ガス処理系配管・弁	既設							
	排気筒	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	既設							
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設							
	常設代替直流電源設備	新設							
可搬型代替直流電源設備	新設								

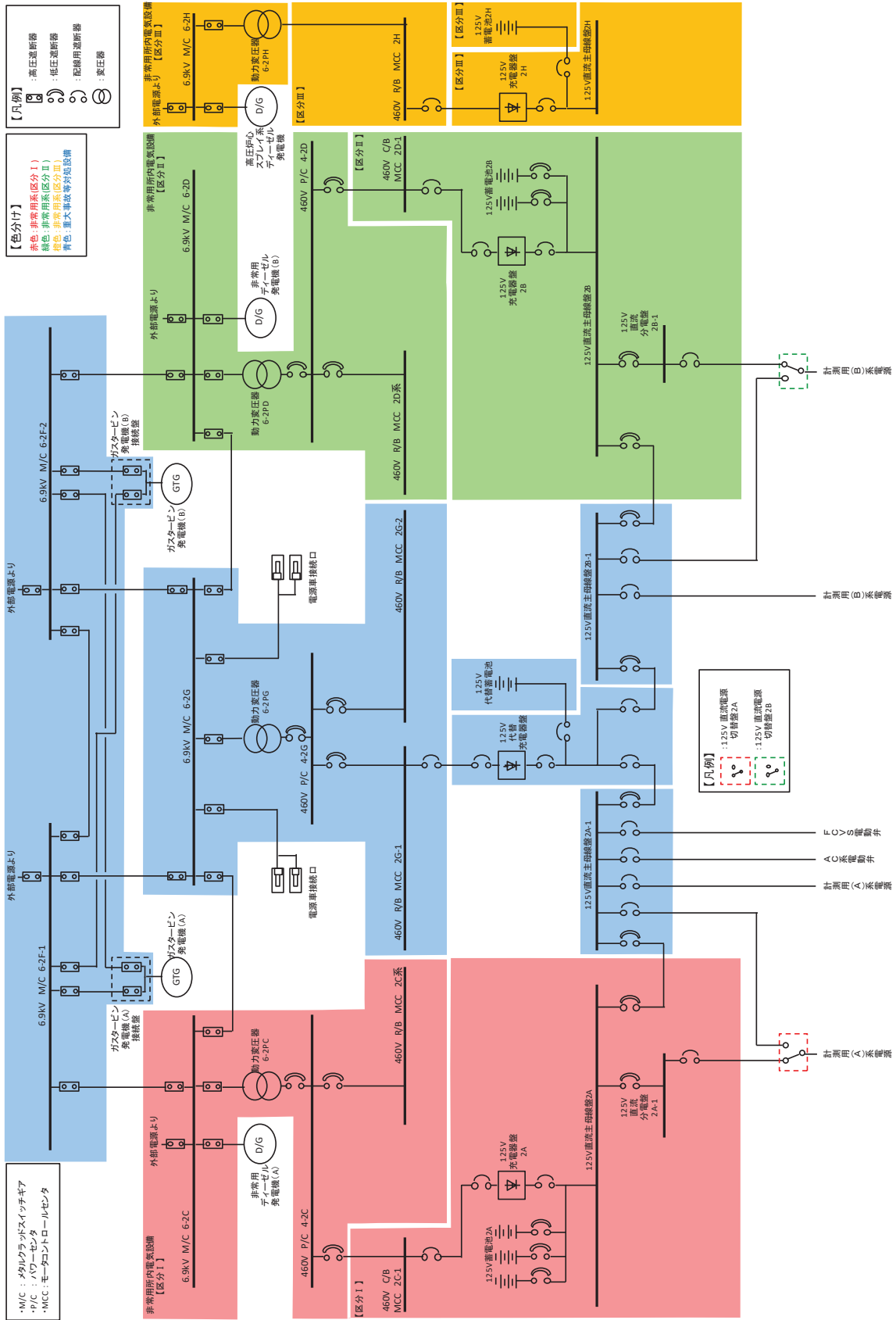
※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5/5）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉補機代替冷却水系による除熱	熱交換器ユニット	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	-	-	-	-	-	-
	大容量送水ポンプ（タイプI）	新設							
	ホース延長回収車	新設							
	ホース・除熱用ヘッダ・接続口	新設							
	原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク	既設 新設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	燃料プール冷却浄化系熱交換器	既設							
	貯留堰	既設							
	取水口	既設							
	取水路	既設							
	海水ポンプ室	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	既設							
	残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）	既設							
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）	既設								

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員



第2図 電源構成図 (直流電源)

重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器フィルタ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）

(1) 操作概要

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱は、中央制御室からの操作により実施するが、原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁（電動弁）を中央制御室から操作できない場合は、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作を行う。

(2) 作業場所

S/C ベント：原子炉建屋 地上1階、地下1階（原子炉建屋内の原子炉棟外）

D/W ベント：原子炉建屋 地上1階（原子炉建屋内の原子炉棟外）

(3) 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタ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）のうち、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

なお、S/C ベント及びD/W ベントに必要な時間は同じである。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：150分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等時の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

2. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給

(1) 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への水補給が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への水補給を実施する。

(2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺及び原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への水補給のうち、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：11名（現場運転員2名*及び重大事故等対応要員9名）

想定時間：380分（訓練実績等）

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

(4) 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。大容量送水ポンプ（タイプⅠ）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。注水操作は，中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが，衛星電話（固定），衛星電話（携帯），トランシーバ（固定）及びトランシーバ（携帯）を用いることにより，円滑な連絡が可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置



ホースの敷設，接続



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動



弁操作

3. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズ

(1) 可搬型窒素ガス供給装置の設置，ホースの敷設及び接続

a. 操作概要

原子炉格納容器ベント停止後において，スクラバ溶液に捕集された放射性物質による水の放射線分解で発生する水素ガス及び酸素ガスを排出するため，原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパーズを実施する。

窒素ガスの供給は可搬型窒素ガス供給装置で行い，当該装置を原子炉格納容器調気系にホースで接続する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズのうち，可搬型窒素ガス供給装置の設置，ホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：5名（重大事故等対応要員5名）

想定時間：300分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから，防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから，夜間においてもアクセス可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型窒素ガス供給装置からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，容易に実施可能である。また，作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等時の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ

a. 操作概要

可搬型窒素ガス供給装置の設置，ホースの敷設及び接続後，窒素供給弁を操作し，原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。

また，原子炉格納容器フィルタベント系への窒素ガスによるパージ中，原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度を測定するため，フィルタ装置出口水素濃度計の系統構成を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上1階（原子炉建屋内の原子炉棟外）

c. 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージのうち，フィルタ装置の窒素ガスパージ操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：15分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから，防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから，建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については，操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため，容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等時の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

4. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置スクラバ溶液移送

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置スクラバ溶液移送

a. 操作概要

フィルタ装置スクラバ溶液移送が必要な状況において、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により FCVS 排水移送ライン弁を全開とし、フィルタ装置スクラバ溶液移送に必要な系統構成を実施する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置スクラバ溶液移送のうち、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員）

想定時間：15分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており夜間における作業性を確保している。汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており夜間においてもアクセス可能である。

操作性：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備している。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給

a. 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への水補給が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

保修士員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への水補給を実施する。

b. 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺及び原子炉建屋周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への水補給のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：9名（保修士員9名）

想定時間：380分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。注水操作は，中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが，衛星電話（固定），衛星電話（携帯），トランシーバ（固定）及びトランシーバ（携帯）を用いることにより，円滑な連絡が可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置



ホースの敷設，接続



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動



弁操作

(3) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への薬液補給

a. 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への薬液補給が必要な状況において、プラント状況から薬液補給装置の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

保修士は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への薬液補給を実施する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への薬液補給のうち、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（保修士2名）

想定時間：230分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。

操作性：薬液補給装置からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

5. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への薬液補給

(1) 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への薬液補給が必要な状況において、プラント状況から薬液補給装置の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への薬液補給を実施する。

(2) 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への薬液補給のうち、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（現場運転員2名^{*}及び重大事故等対応要員2名）

想定時間：230分（訓練実績等）

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

(4) 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）

により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：薬液補給装置からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等時の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

6. 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）

(1) 操作概要

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は、中央制御室からの操作により実施するが、耐圧強化ベント系の隔離弁（電動弁）を中央制御室から操作できない場合は、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作及び設置場所での人力操作を行う。

(2) 作業場所

S/C ベント：原子炉建屋 地下1階（原子炉建屋内の原子炉棟外）
原子炉建屋 地上2階（原子炉建屋原子炉棟内）
D/W ベント：原子炉建屋 地上1階（原子炉建屋内の原子炉棟外）
原子炉建屋 地上2階（原子炉建屋原子炉棟内）

(3) 必要要員数及び操作時間

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）のうち、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作及び設置場所での人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

なお、S/C ベント及びD/W ベントに必要な時間は同じである。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：130分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

7. 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保

(1) 取水口から海水を取水する場合

a. 操作概要

発電所対策本部は、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保が必要な状況において、プラント状況から熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置場所並びにホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置並びにホースの敷設及び接続を実施し、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保を実施する。

b. 作業場所

屋外（取水口周辺及び原子炉建屋周辺）

c. 必要要員数及び作業時間

原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保のうち、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置並びにホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおりである。

必要要員数：6名（重大事故等対応要員6名）

想定時間：455分（訓練実績等）

d. 作業の成立性

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等時の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。冷却水確保操作は、中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本

部の指示により屋外で実施するが、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバ（固定）及びトランシーバ（携帯）を用いることにより、円滑な連絡が可能である。

(2) 海水ポンプ室から海水を取水する場合

a. 操作概要

発電所対策本部は、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保が必要な状況において、プラント状況から熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保を実施する。

b. 作業場所

屋外（海水ポンプ室周辺及び原子炉建屋周辺）

c. 必要要員数及び作業時間

原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保のうち、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設、接続及び防潮壁扉の開放に必要な要員数及び時間は以下のとおりである。

必要要員数：6名（重大事故等対応要員6名）

想定時間：540分（訓練実績等）

d. 作業の成立性

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：ホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等時の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。冷却水確保操作は、中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本

部の指示により屋外で実施するが、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバ（固定）及びトランシーバ（携帯）を用いることにより、円滑な連絡が可能である。

8. 原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保

(1) 操作概要

原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保のため、現場で原子炉補機代替冷却水系接続後の原子炉補機代替冷却水系 A 系空気抜きを行う。

(2) 作業場所

原子炉建屋 地下 1 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）

(3) 必要要員数及び作業時間

原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保のうち、原子炉補機代替冷却水系 A 系空気抜きに必要な要員数及び時間は以下のとおりである。

必要要員数：2 名（現場運転員 2 名）

想定時間：45 分（訓練実績等）

(4) 作業の成立性

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等時の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

9. 原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保

(1) 操作概要

原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保のため、現場で原子炉補機代替冷却水系接続後の原子炉補機代替冷却水系 B 系空気抜きを行う。

(2) 作業場所

原子炉建屋 地上 1 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）

(3) 必要要員数及び作業時間

原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保のうち、原子炉補機代替冷却水系空気抜きに必要な要員数及び時間は以下のとおりである。

必要要員数：2 名（現場運転員 2 名）

想定時間：50 分（訓練実績等）

(4) 作業の成立性

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等時の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により中央制御室に連絡することが可能である。

解 釈 一 覧
1. 判断基準の解釈一覧

手 順		判断基準記載内容	解 釈
1.5.2.1 フロ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	a. 原子炉格納容器フイルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)	(b) フィルタ装置への水回ると判断した場合	フィルタ装置の水位が [] を下回ると判断した場合
		(d) フィルタ装置スクラバ溶液移送	圧力抑制室圧力指示値が [] 以下
		(e) フィルタ装置への薬液補給	フィルタ装置の水位が [] を下回ると判断し、フィルタ装置への水補給を実施した場合

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧 (1/2)

手順	手順	操作手順記載内容	解釈
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	a. 原子炉格納容器フィルター系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) b. 原子炉格納容器フィルター系停止後の窒素ガスパージ (d) フィルタ装置スクラバ溶液移送 (e) フィルタ装置への薬液補給	原子炉格納容器フィルター系が通常水位範囲内 通常水位範囲内に到達 窒素ガスの供給を実施 通常水位範囲内に到達 規定量の薬液 規定量の薬液 原子炉格納容器フィルター系が通常水位範囲内	原子炉格納容器フィルター装置の水位が [] 原子炉格納容器フィルター装置の水位が [] 可搬型窒素ガス供給装置流量 (220Nm ³ /h) にて注入を実施 原子炉格納容器フィルター装置の水位が [] 原子炉格納容器フィルター装置の水位が [] 原子炉格納容器フィルター装置の水位が []
1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (海) への代替熱輸送	b. 耐圧強化ベント系原子炉補機代替冷却水による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) a. 原子炉補機代替冷却水による補機冷却水確保	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁を調整開 残留熱除去系 (A) 熱交換器冷却水入口流量を規定流量となるよう調整 燃料プールの冷却浄化系熱交換器冷却水入口流量を規定流量となるよう調整 残留熱除去系 (B) 熱交換器冷却水入口流量を規定流量となるよう調整 燃料プールの冷却浄化系熱交換器冷却水入口流量を規定流量となるよう調整 淡水ポンプ出口圧力を規定値に調整	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁の開度を [] に調整 残留熱除去系 (A) 熱交換器冷却水入口流量を [] に調整 燃料プールの冷却浄化系熱交換器冷却水入口流量を [] に調整 残留熱除去系 (B) 熱交換器冷却水入口流量を [] に調整 燃料プールの冷却浄化系熱交換器冷却水入口流量を [] に調整 淡水ポンプ出口圧力を [] に調整

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順		操作手順記載内容		解釈
1.5.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (1) 原子炉補機冷却系による補機冷却水確保	—	—	原子炉補機冷却系系統流量指示値の上昇	原子炉補機冷却系系統流量指示値が [] 程度まで
			残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量指示値の上昇	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量指示値が [] 程度まで

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧(1/3)

弁番号	弁名称	操作場所
T48-A0-F020	ベント用 SGTS 側隔離弁	中央制御室
T48-A0-F045	格納容器排気 SGTS 側止め弁	中央制御室
T48-A0-F021	ベント用 HVAC 側隔離弁	中央制御室
T48-A0-F046	格納容器排気 HVAC 側止め弁	中央制御室
T48-M0-F043	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	地上2階(原子炉建屋原子炉棟内)
T48-M0-F044	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	地上2階(原子炉建屋原子炉棟内)
T63-M0-F001	FCVS ベントライン隔離弁(A)	中央制御室
T63-M0-F002	FCVS ベントライン隔離弁(B)	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-M0-F022	S/C ベント用出口隔離弁	中央制御室
T48-M0-F019	D/W ベント用出口隔離弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地下1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F042A	フィルタ装置(A)補給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F042B	フィルタ装置(B)補給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F042C	フィルタ装置(C)補給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F045A	フィルタ装置(A)屋外側重大事故時用給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F045B	フィルタ装置(B)屋外側重大事故時用給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F045C	フィルタ装置(C)屋外側重大事故時用給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F051	建屋内事故時用給水ライン元弁	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F701	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F702	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F703	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F055	PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F066	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F067	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F035	FCVS 窒素供給ライン止め弁	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-M0-F066	FCVS 排水移送ライン第一隔離弁	中央制御室
T63-M0-F065	FCVS 排水移送ライン第二隔離弁	中央制御室
T63-F109	FCVS 排水移送ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外

3. 弁番号及び弁名称一覧(2/3)

弁番号	弁名称	操作場所
T63-F004	フィルタ装置出口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上2階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F049A	フィルタ装置(A)薬液注入ライン弁	屋外
T63-F049B	フィルタ装置(B)薬液注入ライン弁	屋外
T63-F049C	フィルタ装置(C)薬液注入ライン弁	屋外
T46-M0-F003A	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(A)	中央制御室 原子炉建屋 地上2階(原子炉建屋原子炉棟内)
T46-M0-F003B	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(B)	中央制御室 原子炉建屋 地上2階(原子炉建屋原子炉棟内)
P42-M0-F251	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)	中央制御室
P42-M0-F031A	非常用 D/G (A) 冷却水出口弁 (A)	中央制御室
P42-M0-F031C	非常用 D/G (A) 冷却水出口弁 (C)	中央制御室
P42-M0-F091A	RCW 常用冷却水供給側分離弁 (A)	中央制御室
P42-M0-F092A	RCW 常用冷却水戻り側分離弁 (A)	中央制御室
P42-F254	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F255	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F259	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (A)	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F260	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (A)	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F271	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (C)	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F272	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (C)	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F273	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (C)	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F274	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (C)	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-M0-F013A	RHR 熱交換器(A)冷却水出口弁	中央制御室
P42-M0-F034A	FPC 熱交換器(A)冷却水出口弁	中央制御室
P42-M0-F261	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (B)	中央制御室
P42-M0-F031B	非常用 D/G (B) 冷却水出口弁 (B)	中央制御室
P42-M0-F031D	非常用 D/G (B) 冷却水出口弁 (D)	中央制御室
P42-M0-F091B	RCW 常用冷却水供給側分離弁 (B)	中央制御室
P42-M0-F092B	RCW 常用冷却水戻り側分離弁 (B)	中央制御室
P42-F264	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F265	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (B)	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F266	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (B)	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F267	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (B)	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-M0-F013B	RHR 熱交換器(B)冷却水出口弁	中央制御室

3. 弁番号及び弁名称一覧(3/3)

弁番号	弁名称	操作場所
P42-M0-F034B	FPC 熱交換器(B) 冷却水出口弁	中央制御室
P42-M0-F004A	RCW 熱交換器(A) 冷却水出口弁	中央制御室
P42-M0-F004B	RCW 熱交換器(B) 冷却水出口弁	中央制御室
P42-M0-F004C	RCW 熱交換器(C) 冷却水出口弁	中央制御室
P42-M0-F004D	RCW 熱交換器(D) 冷却水出口弁	中央制御室
P70-D001-7	フィルタ装置水補給弁	屋外
—	淡水ポンプ出口弁	屋外

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

< 目次 >

1.6.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 原子炉格納容器代替スプレイ

ii. 重大事故等対処設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

ii. 重大事故等対処設備

b. 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

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 原子炉格納容器代替スプレイ

ii. 原子炉格納容器除熱

iii. 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

i. 復旧

ii. 重大事故等対処設備

c. 手順等

1.6.2 重大事故等時の手順

1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 原子炉格納容器代替スプレイ

(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ

(b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブレーションプールの除熱

b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

- (1) フロントライン系故障時の対応手順
 - a. 原子炉格納容器代替スプレイ
 - (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ
 - (b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ
 - b. 原子炉格納容器除熱
 - (a) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱
 - c. 重大事故等時の対応手段の選択
 - (2) サポート系故障時の対応手順
 - a. 復旧
 - (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ
 - (b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッションプールの除熱
 - b. 重大事故等時の対応手段の選択
- 1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順
- (1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ
 - (2) 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）によるサプレッションプールの除熱
- 1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料 1.6.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.6.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.6.3 重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウェル内へのスプレイ

添付資料 1.6.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。
- 2 発電用原子炉設置者は、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の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - (1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等
 - a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。
 - (2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等
 - a) 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、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）による冷却機能である。

この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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備を整備する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる対処設備を整備する。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.6.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる必要がある。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の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる必要がある。原子炉格納容器内を冷却するための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、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が、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.6.1図）。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備*を選定する。

※自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十九条及び技術基準規則第六十四条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・サブプレッションチェンバ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・スプレイ管
- ・原子炉格納容器

- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・非常用交流電源設備

残留熱除去系（サブレーションプール水冷却モード）によるサブレーションプールの除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・サブレーションチェンバ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉格納容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・非常用交流電源設備

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブレーションプール水冷却モード）の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.6.1 表に整理する。

a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 原子炉格納容器代替スプレイ

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）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。

(i) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ

- ・復水貯蔵タンク
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・スプレイ管
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・燃料プール補給水系 弁
- ・原子炉格納容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・代替所内電気設備

(ii) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・淡水貯水槽（No. 1）
- ・淡水貯水槽（No. 2）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッド・接続口
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・スプレイ管
- ・原子炉格納容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

ii. 重大事故等対処設備

原子炉格納容器代替スプレイで使用する設備のうち、復水移送ポンプ、

復水貯蔵タンク，補給水系配管・弁，残留熱除去系配管・弁，スプレイ管，高圧炉心スプレイ系配管・弁，燃料プール補給水系弁，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，所内常設蓄電式直流電源設備，代替所内電気設備，大容量送水ポンプ（タイプ I），ホース延長回収車，ホース・注水用ヘッダ・接続口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。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は，「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。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。

（添付資料 1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障した場合においても，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。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱ができない場合は，「(a) i. 原子炉格納容器代替スプレイ」の手段に加え，常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し，原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）を復旧し，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。

(i) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧

常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・サブプレッションチェンバ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ

- ・ スpray管
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・ 原子炉補機代替冷却水系
- ・ 常設代替交流電源設備

(ii) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の復旧

常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ サプレッションチェンバ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・ 原子炉補機代替冷却水系
- ・ 常設代替交流電源設備

ii. 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備のうち、原子炉格納容器、原子炉補機代替冷却水系及び常設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、残留熱除去系ポンプ、サブプレッションチェンバ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ、スpray管及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）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。

（添付資料 1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が故障した場合においても、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。

b. 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

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 原子炉格納容器代替スpray

炉心の著しい損傷が発生した場合において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スpray冷却モード）の故障により原子炉

格納容器内の除熱ができない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手段がある。

なお、原子炉圧力容器の破損前に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を実施することで、原子炉格納容器内の温度上昇を抑制し、主蒸気逃がし安全弁の環境条件を緩和することができる。ただし、本操作を実施しない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間、主蒸気逃がし安全弁は発電用原子炉の減圧機能を維持できる。

これらの対応手段で使用する設備は、「a. (a) i. 原子炉格納容器代替スプレイ」で選定した設備と同様である。

ii. 原子炉格納容器除熱

常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を復旧し、ドライウエル冷却系により原子炉格納容器内の除熱を行う手段がある。

(i) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱

ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ドライウエル冷却系下部送風機
- ・ドライウエル冷却系下部冷却器
- ・原子炉格納容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・常設代替交流電源設備

iii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉格納容器代替スプレイで使用する設備において、重大事故等対処設備の位置付けは、「a. (a) ii. 重大事故等対処設備」と同様である。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.6.1)

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、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障した場合においても、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃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。

- ・ドライウエル冷却系

耐震性は確保されておらず、除熱量は小さいが、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウエル冷却系下部送風機の起動が可能である場合、原子炉格納容器内を除熱する手段として有効である。

また、ドライウエル冷却系下部送風機が停止している場合においても、冷却水の通水を継続することにより、ドライウエル冷却系下部冷却器のコイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和することが可能である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）が使用できない場合は、「(a) i. 原子炉格納容器代替スプレイ」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）を復旧し、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手段がある。

これらの対応手段で使用する設備は、「a. (b) i. 復旧」で選定した設備と同様である。

ii. 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備において、重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）の位置付けは、「a. (b) ii. 重大事故等対処設備」と同様である。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.6.1)

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により使用できない場合においても、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷

却モード及びサプレッションプール水冷却モード)を復旧し、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる。

c. 手順等

上記「a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備」及び「b. 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」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として、非常時操作手順書（徴候ベース）、非常時操作手順書（シビアアクシデント）、非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める（第 1.6.1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する。（第 1.6.2 表，第 1.6.3 表）

（添付資料 1.6.2）

1. 6. 2 重大事故等時の手順

1. 6. 2. 1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 原子炉格納容器代替スプレイ

(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によりドライウエル内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力の負圧を防止及び外部水源からの注水によるサブプレッションプール水位の上昇を抑制するため、スプレイの起動/停止を行う。

i. 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達^{*}した場合。

※：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、圧力抑制室圧力又はドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1. 6. 4 表）に達した場合。

ii. 操作手順

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ手順の概要（残留熱除去系 A 系配管使用）は以下のとおり（残留熱除去系 B 系配管を使用したドライウエル内へのスプレイ手順も同様）。手順の対応フローを第 1. 6. 2 図及び第 1. 6. 3 図に、概要図を第 1. 6. 9 図に、タイムチャートを第 1. 6. 10 図示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイの準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイに必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として CRD 復水入口弁^{*1}、MUWC サンプルング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁^{*2}、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。

※1：制御棒駆動水圧系に異常がなく，制御棒駆動水ポンプを運転する場合は CRD 復水入口弁を全開のままとする。

※2：燃料プール補給水系に異常がなく，燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。

- ④ 中央制御室運転員 A は，復水移送ポンプの水源確保として復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水貯蔵タンク常用，非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作）を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は，復水移送ポンプの起動操作を実施し，復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は，RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁及び RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁の全開操作を実施し，発電課長に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイの準備完了を報告する。
- ⑦ 発電課長は，運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイの開始を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は，残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗淨流量指示値が $88\text{m}^3/\text{h}$ となるよう RHR ヘッドスプレイライン洗淨流量調整弁の開操作を実施しドライウエル内へのスプレイを開始する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は，ドライウエル内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し，発電課長に報告する。

なお，圧力抑制室圧力，ドライウエル温度又は圧力抑制室水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6.4 表）に到達した場合は，ドライウエル内へのスプレイを停止する。その後，圧力抑制室圧力又はドライウエル温度指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に再度到達した場合は，ドライウエル内へのスプレイを再開する。

※：原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は，RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁及び RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全閉操作を実施後，RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施し，原子炉圧力容器へ注水する。

- ⑩ 発電課長は，発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ開始まで 20 分以内で可能である。

(b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によりドライウエル内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力の負圧を防止及び外部水源からの注水によるサプレッションプール水位の上昇を抑制するため、スプレイの起動/停止を行う。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により大容量送水ポンプ（タイプ I）の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

i. 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合。

ii. 操作手順

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ手順の概要（残留熱除去系 A 系配管及び格納容器スプレイ接続口（北）使用）は以下のとおり（残留熱除去系 B 系配管及び格納容器スプレイ接続口（東）を使用したドライウエル内へのスプレイ手順も同様）。手順の対応フローを第 1.6.2 図及び第 1.6.3 図に、概要図を第 1.6.11 図に、タイムチャートを第 1.6.12 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイの準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイの準備のため、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を行い、大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。

- ⑤ 発電課長は、大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を発電所対策本部に依頼する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動後、格納容器スプレイ弁の開操作及び RHR A 系格納容器代替スプレイ注入元弁の全開操作を実施し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達[※]した場合は、運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイの開始を指示する。
 ※：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、圧力抑制室圧力又はドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に達した場合。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、格納容器スプレイ弁にて流量調整を実施する。
- ⑩ 中央制御室運転員 A は、ドライウエル内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇（88m³/h）並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し、発電課長に報告する。
 なお、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度又は圧力抑制室水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6.4 表）に到達した場合は、ドライウエル内へのスプレイを停止する。その後、圧力抑制室圧力又はドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に再度到達した場合は、ドライウエル内へのスプレイを再開する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ開始まで 385 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

（添付資料 1.6.3）

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.6.21 図に示す。

外部電源、代替交流電源設備等により交流電源を確保し、淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2) が使用可能な場合において原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の準備が完了している場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) によりドライウエル内にスプレイする。淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) が使用できない場合、又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の準備が完了していない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) によりドライウエル内にスプレイする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) によるドライウエル内へのスプレイ手段については、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) によるドライウエル内へのスプレイ手段と同時並行で準備する。

また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の手段のうちドライウエル内へのスプレイ可能な系統 1 系統以上を起動し、ドライウエル内へのスプレイのための系統構成が完了してから、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準 (第 1.6.4 表) に達した時点で、その手段によるドライウエル内へのスプレイを開始する。

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) の故障により、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) 又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) にて原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。

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

i. 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完

了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達^{*}した場合。

※：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度又は圧力抑制室水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に達した場合。

ii. 操作手順

残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（B）による原子炉格納容器スプレイ手順も同様）。手順の対応フローを第 1.6.2 から第 1.6.5 図に、概要図を第 1.6.13 図に、タイムチャートを第 1.6.14 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系ポンプ（A）の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認後、発電課長に残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。
- ④ 発電課長は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第 1.6.4 表）に基づき原子炉格納容器内へのスプレイ先を選択し、運転員に残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイの開始を指示する。
- ⑤^a D/W スプレイの場合
中央制御室運転員 A は、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全開操作を実施し、RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁を調整開して原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。
- ⑤^b S/C スプレイの場合
中央制御室運転員 A は、RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁を全開して原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、RHR 熱交換器（A）バイパス弁を全閉とする。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇並びに原子炉格納容器内

の圧力及び温度の低下により確認し、発電課長に報告する。

なお、圧力抑制室圧力、ドライウェル温度又は圧力抑制室内空気温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6.4 表）に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、ドライウェル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウェル温度、圧力抑制室内空気温度又は圧力抑制室水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に再度到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。

※：原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁及び RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁の全閉操作を実施後、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系 (A) (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 15 分以内で可能である。

(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）にてサブプレッションプールの除熱を実施する。

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

i. 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完了し、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が復旧された場合。

ii. 操作手順

残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱手順の概要は以下のとおり (残留熱除去系 (B)

によるサブプレッションプール水除熱手順も同様)。手順の対応フローを第 1.6.4 図に、概要図を第 1.6.15 図に、タイムチャートを第 1.6.16 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系ポンプ (A) の起動操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、発電課長に残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱の準備完了を報告する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱開始を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系試験用調整弁を開及び RHR 熱交換器 (A) バイパス弁を閉とし、原子炉格納容器への注水量の上昇及びサブプレッションプール水の温度の低下によりサブプレッションプールの除熱が開始されたことを確認する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱開始まで 20 分以内で可能である。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.6.21 図に示す。

常設代替交流電源設備により交流電源を確保し、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) の運転が可能であれば残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード) により原子炉格納容器内の除熱を実施する。

原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却水系を設置し、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード) により原子炉格納容器内の除熱を実施するが、原子炉補機代替冷却水系の設置に時間を要すること

から、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイを並行して実施する。

1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 原子炉格納容器代替スプレイ

(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によりドライウエル内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力の負圧を防止及び外部水源からの注水によるサブプレッションプール水位の上昇を抑制するため、スプレイの起動/停止を行う。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達^{※2}した場合。

※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ（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モニタ（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：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.5表）に達した場合。

ii. 操作手順

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイについては、「1.6.2.1(1)a.(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ」の操作手順と同様である。ただし、スプレイの停止及び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第1.6.5表）に従い実施する。

なお、手順の対応フローを第1.6.6図、第1.6.7図及び第1.6.8図に

示す。また、概要図は第 1.6.9 図、タイムチャートは第 1.6.10 図と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ開始まで 20 分以内で可能である。

(b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によりドライウエル内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力の負圧を防止及び外部水源からの注水によるサブプレッションプール水位の上昇を抑制するため、スプレイの起動/停止を行う。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により大容量送水ポンプ（タイプ I）の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合。

※：格納容器内雰囲気放射線モニタ（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モニタ（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。

ii. 操作手順

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイについては、「1.6.2.1(1)a. (b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ」の操作手順と同様である。ただし、スプレイの起動、停止及び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第 1.6.5 表）に従い実施する。

なお、手順の対応フローを第 1.6.6 図及び第 1.6.7 図に示す。また、概要図は第 1.6.11 図、タイムチャートは第 1.6.12 図と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)によるドライウエル内へのスプレイ開始まで 385 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大容量送水ポンプ(タイプ I)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

(添付資料 1.6.3)

b. 原子炉格納容器除熱

(a) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の復旧ができない場合に、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)の電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水通水後、ドライウエル冷却系下部送風機を起動して原子炉格納容器内の除熱を行う。

ドライウエル冷却系下部送風機を停止状態としても、原子炉格納容器内の冷却水の通水を継続することで、ドライウエル冷却系下部冷却器のコイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力の上昇を緩和する。

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

i. 手順着手の判断基準

残留熱除去系による原子炉格納容器除熱ができず、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)が復旧可能である場合。

ii. 操作手順

ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.6.6 図及び第 1.6.7 図に、概要図を第 1.6.17 図に、タイムチャートを第 1.6.18 図に示す。

① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱の準備開始を指示する。

- ② 中央制御室運転員 A は、ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱に必要な送風機、電動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成前準備（冷却水通水）として、RCW・RSW 盤 ESS-I 及び RCW・RSW 盤 ESS-II で隔離信号の除外操作を実施する。
- ④ 発電課長は、運転員にドライウエル冷却系の冷却水通水開始を指示する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、系統構成（冷却水通水操作）として、RCW 供給側第二隔離弁（A）、RCW 供給側第二隔離弁（B）、RCW 戻り側第一隔離弁（A）、RCW 戻り側第一隔離弁（B）、RCW 戻り側第二隔離弁（A）及び RCW 戻り側第二隔離弁（B）の全開操作を実施し、原子炉補機冷却水系系統流量指示値の上昇を確認し、発電課長に報告する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、ドライウエル冷却系下部送風機起動前準備として、常用換気空調系盤及び常用換気空調系補助盤で隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は、運転員にドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱の開始を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、ドライウエル冷却系下部送風機（A）、ドライウエル冷却系下部送風機（B）及びドライウエル冷却系下部送風機（C）の起動操作を実施し、原子炉格納容器内の圧力の上昇が緩和することを確認する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱開始まで 65 分以内で可能である。

c. 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 1.6.21 図に示す。

外部電源、代替交流電源設備等により交流電源を確保し、淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2) が使用可能な場合において原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の準備が完了している場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によりドライウエル内にスプレイする。淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) が使用できない場合、又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の準備が完了していない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によりドライウエル内にスプレイする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ手段については、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ手段と同時並行で準備する。

また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の手段のうちドライウエル内へのスプレイ可能な系統1系統以上を起動し、ドライウエル内へのスプレイのための系統構成が完了してから、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.5表）に達した時点で、その手段によるドライウエル内へのスプレイを開始する。

外部電源、常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウエル冷却系下部送風機の起動による原子炉格納容器内の除熱を実施する。

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）にて原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。

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

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達^{*2}した場合。

※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ（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モニタ（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：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、
ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力指示値が、原子炉格納容器
内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.5 表）に達した場合。

ii. 操作手順

残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6.2.1(2)a.(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。ただし、スプレイの停止及び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第 1.6.5 表）に到達した場合に行う。

なお、手順の対応フローを第 1.6.6 図及び第 1.6.7 図に示す。また、概要図は第 1.6.13 図、タイムチャートは第 1.6.14 図と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 15 分以内で可能である。

(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブレーションプールの除熱

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、残留熱除去系（サブレーションプール水冷却モード）によるサブレーションプールの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（サブレーションプール水冷却モード）にてサブレーションプールの除熱を実施する。

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

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※において、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完了し、残留熱除去系（サブレーションプール水冷却モード）が復旧された場合。

※：格納容器内雰囲気放射線モニタ（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モニタ（CAMS）が使用で

きない場合に原子炉圧力容器温度で 300°C以上を確認した場合。

ii. 操作手順

残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱については、「1.6.2.1(2)a.(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱」の操作手順と同様である。

なお、手順の対応フローを第 1.6.6 図及び第 1.6.7 図に示す。また、概要図は第 1.6.15 図、タイムチャートは第 1.6.16 図と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱開始まで 20 分以内で可能である。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.6.21 図に示す。

常設代替交流電源設備により交流電源を確保し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の運転が可能であれば残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施する。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却水系を設置し、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施するが、原子炉補機代替冷却水系の設置に時間を要することから、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）又は原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレーを並行して実施する。

1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレー

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）を起動し、サブプレッションチェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレーを実施する。

スプレー作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレー流量の調整又はスプレーの起動/停止を行う。

a. 手順着手の判断基準

原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達*した場合。

※：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウエル圧力，圧力抑制室圧力，ドライウエル温度，圧力抑制室内空気温度又は圧力抑制室水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に達した場合。

b. 操作手順

残留熱除去系 (A) (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり (残留熱除去系 (B) (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイ手順も同様)。概要図を第 1.6.19 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に残留熱除去系 (A) (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は，残留熱除去系ポンプ (A) の起動操作を実施し，残留熱除去系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認後，発電課長に残留熱除去系 (A) (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。
- ③ 発電課長は，原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第 1.6.4 表）に基づき原子炉格納容器内のスプレイ先を選択し，運転員に残留熱除去系 (A) (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイの開始を指示する。
- ④^a D/W スプレイの場合
中央制御室運転員 A は，RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全開操作を実施し，RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁を調整開して原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。
- ④^b S/C スプレイの場合
中央制御室運転員 A は，RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁を全開して原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は，RHR 熱交換器 (A) バイパス弁を閉とする。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は，原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し，発電課長に報告する。
なお，圧力抑制室圧力，ドライウエル温度又は圧力抑制室内空気温度指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6.4 表）

に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、ドライウェル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウェル温度、圧力抑制室内空気温度又は圧力抑制室水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に再度到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。

※：原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁及び RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁の全閉操作を実施後、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱

残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）を起動し、サブプレッションプールの除熱を実施する。

a. 手順着手の判断基準

下記のいずれかに該当した場合。

- ・主蒸気逃がし安全弁開固着
- ・サブプレッションプール水の温度が規定温度以上
- ・サブプレッションプールの気体温度が規定温度以上

b. 操作手順

残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプール水の除熱手順の概要は以下のとおり (残留熱除去系 (B) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプール水の除熱手順も同様)。概要図を第 1.6.20 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプール水の除熱の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系ポンプ (A) の起動操作を実施する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、発電課長に残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプール水の除熱の準備完了

を報告する。

- ④ 発電課長は、運転員に残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプール水の除熱の開始を指示する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系試験用調整弁を開及び RHR 熱交換器 (A) バイパス弁を閉とし、原子炉格納容器への注水量の上昇及びサブプレッションプール水の温度の低下によりサブプレッションプールの除熱が開始されたことを確認する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系への原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保手順は、「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。

復水貯蔵タンク、淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) への水の補給手順並びに水源から接続口までの大容量送水ポンプ (タイプ I) による送水手順については、「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。

復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに電源車及び大容量送水ポンプ (タイプ I) への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.6.1 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 (1/6)
 (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	対処設備	手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉格納容器 スプレイ管 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) ※1 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」
		残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱	残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉格納容器 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) ※1 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」

※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: 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となる水の供給手順等」にて整備する。

※4: 「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】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/6）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設） による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※3 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	非常時操作手順書 （微候ベース） 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書 （設備別） 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレイ」
			非常用交流電源設備 ※2		
			原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） による原子炉格納容器内の冷却	大容量送水ポンプ（タイプ I） ※3 ホース延長回収車 ※3 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※3 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
		淡水貯水槽（No. 1） ※3， ※4 淡水貯水槽（No. 2） ※3， ※4		自主対策設備	

※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：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となる水の供給手順等」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】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備，手順書一覧（3/6）
（炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書		
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却水系 （原子炉補機冷却海水系を含む）	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧 常設代替交流電源設備による	原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却水系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 （微候ベース） 「PCV圧力制御」等 非常時操作手順書 （設備別） 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」	
			残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ スプレイ管 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）			重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
		残留熱除去系サブプレッションプール水冷却モードの復旧 常設代替交流電源設備による	原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却水系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備		
			残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）			重大事故等対処設備 （設計基準拡張）

※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：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となる水の供給手順等」にて整備する。

※4：「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】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備，手順書一覧（4/6）
 （炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設） による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※3 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」等 非常時操作手順書 （設備別） 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレイ」
			非常用交流電源設備 ※2		
		原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） による原子炉格納容器内の冷却	大容量送水ポンプ（タイプI） ※3 ホース延長回収車 ※3 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※3 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプI）によるドライウエル代替スプレイ」 「大容量送水ポンプによる送水」 ※3
淡水貯水槽（No.1） ※3，※4 淡水貯水槽（No.2） ※3，※4	自主対策設備				

※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：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となる水の供給手順等」にて整備する。

※4：「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】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備，手順書一覧（5/6）
 （炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱	ドライウエル冷却系下部送風機 ドライウエル冷却系下部冷却器 原子炉格納容器 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」 非常時操作手順書（設備別） 「ドライウエル冷却系による格納容器除熱」

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

対応手段，対処設備，手順書一覧（6/6）

（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却水系 （原子炉補機冷却海水系を含む）	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧 常設代替交流電源設備による	原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却水系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」 非常時操作手順書 （設備別） 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」
			残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ スプレイ管 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
		残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の復旧 常設代替交流電源設備による	原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却水系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」 非常時操作手順書 （設備別） 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」
			残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※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：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となる水の供給手順等」にて整備する。

※4：「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】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

第 1.6.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/11)

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)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) によるドライウエル内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		操作	原子炉格納容器内の圧力
	原子炉格納容器内の温度		ドライウエル温度
	原子炉格納容器内の水位		圧力抑制室水位
	原子炉格納容器への注水量		残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
	補機監視機能		復水移送ポンプ出口圧力
	水源の確保		復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (2/11)

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)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) によるドライウエル内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプ I)によるドライウエル代替スプレイ」 「大容量送水ポンプによる送水」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器代替スプレイ流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (3/11)

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)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (4/11)

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. 6. 2. 1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブレッションプールの除熱			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブレッションプール水冷却」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	サブレッションプール水温度 圧力抑制室内空気温度
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
	操作	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		最終ヒートシンクの確保	サブレッションプール水温度 原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (5/11)

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)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) によるドライウエル内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレイ」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (6/11)

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)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) によるドライウエル内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプI)によるドライウエル代替スプレイ」 「大容量送水ポンプによる送水」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器代替スプレイ流量		
水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)		

監視計器一覧 (7/11)

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)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 原子炉格納容器除熱 (a) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 非常時操作手順書 (設備別) 「ドライウエル冷却系による格納容器除熱」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度

監視計器一覧 (8/11)

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. 6. 2. 2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (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	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量
	電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧	
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
補機監視機能		残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力	
原子炉格納容器内の水位		圧力抑制室水位	

監視計器一覧 (9/11)

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. 6. 2. 2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (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温度	サブプレッションプール水温度 圧力抑制室内空気温度
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
	操作	原子炉格納容器内の温度	圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		最終ヒートシンクの確保	サブプレッションプール水温度 原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (10/11)

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)	
1.6.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (11/11)

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)	
1.6.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (2) 残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度 圧力抑制室内空気温度
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度
	操作	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

第 1.6.3 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	供給元	
		設備	母線
【1.6】 原子炉格納容器内の冷却等のための手順書等	復水移送ポンプ 補給水系 弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	燃料プール補給水系 弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備	非常用高圧母線 2C 系
			非常用高圧母線 2D 系
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
非常用低圧母線 MCC 2D 系			
可搬型代替交流電源設備		非常用低圧母線 MCC 2C 系	
		非常用低圧母線 MCC 2D 系	

※：供給負荷は監視計器

第 1.6.4 表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準
(炉心の著しい損傷を防止するための対応)

	スプレイ起動の判断基準	原子炉格納容器 代替スプレイ	RHR による スプレイ	スプレイ停止の判断基準			
				原子炉格納容器 代替スプレイ	RHR による スプレイ		
炉心の著しい損傷を防止するための対応	P C V 圧力制御	ドライウエル圧力指示値が [] 以上で、原子炉水位指示値が [] 以下を経験した場合	—	D/W S/C	—	以下のいずれかの条件でスプレイを停止する。 ・ 圧力抑制室圧力指示値が [] 未満まで低下した場合 ・ ドライウエル温度指示値が [] 未満に低下した場合 ・ 圧力抑制室内空気温度指示値が [] 未満に低下した場合	
		圧力抑制室圧力指示値が [] 以上の場合	—	S/C	—		
		圧力抑制室圧力指示値が [] 以上で 24 時間継続した場合、又は圧力抑制室圧力指示値が [] 以上の場合	—	D/W S/C	—		
		圧力抑制室圧力指示値が 0.384MPa [gage] に到達した場合	D/W※1	D/W S/C	圧力抑制室圧力指示値が 0.284MPa [gage] 以下の場合		—
	圧力抑制室水位指示値が外部水源注水量限界（圧力抑制室水位が通常運転水位＋約 2m）に到達した場合						
	D ／ W 温度制御， S ／ P 温度制御	ドライウエル温度指示値が 171℃以上の場合	D/W※1	D/W	ドライウエル温度指示値が 150℃以下の場合		—
					圧力抑制室水位指示値が外部水源注水量限界（圧力抑制室水位が通常運転水位＋約 2m）に到達した場合		
	S ／ P 水位制御	圧力抑制室内空気温度指示値が [] 以上の場合	—	S/C	—		—
		圧力抑制室水位指示値が [] 以上の場合	—	D/W	—		

※1：外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 1.6.5 表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準
(原子炉格納容器の破損を防止するための対応)

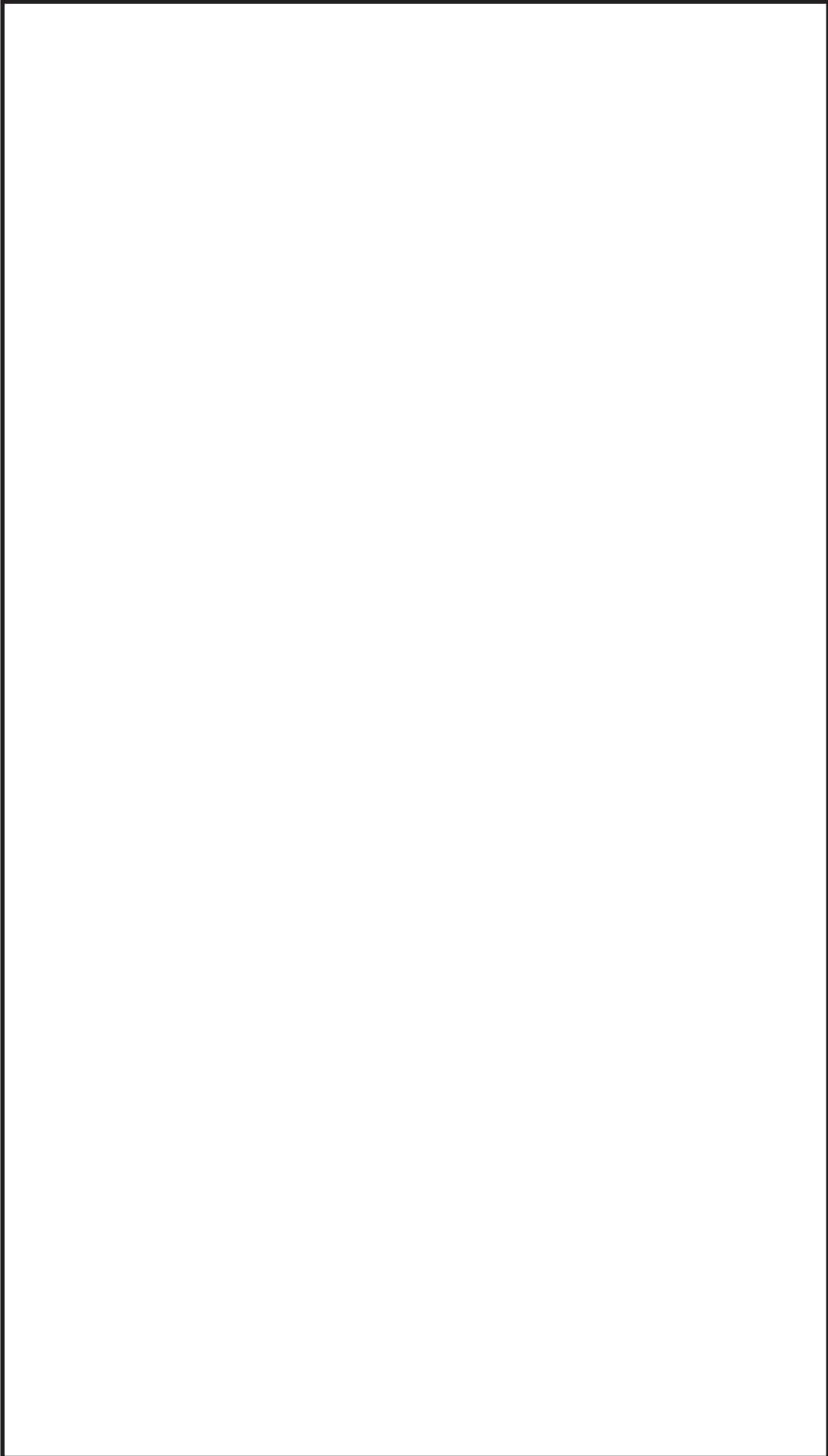
		スプレイ起動の判断基準		圧力容器 破損前	圧力容器 破損後	スプレイ停止の判断基準		スプレイ 流量 (m ³ /h)	
原子炉格納容器の破損を防止するための対応	除熱ストラテジー1, 除熱ストラテジー2	原子炉格納容器代替スプレイ	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力指示値が 0.640MPa[gage]に到達した場合 ^{※1}	D/W	D/W	原子炉格納容器代替スプレイ	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力指示値が 0.540MPa[gage]以下の場合 ^{※1}	88	
			ドライウエル温度指示値が 190℃以上の場合 ^{※1}				圧力抑制室水位指示値が外部水源注水量限界(圧力抑制室水位が通常運転水位+約2m)に到達した場合		
			ドライウエル温度指示値が 190℃以上の場合 ^{※1}				ドライウエル温度指示値が 150℃以下の場合 ^{※1}		
		RHRによるスプレイ	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力指示値が 以上の場合	D/W S/C	D/W S/C	RHRによるスプレイ	圧力抑制室水位指示値が外部水源注水量限界(圧力抑制室水位が通常運転水位+約2m)に到達した場合		1160
原子炉格納容器の過温を抑制するための対応 ^{※2}	注水ストラテジー3 a	原子炉格納容器代替スプレイ ^{※3}	原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が 300℃に到達した場合	D/W	—	—	—	88	

※1：外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。

※2：原子炉圧力容器破損前に本操作を実施することで、原子炉格納容器内温度の上昇を抑制し、主蒸気逃がし安全弁の環境条件を緩和することができる。ただし、本操作をしない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間、主蒸気逃がし安全弁は発電用原子炉の減圧機能を維持できる。

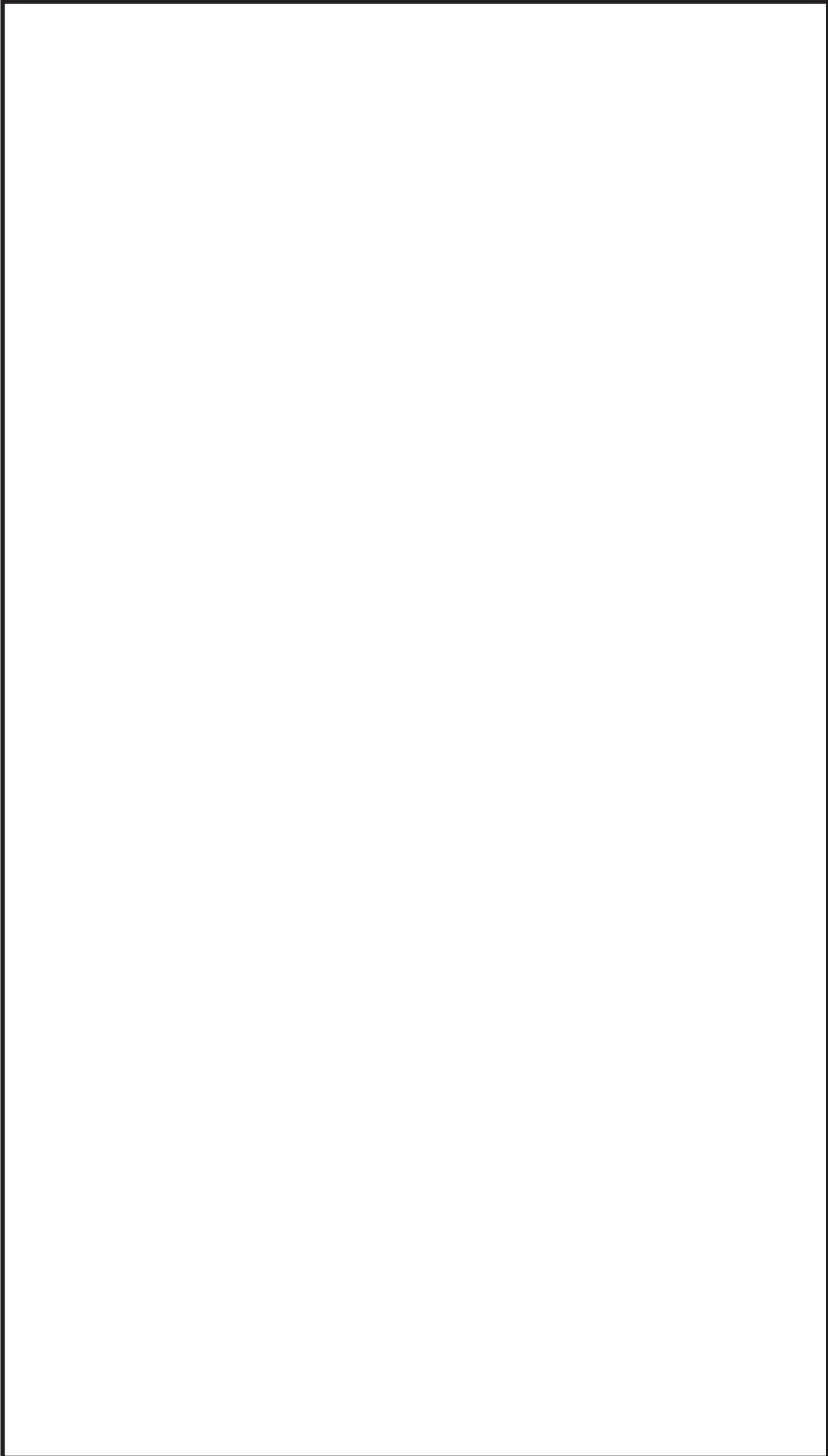
※3：原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)によるドライウエル内へのスプレイを実施する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



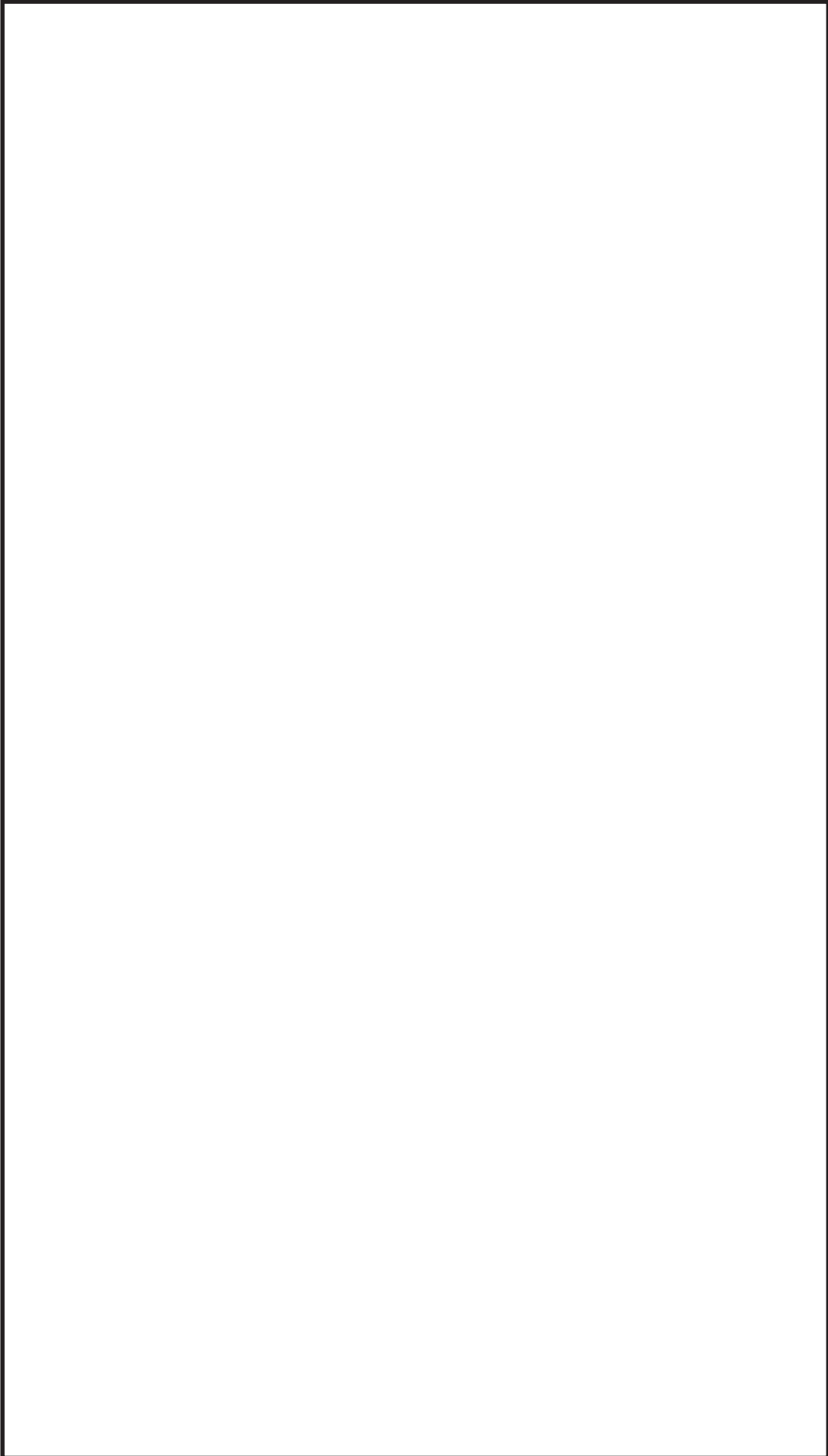
第 1.6.2 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「PCV 圧力制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



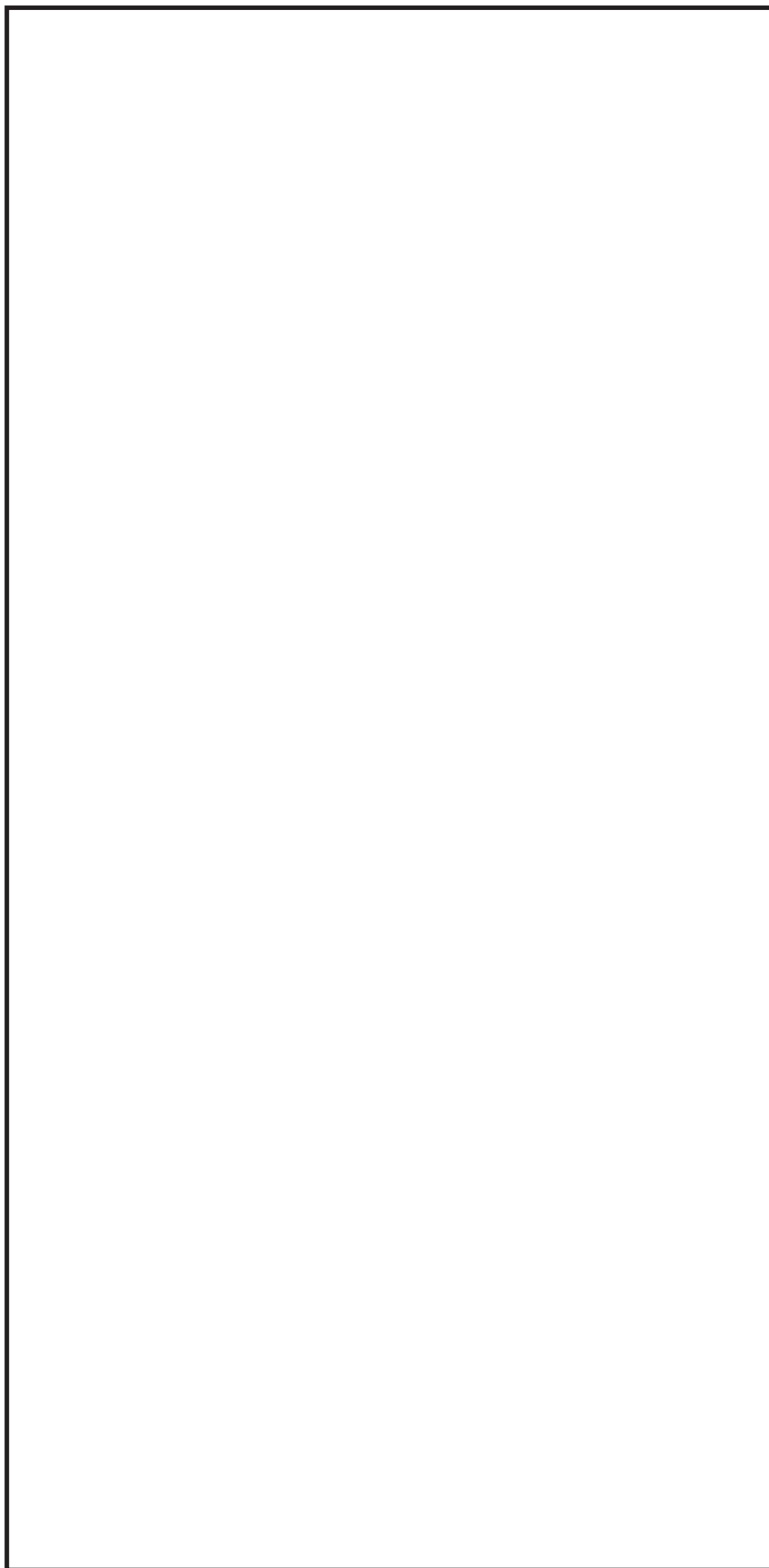
第 1.6.3 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「D/W 温度制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



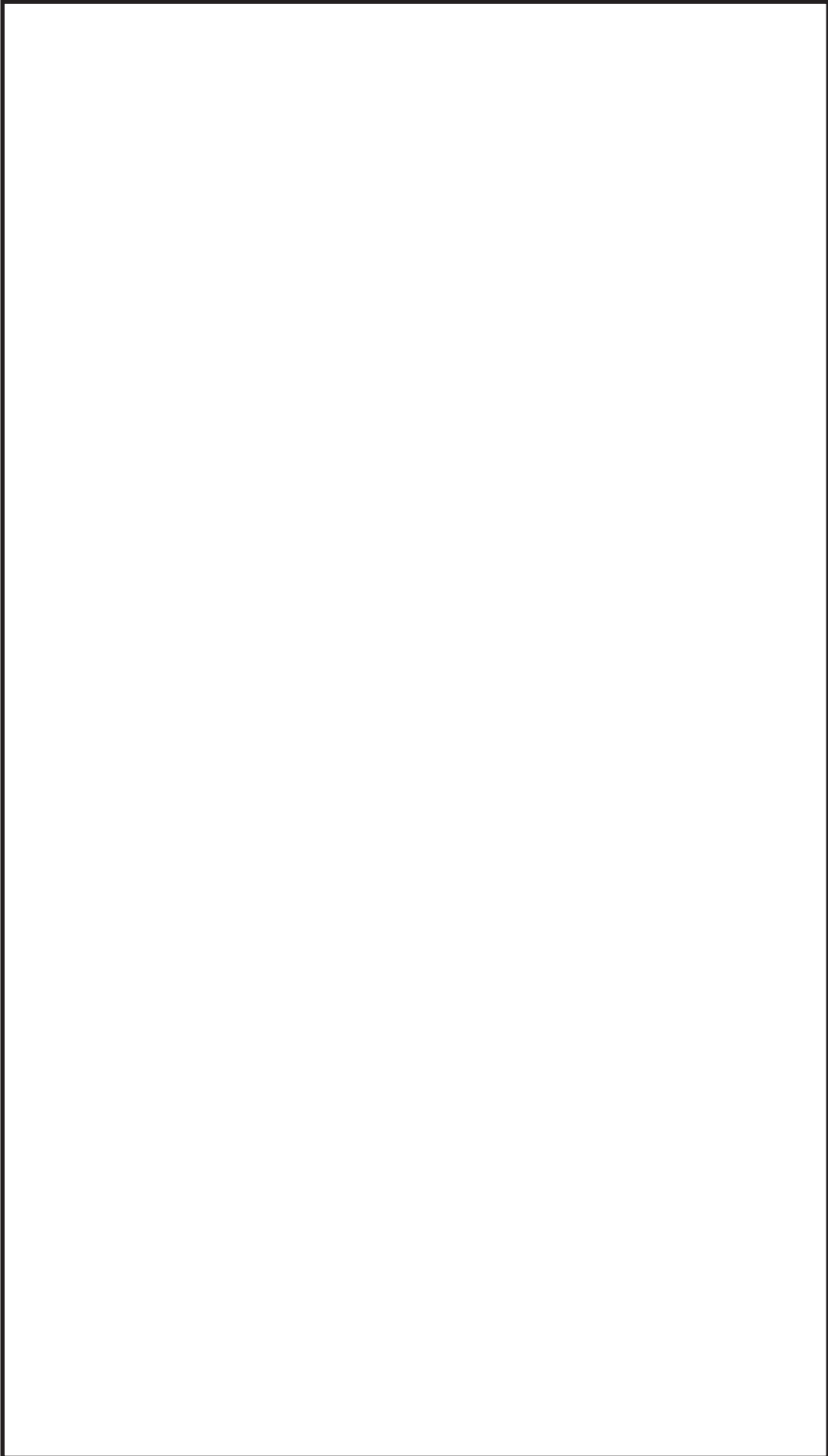
第 1.6.4 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「S/P 温度制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



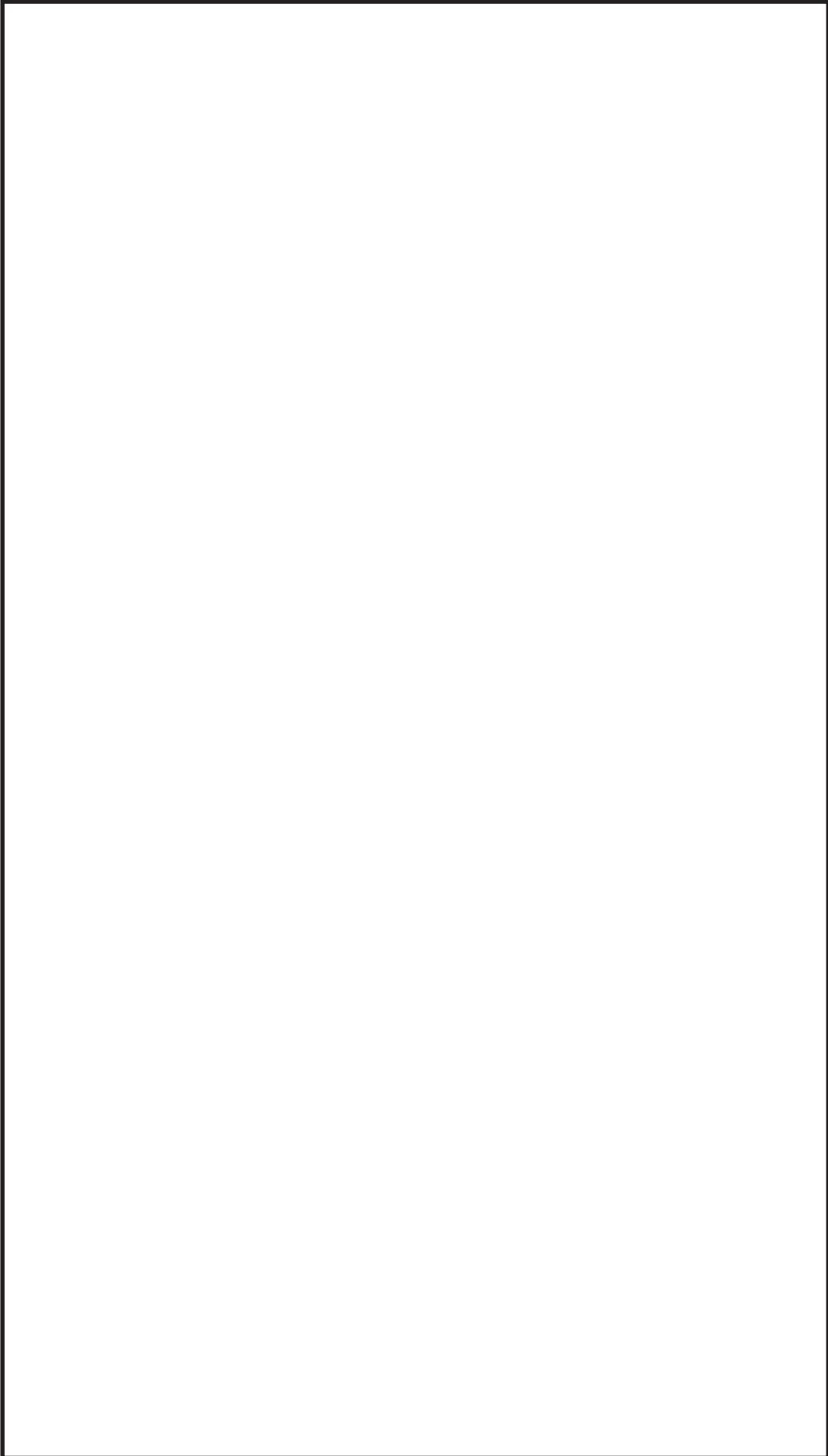
第 1.6.5 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「S/P 水位制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



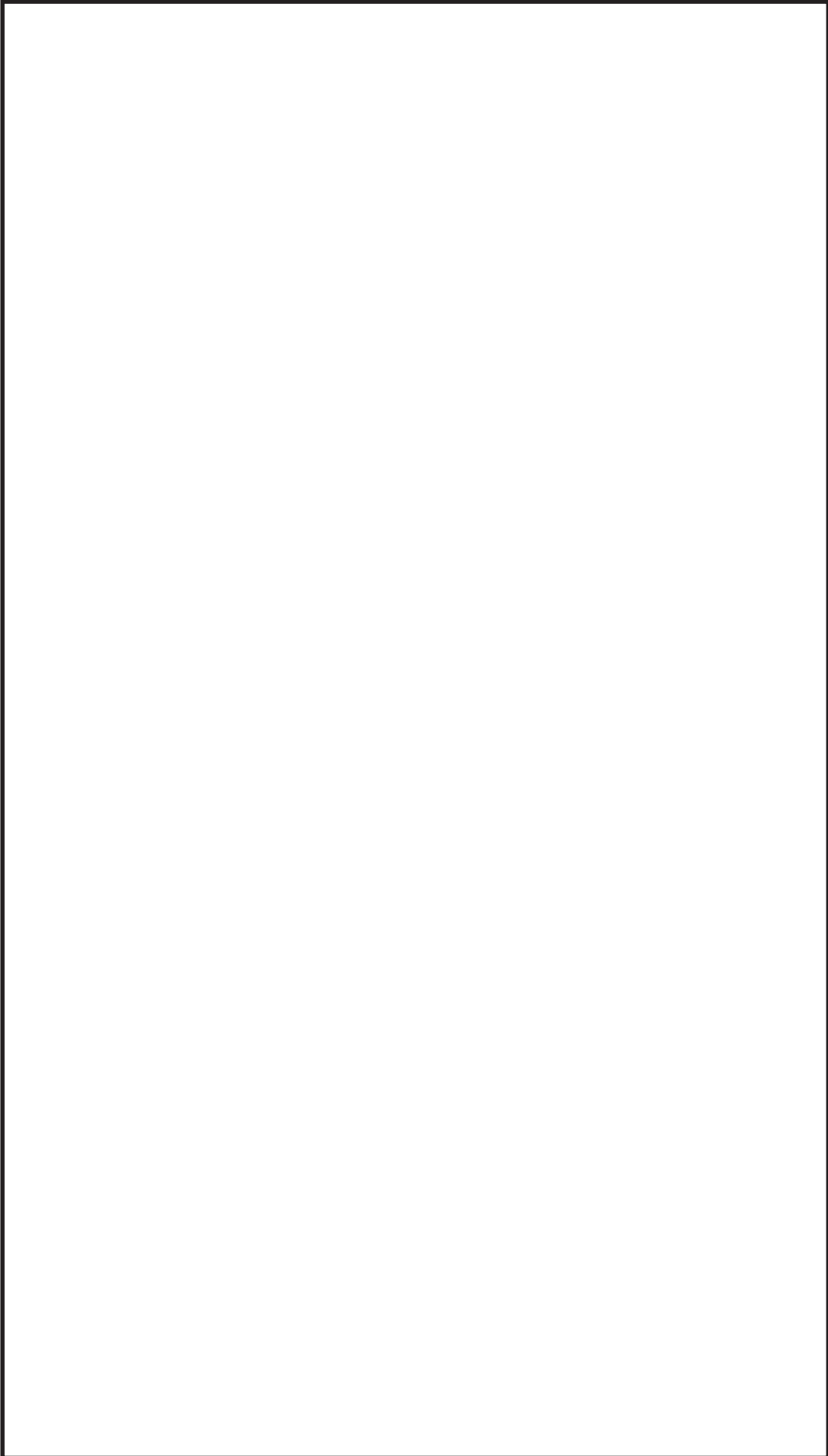
第 1. 6. 6 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「除熱ストラテジー-1」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



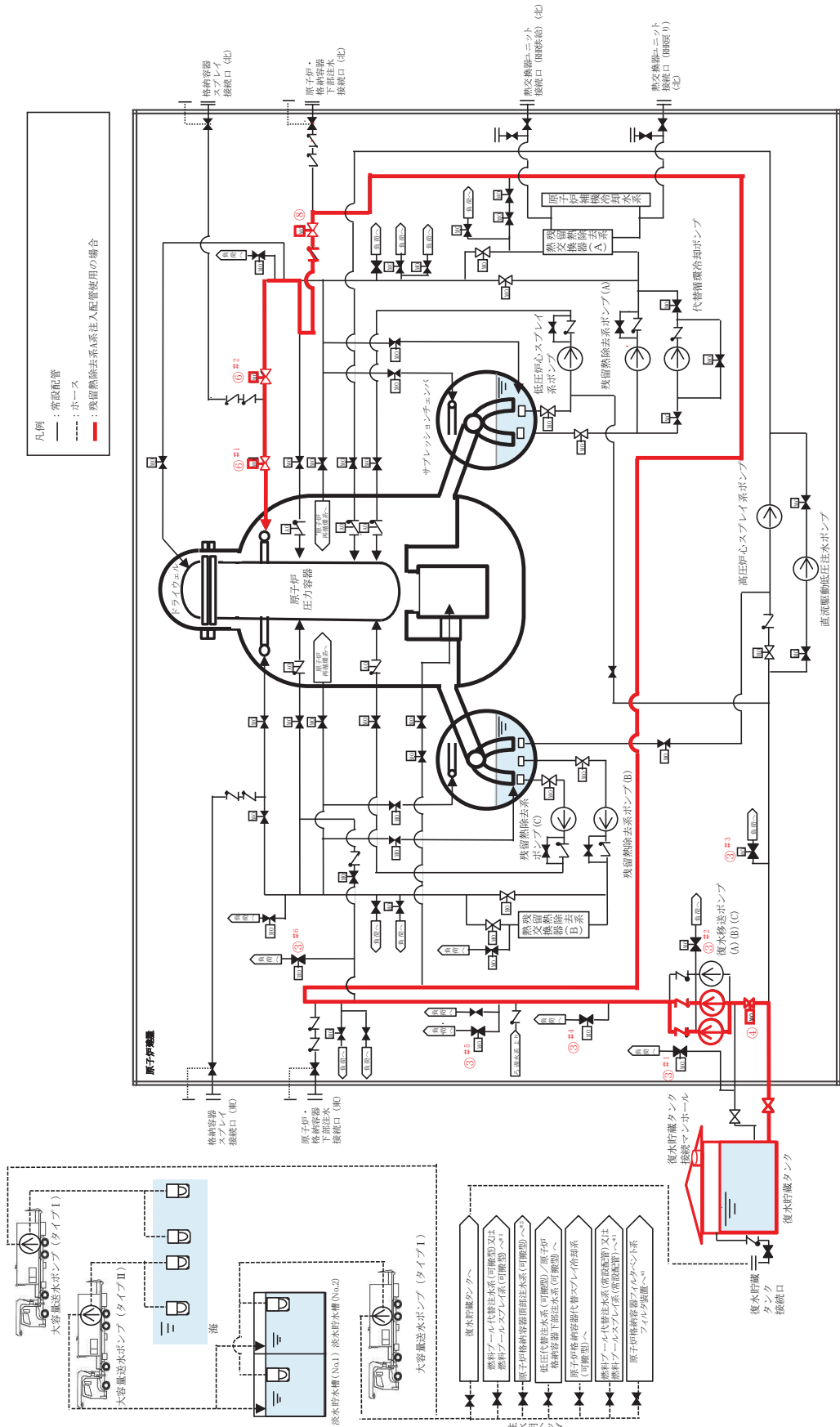
第 1.6.7 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「除熱ストラテジー-2」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第1.6.8 図 非常時操作手順書 (シビアアクシデント)「注水ストラテジ-3a」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



凡例
 — : 常設配管
 - - - : ポース
 [] : 残留熱除去系A系注入配管使用の場合

- *1: 同時使用は考慮しない
- *2: 自主対策設備
- *3: 海を水源とした補給は行わない

第 1.6.9 図 原子炉格納容器代替スプレイレイン冷却系（常設）によるドライウェル内へのスプレイレイン 概要図（1/2）

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ #1	CRD 復水入口弁	P13-M0-F010	中央制御室
③ #2	MUWC サンプリング取出止め弁	P13-M0-F022	中央制御室
③ #3	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-M0-F001	中央制御室
③ #4	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ #5	R/B BIF 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ #6	R/B IF 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
④	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	P13-M0-F073	中央制御室
⑥ #1	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	E11-M0-F010A	中央制御室
⑥ #2	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	E11-M0-F009A	中央制御室
⑧	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.6.9 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ 概要図（2/2）

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	操作手順			
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)によるドライウエル内へのスプレイ	中央制御室運転員A 1	20分 ドライウエル内へのスプレイ										② ③~⑥, ⑧
		電源確認※1										
			系統構成, ポンプ起動※2									

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間(余裕を見込んだ時間)

第 1.6.10 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)によるドライウエル内へのスプレイ タイムチャート

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑥ #1 ④	格納容器スプレイ弁	P70-D001-5	屋外
⑥ #2	RHR A 系格納容器代替スプレイ注入元弁	E11-F063A	屋外
⑧	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	E11-M0-F010A	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.6.11 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウェル内へのスプレイ 概要図 (2/2)

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										備考				
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10					
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) によるドライウエル内へのスプレイ	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}												③	
		1							注水開始, 状況監視 ^{※2}							⑧
	重大事故等対応要員A～C	3	1	保管場所への移動 ^{※3※4}												④
			2													
			3													
	重大事故等対応要員D～F	3	1	保管場所への移動 ^{※3※4}												④
			2													
			3													
	重大事故等対応要員G～I	3	1	保管場所への移動 ^{※3※4}												④
			2													
3																

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3：大容量送水ポンプ (タイプI) 及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア

※4：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間

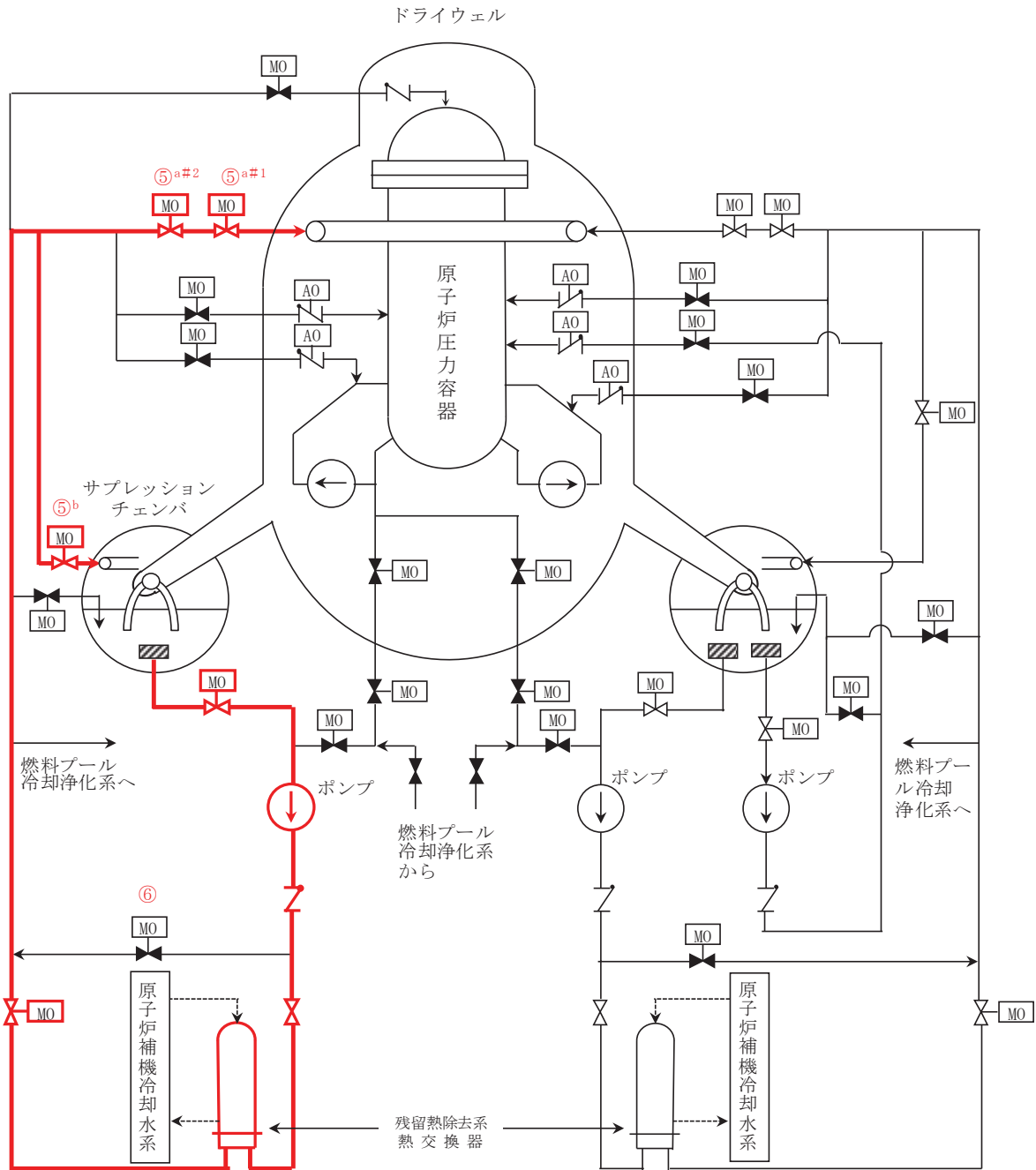
※5：大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプI) の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※6：大容量送水ポンプ (タイプI) の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※7：ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※8：注水用ヘッダの運転距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.6.12 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) によるドライウエル内へのスプレイ タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤ ^a #1	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁	E11-MO-F010A	中央制御室
⑤ ^a #2	RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁	E11-MO-F009A	中央制御室
⑤ ^b	RHR A系S/Cスプレイ隔離弁	E11-MO-F011A	中央制御室
⑥	RHR熱交換器(A)バイパス弁	E11-MO-F003A	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

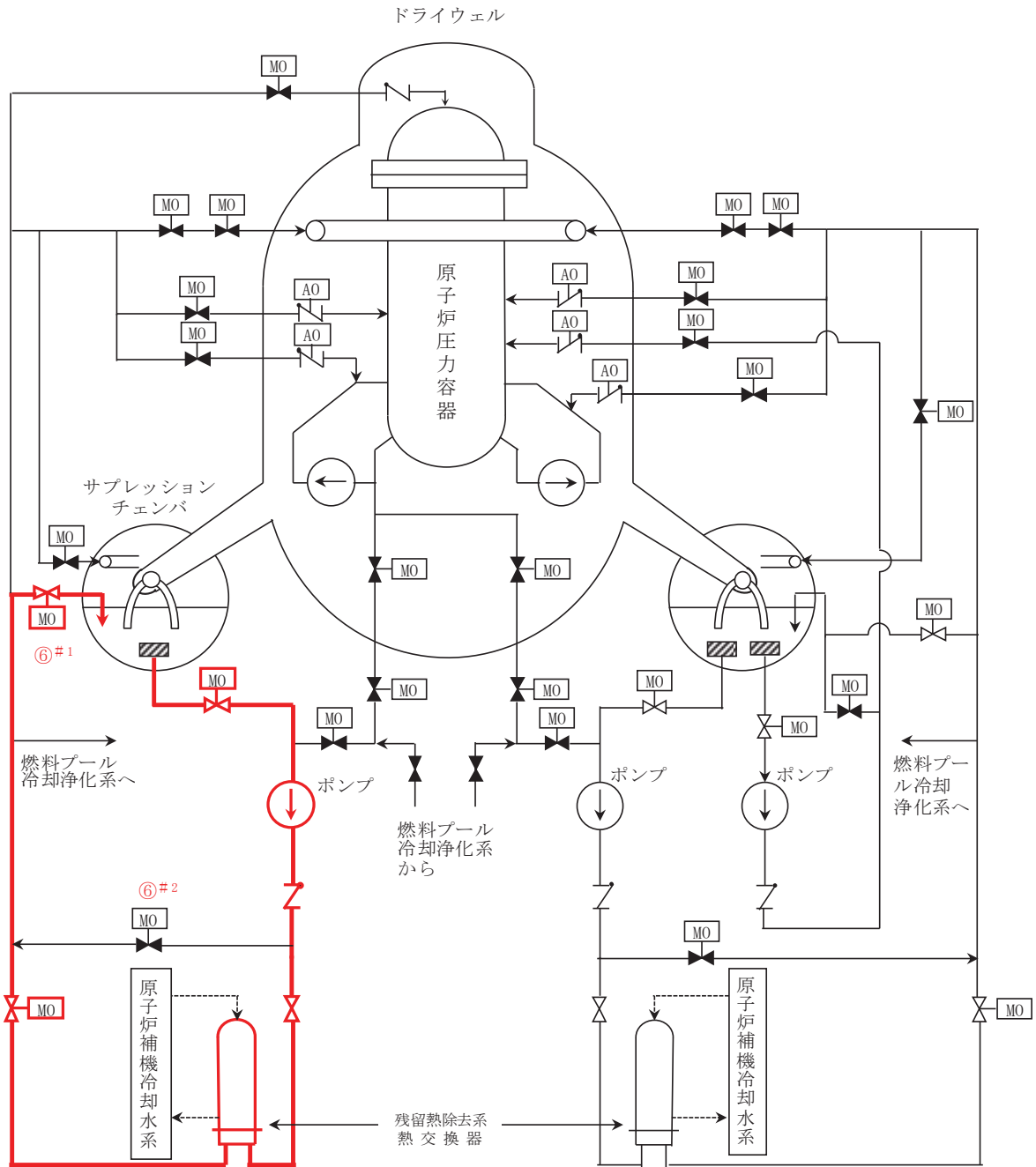
第 1.6.13 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70				
残留熱除去系電源復旧後の 原子炉格納容器内へのスプレ イ	中央制御室運転員A 1	15分 原子炉格納容器内へのスプレイ										操作手順 ② ③, ⑤, ⑥
		<p>電源確認^{※1}</p> <p>系統構成, ポンプ起動^{※2}</p>										

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間(余裕を見込んだ時間)

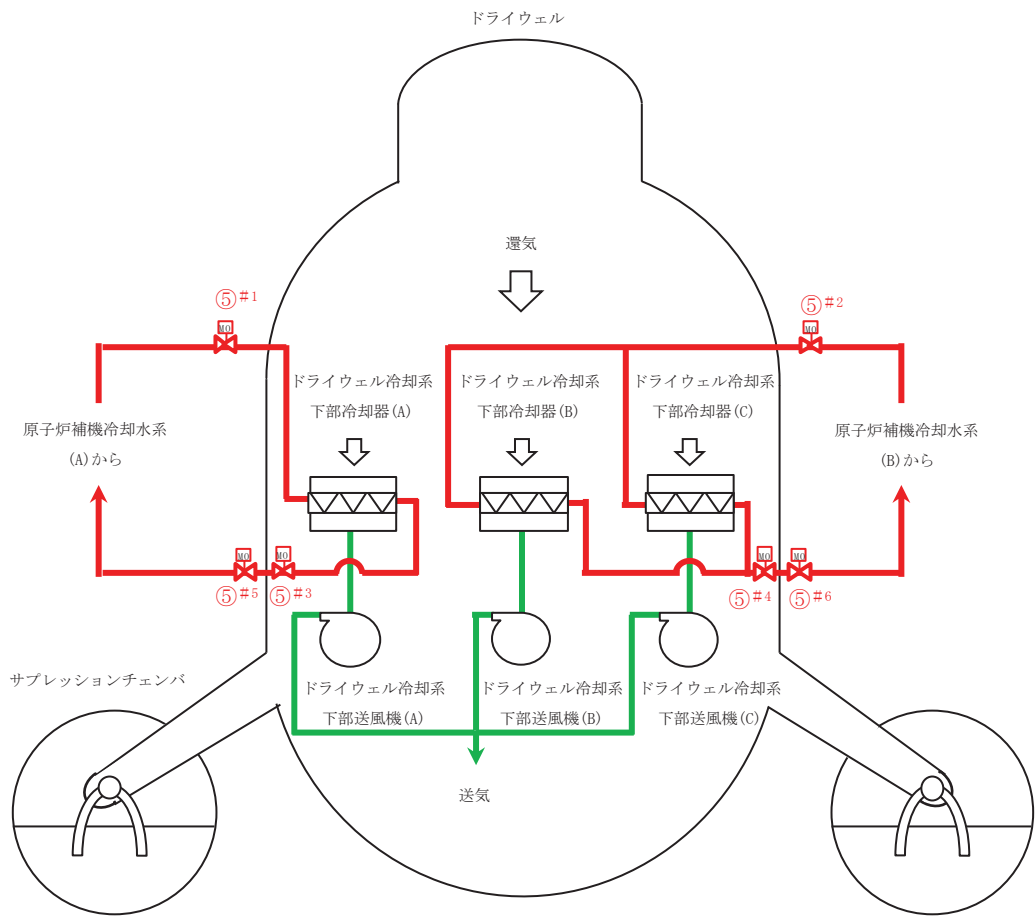
第 1.6.14 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑥ #1	RHR A系試験用調整弁	E11-MO-F012A	中央制御室
⑥ #2	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	E11-MO-F003A	中央制御室

第 1.6.15 図 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱 概要図

凡例
— : ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱で使用する箇所(冷却水通水)
— : ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱で使用する箇所(送気)



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤ #1	RCW 供給側第二隔離弁 (A)	P42-M0-F112A	中央制御室
⑤ #2	RCW 供給側第二隔離弁 (B)	P42-M0-F112B	中央制御室
⑤ #3	RCW 戻り側第一隔離弁 (A)	P42-M0-F115A	中央制御室
⑤ #4	RCW 戻り側第一隔離弁 (B)	P42-M0-F115B	中央制御室
⑤ #5	RCW 戻り側第二隔離弁 (A)	P42-M0-F116A	中央制御室
⑤ #6	RCW 戻り側第二隔離弁 (B)	P42-M0-F116B	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

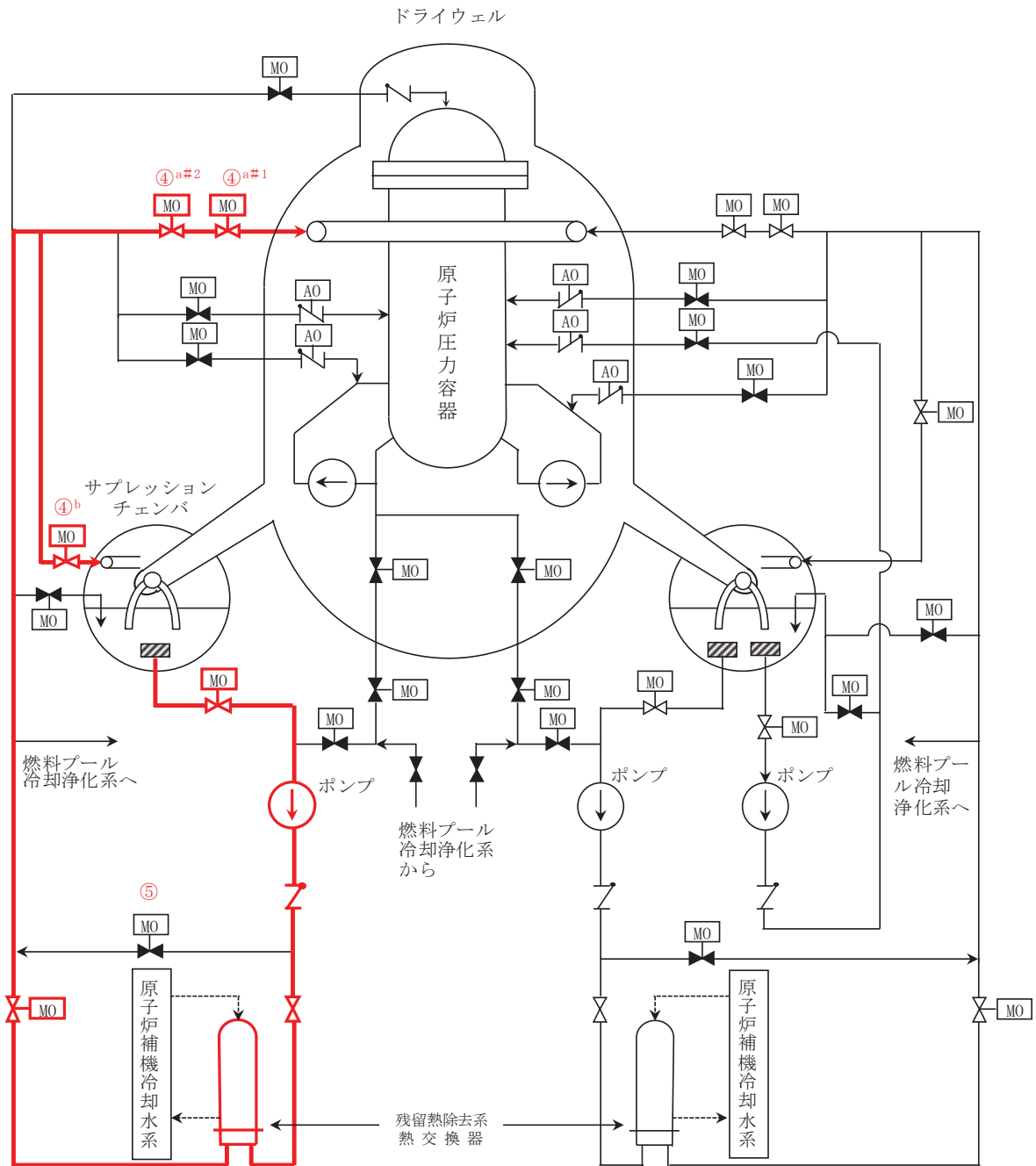
第 1.6.17 図 ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	70	操作手順			
ドライウエル冷却系による 原子炉格納容器内の除熱	中央制御室運転員A 1	原子炉格納容器内の除熱 65分											
		電源確認 ^{※1}											②
		隔離信号検外(RCW(A)及びRCW(B)使用)、系統構成 ^{※2}											③、⑤、⑥
		ドライウエル冷却系下部送風機(A)(B)(C)起動 ^{※2}											⑧

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

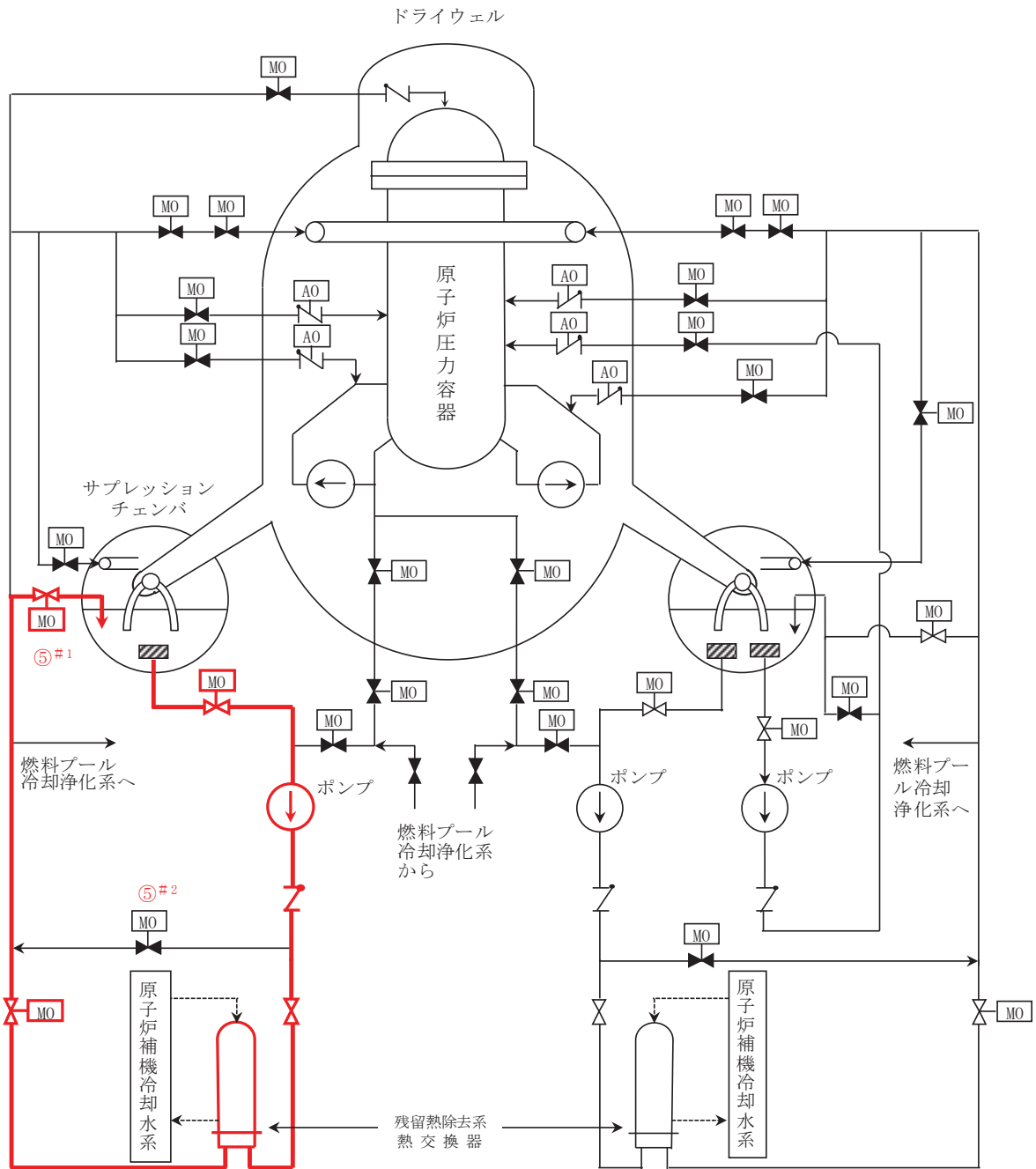
第 1.6.18 図 ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱 タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④ ^a #1	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁	E11-MO-F010A	中央制御室
④ ^a #2	RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁	E11-MO-F009A	中央制御室
④ ^b	RHR A系S/Cスプレイ隔離弁	E11-MO-F011A	中央制御室
⑤	RHR熱交換器(A)バイパス弁	E11-MO-F003A	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

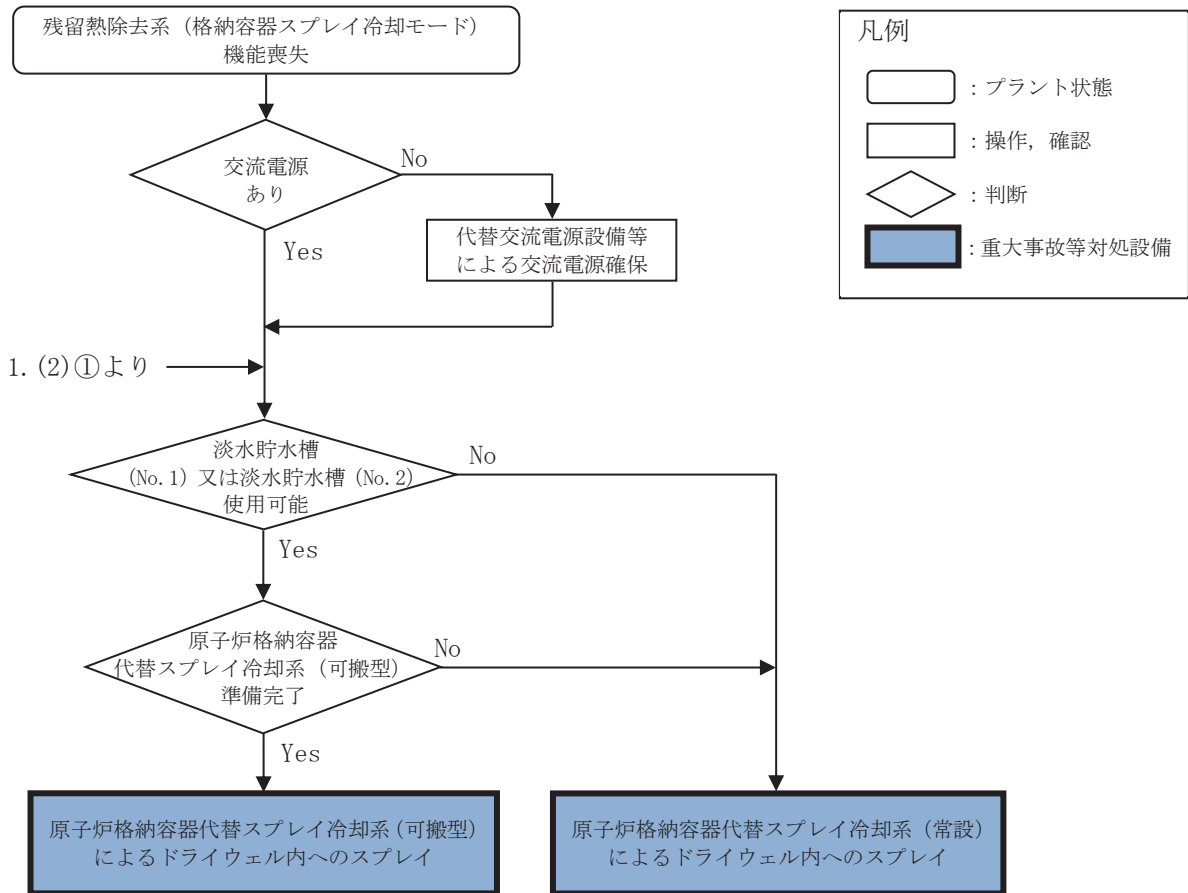
第 1.6.19 図 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図



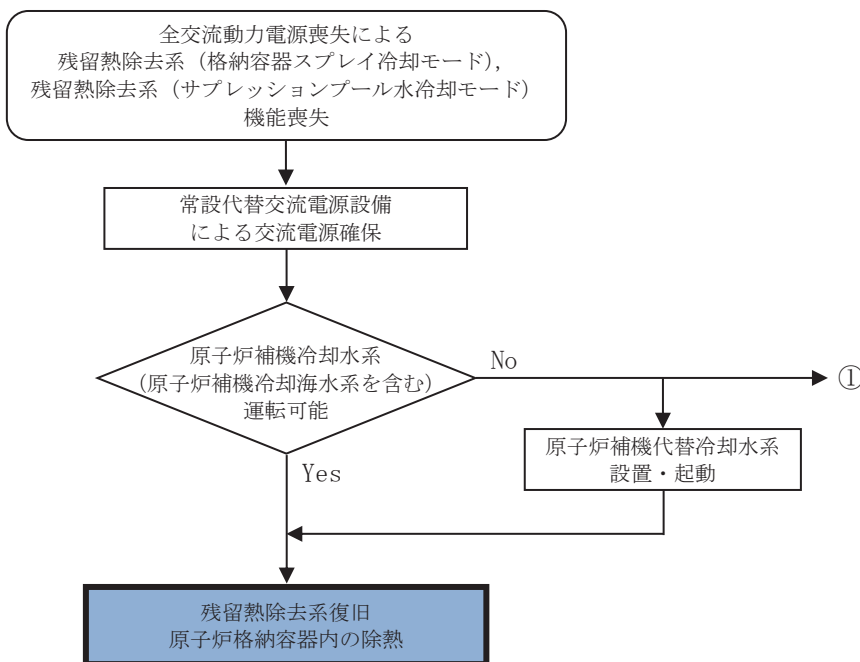
操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤#1	RHR A系試験用調整弁	E11-MO-F012A	中央制御室
⑤#2	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	E11-MO-F003A	中央制御室

第 1.6.20 図 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱 概要図

1. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段
 (1) フロントライン系故障時の対応手段の選択

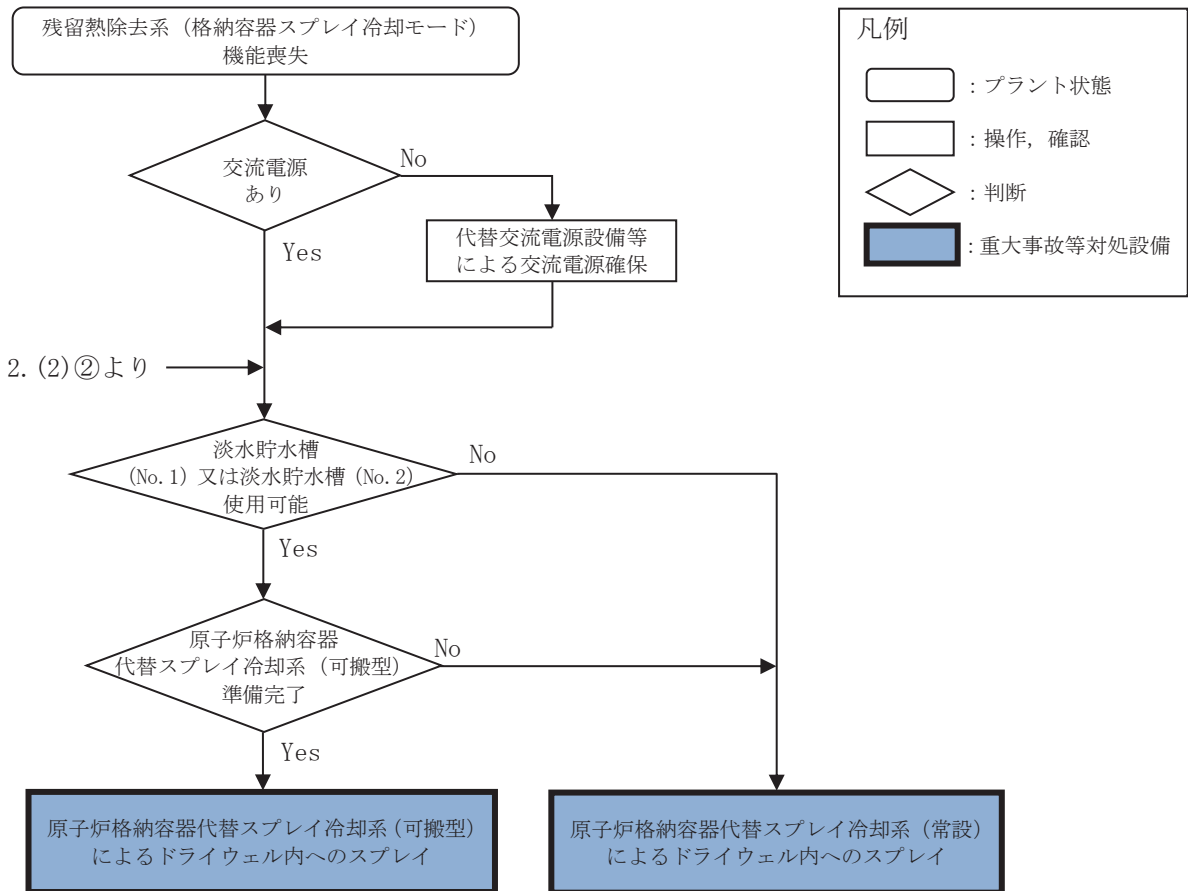


(2) サポート系故障時の対応手段の選択

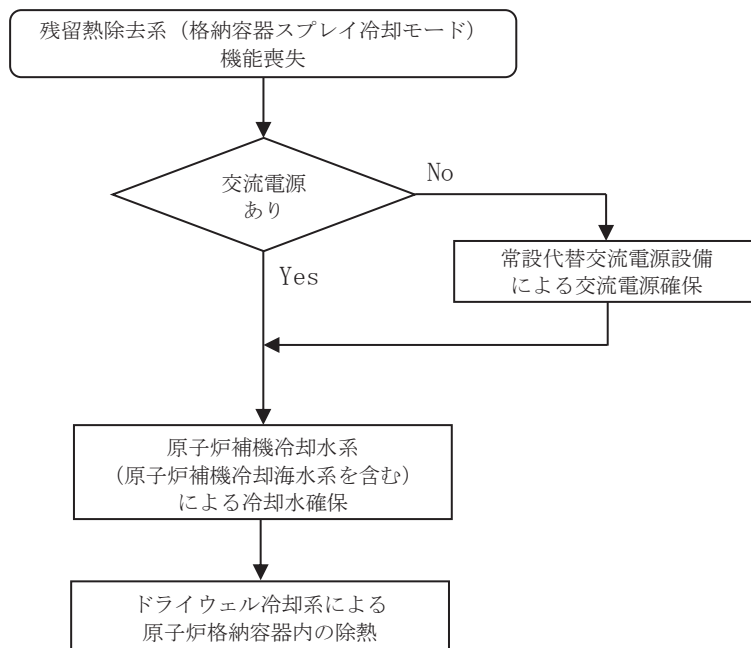


第 1.6.21 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)

2. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段
 (1) フロントライン系故障時の対応手段の選択 (1/2)

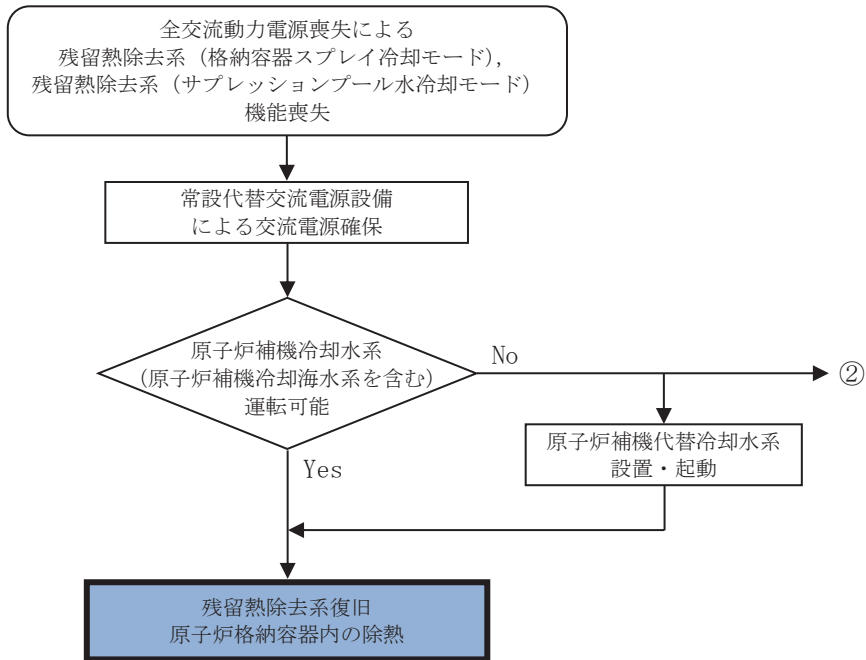


(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択 (2/2)



第 1.6.21 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/3)

(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.6.21 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/3)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/5）

技術的能力審査基準（1.6）	番号	設置許可基準規則（49条）	技術基準規則（64条）	番号
<p>【本文】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、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の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 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の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>2 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の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—	—
<p>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>(1) 重大事故等対処設備</p> <p>a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p>	<p>(1) 重大事故等対処設備</p> <p>a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p>	⑤
<p>(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a) 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、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	③	<p>b) 上記 a) の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>(2) 兼用</p> <p>a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	<p>b) 上記 a) の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>(2) 兼用</p> <p>a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	⑥

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/5）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設							
	スプレイ管	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
残留熱除去系（サブプレッションモード）によるサブプレッションポンプの冷却	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	-	-							

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

■ : 重大事故等対処設備 □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ	既設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	既設							
	補給水系 配管・弁	既設 新設							
	残留熱除去系 配管・弁	既設							
	スプレイ管	既設							
	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	既設 新設							
	燃料プール補給水系 弁	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設							
代替所内電気設備	新設								

※1 : 「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】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/5）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	-	-	-	-	-	-
	淡水貯水槽（No.1）※1	新設							
	淡水貯水槽（No.2）※1	新設							
	ホース延長回収車	新設							
	ホース・注水用ヘッド・接続口	新設							
	残留熱除去系配管・弁	既設							
	スプレイ管	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	新設							
燃料補給設備	既設 新設								
-	-	-	-	ドライウエル冷却系内の除熱	ドライウエル冷却系下部送風機	常設	65分	1名	自主対策とする理由は本文参照
					ドライウエル冷却系下部冷却器	常設			
					原子炉格納容器	常設			
					原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			

※1：「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】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

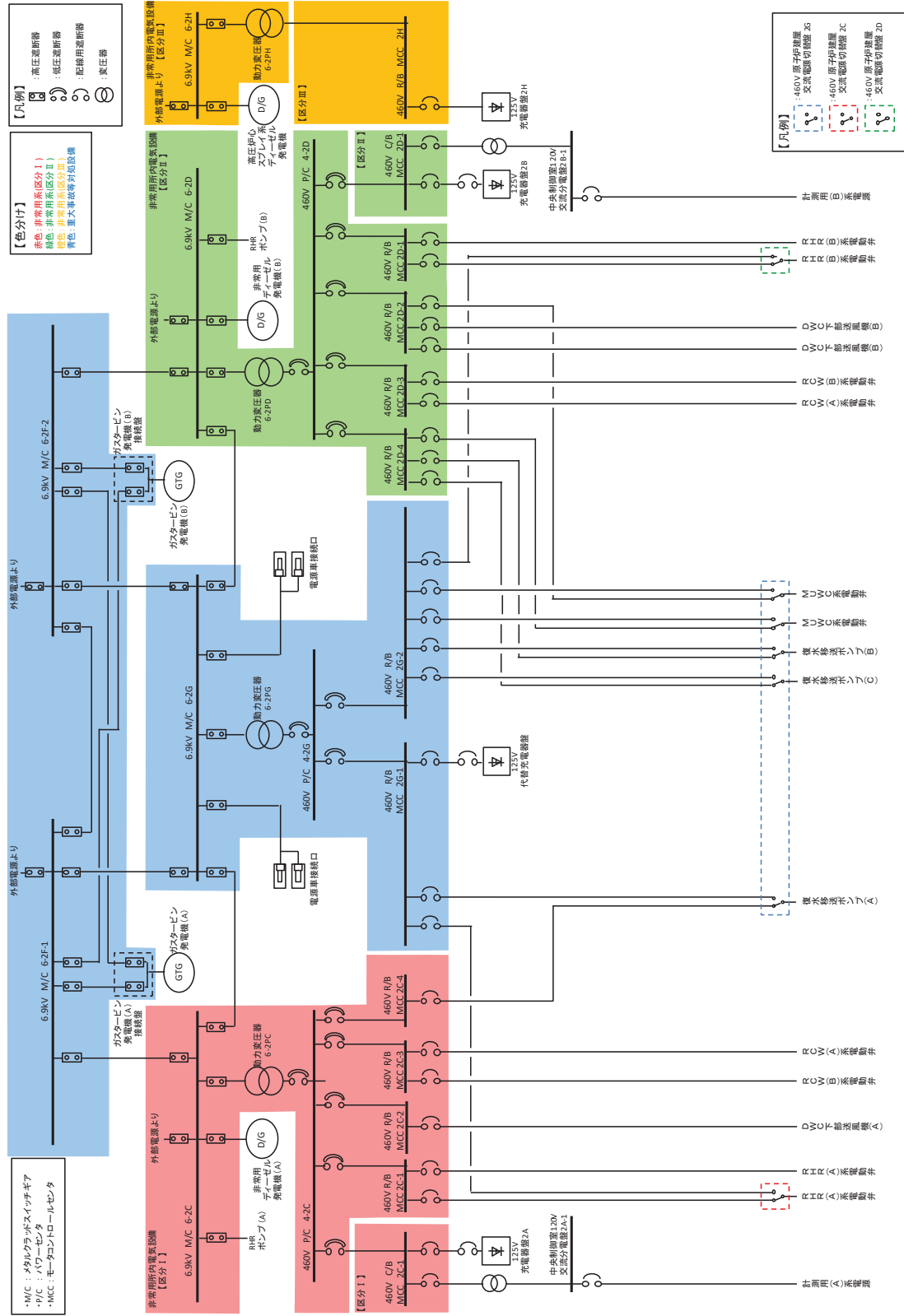
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/5)

■ : 重大事故等対処設備 □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)の復旧	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	既設							
	スプレイ管	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)	既設							
	原子炉補機代替冷却水系	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (サブプレッションチェンバ)	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)	既設							
	原子炉補機代替冷却水系	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	-	-							

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

対応手段として選定した設備の電源構成図



第1図 電源構成図 (交流電源)

重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ

(1) 操作概要

発電所対策本部は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイが必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置場所並びにホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

現場では、指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置並びにホースの敷設及び接続を実施し、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により送水する。

(2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺，原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び時間

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイのうち、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置並びにホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数　：　9名（重大事故等対応要員）

想定時間　　：　385分（訓練実績等）

(4) 作業の成立性

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、夜間における作業性を確保している。

放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。

また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。

また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として、電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び

送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。スプレイ操作は、中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバ（固定）及びトランシーバ（携帯）を用いることにより、円滑な連絡が可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）



ホース敷設、接続



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動



流量調整

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順	手順	判断基準記載内容	解釈
	(2) 残留熱除去系（サブレッションプール水冷却モード）によるサブレッションプールの除熱	サブレッションプール水の温度が規定温度以上	サブレッションプール水の温度が <input type="text"/> 以上
		サブレッションプールの気体温度が規定温度以上	サブレッションプールの気体温度が <input type="text"/> 以上

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧

手順		操作手順記載内容		解釈
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ	(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ	復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上	復水移送ポンプ出口圧力指示値が [] 以上
	(2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションの除熱	残留熱除去系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上 原子炉格納容器への注水量の上昇	残留熱除去系ポンプ(A) 出口圧力指示値が [] 以上 残留熱除去系ポンプ(A) 出口流量指示値が [] 程度まで上昇
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 原子炉格納容器除熱	(a) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱	RCW・RSW 盤 ESS-I 及び RCW・RSW 盤 ESS-II 常用換気空調系盤及び常用換気空調系補助盤	(RCW・RSW 盤 ESS-I) H11-P688 (RCW・RSW 盤 ESS-II) H11-P689 (常用換気空調系盤) H11-P682 (常用換気空調系補助盤) H11-P683
1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順	(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ	-	残留熱除去系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上	残留熱除去系ポンプ(A) 出口圧力指示値が [] 以上

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
P13-M0-F010	CRD 復水入口弁	中央制御室
P13-M0-F022	MUWC サンプリング取出止め弁	中央制御室
P15-M0-F001	FPMUW ポンプ吸込弁	中央制御室
P13-M0-F070	T/B 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F071	R/B B1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F171	R/B 1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F073	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	中央制御室
E11-M0-F010A	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F010B	RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F009A	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F009B	RHR B 系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F062A	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F062B	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	中央制御室
P70-D001-5	格納容器スプレイ弁	屋外
E11-F063A	RHR A 系格納容器代替スプレイ注入元弁	屋外
E11-F063B	RHR B 系格納容器代替スプレイ注入元弁	屋外
E11-M0-F011A	RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F011B	RHR B 系 S/C スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F003A	RHR 熱交換器(A) バイパス弁	中央制御室
E11-M0-F003B	RHR 熱交換器(B) バイパス弁	中央制御室
E11-M0-F012A	RHR A 系試験用調整弁	中央制御室
E11-M0-F012B	RHR B 系試験用調整弁	中央制御室
P42-M0-F112A	RCW 供給側第二隔離弁(A)	中央制御室
P42-M0-F112B	RCW 供給側第二隔離弁(B)	中央制御室
P42-M0-F115A	RCW 戻り側第一隔離弁(A)	中央制御室
P42-M0-F115B	RCW 戻り側第一隔離弁(B)	中央制御室
P42-M0-F116A	RCW 戻り側第二隔離弁(A)	中央制御室
P42-M0-F116B	RCW 戻り側第二隔離弁(B)	中央制御室

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

< 目次 >

1.7.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 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) 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

(b) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(c) 原子炉格納容器内 pH 調整

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 手順等

1.7.2 重大事故等時の手順

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) 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

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）

(3) 原子炉格納容器内 pH 調整

(4) 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択

添付資料 1.7.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.7.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.7.3 重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器フィルタ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）
2. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給
3. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ
4. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置スクラバ溶液移送
5. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への薬液補給

添付資料 1.7.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止

a) 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、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。

(2) 悪影響防止

a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。

(3) 現場操作等

a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。

b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。

c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。

(4) 放射線防護

a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.7.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内へ流出した高温の冷却材及び溶融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気により、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至るおそれがある。

原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

なお、設備の選定に当たっては、様々な条件下での事故対処を想定し、全交流動力電源の喪失を考慮する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{*}を選定する。

※自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十条及び技術基準規則第六十五条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.7.1 表に整理する。

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) 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

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、代替循環冷却系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。

代替循環冷却系の起動、流量調整等の操作については中央制御室から行う。

なお、代替循環冷却系運転後長期における系統廻りの線量低減対策として、大容量送水ポンプ（タイプ I）を使用した外部注水により系統水を入れ替えることでフラッシングが可能である。

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は以下のとおり。

- ・代替循環冷却ポンプ
- ・原子炉補機代替冷却水系
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・サブプレッションチェンバ
- ・淡水貯水槽（No.1）
- ・淡水貯水槽（No.2）
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・補給水系 配管・弁
- ・スプレイ管
- ・ホース・接続口
- ・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
- ・燃料補給設備

(b) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

i. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）

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、原子炉格納容器フィルタベント系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。

また、原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁（電動弁）を中央制御室から操作できない場合、隔離弁を遠隔で手動操作することで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。放射線防護対策として、隔離弁を遠隔で手動操作するエリアは原子炉建屋内の原子炉棟外とする。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）で使用する設備は以下のとおり。

- ・フィルタ装置
- ・フィルタ装置出口側圧力開放板
- ・遠隔手動弁操作設備
- ・ホース延長回収車
- ・可搬型窒素ガス供給装置

- ・薬液補給装置
- ・原子炉格納容器調気系 配管・弁
- ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁
- ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口
- ・ホース・注水用ヘッダ・接続口
- ・排水設備
- ・原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）
- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・淡水貯水槽（No.1）
- ・淡水貯水槽（No.2）
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備

原子炉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：原子炉格納容器フィルタベント系によるサプレッションチェンバベント（以下「S/C ベント」という。）（現場操作含む）

優先②：原子炉格納容器フィルタベント系によるドライウエルベント（以下「D/W ベント」という。）（現場操作含む）

なお、大容量送水ポンプ(タイプ I)によるフィルタ装置への水の補給は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水も利用できる。

ii. 不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換

排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、原子炉格納容器フィルタベント系の系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換する手段がある。

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は以下のとおり。

- ・可搬型窒素ガス供給装置
- ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口
- ・原子炉格納容器調気系 配管・弁
- ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁
- ・フィルタ装置
- ・常設代替交流電源設備

iii. 原子炉格納容器負圧破損の防止

原子炉格納容器フィルタベント系の使用後に格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力に到達した時点で格納容器スプレイを停止する手順を定めている。格納容器スプレイについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理する。

また、中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器の負圧破損の防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素ガス供給装置
- ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口
- ・原子炉格納容器調気系 配管・弁
- ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁
- ・原子炉格納容器
- ・フィルタ装置
- ・常設代替交流電源設備

(c) 原子炉格納容器内 pH 調整

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器 pH 調整設備による薬液注入により原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サブプレッションプール水中によう素を保持することで、よう素の放出量を低減する手段がある。

原子炉格納容器 pH 調整設備による薬液注入で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ
- ・原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク
- ・原子炉格納容器 pH 調整系 配管・弁
- ・原子炉格納容器
- ・常設代替交流電源設備

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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、代替循環冷却ポンプ、原子炉補機代替冷却水系、残留熱除去系熱交換器、大容量送水ポンプ（タイプ I）、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、補給水系配管・弁、スプレイ管、ホース・接続口、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。

淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) は、「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の補給等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源 (措置) として位置付ける。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) で使用する設備のうち、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、遠隔手動弁操作設備、ホース延長回収車、可搬型窒素ガス供給装置、原子炉格納容器調気系配管・弁、原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁、ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口、ホース・注水用ヘッダ・接続口、排水設備、原子炉格納容器 (真空破壊装置を含む)、大容量送水ポンプ (タイプ I)、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) は、「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の補給等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源 (措置) 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、可搬型窒素ガス供給装置、ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口、原子炉格納容器調気系配管・弁、原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁、フィルタ装置及び常設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。

(添付資料 1.7.1)

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。

- ・原子炉格納容器 pH 調整設備

重大事故等対処設備であるフィルタ装置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、原子炉格納容器 pH 調整設備により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。

- ・可搬型窒素ガス供給装置

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。

- ・薬液補給装置

フィルタ装置のスクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有しており、原子炉格納容器ベントを実施した際に原子炉格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても、アルカリ性を維持可能であるため薬液の補給は不要であるが、フィルタ装置への水補給と合わせて、本設備を用いて外部から薬液を補給することとしていることから、原子炉格納容器の破損防止対策として有効である。

- ・排水設備

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に、蒸気凝縮によりスクラバ溶液が上昇しても機能喪失しない設計としており、フィルタ装置の排水は不要であるが、原子炉格納容器フィルタベント系使用後において、放射性物質を含むスクラバ溶液をサプレッションチェンバに移送することができることから、放射性物質低減対策として有効である。

b. 手順等

上記「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」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時操作手順書(シビアアクシデント)、非常時操作手順書(設備別)及び重大事故等対応要領書に定める(第1.7.1表)。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する(第1.7.2表、第1.7.3表)。

(添付資料 1.7.2)

1.7.2 重大事故等時の手順

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) 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

a. 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

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{※2} 原子炉格納容器内の除熱が困難な状況で、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3%以下^{※3}の場合。

※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ（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モニタ（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：設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。

※3：ドライ条件の酸素濃度を確認する。

(b) 操作手順

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手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.7.1図及び第1.7.2図に、概要図を第1.7.6図に、タイムチャートを第1.7.7図に示す。

① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。

② 中央制御室運転員Aは、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。

③^a 原子炉圧力容器への注水から実施する場合

中央制御室運転員Aは、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ前の系統構成として、代替循環冷却ポンプバイパス弁の全閉確認、代替循環冷却ポンプ流量調整弁の開操作及び代替循環冷却ポンプ吸込弁の全開操作を実施する。

③^b 原子炉格納容器内へのスプレイから実施する場合

中央制御室運転員 A は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ前の系統構成として、代替循環冷却ポンプバイパス弁の全閉確認、代替循環冷却ポンプ流量調整弁の開操作並びに代替循環冷却ポンプ吸込弁及び RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全開操作を実施する。

- ④ 中央制御室運転員 A は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を発電課長に報告する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイの開始を指示する。
- ⑥^a 原子炉圧力容器への注水から実施する場合 (⑥^a~⑩^a)
中央制御室運転員 A は、代替循環冷却ポンプを起動し、速やかに RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作及び代替循環冷却ポンプ流量調整弁を開として代替循環冷却系の運転を開始する。
- ⑦^a 中央制御室運転員 A は、代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇を確認し、RHR 熱交換器 (A) バイパス弁を全閉とする。
- ⑧^a 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。
- ⑨^a 発電課長は、運転員に格納容器スプレイを実施するため代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ライン切替えを指示する。
- ⑩^a 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水ラインを切替えるため、復水移送ポンプが運転中の場合は停止し、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作並びに RHR MUWC 連絡第一弁、RHR MUWC 連絡第二弁及び RHR B 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑪^a 中央制御室運転員 A は、RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の開操作及び RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全閉操作を実施し、残留熱除去系洗浄ライン流量指示値の上昇により原子炉圧力容器への注水ライン切替え完了を確認し、発電課長に報告する。
- ⑫^a 発電課長は、運転員に原子炉格納容器内へのスプレイ開始を指示する。
- ⑬^a 中央制御室運転員 A は、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁及び RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁の全開操作並びに RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の閉操作により原子炉圧力容器への注水量を調整し、原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。
- ⑭^a 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを格納容器内圧力指示値及び格納容器内温度指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。
- ⑮^a 発電課長は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを発電所対策本部に連絡する。
- ⑯^a 発電課長は、運転員に原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧

力を継続監視し、RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁及びRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁にて適宜、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう指示する。

また、状況によりRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁及びRHR MUWC連絡第一弁を全閉、RHR A系試験用調整弁を開とすることで、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイからサブレーションプールの除熱へ切り替える。

⑥^b原子炉格納容器内へのスプレイから実施する場合（⑥^b～⑭^b）

中央制御室運転員Aは、代替循環冷却ポンプを起動し、速やかにRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁の全開操作及び代替循環冷却ポンプ流量調整弁を開として代替循環冷却系の運転を開始する。

⑦^b中央制御室運転員Aは、代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇を確認し、RHR熱交換器（A）バイパス弁を全閉とする。

⑧^b中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを格納容器内圧力指示値及び格納容器内温度指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。

⑨^b発電課長は、運転員に原子炉圧力容器への注水開始を指示する。

⑩^b中央制御室運転員Aは、復水移送ポンプが運転中の場合は停止し、T/B緊急時隔離弁、R/B B1F緊急時隔離弁及びR/B 1F緊急時隔離弁の全閉操作並びにRHR MUWC連絡第一弁、RHR MUWC連絡第二弁及びRHR B系LPCI注入隔離弁の全開操作を実施する。

⑪^b中央制御室運転員Aは、RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の開操作及びRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁の閉操作を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。

⑫^b中央制御室運転員Aは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系洗浄ライン流量指示値及び原子炉水位の上昇により確認し、発電課長に報告する。

⑬^b発電課長は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを発電所対策本部に連絡する。

⑭^b発電課長は、運転員に原子炉格納容器内の圧力及び原子炉圧力容器内の水位を継続監視し、RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁及びRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁にて、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう指示する。

また、状況によりRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁及びRHR MUWC連絡第一弁を全閉、RHR A系試験用調整弁を開とすることで、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイからサブレーションプールの除熱へ切り替える。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで 30 分以内で可能である。

b. 代替循環冷却系使用時における補機冷却水確保

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために代替循環冷却系の運転を実施する場合、原子炉補機代替冷却水系又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）により補機冷却水を確保し、代替循環冷却系で使用する代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系熱交換器（A）及び代替循環冷却系の運転可否の判断で使用する格納容器内雰囲気計装へ供給する。なお、操作手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合は、サプレッションプール水以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため、サプレッションプール水位が上昇するが、外部水源注水量限界に到達した場合は、このスプレイを停止するため、原子炉格納容器内の圧力を 0.640MPa [gage] 以下に抑制できる見込みがなくなることから、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素ガスが原子炉建屋に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋 地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度及び原子炉建屋 地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）以外のエリアの水素濃度並びに静的触媒式水素再結合装置動作監視装置により静的触媒式水素再結合装置の出入口温度の監視を行い、原子炉建屋内において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、原子炉建屋への水素ガスの漏えいを防止する。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は中央制御室待避所へ待避しプラントパラメータを中央制御室待避所内のデータ表示装置（待避所）により継続して監視する。

原子炉格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合、並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入が可能な場合は、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベン

ト用出口隔離弁を全閉し、原子炉格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) については、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系及び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ができず、原子炉格納容器内の圧力が 0.640MPa [gage] に到達した場合^{※2}、若しくは原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉棟内) の水素濃度が 2.0% に到達した場合。

※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ (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モニタ (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：発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに原子炉格納容器ベントの準備を開始する。

(b) 操作手順

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.7.3 図及び第 1.7.4 図に、概要図を第 1.7.8 図に、タイムチャートを第 1.7.9 図及び第 1.7.10 図に示す。

[S/C ベントの場合 (D/W ベントの場合、手順⑫以外は同様)]

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に到達したことを発電所対策本部長に報告する。
- ② 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ③ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。

- ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント前の確認として、原子炉格納容器調気系(以下「AC系」という。)隔離信号が発生している場合は、原子炉冷却制御盤にて、AC系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、ベント用 SGTS 側隔離弁、格納容器排気 SGTS 側止め弁、ベント用 HVAC 側隔離弁、格納容器排気 HVAC 側止め弁、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁の全閉を確認する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、FCVS ベントライン隔離弁(A)又は FCVS ベントライン隔離弁(B)を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全開にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて FCVS ベントライン隔離弁(A)又は FCVS ベントライン隔離弁(B)を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器内の圧力及び水位、並びに原子炉建屋内の水素濃度に関する情報収集を適宜行い、発電課長に報告する。また、発電課長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位、並びに原子炉建屋内の水素濃度に関する情報を、発電所対策本部長に報告する。
- ⑩ 発電所対策本部長は、以下のいずれかの条件に到達した場合、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系によるサプレッションチェンバ(以下「S/C」という。)側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。また、S/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合は、ドライウェル(以下「D/W」という。)側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ・原子炉格納容器内の圧力を 0.640 MPa[gage]以下に維持できないと判断した場合。
 - ・原子炉建屋地上 3 階(原子炉建屋原子炉棟内)の水素濃度が 2.3%に到達した場合。
- ⑪ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系による S/C 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。また、S/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合は、D/W 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ⑫^aS/C 側からの原子炉格納容器ベントの場合
 中央制御室運転員 A は、S/C ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。なお、中央制御室からの操作により全開にできない場合は、現場運転員 B 及び

C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて S/C ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。

⑫^bS/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合

中央制御室運転員 A は、D/W ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。なお、中央制御室からの操作により全開にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて D/W ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。

⑬ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内圧力指示値の低下又は原子炉建屋内水素濃度指示値が安定若しくは低下、フィルタ装置入口圧力指示値、フィルタ装置出口圧力指示値及びフィルタ装置出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを発電所対策本部長に報告する。

⑭ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤にてフィルタ装置水位指示値を確認し、水補給が必要な場合は発電課長に報告する。また、発電課長は、フィルタ装置への水補給を実施するよう発電所対策本部に依頼する。

⑮ 発電課長は、原子炉格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合、並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入が可能となった場合は、発電所対策本部長に報告する。

⑯ 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。

⑰ 発電課長は、運転員に S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁の全閉による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。

⑱ 中央制御室運転員 A は、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの停止を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全閉にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの停止を発電課長に報告する。また、発電課長は発

電所対策本部長に報告する。

- ①⑨ 発電課長は、原子炉格納容器ベント停止後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、発電所対策本部長に報告する。
- ②⑩ 発電所対策本部長は、発電課長にFCVS ベントライン隔離弁の全閉を指示する。
- ②⑪ 発電課長は、運転員にFCVS ベントライン隔離弁の全閉を指示する。
- ②⑫ 中央制御室運転員 A は、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又はFCVS ベントライン隔離弁 (B) を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全閉にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又はFCVS ベントライン隔離弁 (B) を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了まで中央制御室からの操作が可能な場合は 15 分以内、中央制御室からの操作ができず現場で操作を実施する場合は 75 分以内、原子炉格納容器ベントの実施を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで中央制御室からの操作が可能な場合は 5 分以内、中央制御室からの操作ができず現場で操作を実施する場合は 115 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。S/C ベント用出口隔離弁及び D/W ベント用出口隔離弁の操作場所は原子炉建屋内の原子炉棟外に設置することに加え、あらかじめ遮蔽材を設置することで作業時の被ばくによる影響を低減している。また、防護具を確実に装着して操作する。

遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

(添付資料 1.7.3)

b. フィルタ装置への水補給

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位（許容最小水量）に到達する前に、重大事故用給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合。

(b) 操作手順

フィルタ装置への水補給手順（フィルタ装置（A）の給水ラインを使用する場合）の概要は以下のとおり。（フィルタ装置（B），（C）の給水ラインを使用する場合も同様。）概要図を第 1.7.11 図に，タイムチャートを第 1.7.12 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員にフィルタ装置への水補給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は，発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の準備開始を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は，フィルタ装置への水補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 発電所対策本部は，重大事故等対応要員にフィルタ装置への水補給の準備開始を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置，ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は，フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は，ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また，発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑦ 発電課長は，発電所対策本部からの連絡により，フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は，ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑧ 現場運転員 B 及び C は，ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また，発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑨^a フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用する場合
重大事故等対応要員は，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置，ホースの敷設及び接続が完了した後，系統構成としてフィルタ装置（A）屋外側重大事故時用給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全開とし，フィルタ装置への水補給の準備完了を発電所対策本部に報告する。また，発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑨^b フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用する場合
重大事故等対応要員は，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置，ホースの敷設及び接続が完了した後，系統構成として建屋内事故時用給水ライン元弁の全開及びフィルタ装置（A）補給水弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全開とし，フィルタ装置への水補給の準備完了を発電所対策本部に報告する。また，発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑩ 発電課長は，発電所対策本部に大容量送水ポンプ（タイプ I）による送

水開始を依頼する。

- ⑪ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員にフィルタ装置への水補給開始を指示する。
- ⑫ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動及びフィルタ装置水補給弁の開操作を実施し、フィルタ装置への水補給の開始を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑬ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置への給水が開始されたことをフィルタベント系制御盤にて、フィルタ装置水位指示値が上昇したことにより確認する。その後、通常水位範囲内に到達したことを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑭ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員にフィルタ装置への水補給停止を指示する。
- ⑮^a フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用した場合
重大事故等対応要員は、フィルタ装置水補給弁の全閉及びフィルタ装置（A）屋外側重大事故時給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑮^b フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用した場合
重大事故等対応要員は、フィルタ装置水補給弁及び建屋内事故時給水ライン元弁の全閉並びにフィルタ装置（A）補給水弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名^{*}及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大容量送水ポンプ（タイプ I）による注水開始まで 380 分以内で可能である。なお、屋外における本操作は原子炉格納容器ベント実施後の短期間において、フィルタ装置への水補給を行うものではないことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため作業可能である。

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。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、大容量送水ポンプ（タイプ I）の保管場所に使用工具、ホース等を配備する。車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

（添付資料 1.7.3）

c. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ

原子炉格納容器ベント停止後において、スクラバ溶液に捕集された放射性物質による水の放射線分解で発生する水素ガス及び酸素ガスを排出するため、原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

残留熱除去系による除熱機能が喪失した場合。

(b) 操作手順

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.7.13 図に、タイムチャートを第 1.7.14 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ準備のため、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージに必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に可搬型窒素ガス供給装置の準備開始を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑦ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑧ 現場運転員 B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置を原子炉建屋近傍に設置し、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

- ⑩ 発電課長は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを停止した場合、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージに必要な系統構成開始を指示する。
- ⑪ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ前の系統構成として、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 及び FCVS ベントライン隔離弁 (B) の全閉を確認する。
- ⑫^a 可搬型窒素ガス供給装置接続口 (屋外) を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージに必要な系統構成として、PSA 窒素供給ライン元弁及び FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備完了を発電課長に報告する。
- ⑫^b 可搬型窒素ガス供給装置接続口 (建屋内) を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージに必要な系統構成として、建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁及び FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備完了を発電課長に報告する。
- ⑬ 発電課長は、運転員に窒素ガスの供給開始を指示する。
- ⑭ 現場運転員 B 及び C は、FCVS 窒素供給ライン止め弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で開操作し、窒素ガスの供給を開始する。
- ⑮ 中央制御室運転員 A は、窒素ガスの供給が開始されたことをフィルタ装置入口圧力指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑯ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度測定を指示する。
- ⑰ 現場運転員 B 及び C は、原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度測定のための系統構成として、フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁、フィルタ装置出口水素濃度計入口弁及びフィルタ装置出口水素濃度計出口弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とする。
- ⑱ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤にてフィルタ装置出口水素濃度計を起動し発電課長に報告するとともに、フィルタ装置出口水素濃度を監視する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 5 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ開始まで 315 分以内で可能である。なお、本操作は、原子炉格納容器ベント前、又は原子炉格納容器ベント停止後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量

は低下しているため、作業可能である。

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。また、窒素供給用ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型窒素ガス供給装置の保管場所に使用工具、窒素供給用ホース等を配備する。車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

（添付資料 1. 7. 3）

d. フィルタ装置スクラバ溶液移送

水の放射線分解により発生する水素ガスがフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置スクラバ溶液をサプレッションチェンバへ移送する。

(a) 手順着手の判断基準

フィルタ装置水温度指示値が 104℃以下において、サプレッションチェンバ内の圧力が規定値以下である場合。

(b) 操作手順

フィルタ装置スクラバ溶液移送手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1. 7. 15 図に、タイムチャートを第 1. 7. 16 図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給及びフィルタ装置への薬液補給の準備開始を依頼する。
- ②発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置への水補給及びフィルタ装置への薬液補給の準備開始を指示する。
- ③発電課長は、運転員にフィルタ装置スクラバ溶液移送の準備開始を指示する。
- ④中央制御室運転員 A は、フィルタ装置のスクラバ溶液移送に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、FCVS 排水移送ライン第一隔離弁を全開とする。
- ⑥現場運転員 B 及び C は、FCVS 排水移送ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作にて全開とし、フィルタ装置のスクラバ溶液移送に必要な系統構成が完了したことを発電課長に報告する。
- ⑦発電課長は、運転員にフィルタ装置のスクラバ溶液移送を指示する。
- ⑧中央制御室運転員 A は、FCVS 排水移送ライン第二隔離弁を全開した後、フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端まで低下したことを確認し、FCVS 排水移送ライン第二隔離弁及び FCVS 排水移送ライン第一隔離弁を全閉する。
- ⑨中央制御室運転員 A は、フィルタ装置のスクラバ溶液移送が完了したことを発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に報告する。

- ⑩ 保修班員は、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の準備が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑪ 発電課長は、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給開始を依頼する。
- ⑫ 発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置への水補給開始を指示する。
- ⑬ 保修班員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動及びフィルタ装置水補給弁の開操作を実施し、フィルタ装置への水補給を開始したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑭ 発電課長は、運転員にフィルタ装置水位を確認するように指示する。
- ⑮ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内に到達したことを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑯ 発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置への水補給の停止を指示する。
- ⑰ 保修班員は、フィルタ装置水補給弁の全閉及びフィルタ装置（A）屋外側重大事故時用給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備にて全閉とした後、大容量送水ポンプ（タイプ I）を停止し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑱ 発電課長は、運転員に FCVS 排水移送ライン洗浄のため、フィルタ装置スクラバ溶液移送を指示する。
- ⑲ 中央制御室運転員 A は、FCVS 排水移送ライン第一隔離弁及び FCVS 排水移送ライン第二隔離弁を全開した後、フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端まで低下したことを確認し、FCVS 排水移送ライン第二隔離弁及び FCVS 排水移送ライン第一隔離弁を全閉する。また、現場運転員 B 及び C は、FCVS 排水移送ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作にて全閉する。
- ⑳ 中央制御室運転員 A は、FCVS 排水移送ラインの洗浄が完了したことを発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ㉑ 発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置を水中保管とするためフィルタ装置への水補給開始を指示する。
- ㉒ 保修班員は、フィルタ装置（A）屋外側重大事故時用給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備にて全開とした後、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動及びフィルタ装置水補給弁の開操作を実施し、フィルタ装置への水補給の開始を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ㉓ 発電課長は、運転員にフィルタ装置の水位を監視するように指示する。
- ㉔ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内に到達したことを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ㉕ 発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置への水補給の停止を指示する。
- ㉖ 保修班員は、フィルタ装置水補給弁の全閉及びフィルタ装置（A）屋外側重大事故時用給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備にて全閉とした後、大容量

送水ポンプ（タイプ I）を停止し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

- ⑳ ⑳ ⑳ ⑳ ㉑ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖ ㉗ ㉘ ㉙ ㉚ ㉛ ㉜ ㉝ ㉞ ㉟ ㊱ ㊲ ㊳ ㊴ ㊵ ㊶ ㊷ ㊸ ㊹ ㊺ ㊻ ㊼ ㊽ ㊾ ㊿ ㉑ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖ ㉗ ㉘ ㉙ ㉚ ㉛ ㉜ ㉝ ㉞ ㉟ ㊱ ㊲ ㊳ ㊴ ㊵ ㊶ ㊷ ㊸ ㊹ ㊺ ㊻ ㊼ ㊽ ㊾ ㊿

(c) 操作の成立性

上記の操作のうちフィルタ装置スクラバ溶液移送については、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置スクラバ溶液移送開始まで 20 分以内で可能である。

また、フィルタ装置への水補給については、中央制御室運転員 1 名及び保修士班員 9 名にて作業を実施した場合、フィルタ装置スクラバ溶液移送完了からフィルタ装置への水補給開始まで 380 分以内で可能である。

FCVS 排水移送ライン洗浄については、中央制御室運転員 1 名にて実施した場合、フィルタ装置への水補給完了から FCVS 排水移送ライン洗浄開始まで 5

分以内で可能である。

フィルタ装置への薬液補給については、中央制御室運転員 1 名及び保修班員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから薬液補給開始まで 230 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、大容量送水ポンプ（タイプ I）等の保管場所に使用工具、ホース等を配備する。車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

（添付資料 1. 7. 3）

e. フィルタ装置への薬液補給

フィルタ装置のスクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有しており、原子炉格納容器ベントを実施した場合でもアルカリ性を維持可能であるが、水補給に合わせて薬液を補給する。

(a) 手順着手の判断基準

フィルタ装置への水補給を行う場合。

(b) 操作手順

フィルタ装置への薬液補給の手順（フィルタ装置（A）の薬液注入ラインを使用する場合）は以下のとおり。（フィルタ装置（B）、（C）の薬液注入ラインを使用する場合も同様。）概要図を第 1. 7. 17 図に、タイムチャートを第 1. 7. 18 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にフィルタ装置への薬液補給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の準備のため、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置への薬液補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員にフィルタ装置への薬液補給の準備開始を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

- ⑦ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑧ 現場運転員 B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑩ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員にフィルタ装置への薬液補給の開始を指示する。
- ⑪^a フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用する場合
重大事故等対応要員は、薬液補給装置の起動及びフィルタ装置（A）薬液注入ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とし、薬液補給を開始する。
- ⑪^b フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用する場合
重大事故等対応要員は、建屋内事故時用給水ライン元弁を全開とした後、薬液補給装置の起動及びフィルタ装置（A）補給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とし、薬液補給を開始する。
- ⑫ 重大事故等対応要員は、規定量の薬液が補給されたことを確認し、薬液補給の完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑬ 発電課長は、運転員にフィルタ装置の水位の確認を指示する。
- ⑭ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑮ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に薬液補給の停止を指示する。
- ⑯^a フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用した場合
重大事故等対応要員は、薬液補給装置を停止し、フィルタ装置（A）薬液注入ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑯^b フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用した場合
重大事故等対応要員は、薬液補給装置を停止し、フィルタ装置（A）補給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全閉及び建屋内事故時用給水ライン元弁を全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名^{*}及び重大事故等対応要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置への薬液補給開始まで 230 分以内で可能である。なお、屋外における本操作は、原子炉格納容器ベント実施後の短期間において、フィルタ装置への薬液補給を行うものではないことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため作業可能である。

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。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、薬液補給装置の保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

※フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

（添付資料 1.7.3）

(3) 原子炉格納容器内 pH 調整

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ケーブル被覆材に含まれる塩素等の酸性物質の発生により、サプレッションプール水が酸性化する。サプレッションプール水が酸性化すると、サプレッションプール水に含まれる粒子状よう素が元素状よう素に変わり、その後有機よう素となる。これにより原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント時の放射性物質の放出量が増加することとなる。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント時の放射性物質の放出量を低減させるために、薬液（水酸化ナトリウム）を原子炉格納容器 pH 調整系ポンプにより原子炉格納容器内に注入することで、サプレッションプール水の酸性化を防止し、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント時の放射性物質の放出量を低減する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*}。

※：格納容器内雰囲気放射線モニタ（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モニタ（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。

b. 操作手順

原子炉格納容器内 pH 調整の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.7.5 図に、概要図を第 1.7.19 図に、タイムチャートを第 1.7.20 図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器内 pH 調整のため、薬液注入の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器内 pH 調整に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク水位指示値により、薬液量が必要量以上確保されていることを確認する。
- ④中央制御室運転員 A は、薬液注入の系統構成のため、PHCS ポンプ吸込弁及び PHCS 注入第二隔離弁を全開とし、薬液注入の準備が完了したことを発電課長に報告する。
- ⑤発電課長は、運転員に薬液注入操作を指示する。
- ⑥中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプを起動し、薬液注入を開始する。
- ⑦中央制御室運転員 A は、薬液注入が開始されたことを原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク水位指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。
- ⑧中央制御室運転員 A は、規定量の薬液が注入されたことを原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク水位指示値にて確認後、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプの停止確認及び PHCS ポンプ吸込弁並びに PHCS 注入第二隔離弁が自動で全閉となったことを確認し、発電課長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器内 pH 調整のための薬液注入開始まで 20 分以内で可能である。

(4) 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。

a. 手順着手の判断基準

残留熱除去系による除熱機能が喪失した場合。

b. 操作手順

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順は以

下のとおり。概要図を第 1.7.21 図に、タイムチャートを第 1.7.22 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給のため、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器への窒素ガス供給に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に可搬型窒素ガス供給装置の準備開始を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑦ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑧ 現場運転員 B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置を原子炉建屋近傍に設置し、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑩ 発電課長は、原子炉格納容器ベントによる原子炉格納容器内の除熱を開始後、原子炉格納容器への窒素ガス供給の系統構成を指示する。
- ⑪ 中央制御室運転員 A は、AC 系隔離信号が発生している場合は、原子炉冷却制御盤にて AC 系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑫ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器への窒素ガス供給前の系統構成として、ベント用 SGTS 側隔離弁、格納容器排気 SGTS 側止め弁、ベント用 HVAC 側隔離弁、格納容器排気 HVAC 側止め弁、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁の全閉確認並びに FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B)、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁の全開を確認する。
- ⑬^a 可搬型窒素ガス供給装置接続口（屋外）を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、原子炉格納容器への窒素ガス供給前の系統構成完了を発電課長に報告する。
- ⑬^b 可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、原子炉格納容器への窒素ガス供給前の系統構成完了を発電課長に報告する。

- ⑭ 発電課長は、サプレッションプール水温度指示値が を下回る前に、運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始するよう指示する。
- ⑮ 中央制御室運転員 A は、D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁又は S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁を全開とし、窒素ガスの供給を開始する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 5 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始まで 315 分以内で可能である。

なお、本操作は、原子炉格納容器ベント前、又は原子炉格納容器ベント後に時間が経過した後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため作業可能である。

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。また、窒素供給用ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型窒素ガス供給装置の保管場所に使用工具、窒素供給用ホース等を配備する。車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

代替循環冷却ポンプ、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに電源車への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

残留熱除去系又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却による減圧及び除熱手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

原子炉補機代替冷却水系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による補機冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置及び送水手順については、「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。

原子炉建屋内の水素濃度監視手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.7.23 図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合は、原子炉格納容器 pH 調整設備による薬液の注入を行うとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイ

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

を実施しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度の監視を行う。

原子炉補機代替冷却水系又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）により補機冷却水が確保され、代替循環冷却系が起動できる場合は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

代替循環冷却系が起動できない場合は、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器ベントによる減圧を行う。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントは、中央制御室から操作できない場合、現場での手動操作を行う。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系を用いて、原子炉格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる S/C を経由する経路を第一優先とする。S/C ベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/W を経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。

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又は原子炉格納容器ベント実施後は、残留熱除去系の復旧を行い、長期的な原子炉格納容器内の除熱を実施する。

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(1/2)

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	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	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	代替循環冷却ポンプ 原子炉補機代替冷却水系※1 残留熱除去系熱交換器 大容量送水ポンプ (タイプ I) 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 補給水系 配管・弁 スプレイ管 ホース・接続口 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱ストラテジ-1」等 非常時操作手順書(設備別) 「代替循環冷却ポンプによる原子炉注水及びドライウェルスプレイ」
			淡水貯水槽 (No.1) ※3, ※4 淡水貯水槽 (No.2) ※3, ※4	自主対策設備	
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)	フィルタ装置 フィルタ装置出口側圧力開放板 遠隔手動弁操作設備 ホース延長回収車 ※3 可搬型窒素ガス供給装置 原子炉格納容器調気系 配管・弁 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※3 原子炉格納容器(真空破壊装置を含む) 大容量送水ポンプ(タイプ I) ※3 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 常設代替直流電源設備 ※2 可搬型代替直流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」 「大容量送水ポンプによる送水」 ※3
		薬液補給装置 排水設備 淡水貯水槽 (No.1) ※3, ※4 淡水貯水槽 (No.2) ※3, ※4	自主対策設備		

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

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
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換	可搬型窒素ガス供給装置 ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 原子炉格納容器調気系 配管・弁 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 フィルタ装置 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「可搬型窒素ガス供給装置による窒素封入」
		原子炉格納容器負圧破損の防止	可搬型窒素ガス供給装置 ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 原子炉格納容器調気系 配管・弁 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 原子炉格納容器 フィルタ装置 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 重大事故等対応要領書 「可搬型窒素ガス供給装置による窒素封入」
		原子炉格納容器内 pH 調整	原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ 原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク 原子炉格納容器 pH 調整系配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」 重大事故等対応要領書 「格納容器内 pH 調整」

※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：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となる水の供給手順等」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】1b) 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
監視計器一覧 (1/4)

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)		
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 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 a. 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				
非常時操作手順書 (シビア アクシデント) 「除熱ストラテジ-1」等 非常時操作手順書 (設備別) 「代替循環冷却ポンプによる 原子炉注水及びドライウ ェルスプレイ」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サプレッションプール水温度	
		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 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量	
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧	
		水源の確保	圧力抑制室水位	
		操 作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
			原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力			
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度			
原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量			
原子炉格納容器への注水量	代替循環冷却ポンプ出口流量			
補機監視機能	代替循環冷却ポンプ出口圧力			
最終ヒートシンクの確保	サプレッションプール水温度 原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量			

監視計器一覧 (2/4)

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)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 「水素制御ストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (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	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サプレッションプール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度
	電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
原子炉格納容器内の温度		ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サプレッションプール水温度	
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 (広帯域) フィルタ装置入口圧力 (広帯域) フィルタ装置出口圧力 (広帯域) フィルタ装置水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ		

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)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) b. フィルタ装置への水補給		
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」 「大容量送水ポンプによる送水」	判断基準	補機監視機能 フィルタ装置水位 (広帯域)
	操作	補機監視機能 フィルタ装置水位 (広帯域)
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) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) c. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ		
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	—
	操作	補機監視機能 フィルタ装置出口水素濃度 フィルタ装置入口圧力 (広帯域)
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) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) d. フィルタ装置スクラバ溶液移送		
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力
		補機監視機能
	操作	圧力抑制室内圧力 フィルタ装置水温度 フィルタ装置水位 (広帯域) フィルタ装置出口水素濃度 フィルタ装置入口圧力 (広帯域)
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) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) e. フィルタ装置への薬液補給		
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	—
	操作	補機監視機能 フィルタ装置水位 (広帯域)

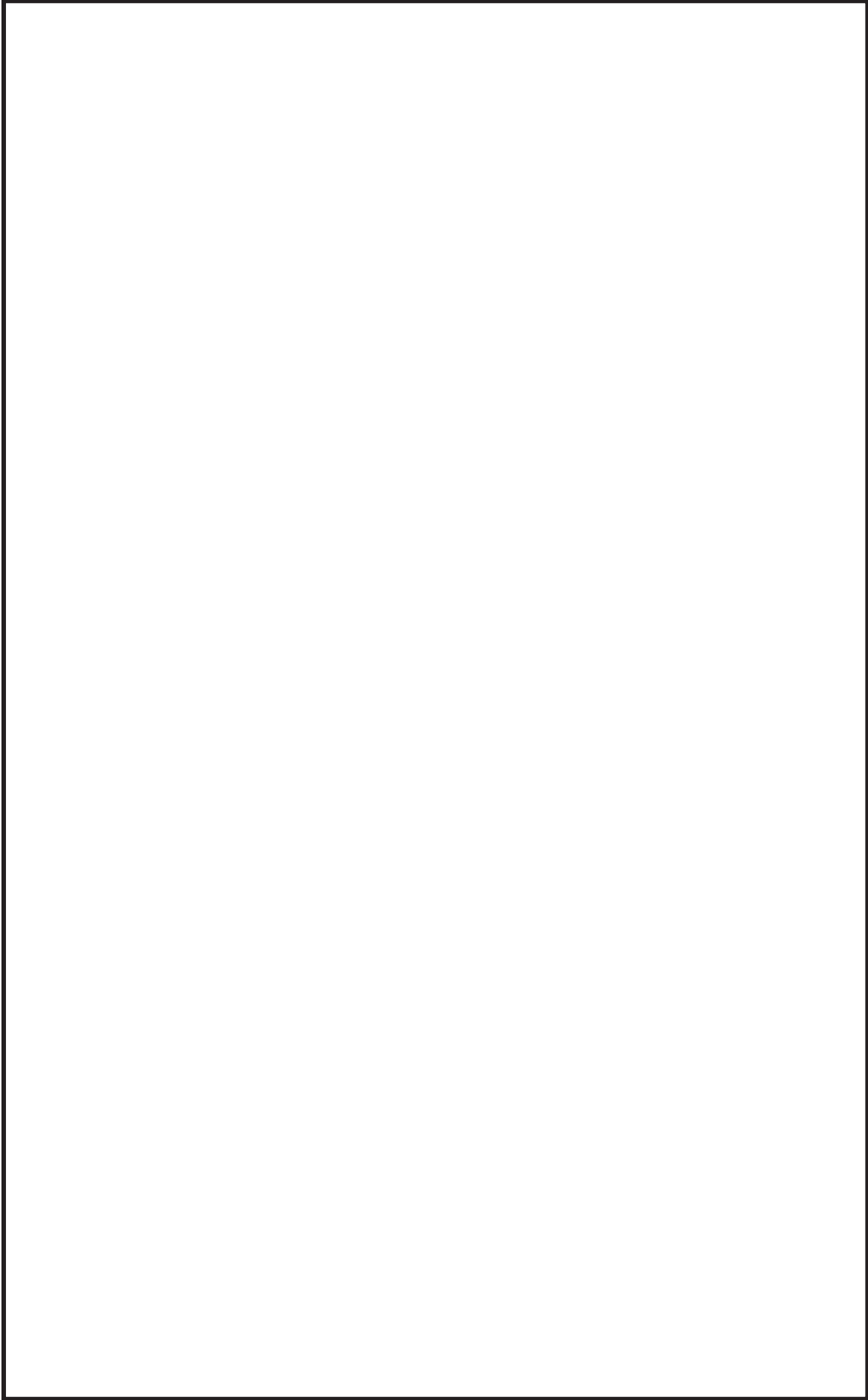
監視計器一覧 (4/4)

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)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (3) 原子炉格納容器内 pH 調整			
非常時操作手順書 (シビア アクシデント) 「注水ストラテジ-1」 重大事故等対応要領書 「格納容器内 pH 調整」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		電源の確保	4-2C 母線電圧
		水源の確保	PHCS タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位 原子炉格納容器下部水位
		補機監視機能	PHCS タンク水位 PHCS ポンプ出口圧力
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 (4) 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給			
重大事故等対応要領書 「可搬型窒素ガス供給装置 による窒素封入」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		電源の確保	4-2C 母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度

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

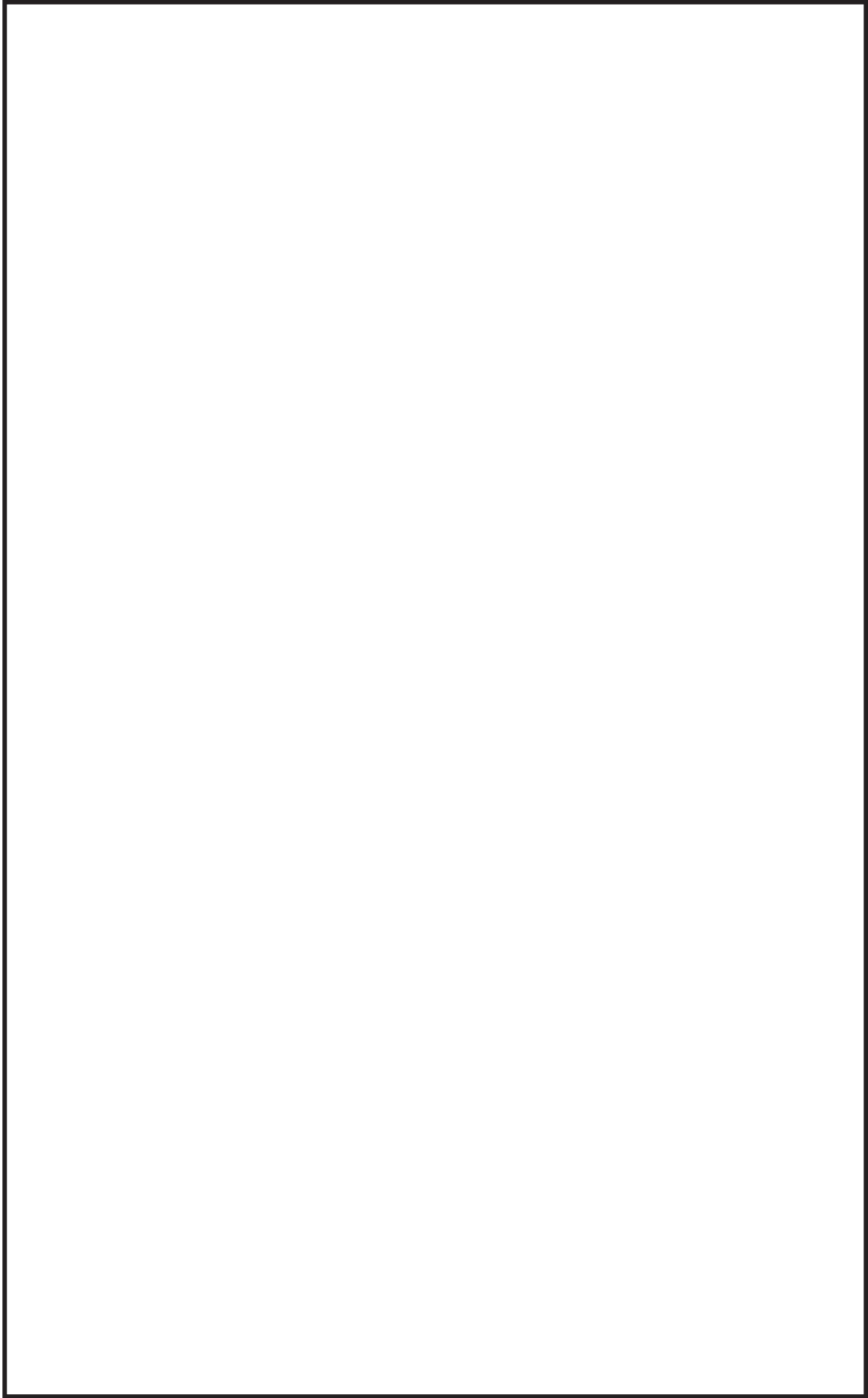
対象条文	供給対象設備	供給元	
		設備	母線
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	代替循環冷却ポンプ	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	補給水系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	原子炉格納容器フィルタベント系弁	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
	原子炉格納容器調気系弁	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
	計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
非常用低圧母線 MCC 2D 系			
可搬型代替交流電源設備		非常用低圧母線 MCC 2C 系	
		非常用低圧母線 MCC 2D 系	

※：供給負荷は監視計器



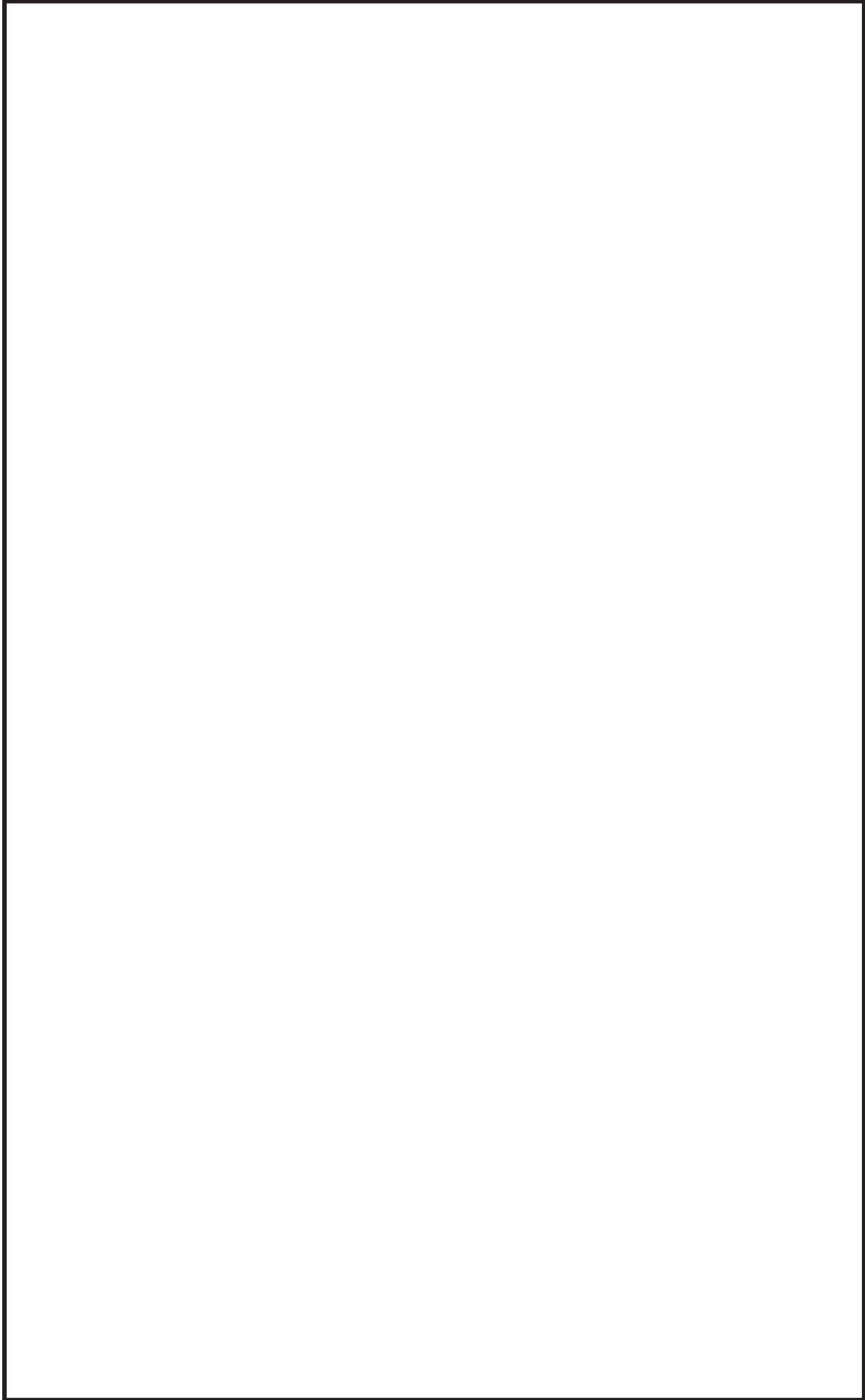
第1.7.1 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「除熱ストラテジー-1」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



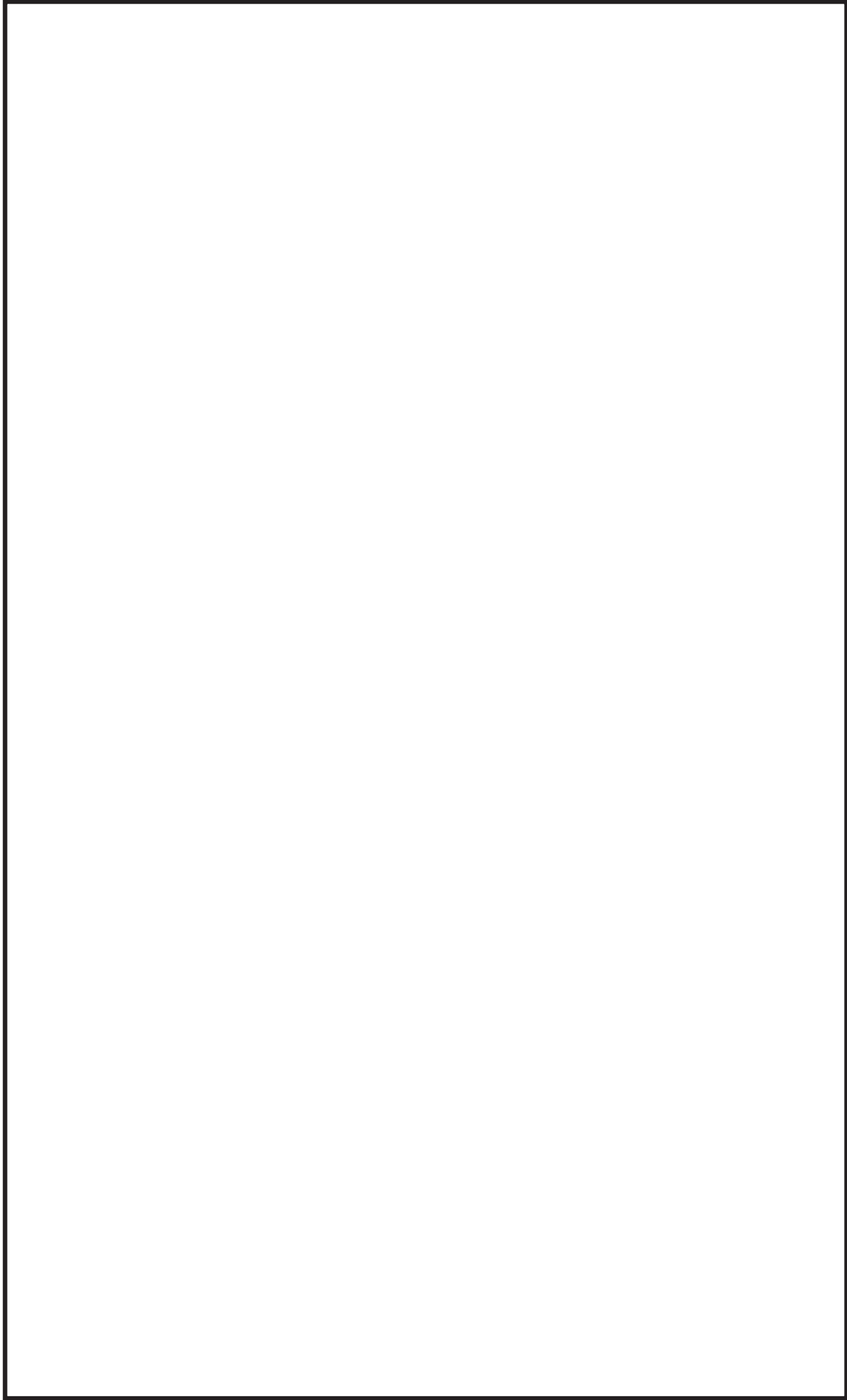
第1.7.2 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「除熱ストラテジー-2」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



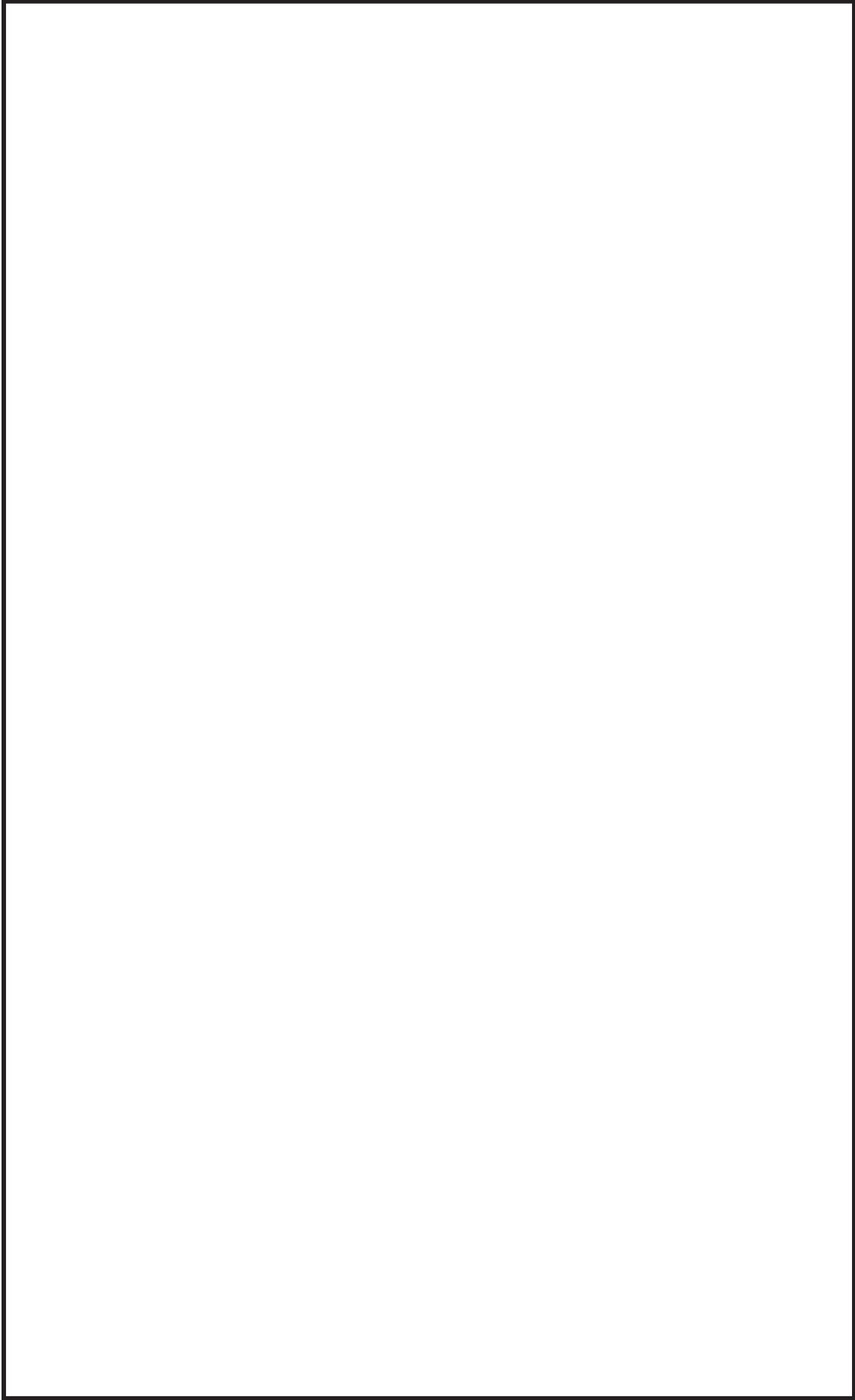
第 1.7.3 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「ベントストラテジ」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



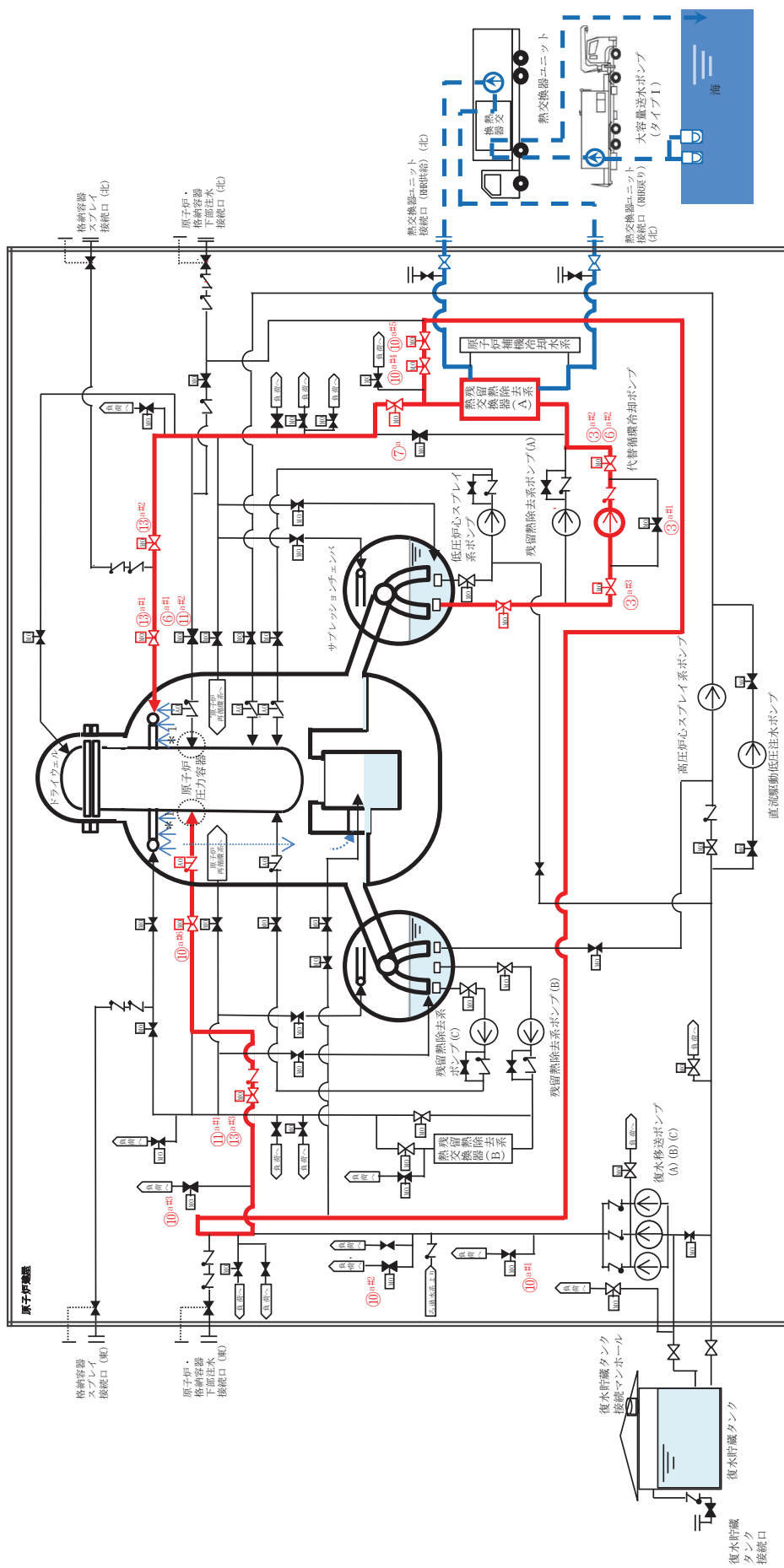
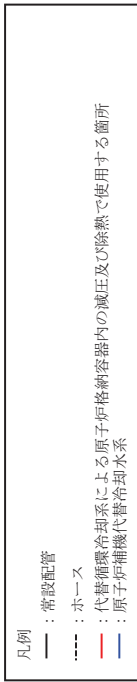
第1.7.4 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「水素制御ストラテジ」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.7.5 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-1」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



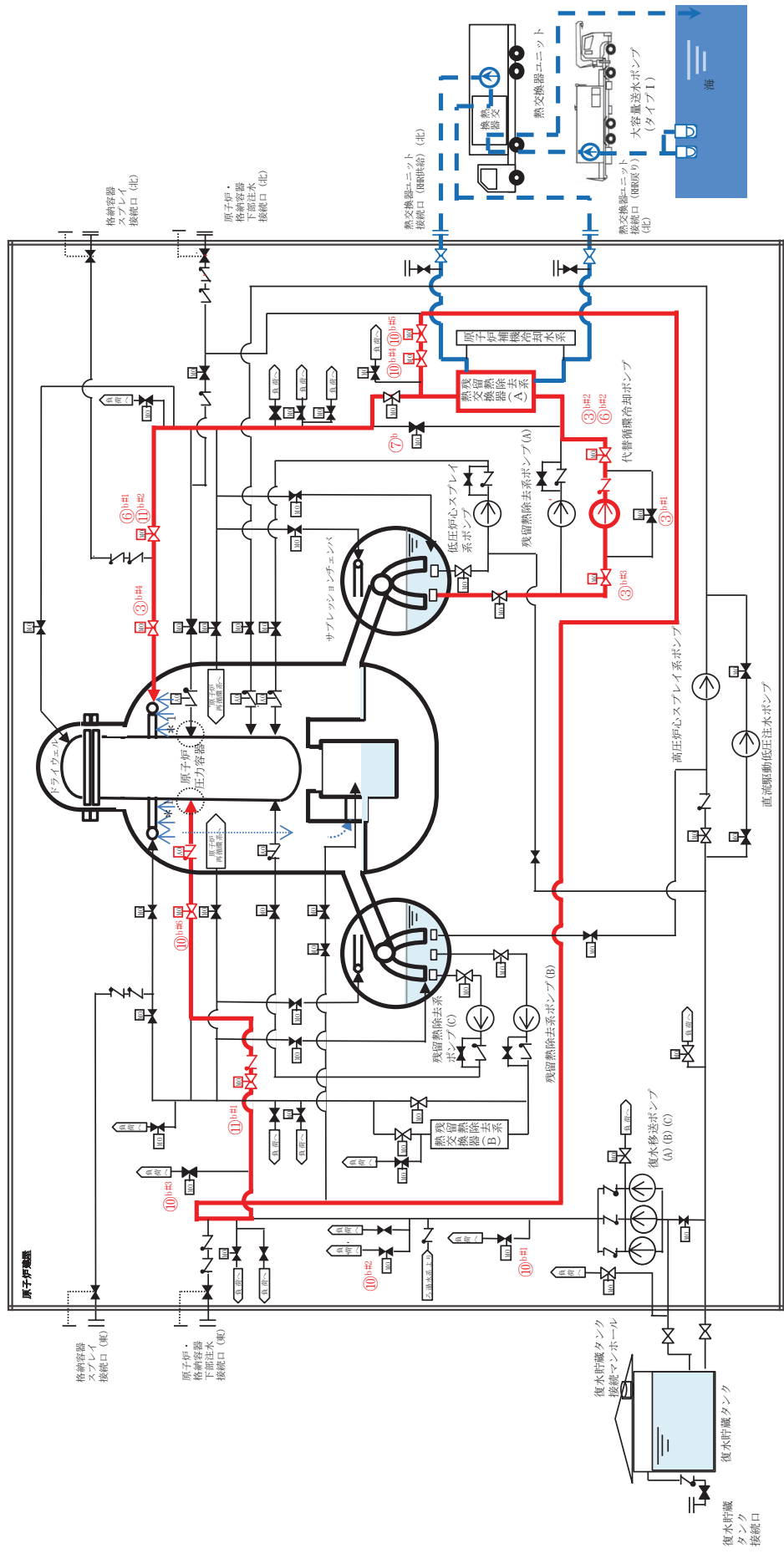
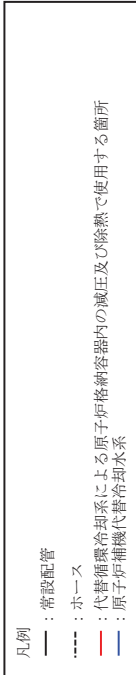
*1: シュラウド内炉心上部より注水

第 1.7.6 図 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 概要図 (1/4)
(原子炉圧力容器への注水から実施する場合)

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ ^{a#1}	代替循環冷却ポンプバイパス弁	E11-M0-F083	中央制御室
③ ^{a#2} ⑥ ^{a#2}	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	E11-M0-F082	中央制御室
③ ^{a#3}	代替循環冷却ポンプ吸込弁	E11-M0-F080	中央制御室
⑥ ^{a#1} ⑪ ^{a#2}	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004A	中央制御室
⑦ ^a	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	E11-M0-F003A	中央制御室
⑩ ^{a#1}	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
⑩ ^{a#2}	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
⑩ ^{a#3}	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑩ ^{a#4}	RHR MUWC 連絡第一弁	E11-M0-F086	中央制御室
⑩ ^{a#5}	RHR MUWC 連絡第二弁	E11-M0-F087	中央制御室
⑩ ^{a#6}	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004B	中央制御室
⑪ ^{a#1} ⑬ ^{a#3}	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062B	中央制御室
⑬ ^{a#1}	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	E11-M0-F010A	中央制御室
⑬ ^{a#2}	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	E11-M0-F009A	中央制御室

1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.7.6 図 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 概要図 (2/4)
(原子炉圧力容器への注水から実施する場合)



*1: シュラウド内炉心上部より注水

第 1.7.6 図 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 概要図 (3/4)
(原子炉格納容器内へのスプレイから実施する場合)

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ ^{b#1}	代替循環冷却ポンプバイパス弁	E11-M0-F083	中央制御室
③ ^{b#2} ⑥ ^{b#2}	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	E11-M0-F082	中央制御室
③ ^{b#3}	代替循環冷却ポンプ吸込弁	E11-M0-F080	中央制御室
③ ^{b#4}	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	E11-M0-F009A	中央制御室
⑥ ^{b#1} ⑪ ^{b#2}	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	E11-M0-F010A	中央制御室
⑦ ^b	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	E11-M0-F003A	中央制御室
⑩ ^{b#1}	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
⑩ ^{b#2}	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
⑩ ^{b#3}	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑩ ^{b#4}	RHR MUWC 連絡第一弁	E11-M0-F086	中央制御室
⑩ ^{b#5}	RHR MUWC 連絡第二弁	E11-M0-F087	中央制御室
⑩ ^{b#6}	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004B	中央制御室
⑪ ^{b#1}	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062B	中央制御室

1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.7.6 図 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 概要図 (4/4)
(原子炉格納容器内へのスプレイから実施する場合)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
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 (原子炉圧力容器への注水から実施する場合)	1 中央制御室運転員A	30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										操作手順	
		電源確認※1											
		系統構成※2											
		原子炉圧力容器への注水開始※2											
		注水ライン切り替え※2											
原子炉格納容器内へのスプレイ開始※2													

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

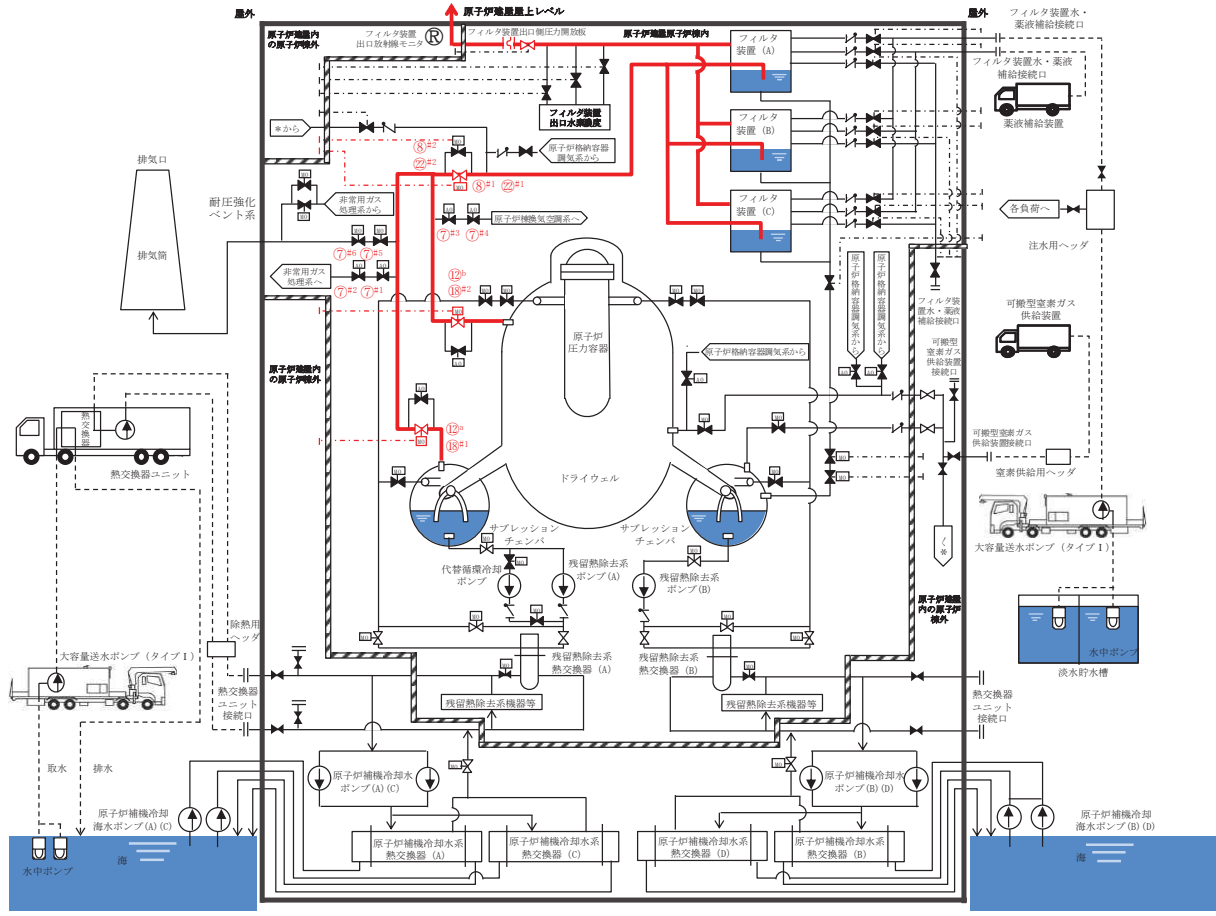
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (原子炉格納容器内へのスプレイから実施する場合)	1 中央制御室運転員A	30分 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱										操作手順	
		電源確認※1											
		系統構成※2											
		原子炉格納容器内へのスプレイ開始※2											
		原子炉圧力容器への注水開始※2											

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.7.7 図 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 タイムチャート

凡例
 — : 常設配管 - - - : ホース
 — : 原子炉格納容器フィルタ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箇所



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑦#1	ベント用 SGTS 側隔離弁	T48-A0-F020	中央制御室
⑦#2	格納容器排気 SGTS 側止め弁	T48-A0-F045	中央制御室
⑦#3	ベント用 HVAC 側隔離弁	T48-A0-F021	中央制御室
⑦#4	格納容器排気 HVAC 側止め弁	T48-A0-F046	中央制御室
⑦#5	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T48-M0-F043	中央制御室
⑦#6	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	T48-M0-F044	中央制御室
⑧#1②#1	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室 原子炉建屋 地上 1 階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧#2②#2	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室 原子炉建屋 地上 1 階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫ ^a ⑬#1	S/C ベント用出口隔離弁	T48-M0-F022	中央制御室 原子炉建屋 地下 1 階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫ ^b ⑬#2	D/W ベント用出口隔離弁	T48-M0-F019	中央制御室 原子炉建屋 地上 1 階(原子炉建屋内の原子炉棟外)

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.7.8 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む） 概要図

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
原子炉格納容器フィルタタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (系統構成)	中央制御室運転員A	15分	系統構成完了 (中央制御室から操作の場合)		操作手順
		75分	系統構成完了 (現場から操作の場合)		
	現場運転員B, C				
	1	電源確認※1			④
		系統構成※2※3			⑤～⑧
	2	移動・系統構成※3※4			⑧

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3：中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施

※4：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.7.9 図 原子炉格納容器フィルタタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) タイムチャート (系統構成)

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (S/Cベントの場合)	中央制御室運転員A	5分 減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合)	115分 減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)		操作手順 ⑫ ^a
	現場運転員B, C	ベント開始 ^{※1※2}	防護具装備 ^{※3} 移動・ベント開始 ^{※2※4}		

※1: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※2: 中央制御室からの操作ができない場合, 現場での操作を実施

※3: 防護具装備時間に見込んだ時間

※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (D/Wベントの場合)	中央制御室運転員A	5分 減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合)	115分 減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)		操作手順 ⑫ ^b
	現場運転員B, C	ベント開始 ^{※1※2}	防護具装備 ^{※3} 移動・ベント開始 ^{※2※4}		

※1: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

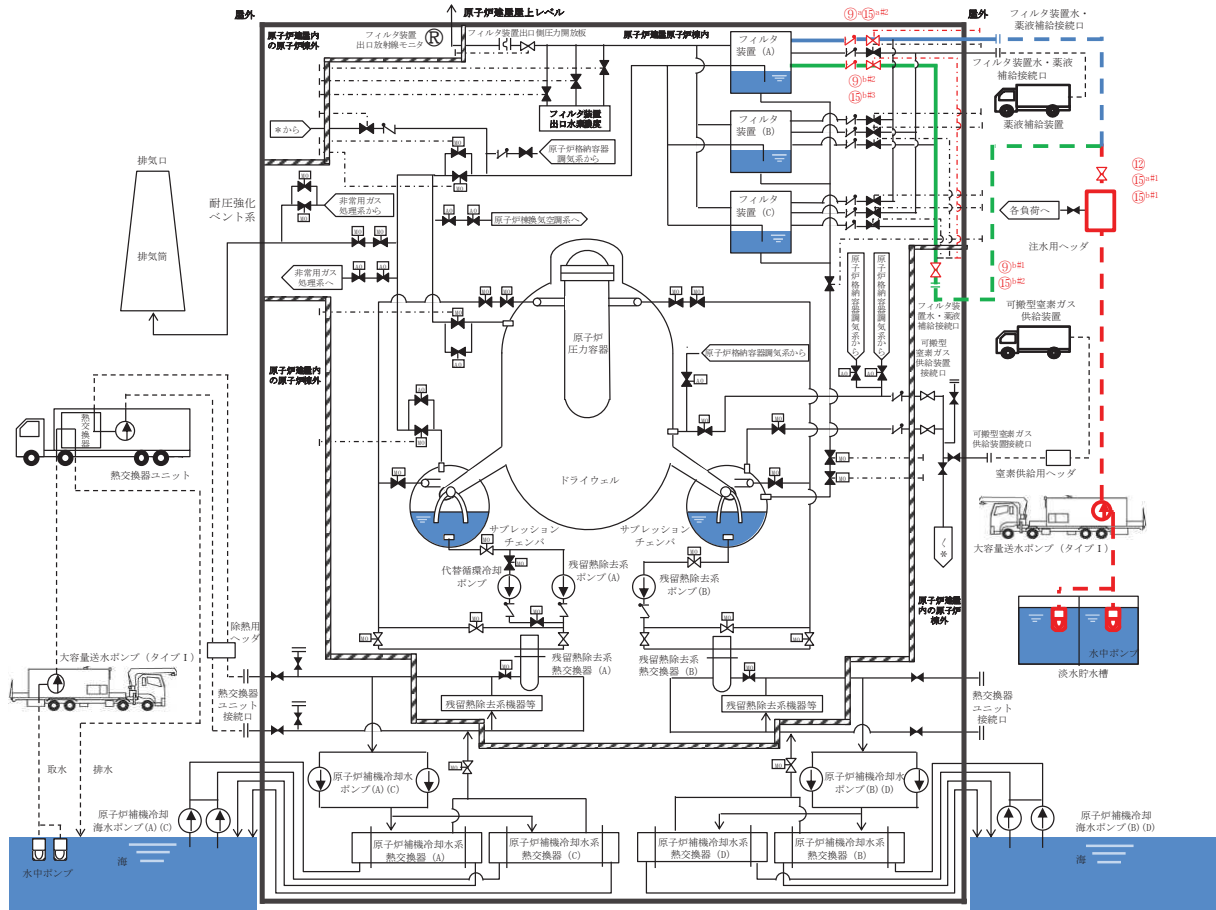
※2: 中央制御室からの操作ができない場合, 現場での操作を実施

※3: 防護具装備時間に見込んだ時間

※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

第 1.7.10 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) タイムチャート (ベント操作)

凡例
 — : 常設配管 - - - : ホース
 ⑨ : フィルタ装置への水補給で使用する箇所
 ⑩ : フィルタ装置水・薬液補給接続口 (屋外) を使用する場合
 ⑪ : フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) を使用する場合



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑨ ^a ⑮ ^a #2	フィルタ装置 (A) 屋外側重大事故時用給水ライン弁	T63-F045A	屋外
⑨ ^b #1⑮ ^b #2	建屋内事故時用給水ライン元弁	T63-F051	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑨ ^b #2⑮ ^b #3	フィルタ装置 (A) 補給水ライン弁	T63-F042A	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫⑮ ^a #1⑮ ^b #1	フィルタ装置水補給弁	P70-D001-7	屋外

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.7.11 図 フィルタ装置への水補給 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10			
フィルタ装置への水補給	中央制御室運転員A	電源確認 ^{※1}												
		1												
	現場運転員B,C	移動、扉開放(フィルタ装置水・薬液補給接続口(建屋内)を使用する場合のみ) ^{※2}												
		2												
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※※4}												
		3												
		大容量送水ポンプ(タイプI)の移動、設置 ^{※5}												
		大容量送水ポンプ(タイプI)起動 ^{※6}												
	重大事故等対応要員D~F	送水準備・送水(水張り・系統監視) ^{※6}												
		3												
ホースの敷設、接続 ^{※※7}														
5														
重大事故等対応要員G~I	送水準備・送水(水張り・系統確認) ^{※6}													
	3													
	ホースの敷設、接続 ^{※※7}													
	5													

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 大容量送水ポンプ(タイプI)の保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア

※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間と余裕を見込んだ時間

※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

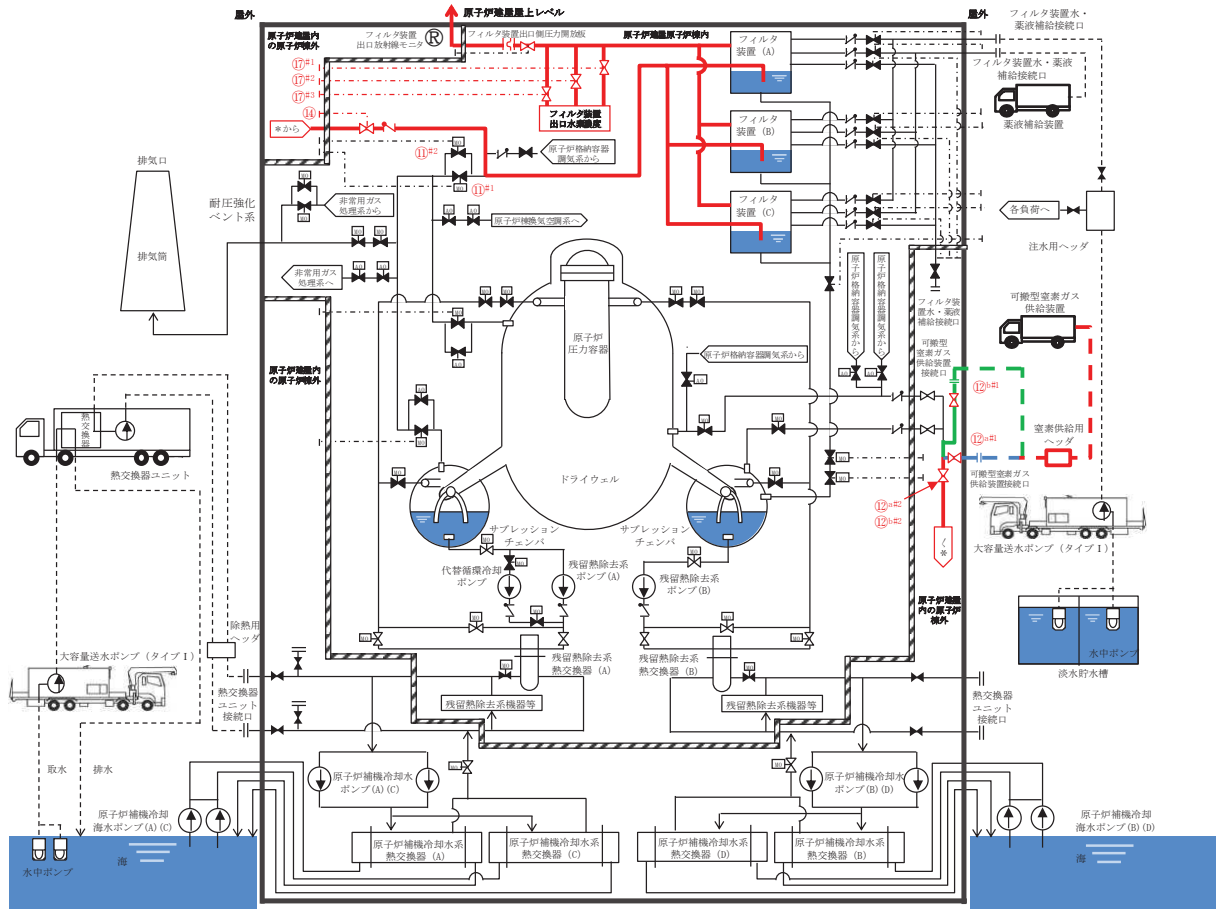
※6: 大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※7: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※8: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間と注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第1.7.12 図 フィルタ装置への水補給 タイムチャート

凡例
 ー：常設配管 - - -：ホース
 ー：原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージで使用する箇所
 ー：可搬型窒素ガス供給装置接続口（屋外）を使用する場合
 ー：可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）を使用する場合



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑪#1	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室
⑪#2	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室
⑫ ^a #1	PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F055	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫ ^b #1	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F067	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫ ^a #2⑫ ^b #2	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F066	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑭	FCVS 窒素供給ライン止め弁	T63-F035	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑰#1	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁	T63-F701	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑰#2	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁	T63-F702	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑰#3	フィルタ装置出口水素濃度計計出口弁	T63-F703	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.7.13 図 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージ 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				
原子炉格納容器フィルタバント系 停止後の窒素ガスバージ	中央制御室運転員A	電源確認 ^{※1}												操作手順	
		系統構成 ^{※2}													
		フィルタ装置出口水素濃度計起動 ^{※2}													
	現場運転員B, C	移動・扉開放(可搬型窒素ガス供給装置接続口(建屋内)を使用する場合のみ) ^{※4}													
		移動・系統構成・窒素ガス供給開始 ^{※3}													
	重大事故等対応要員A~B	可搬型窒素ガス供給装置の移動・設置 ^{※7}													
		可搬型窒素ガス供給装置の起動 ^{※8}													
		可搬型窒素ガス供給装置による窒素ガス供給準備・供給													
	重大事故等対応要員C~E	保管場所への移動 ^{※6}													
		ホースの敷設, 接続 ^{※9}													

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※4: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間

※5: 可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は, 第1保管エリア及び第4保管エリア

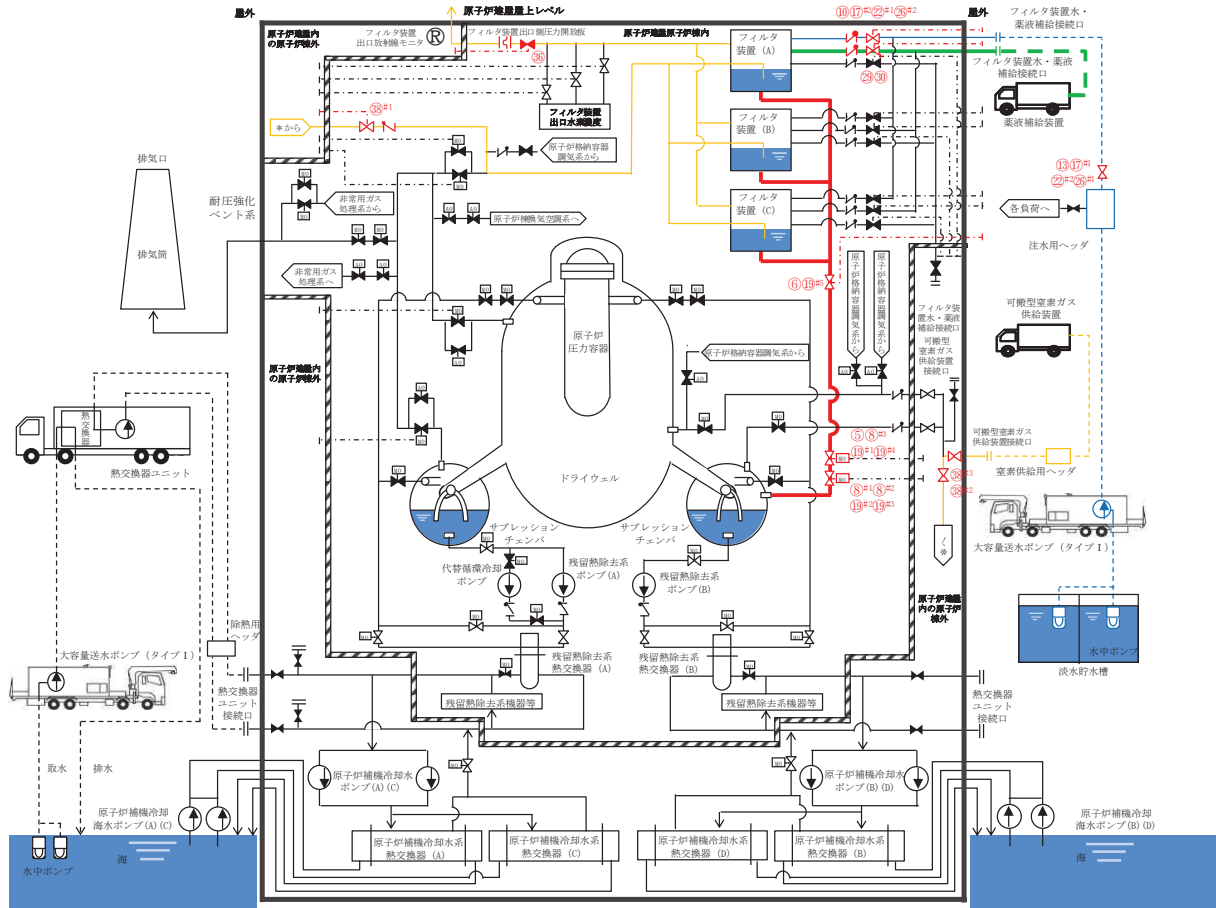
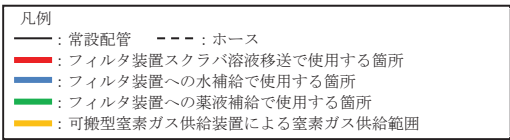
※6: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に余裕を見込んだ時間

※7: 可搬型窒素ガス供給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間

※8: 可搬型窒素ガス供給装置の設計して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

※9: ホース仕様を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.7.14 図 原子炉格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバージ タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤⑧ ^{#3} ⑱ ^{#1} ⑲ ^{#4}	FCVS 排水移送ライン第一隔離弁	T63-M0-F066	中央制御室
⑥⑱ ^{#5}	FCVS 排水移送ライン弁	T63-F109	屋外
⑧ ^{#1} ⑧ ^{#2} ⑱ ^{#2} ⑱ ^{#3}	FCVS 排水移送ライン第二隔離弁	T63-M0-F065	中央制御室
⑩⑰ ^{#2} ⑳ ^{#1} ㉑ ^{#2}	フィルタ装置 (A) 屋外側重大事故時 用給水ライン弁	T63-F045A	屋外
⑬⑰ ^{#1} ㉑ ^{#2} ㉑ ^{#1}	フィルタ装置水補給弁	P70-D001-7	屋外
㉑⑳	フィルタ装置 (A) 薬液注入ライン 弁	T63-F049A	屋外
⑳	フィルタ装置出口弁	T63-F004	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
㉑ ^{#1}	FCVS 窒素供給ライン止め弁	T63-F035	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
㉑ ^{#2}	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F066	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
㉑ ^{#3}	PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F055	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.7.15 図 フィルタ装置スクラバ溶液移送 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
フィルタ装置スクラバ溶液移送	中央制御室運転員A	20分 フィルタ装置スクラバ溶液移送開始										操作手順	
		電源確認 ^{※1}	系統構成 ^{※2}	フィルタ装置スクラバ溶液移送開始 ^{※4}									
													⑤
													⑧
	現場運転員B, C	移動, 系統構成 ^{※3}										⑥	

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

第 1.7.16 図 フィルタ装置スクラバ溶液移送 タイムチャート (1/3)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考					
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10						
フィルタ装置スクラバ溶液移送 (フィルタ装置への水補給)	中央制御室運転員A	電源確認 ^{※1}														操作手順	
		1						送水確認, 状況監視							④ ⑮		
	3	保修班員	保管場所への移動 ^{※2※3}														⑩ ⑬, ⑳
			大容量送水ポンプ(タイプI)の移動, 設置 ^{※4}														
			大容量送水ポンプ(タイプI)起動 ^{※5}														
	3	保修班員	保管場所への移動 ^{※2※3}														⑩ ⑬, ⑳
			ホースの敷設, 接続 ^{※2※6}														
	3	保修班員	注水用ヘッダ運搬, 設置 ^{※7}														⑩
			ホースの敷設, 接続 ^{※2※6}														

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 大容量送水ポンプ(タイプI)の保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア及び第4保管エリア, ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※3: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※4: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動時間として, 第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプI)の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※7: 注水用ヘッダの運搬距離として, 第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間と注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.7.16 図 フィルタ装置スクラバ溶液移送 タイムチャート (2/3)

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
5分 FCYS排水移送ライン洗浄開始													
フィルタ装置スクラバ溶液移送 (FCYS排水移送ライン洗浄)	1 中央制御室運転員A												⑱

※1：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10		
230分 フィルタ装置への薬液補給開始													
電源確認※1	1 中央制御室運転員A												①
補給確認, 状況監視													⑳
保管場所への移動※2※3													
薬液補給装置による薬液の補給・運搬※4※5	2 保修班員A, B												㉑
ホースの敷設, 接続※6													
補給準備, 薬液補給装置の起動, 補給※4													㉒

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：薬液補給装置の保管場所は、第1保管エリア及び第4保管エリア

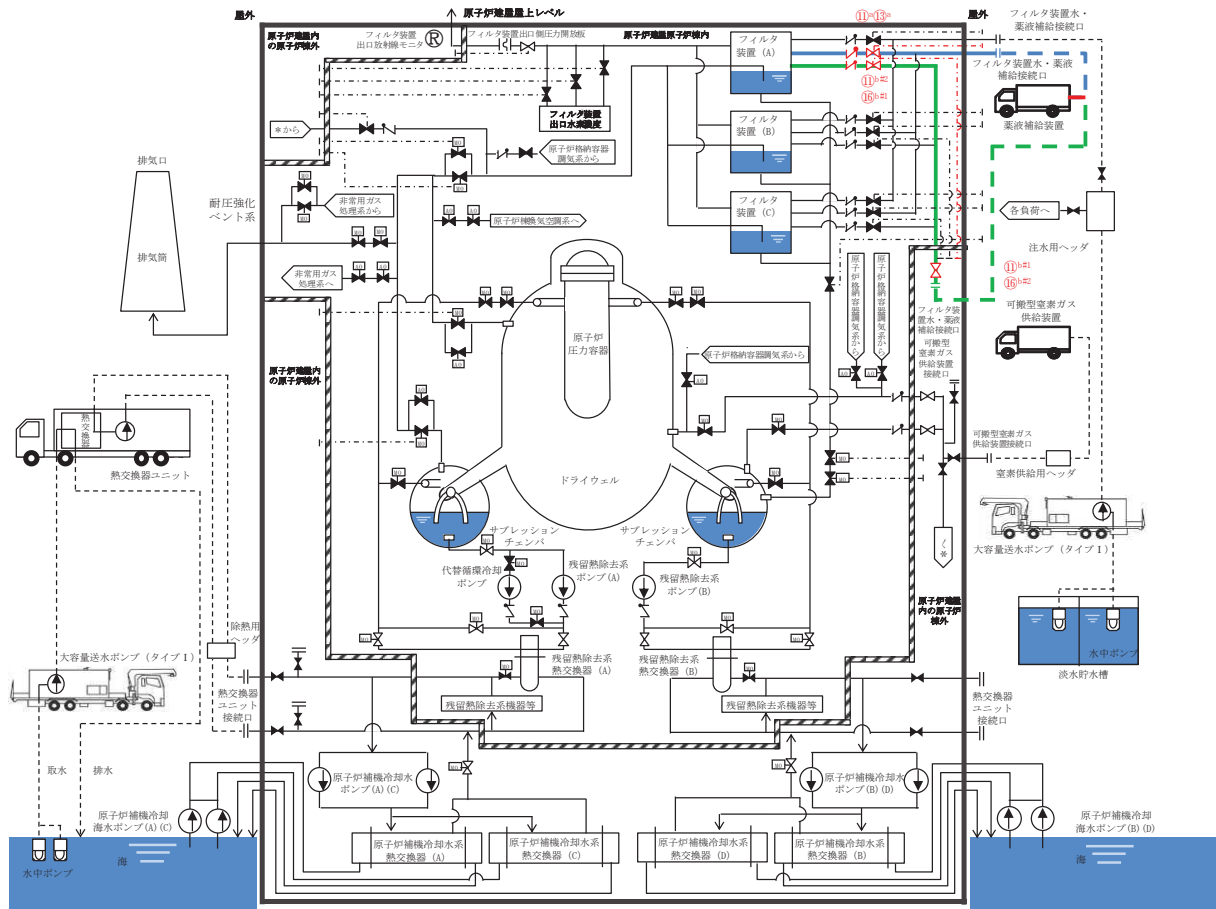
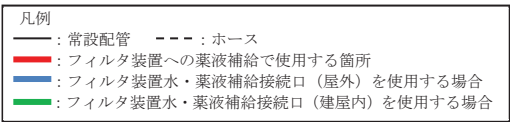
※3：緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に見込んだ時間

※4：薬液補給装置の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

※5：薬液補給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した時間と薬液補給装置の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

※6：類似ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.7.16 図 フィルタ装置スクラバ溶液移送 タイムチャート (3/3)

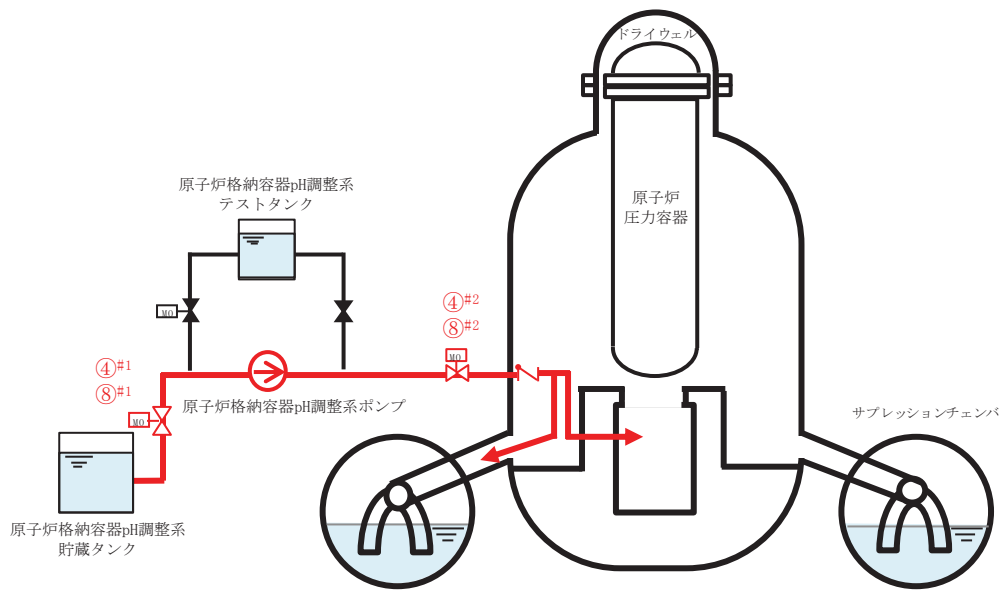


操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑪ ^a ⑩ ^a	フィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁	T63-F049A	屋外
⑪ ^{b#1} ⑩ ^{b#2}	建屋内事故時用給水ライン元弁	T63-F051	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑪ ^{b#2} ⑩ ^{b#1}	フィルタ装置 (A) 補給水ライン弁	T63-F042A	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.7.17 図 フィルタ装置への薬液補給 概要図

凡例
 — : 常設配管
 — : 原子炉格納容器 pH 調整で使用する箇所



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④#1⑧#1	PHCS ポンプ吸込弁	T81-M0-F002	中央制御室
④#2⑧#2	PHCS 注入第二隔離弁	T81-M0-F004	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.7.19 図 原子炉格納容器内 pH 調整 概要図

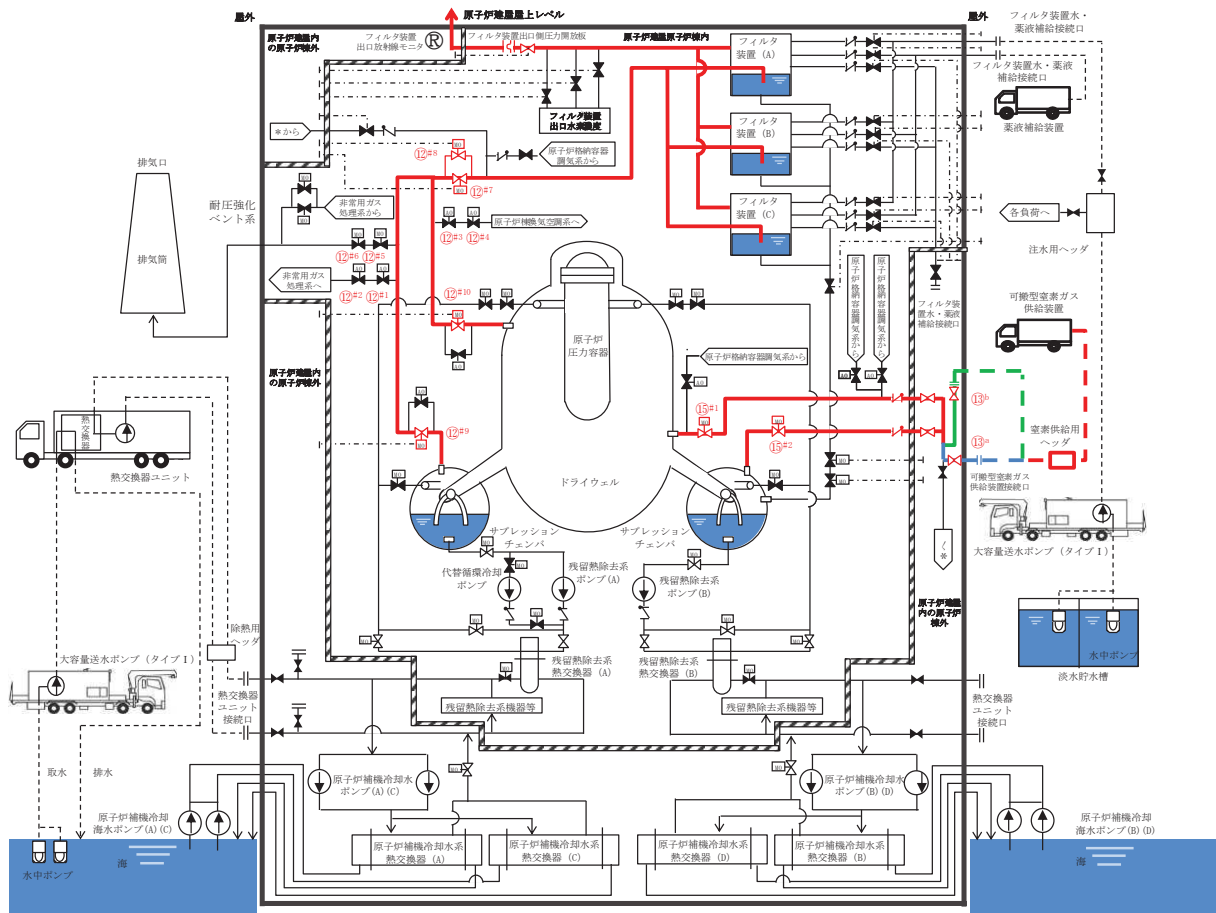
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100			
原子炉格納容器内pH調整	中央制御室運転員A 1	20分 薬液注入開始										操作手順		
		電源確認※1												②
		系統構成※2												③, ④
			注入開始※2											⑥, ⑦

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.7.20 図 原子炉格納容器内 pH 調整 タイムチャート

- 凡例
- : 常設配管 - - - : ホース
 - (赤線) : 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給で使用する箇所
 - (青線) : 可搬型窒素ガス供給装置接続口 (屋外) を使用する場合
 - (緑線) : 可搬型窒素ガス供給装置接続口 (建屋内) を使用する場合



第 1.7.21 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給概要図 (1/2)

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑫ ^{#1}	ベント用 SGTS 側隔離弁	T48-A0-F020	中央制御室
⑫ ^{#2}	格納容器排気 SGTS 側止め弁	T48-A0-F045	中央制御室
⑫ ^{#3}	ベント用 HVAC 側隔離弁	T48-A0-F021	中央制御室
⑫ ^{#4}	格納容器排気 HVAC 側止め弁	T48-A0-F046	中央制御室
⑫ ^{#5}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T48-M0-F043	中央制御室
⑫ ^{#6}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	T48-M0-F044	中央制御室
⑫ ^{#7}	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室
⑫ ^{#8}	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室
⑫ ^{#9}	S/C ベント用出口隔離弁	T48-M0-F022	中央制御室
⑫ ^{#10}	D/W ベント用出口隔離弁	T48-M0-F019	中央制御室
⑬ ^a	PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F055	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑬ ^b	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F067	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑮ ^{#1}	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	T48-M0-F011	中央制御室
⑮ ^{#2}	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	T48-M0-F063	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.7.21 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給概要図 (2/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考					
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10						
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	中央制御室運転員A	電源確認※1													操作手順		
		1															
	現場運転員B, C	移動・扉開放(可搬型窒素ガス供給装置接続口(建屋内)を使用する場合のみ)※4															
		2															
	重大事故等対応要員A~B	保管場所への移動※5※6															
		2															
	重大事故等対応要員C~E	可搬型窒素ガス供給装置の移動・設置※7															
		2															
	重大事故等対応要員C~E	可搬型窒素ガス供給装置の起動※8															
		3															
		保管場所への移動※5※6															
		ホースの敷設, 接続※9															

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

※4: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に見込んだ時間

※5: 可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は, 第1保管エリア及び第4保管エリア

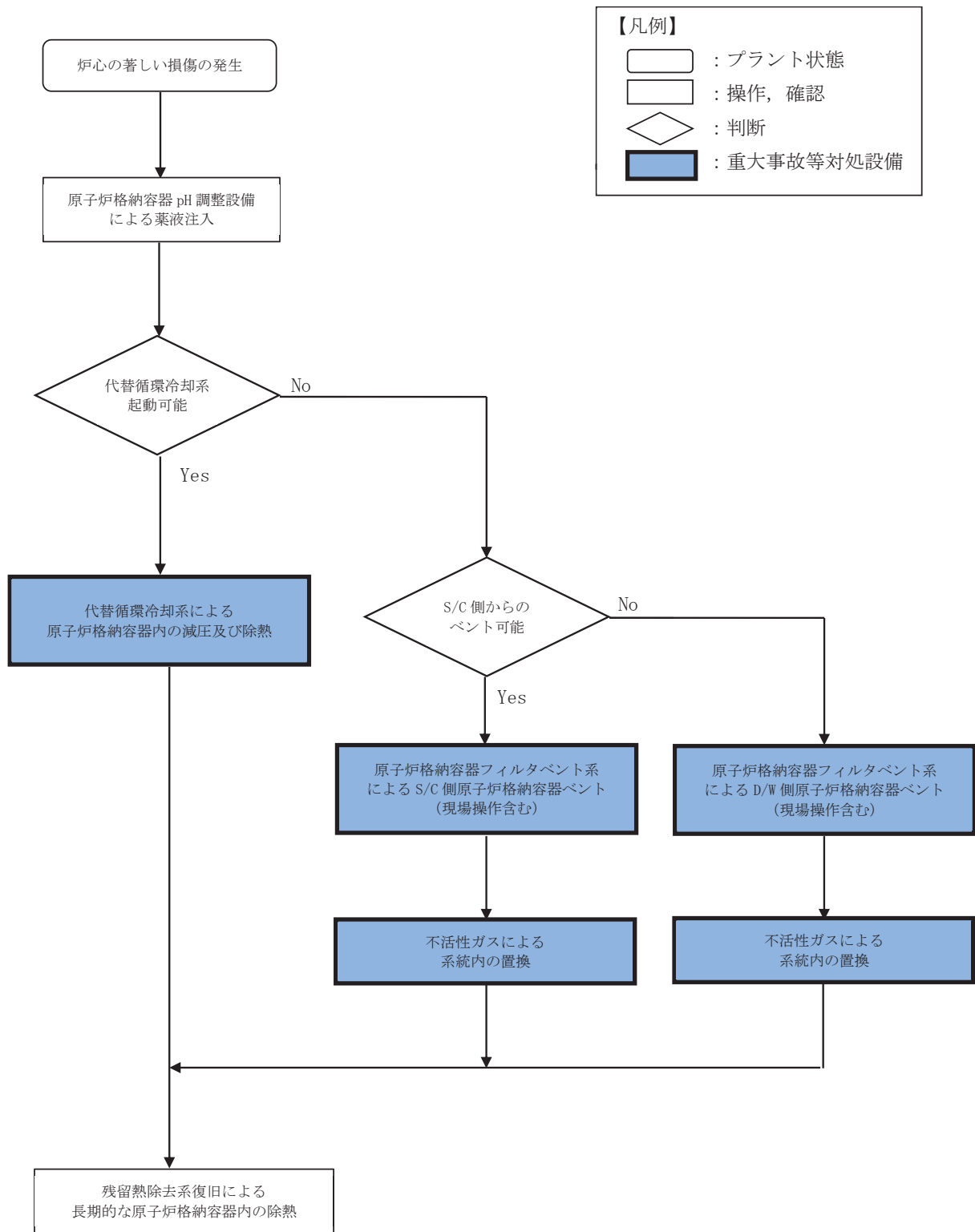
※6: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に見込んだ時間

※7: 可搬型窒素ガス供給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に見込んだ時間

※8: 可搬型窒素ガス供給装置の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

※9: ホース仕様を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.7.22 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート



第 1.7.23 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/5）

技術的能力審査基準（1.7）	番号	設置許可基準規則（50条）	技術基準規則（65条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 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の過圧による破損を防止するため、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（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。 3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（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による破損を防止するために必要な機能をいう。）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なければならない。</p>	<p>【本文】 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の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第二条第二項第三十七号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）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に必要な設備を施設しなければならない。 2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を施設しなければならない。 3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（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による破損を防止するために必要な機能をいう。）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なければならない。</p>	⑨
<p>【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「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に必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第2条第2項第37号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）を維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第2条第2項第37号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）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に必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 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又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	<p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	⑩
<p>b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。</p>	③	<p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p>	<p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p>	—
<p>(2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。</p>	④	<p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	⑪
<p>(3) 現場操作等 a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p>	⑤	<p>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p>	<p>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p>	—
<p>b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。</p>	⑥	<p>b) 上記3 a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p>	<p>b) 上記3 a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p>	⑫

※1：「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）

※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

技術的能力審査基準 (1.7)	番号	設置許可基準規則 (50 条)	技術基準規則 (65 条)	番号
c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。	⑦	ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	⑬
(4) 放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	⑧	iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器 (例えば SGTs) や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器 (例えば SGTs) や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	⑭
		iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	⑮
		v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	⑯
		vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	⑰
		vii) ラブチャージャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャージャーディスク (原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの) を使用する場合はラブチャージャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。	vii) ラブチャージャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャージャーディスク (原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの) を使用する場合はラブチャージャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。	⑱
		viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。	viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。	⑲
		ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	⑳
		4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	㉑

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

※2: フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) へホースを接続する場合に必要な要員

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

 : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
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	代替循環冷却ポンプ	新設	① ③ ⑨ ⑩	-	-	-	-	-	-
	原子炉補機代替冷却水系	既設							
	残留熱除去系熱交換器	新設							
	大容量送水ポンプ (タイプ I)	新設							
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系 配管・弁・ストレナ	既設 新設							
	補給水系 配管・弁	既設 新設							
	スプレイ管	既設							
	ホース・接続口	新設							
	原子炉圧力容器	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
	淡水貯水槽 (No. 1) ※1	新設							
	淡水貯水槽 (No. 2) ※1	新設							

※1 : 「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)

※2 : フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) へホースを接続する場合に必要な要員

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/5）

■：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考	
原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）	フィルタ装置	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑱ ⑳ ㉑	原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）	薬液補給装置	可搬	230分	3名 (5名※2)	自主対策とする理由は本文参照	
	フィルタ装置出口側圧力開放板	新設			排水設備	常設	20分	3名	自主対策とする理由は本文参照	
	遠隔手動弁操作設備	新設								
	ホース延長回収車	新設								
	可搬型窒素ガス供給装置	新設								
	原子炉格納容器調気系配管・弁	既設 新設								
	原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁	既設 新設								
	ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口	新設								
	ホース・注水用ヘッダ・接続口	新設								
	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）	既設								
	大容量送水ポンプ（タイプI）	新設								
	淡水貯水槽（No.1）※1	新設								
	淡水貯水槽（No.2）※1	新設								
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設								
	常設代替直流電源設備	新設								
可搬型代替直流電源設備	新設									

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

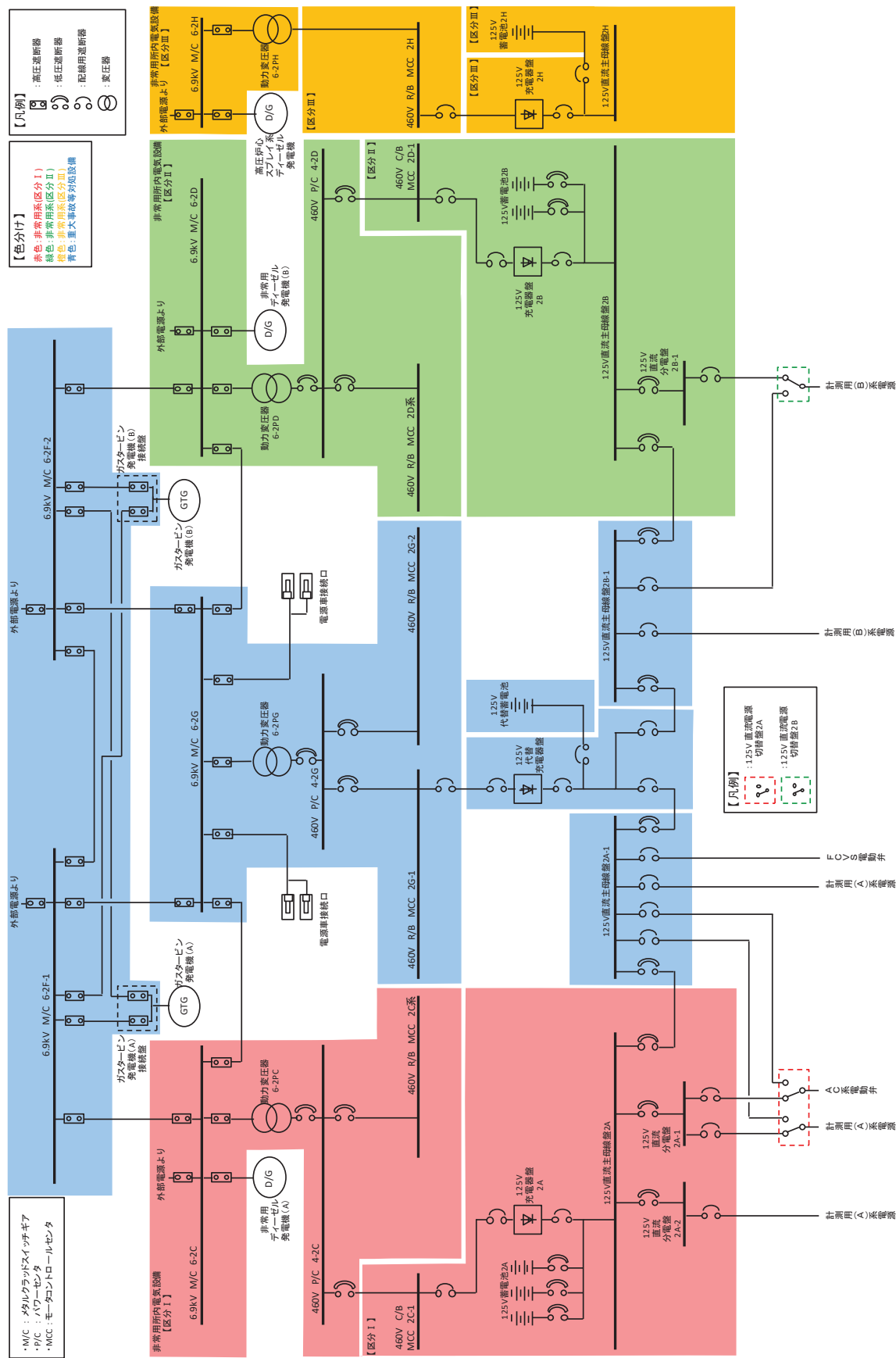
※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/5)

■：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
不活性ガス 系統内の置換	可搬型窒素ガス供給装置	新設	① ⑨ ⑬	-	-	-	-	-	-
	ホース・窒素供給用ヘッド・接続口	新設							
	原子炉格納容器調気系配管・弁	新設							
	原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁	新設							
	フィルタ装置	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
-	-	-	-	原子炉格納容器 負圧破損の防止	可搬型窒素ガス供給装置	可搬	315分	8名	自主対策とする理由は本文参照
					ホース・窒素供給用ヘッド・接続口	常設可搬			
					原子炉格納容器調気系配管・弁	常設			
					原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁	常設			
					原子炉格納容器	常設			
					フィルタ装置	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			
-	-	-	-	原子炉格納容器内 PH調整	原子炉格納容器pH調整系ポンプ	常設	薬液注入開始まで 20分	1名	自主対策とする理由は本文参照
					原子炉格納容器pH調整系貯蔵タンク	常設			
					原子炉格納容器pH調整系配管・弁	常設			
					原子炉格納容器	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			

※1：「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】 1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）
 ※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員



第2図 電源構成図 (直流通源)

重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器フィルタ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）

(1) 操作概要

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱は、中央制御室からの操作により実施するが、原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁（電動弁）を中央制御室から操作できない場合は、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作を行う。

(2) 作業場所

S/C ベント：原子炉建屋 地上 1 階，地下 1 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）

D/W ベント：原子炉建屋 地上 1 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）

(3) 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタ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）のうち、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

なお、S/C ベント及び D/W ベントに必要な時間は同じである。

必要要員数：2 名（現場運転員 2 名）

想定時間：170 分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（自給式呼吸器，個人線量計，ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

2. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給

(1) 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への水補給が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への水補給を実施する。

(2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺及び原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への水補給のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：11 名（現場運転員 2 名^{*}及び重大事故等対応要員 9 名）

想定時間：380 分（訓練実績等）

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

(4) 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下におい

て、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。注水操作は、中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバ（固定）及びトランシーバ（携帯）を用いることにより、円滑な連絡が可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置



ホースの敷設、接続



注水用ヘッドへのホース接続



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動



弁操作

3. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズ

(1) 可搬型窒素ガス供給装置の設置，ホースの敷設及び接続

a. 操作概要

原子炉格納容器ベント停止後において，スクラバ溶液に捕集された放射性物質による水の放射線分解で発生する水素ガス及び酸素ガスを排出するため，原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパーズを実施する。

窒素ガスの供給は可搬型窒素ガス供給装置で行い，当該装置を原子炉格納容器調気系にホースで接続する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズのうち，可搬型窒素ガス供給装置の設置，ホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：5名（重大事故等対応要員5名）

想定時間：300分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから，防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから，夜間においてもアクセス可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型窒素ガス供給装置からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，容易に実施可能である。また，作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ

a. 操作概要

可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続後、窒素供給弁を操作し、原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。

また、原子炉格納容器フィルタベント系への窒素ガスによるパージ中に原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度を測定するため、フィルタ装置出口水素濃度計の系統構成を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上1階（原子炉建屋内の原子炉棟外）

c. 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージのうち、フィルタ装置の窒素ガスパージ操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：15分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（自給式呼吸器、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

4. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置スクラバ溶液移送

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置スクラバ溶液移送

a. 操作概要

フィルタ装置スクラバ溶液移送が必要な状況において、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により FCVS 排水移送ライン弁を全開とし、フィルタ装置スクラバ溶液移送に必要な系統構成を実施する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置スクラバ溶液移送のうち、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員）

想定時間：15分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており夜間における作業性を確保している。汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備している。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給

a. 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への水補給が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

保守班員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への水補給を実施する。

b. 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺及び原子炉建屋周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への水補給のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：9名（保守班員9名）

想定時間：380分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。注水操作は，中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが，衛星電話（固定），衛星電話（携帯），トランシーバ（固定）及びトランシーバ（携帯）を用いることにより，円滑な連絡が可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置



ホースの敷設，接続



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動



弁操作

(3) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への薬液補給

a. 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への薬液補給が必要な状況において、プラント状況から薬液補給装置の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

保修班員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への薬液補給を実施する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への薬液補給のうち、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（保修班員2名）

想定時間：230分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。

操作性：薬液補給装置からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

5. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への薬液補給

(1) 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への薬液補給が必要な状況において、プラント状況から薬液補給装置の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への薬液補給を実施する。

(2) 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への薬液補給のうち、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（現場運転員2名^{*}及び重大事故等対応要員2名）

想定時間：230分（訓練実績等）

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

(4) 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。

操作性：薬液補給装置からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の手操作と同様であるため、容易に実施可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の手連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の手連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

1. 判断基準の解釈一覧

	手順	判断基準記載内容	解釈
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	b. フィルタ装置への水補給	フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合	フィルタ装置の水位が [] を下回ると判断した場合
(2) 原子炉格納容器フィルターベント	d. フィルタ装置スクラバ溶液移送	サプレッションチェンバの圧力が規定値以下	圧力抑制室圧力指示値が [] 以下
系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）	e. フィルタ装置への薬液補給	フィルタ装置への水補給を行う場合	フィルタ装置の水位が [] を下回ると判断し、フィルタ装置への水補給を実施した場合

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧

手順		操作手順記載内容		解釈	
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) 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	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	代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇	代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇 (150m ³ /h 程度)	代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇 (150m ³ /h 程度)	
	原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを開始	原子炉格納容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを開始	原子炉格納容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを開始	原子炉格納容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを開始 (150m ³ /h 程度) 及び残留熱除去系洗浄ライン流量指示値にて 50 m ³ /h 程度	
	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) 原子炉格納容器フィルターベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)	a. 原子炉格納容器フィルターベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱 (現場操作含む) b. フィルタ装置への水補給	フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内	フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内	フィルタ装置の水位が []
	原子炉格納容器フィルターベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)	c. 原子炉格納容器フィルターベント系停止後の窒素ガスパージ d. フィルタ装置スクラバ溶液移送	通常水位範囲内に到達	通常水位範囲内に到達	フィルタ装置の水位が []
	原子炉格納容器フィルターベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)	e. フィルタ装置への薬液補給	窒素ガスの供給を実施	窒素ガスの供給装置流量 (220Nm ³ /h) にて注入を実施	可搬型窒素ガス供給装置流量 (220Nm ³ /h) にて注入を実施
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 (3) 原子炉格納容器内 pH 調整	—	通常水位範囲内に到達 規定量の薬液 規定量の薬液	通常水位範囲内に到達 規定量の薬液 規定量の薬液	フィルタ装置の水位が [] [] [] 以上注入されたことを原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク水位指示値にて確認後	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧 (1/2)

弁番号	弁名称	操作場所
T48-A0-F020	ベント用 SGTs 側隔離弁	中央制御室
E11-M0-F083	代替循環冷却ポンプバイパス弁	中央制御室
E11-M0-F082	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F080	代替循環冷却ポンプ吸込弁	中央制御室
E11-M0-F010A	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F004A	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	中央制御室
E11-M0-F009A	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F003A	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	中央制御室
P13-M0-F070	T/B 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F071	R/B B1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F171	R/B 1F 緊急時隔離弁	中央制御室
E11-M0-F086	RHR MUWC 連絡第一弁	中央制御室
E11-M0-F087	RHR MUWC 連絡第二弁	中央制御室
E11-M0-F004B	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	中央制御室
E11-M0-F062B	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	中央制御室
T48-A0-F045	格納容器排気 SGTs 側止め弁	中央制御室
T48-A0-F021	ベント用 HVAC 側隔離弁	中央制御室
T48-A0-F046	格納容器排気 HVAC 側止め弁	中央制御室
T48-M0-F043	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	中央制御室
T48-M0-F044	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	中央制御室
T63-M0-F001	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-M0-F002	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-M0-F022	S/C ベント用出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地下 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-M0-F019	D/W ベント用出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-M0-F063	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	中央制御室
T48-M0-F011	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	中央制御室
T63-F042A	フィルタ装置 (A) 補給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F042B	フィルタ装置 (B) 補給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F042C	フィルタ装置 (C) 補給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

3. 弁番号及び弁名称一覧 (2/2)

弁番号	弁名称	操作場所
T63-F045A	フィルタ装置(A)屋外側重大事故時用水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F045B	フィルタ装置(B)屋外側重大事故時用水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F045C	フィルタ装置(C)屋外側重大事故時用水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F051	建屋内事故時用水ライン元弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F701	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F702	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F703	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F055	PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F066	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F067	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F035	FCVS 窒素供給ライン止め弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-M0-F066	FCVS 排水移送ライン第一隔離弁	中央制御室
T63-M0-F065	FCVS 排水移送ライン第二隔離弁	中央制御室
T63-F109	FCVS 排水移送ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F004	フィルタ装置出口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上2階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F049A	フィルタ装置(A)薬液注入ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F049B	フィルタ装置(B)薬液注入ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F049C	フィルタ装置(C)薬液注入ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T81-M0-F002	PHCS ポンプ吸込弁	中央制御室
T81-M0-F004	PHCS 注入第二隔離弁	中央制御室

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

< 目次 >

1.8.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備

(a) 原子炉格納容器下部注水

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 手順等

1.8.2 重大事故等時の手順

1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

(1) 原子炉格納容器下部注水

a. 原子炉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

b. 原子炉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

c. 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水

d. 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

e. 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

f. ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水

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

a. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

c. ろ過水ポンプによる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

e. 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

f. 制御棒駆動水压系による原子炉圧力容器への注水

1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

添付資料 1.8.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.8.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.8.3 重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

添付資料 1.8.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、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、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

- a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止

- a) 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するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）を抑制すること及び溶融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止することにより原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する対処設備を整備する。

また、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するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備を整備する。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.8.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCI による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する必要がある。

また、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ため、原子炉圧力容器へ注水する必要がある。

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却及び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ための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

なお、対応手段の選定は電源の有無に依存しないことから、交流電源を確保するための対応手段を含めることとする。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備*を選定する。

※自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十一条及び技術基準規則第六十六条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.8.1 表に整理する。

a. 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段及び設備

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器の破損に至る可能性がある場合、あらかじめ原子炉格納容器下部に注水しておくことで、原子炉圧力容器が破損に至った場合においても、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却性を向上させ、MCCI の抑制及び熔融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触防止を図る。

また、原子炉圧力容器破損後は原子炉格納容器下部に注水を継続することで、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冠水冷却し、MCCI の抑制及び溶融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触防止を図る。

(a) 原子炉格納容器下部注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、原子炉格納容器下部へ注水する手段がある。

i. 原子炉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

原子炉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で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・補給水系 配管・弁
- ・高圧炉心スプレー系 配管・弁
- ・燃料プール補給水系 弁
- ・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
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・代替所内電気設備

ii. 原子炉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

原子炉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で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・淡水貯水槽（No. 1）
- ・淡水貯水槽（No. 2）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッダ・接続口
- ・補給水系 配管・弁
- ・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
- ・燃料補給設備

なお、原子炉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は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

iii. 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水

代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却ポンプ
- ・サプレッションチェンバ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・補給水系 配管・弁
- ・スプレイ管
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉格納容器
- ・原子炉補機代替冷却水系
- ・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

iv. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・スプレイ管
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・燃料プール補給水系 弁
- ・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
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・代替所内電気設備

v. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下

部への注水

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・淡水貯水槽（No. 1）
- ・淡水貯水槽（No. 2）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッド・接続口
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・スプレイ管
- ・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
- ・燃料補給設備

なお、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

vi. ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水

ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・ろ過水系 配管・弁
- ・補給水系 配管・弁
- ・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

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉格納容器下部注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、補給水系配管・弁、高圧炉心スプレイ系配管・弁、燃料プール補給水系弁、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、所内常設蓄電式直流電源設備、代替所内電気設備、大容量送水

ポンプ（タイプ I）、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッド・接続口、燃料補給設備、代替循環冷却ポンプ、原子炉補機代替冷却水系、残留熱除去系熱交換器、サプレッションチェンバ、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ、スプレイ管、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器は重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は「1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】 1b) 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。

（添付資料 1. 8. 1）

以上の重大事故等対処設備により原子炉格納容器下部に落下した熔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。

- ・ろ過水ポンプ、ろ過水タンク、ろ過水系 配管・弁

耐震性が確保されておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが、ろ過水系が健全であれば、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する手段として有効である。

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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、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ため、原子炉圧力容器へ注水する手段がある。

i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・燃料プール補給水系 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
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・代替所内電気設備

ii. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

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は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・淡水貯水槽（No. 1）
- ・淡水貯水槽（No. 2）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッド・接続口
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 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
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

iii. ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

ろ過水ポンプ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。

- ・ろ過水ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・ろ過水系 配管・弁
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 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
- ・代替所内電気設備

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
- ・復水貯蔵タンク
- ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁
- ・主蒸気系 配管
- ・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
- ・補給水系 配管
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・燃料プール補給水系 弁
- ・原子炉冷却材浄化系 配管
- ・復水給水系 配管・弁・スパーージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備

また、上記所内常設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
- ・可搬型代替交流電源設備

v. 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は以下のとおり。

- ・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
- ・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

vi. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

制御棒駆動水圧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。

- ・制御棒駆動水ポンプ
- ・復水貯蔵タンク

- ・制御棒駆動水圧系 配管・弁
- ・補給水系 配管
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・常設代替交流電源設備

(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）（復水移送ポンプ）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、復水貯蔵タンク、補給水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、高圧炉心スプレイ系配管・弁、燃料プール補給水系弁、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、所内常設蓄電式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。

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、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッド・接続口、補給水系配管・弁、残留熱除去系配管・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、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。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 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、復水貯蔵タンク、高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管、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、補給水系配管、高圧炉心スプレイ系配管・弁、燃料プール補給水系弁、原子炉冷却材浄化系配管、復水給水系配管・弁・スパージャ、原子炉圧力容器、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備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、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。

（添付資料 1.8.1）

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。

- ・ろ過水ポンプ，ろ過水タンク，ろ過水系 配管・弁

耐震性が確保されておらず，復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが，ろ過水系が健全であれば，原子炉圧力容器への注水手段として有効である。

- ・制御棒駆動水圧系

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。

c. 手順等

上記「a. 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段及び設備」及び「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」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員及び重大事故等対応要員の対応として，非常時操作手順書（シビアアクシデント），非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める（第 1.8.1 表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.8.2 表，第 1.8.3 表）。

（添付資料 1.8.2）

1.8.2 重大事故等時の手順

1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順

(1) 原子炉格納容器下部注水

a. 原子炉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

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原子炉格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際は、サプレッションプールの水位が外部水源注水量限界に到達しないようにするため、ドライウェル水位を 0.02m～0.23m に維持する。

(a) 手順着手の判断基準

[原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合。

[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※1} 及び破損によるパラメータの変化^{※2} により原子炉圧力容器の破損を判断した場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※2：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉格納容器下部温度の上昇又は喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

(b) 操作手順

原子炉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手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8.1 図、第 1.8.2 図及び第 1.8.3 図に、概要図を第 1.8.6 図に、タイムチャートを第 1.8.7 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。

- ② 中央制御室運転員 A は、原子炉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に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として CRD 復水入口弁^{*1}、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁^{*2}、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ※1：制御棒駆動水圧系に異常がなく、制御棒駆動水ポンプを運転する場合は CRD 復水入口弁を全開のままとする。
- ※2：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。
- ④ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプの水源確保として復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作）を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプの起動操作を実施し、復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉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の系統構成として、原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁の全開操作を実施し、発電課長に原子炉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の準備完了を報告する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に原子炉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開始を指示する。
- ⑧^a 原子炉格納容器下部への初期水張りの場合
中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁の開操作を実施し、原子炉格納容器下部注水流量指示値の上昇（70m³/h）並びに原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の位置表示により注水されたことを確認し、発電課長に報告する。
なお、ドライウエル水位にて 0.23m 到達後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。
- ⑧^b 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合
中央制御室運転員 A は、ドライウエル水位にて 0.02m に水位があることを表すランプが消灯した場合、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁を開し、崩壊熱除去に必要な注水流量（50m³/h）で注水を開始する。ドライウエル水位にて 0.23m に水位があることを表すランプが点灯した場合、注水を停止する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで 15 分以内で可能である。

- b. 原子炉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
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原子炉格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際は、サブレーションプールの水位が外部水源注水量限界に到達しないようにするため、ドライウェル水位を 0.02m～0.23m に維持する。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

(a) 手順着手の判断基準

[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※1} 及び破損によるパラメータの変化^{※2} により原子炉圧力容器の破損を判断した場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※2：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉格納容器下部温度の上昇又は喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

(b) 操作手順

原子炉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手順の概要（原子炉・格納容器下部注水接続口（北）使用）は以下のとおり。（原子炉・格納容器下部注水接続口（東）を使用して原子炉格納容器下部へ注水する手順も同様）。手順の対応フローを第 1.8.2 図及び第 1.8.3 図に、概要図を第 1.8.8 図に、タイムチャートを第 1.8.9 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉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準備のため、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホース敷設及び接続を依頼する。

- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉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に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、復水補給水系バイパス流防止として、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁の全開操作を実施し、発電課長に原子炉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の準備完了を報告する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を行い、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は、系統構成完了を確認後、大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を発電所対策本部に依頼する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動後、原子炉・格納容器下部注水弁及び緊急時原子炉北側外部注水入口弁の全開操作を実施し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑨ 発電課長は、運転員に原子炉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開始を指示する。
- ⑩ 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合
中央制御室運転員 A は、ドライウェル水位にて 0.02m に水位があることを表すランプが消灯した場合、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁を開し、崩壊熱除去に必要な注水流量（50m³/h）で注水を開始する。ドライウェル水位にて 0.23m に水位があることを表すランプが点灯した場合、注水を停止する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水開始まで 385 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

（添付資料 1.8.3）

c. 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため代替循環冷却系により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。

(a) 手順着手の判断基準

[原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合。

[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※1} 及び破損によるパラメータの変化^{※2} により原子炉圧力容器の破損を判断した場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※2：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉格納容器下部温度の上昇又は喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

(b) 操作手順

代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8.1 図、第 1.8.2 図及び第 1.8.3 図に、概要図を第 1.8.10 図及び第 1.8.12 図に、タイムチャートを第 1.8.11 図及び第 1.8.13 図に示す。

[ペデスタル注水配管使用の場合]

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部へ

の注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。

- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、復水移送ポンプが運転中の場合は停止し、代替循環冷却ポンプバイパス弁の全閉を確認、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作、代替循環冷却ポンプ流量調整弁の開操作並びに代替循環冷却ポンプ吸込弁、RHR MUWC 連絡第一弁、RHR MUWC 連絡第二弁及び原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁の全開操作を実施し、発電課長に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。
- ④ 発電課長は、運転員に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、代替循環冷却ポンプを起動し、速やかに原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁の全開操作及び代替循環冷却ポンプ流量調整弁を開とし、代替循環冷却系の運転を開始する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、RHR 熱交換器 (A) バイパス弁の全閉操作を実施する。
- ⑦^a 原子炉格納容器下部への初期水張りの場合
中央制御室運転員 A は、代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇 ($80\text{m}^3/\text{h}$) 並びに原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の位置表示により注水されたことを確認し、注水を継続するとともに、発電課長に報告する。
- ⑦^b 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合
中央制御室運転員 A は、代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇 ($80\text{m}^3/\text{h}$) を確認し、注水を継続するとともに、発電課長に報告する。

[スプレイ管使用の場合]

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイに必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、代替循環冷却ポンプバイパス弁の全閉を確認、代替循環冷却ポンプ流量調整弁の開操作並びに代替循環冷却ポンプ吸込弁及び RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全開操作を実施し、発電課長に代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。
- ④ 発電課長は、運転員に代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始を指示する。

- ⑤ 中央制御室運転員 A は、代替循環冷却ポンプを起動し、速やかに RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁の全開操作及び代替循環冷却ポンプ流量調整弁を開とし、代替循環冷却系の運転を開始する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、RHR 熱交換器 (A) バイパス弁の全閉操作を実施する。
- ⑦^a 原子炉格納容器下部への初期水張りの場合
中央制御室運転員 A は、代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇 (88m³/h) 並びに原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の位置表示により注水されたことを確認し、注水を継続するとともに、発電課長に報告する。
- ⑦^b 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合
中央制御室運転員 A は、代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇 (88m³/h) を確認し、注水を継続するとともに、発電課長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで 20 分以内で可能である。

d. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) により原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際は、サブレーションプールの水位が外部水源注水量限界に到達しないようにするため、ドライウエル水位を 0.02m~0.23m に維持する。

(a) 手順着手の判断基準

[原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合。

[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候^{*1} 及び破損によるパラメータの変化^{*2} により原子炉圧力容器の破損を判断した場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※2：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉格納容器下部温度の上昇又は喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

(b) 操作手順

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水手順の概要（残留熱除去系 A 系配管使用）は以下のとおり。（残留熱除去系 B 系配管を使用した原子炉格納容器下部への注水手順も同様）。手順の対応フローを第 1.8.1 図、第 1.8.2 図及び第 1.8.3 図に、概要図を第 1.8.14 図に、タイムチャートを第 1.8.15 図に示す。

① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。

② 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、CRD 復水入口弁^{※1}、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁^{※2}、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全開操作を実施する。

※1：制御棒駆動水圧系に異常がなく、制御棒駆動水ポンプを運転する場合は CRD 復水入口弁を全開のままとする。

※2：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。

④ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプの水源確保として復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作）を実施する。

⑤ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプの起動操作を実施し、復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

⑥ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁及び RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁の全開操作を実施し、発電課長に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。

⑦ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。

⑧^a 原子炉格納容器下部への初期水張りの場合

中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施し、残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇（88m³/h）並びに原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の位置表示により注水されたことを確認し、発電課長に報告する。なお、ドライウエル水位にて 0.23m 到達後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。

⑧^b 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合

中央制御室運転員 A は、ドライウエル水位にて 0.02m に水位があることを表すランプが消灯した場合、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁を開し、残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇（88m³/h）で注水を開始する。ドライウエル水位にて 0.23m に水位があることを表すランプが点灯した場合、注水を停止する。

⑨ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで 20 分以内で可能である。

e. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際は、サプレッションプールの水位が外部水源注水量限界に到達しないようにするため、ドライウエル水位を 0.02m～0.23m に維持する。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

(a) 手順着手の判断基準

[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※1}及び破損によるパラメータの変化^{※2}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低

下，制御棒の位置表示の喪失数増加，原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※2：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉格納容器下部温度の上昇又は喪失，原子炉圧力容器内の圧力の低下，原子炉格納容器内の圧力の上昇，原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下，原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

(b) 操作手順

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手順の概要（残留熱除去系 A 系配管及び格納容器スプレイ接続口（北）使用）は以下のとおり。（残留熱除去系 B 系配管及び格納容器スプレイ接続口（東）を使用した原子炉格納容器下部への注水手順も同様）。手順の対応フローを第 1.8.2 図及び第 1.8.3 図に，概要図を第 1.8.16 図に，タイムチャートを第 1.8.17 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は，発電所対策本部に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備のため，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置，ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 重大事故等対応要員は，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置，ホースの敷設及び接続を行い，大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水準備完了を発電所対策本部に報告する。また，発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑤ 発電課長は，大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を発電所対策本部に依頼する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は，大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動後，格納容器スプレイ弁の開操作及び RHR A 系格納容器代替スプレイ注入元弁の全開操作を実施し，発電所対策本部に報告する。また，発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は，運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は，RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は，格納容器スプレイ弁にて流量調整を実施する。

- ⑩ 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合
中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器への注水量の上昇 (88m³/h) 並びに原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の位置表示により注水されたことを確認し、発電課長に報告する。その後、ドライウエル水位にて 0.02m に水位があることを表すランプが消灯した場合、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁を全開し、注水を開始する。ドライウエル水位にて 0.23m に水位があることを表すランプが点灯した場合、注水を停止する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水開始まで 385 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備等を整備する。大容量送水ポンプ (タイプ I) からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

(添付資料 1.8.3)

f. ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、ろ過水タンクを水源としたろ過水ポンプにより原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際は、サプレッションプールの水位が外部水源注水量限界に到達しないようにするため、ドライウエル水位を 0.02m～0.23m に維持する。

(a) 手順着手の判断基準

[原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合。

[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候^{*1} 及び破損によるパラメータの変化^{*2} により原子炉圧力容器の破損を判断した場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※2：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉格納容器下部温度の上昇又は喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

(b) 操作手順

ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8.1 図、第 1.8.2 図及び第 1.8.3 図に、概要図を第 1.8.18 図に、タイムチャートを第 1.8.19 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水に必要なポンプ、電動弁、監視計器の電源及び電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、復水補給水系バイパス流防止として、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、ろ過水ポンプの起動操作を実施し、ろ過水ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、FW 系連絡第一弁及び FW 系連絡第二弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁の全開操作を実施し、発電課長にろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。
- ⑦ 発電課長は、運転員にろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。
- ⑧^a 原子炉格納容下部への初期水張りの場合
中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁の開操作を実施し、原子炉格納容器下部注水流量指示値の上昇 (70m³/h) 並びに原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の位置表示により注水されたことを確認し、発電課長に報告する。
なお、ドライウエル水位にて 0.23m 到達後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。
- ⑧^b 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合

中央制御室運転員 A は、ドライウェル水位にて 0.02m に水位があることを表すランプが消灯した場合、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁を開し、崩壊熱除去に必要な注水流量（50m³/h）で注水を開始する。ドライウェル水位にて 0.23m に水位があることを表すランプが点灯した場合、注水を停止する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで 20 分以内で可能である。

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

炉心の著しい損傷が発生した場合、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するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器へ注水することにより原子炉圧力容器の破損遅延又は防止を図る。

a. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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※において、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合。

※：格納容器内雰囲気放射線モニタ（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モニタ（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。

(b) 操作手順

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水については、「1.4.2.1(1)a.(a) i. 低圧代替注水系（常設）（復水移

送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。手順の対応フローを第 1.8.4 図及び第 1.8.5 図に示す。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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。

b. 低圧代替注水系（可搬型）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、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水を実施する。

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※において、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合。

※：格納容器内雰囲気放射線モニタ（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モニタ（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。

(b) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水については、「1.4.2.1(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。手順の対応フローを第 1.8.4 図及び第 1.8.5 図に示す。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで 385 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

c. ろ過水ポンプ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、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水を実施する。

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※において、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合。

※：格納容器内雰囲気放射線モニタ（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モニタ（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。

(b) 操作手順

ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水については、「1.4.2.1(1)a.(c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。手順の対応フローを第1.8.4図及び第1.8.5図に示す。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水開始まで20分以内で可能である。

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スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、所内常設蓄電式直流電源設備又は可搬型代替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^{※1}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^{※2}。

※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ（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モニタ（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。

(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。手順の対応フローを第1.8.4図及び第1.8.5図に示す。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから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。

e. 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

損傷炉心へ注水する場合、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合[※]において、損傷炉心へ注水する場合。

※：格納容器内雰囲気放射線モニタ（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モニタ（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。

(b) 操作手順

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手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8.4図及び第1.8.5図に、概要図を第1.8.20図に、タイムチャートを第1.8.21図に示す。

① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に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の準備開始を指示する。

- ② 中央制御室運転員 A 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に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、ほう酸水注入系ポンプ (A) 又は (B) の起動操作 (ほう酸水注入系ポンプ起動スイッチを「ポンプ A」位置 (B 系を起動する場合は「ポンプ B」位置) にすることで、SLC タンク出口弁及び SLC 注入電動弁が全開となり、ほう酸水注入系ポンプが起動し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。) を実施し、ほう酸水注入系ポンプ出口圧力が原子炉圧力容器内の圧力以上であることを確認する。
- ④ 発電課長は、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水の全量注入完了を確認後、運転員にほう酸水注入系ポンプの停止を指示する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、ほう酸水注入系ポンプを停止し、発電課長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから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開始まで 15 分以内で可能である。

f. 制御棒駆動水圧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、常設代替交流電源設備により制御棒駆動水圧系の電源を確保し、原子炉圧力容器の下部への注水を実施することで、原子炉圧力容器の下部に落下した熔融炉心を冷却し、原子炉圧力容器の破損の進展を抑制する。

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※。

※：格納容器内雰囲気放射線モニタ (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モニタ (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。

(b) 操作手順

制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水については、「1. 2. 2. 3

(1) b. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。手順の対応フローを第 1.8.4 図に示す。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始まで 20 分以内で可能である。

1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

復水貯蔵タンク、淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) への水の補給手順並びに水源から接続口までの大容量送水ポンプ (タイプ I) による送水手順については、「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。

復水移送ポンプ、ろ過水ポンプ、高圧代替注水系、ほう酸水注入系ポンプ、制御棒駆動水ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに電源車及び大容量送水ポンプ (タイプ I) への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

(1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段の選択

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 1.8.22 図に示す。

[原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

代替交流電源設備により交流電源を確保し、スプレー管使用による原子炉格納容器下部注水が使用可能であれば、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 (スプレー管使用) を実施する。代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 (スプレー管使用) が使用できない場合、原子炉格納容器代替スプレー冷却系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水を実施する。

スプレー管使用による原子炉格納容器下部注水が使用できない場合、代替循環冷却系 (ペデスタル注水配管使用)、原子炉格納容器下部注水系 (常設) 又はろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水を実施する。

[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合]

代替交流電源設備により交流電源を確保し、代替循環冷却系が使用可能であれば代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 (スプレー管使用) を実施する。代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 (スプレー管使用) が使用できない場合、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 (ペデスタル注水配管使用) を実施する。

代替循環冷却系が使用できない場合、スプレー管使用による原子炉格納容器

下部注水が使用可能であれば、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。

スプレイ管使用による原子炉格納容器下部注水が使用できない場合、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（常設）又はろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水を実施する。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手段については、代替循環冷却系（スプレイ管使用）又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水手段と同時並行で準備する。原子炉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手段については、代替循環冷却系（ペDESTAL注水配管使用）又は原子炉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手段と同時並行で準備する。

また、原子炉格納容器下部注水系（常設）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、代替循環冷却系（スプレイ管使用）、代替循環冷却系（ペDESTAL注水配管使用）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及びろ過水ポンプによる手段のうち原子炉格納容器下部への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉格納容器下部への注水を開始する。

(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1.8.22図に示す。

代替交流電源設備により交流電源が確保できるまでは、交流電源を必要としない高圧代替注水系により原子炉圧力容器へ注水し、代替交流電源設備により交流電源が確保できた段階で、高圧代替注水系に併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入及び制御棒駆動水压系による原子炉圧力容器への注水を行う。また、低圧代替注水系の運転が可能となり発電用原子炉の減圧が完了するまでの期間は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器への注水を継続する。

発電用原子炉の減圧が完了し、淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2）が使用可能な場合において低圧代替注水系（可搬型）の準備が完了している場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）が使用できない場合、又は低圧代替注水系（可搬型）の準備が完了していない場合、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）又はろ過水ポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。その際も併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段については、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水手

段と同時並行で準備する。

また、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、ろ過水ポンプ及び高圧代替注水系による手段のうち原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

なお、低圧代替注水（常設）（復水移送ポンプ）を実施する際の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。

熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水を実施している際、原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準に到達した場合は、原子炉格納容器下部への注水操作を開始する。

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
対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/4)

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
原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却	—	原子炉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	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3a」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる格納容器下部注水」
		原子炉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	大容量送水ポンプ(タイプ I) ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1 補給水系 配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3b」 等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプ I)による格納容器下部注水」 「大容量送水ポンプによる送水」 ※1
		淡水貯水槽 (No. 1) ※1 ※5 淡水貯水槽 (No. 2) ※1 ※5	自主対策設備	
		原子炉格納容器下部への注水	代替循環冷却ポンプ サプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 補給水系 配管・弁 スプレイ管 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却水系 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3a」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「代替循環冷却ポンプによる格納容器下部注水」 「代替循環冷却ポンプによるドライウェルスプレイ」

※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「1.4 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。

※4：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。

※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】1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/4）

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
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	—	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 高压炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「注水ストラテジ - 3a」等 非常時操作手順書（設備別） 「復水移送ポンプによるドライウエル代替スプレイ」
		原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	大容量送水ポンプ（タイプ I） ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「注水ストラテジ - 3b」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ I）によるドライウエル代替スプレイ」 「大容量送水ポンプによる送水」 ※1
		ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水	淡水貯水槽（No. 1） ※1 ※5 淡水貯水槽（No. 2） ※1 ※5	
		ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「注水ストラテジ - 3a」等 非常時操作手順書（設備別） 「ろ過水ポンプによる格納容器下部注水」

※1：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。

※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「1.4 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。

※4：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。

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

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
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ)による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 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 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等 対処設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」 等※3 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」
		低圧代替注水系(可搬型)による 原子炉圧力容器への注水	大容量送水ポンプ(タイプI) ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 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 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等 対処設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」 等※3 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプI)による原子炉注水」 「大容量送水ポンプによる送水」 ※1
		自主対策 設備	淡水貯水槽 (No. 1) ※1 ※5 淡水貯水槽 (No. 2) ※1 ※5	
		原子炉過水ポンプによる注水	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 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 代替所内電気設備 ※2	自主対策 設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」 等※3 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」

※1：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。

※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「1.4 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。

※4：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。

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

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
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	原子炉圧力容器への注水 高压代替注水系による	高压代替注水系ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 高压代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系 配管 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 補給水系 配管 高压炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 常設代替直流電源設備 ※2 可搬型代替直流電源設備 ※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 非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「注水ストラテジ - 1」 等※4 非常時操作手順書 （設備別） 「高压代替注水系ポンプによる原子炉注水（中央制御室）」
		原子炉圧力容器へのほう酸水注入による	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 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 非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「注水ストラテジ - 1」 等 非常時操作手順書 （設備別） 「ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入」
		原子炉圧力容器への注水 制御棒駆動水圧系による	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 制御棒駆動水圧系 配管・弁 補給水系 配管 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「注水ストラテジ - 1」 ※4 非常時操作手順書 （設備別） 「制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水」

※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「1.4 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。

※4：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。

※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】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

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 (1/10)

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)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順			
(1) 原子炉格納容器下部注水系			
a. 原子炉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			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3a」等	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度	
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	原子炉水位 (広帯域)
		原子炉水位 (燃料域)	
		原子炉圧力	原子炉圧力
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	
	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器下部温度	ドライウエル温度
		・原子炉格納容器下部雰囲気温度	
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)	
	制御棒の位置	制御棒位置指示系	
電源の確保	4-2C 母線電圧	4-2D 母線電圧	
	125V 直流主母線 2A 電圧	125V 直流主母線 2B 電圧	
水源の確保	復水貯蔵タンク水位		
非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる格納容器下部注水」	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位	
		ドライウエル水位	
	原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水流量	
	補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力	
水源の確保	復水貯蔵タンク水位		

監視計器一覧 (2/10)

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)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水系 b. 原子炉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			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3b」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による格納容器下部注水」 「大容量送水ポンプによる送水」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器下部温度 ドライウエル温度 ・原子炉格納容器下部雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		制御棒の位置	制御棒位置指示系
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
	操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位
		原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (3/10)

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)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順			
(1) 原子炉格納容器下部注水系			
c. 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3a」等	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
非常時操作手順書 (設備別) 「代替循環冷却ポンプによる格納容器下部注水」		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
「代替循環冷却ポンプによるドライウエルスプレイ」		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器下部温度 ドライウエル温度 ・原子炉格納容器下部雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		制御棒の位置	制御棒位置指示系
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量
	水源の確保	圧力抑制室水位	
	操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位
		原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水流量 代替循環冷却ポンプ出口流量
		補機監視機能	代替循環冷却ポンプ出口圧力
		最終ヒートシンクの確保	サブプレッションプール水温度 原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量
		水源の確保	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (4/10)

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)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水系 d. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3a」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによるドライウエル代替スプレイ」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器下部温度 ドライウエル温度 ・原子炉格納容器下部雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		制御棒の位置	制御棒位置指示系
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 圧力抑制室水位
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (5/10)

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)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水系 e. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3b」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) によるドライウエル代替スプレイ」 「大容量送水ポンプによる送水」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器下部温度 ドライウエル温度 ・原子炉格納容器下部雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		制御棒の位置	制御棒位置指示系
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
	操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 圧力抑制室水位
		原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器代替スプレイ流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (6/10)

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)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水系 f. ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3a」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる格納容器下部注水」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器下部温度 ドライウエル温度 ・原子炉格納容器下部雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		制御棒の位置	制御棒位置指示系
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	ろ過水タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位
		原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水流量
		補機監視機能	ろ過水ポンプ出口圧力
		水源の確保	ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (7/10)

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) 原子炉圧力容器への注水			
a. 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		操作	原子炉圧力容器内の水位
	原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力
	原子炉圧力容器への注水量		残留熱除去系洗浄ライン流量 ・ 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・ 残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
	補機監視機能		復水移送ポンプ出口圧力
	水源の確保		復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (8/10)

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)	
1.8.2.2 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			
b. 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉压力容器への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による原子炉注水」 「大容量送水ポンプによる送水」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (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)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
	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)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (9/10)

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 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) 原子炉压力容器への注水 c. ろ過水ポンプによる原子炉压力容器への注水				
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (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)	
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧	
		水源の確保	ろ過水タンク水位	
		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)	
	操作	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力	
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量	
		補機監視機能	ろ過水ポンプ出口圧力	
		水源の確保	ろ過水タンク水位	
		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) 原子炉压力容器への注水 d. 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水		
		非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (中央制御室)」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率
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)			
原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力			
電源の確保	125V 直流主母線 2B-1 電圧			
水源の確保	復水貯蔵タンク水位			
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)	
	原子炉压力容器内の圧力		原子炉圧力	
	原子炉压力容器への注水量		高圧代替注水系ポンプ出口流量	
	補機監視機能		高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	
	水源の確保		復水貯蔵タンク水位	

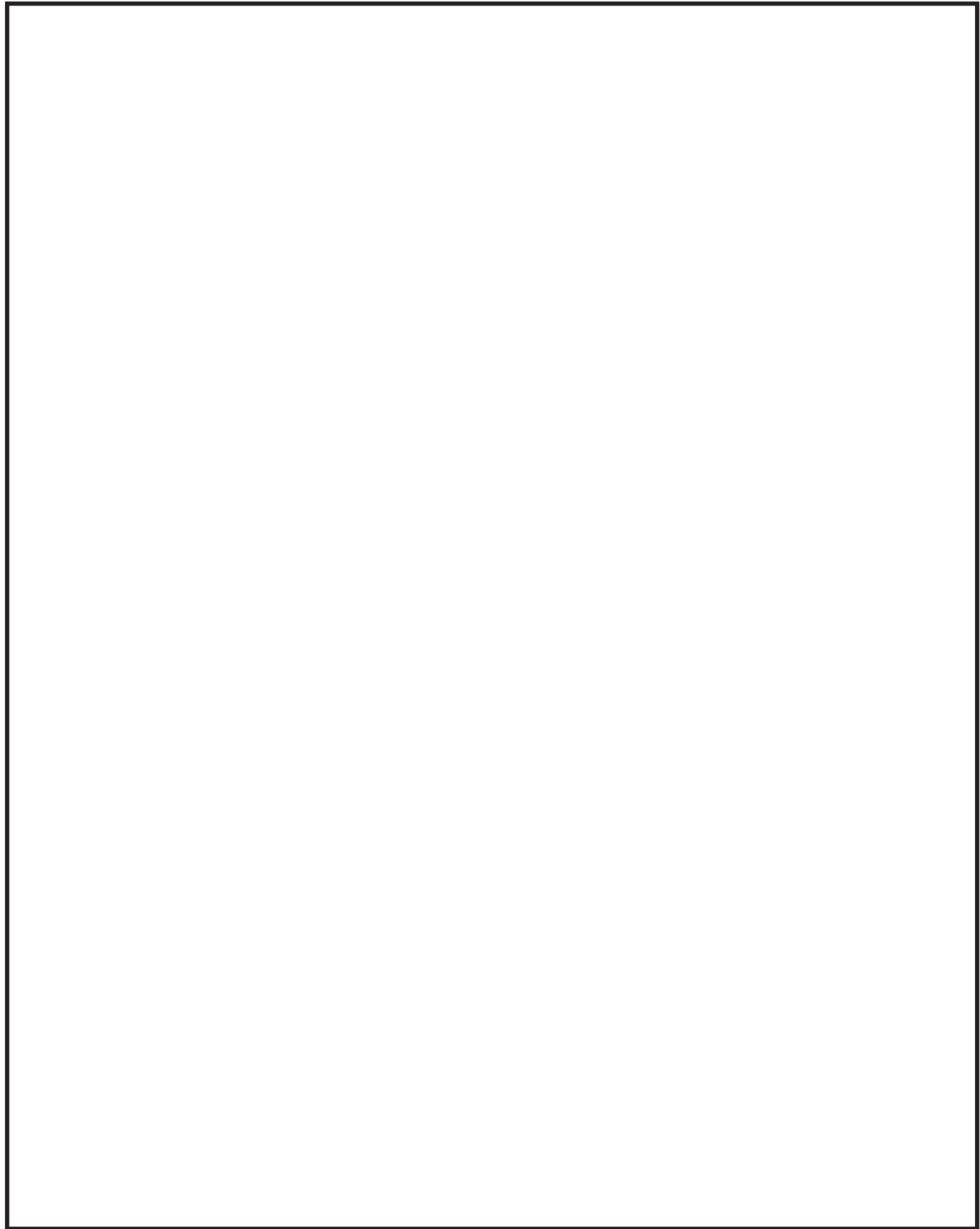
監視計器一覧 (10/10)

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 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 e. 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			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 1」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		補機監視機能	ほう酸水注入系ポンプ出口圧力
		水源の確保	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位
		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 f. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 1」 非常時操作手順書 (設備別) 「制御棒駆動水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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・ 原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器への注水量	制御棒駆動水ポンプ出口流量
		補機監視機能	アキュムレータ充填水圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

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

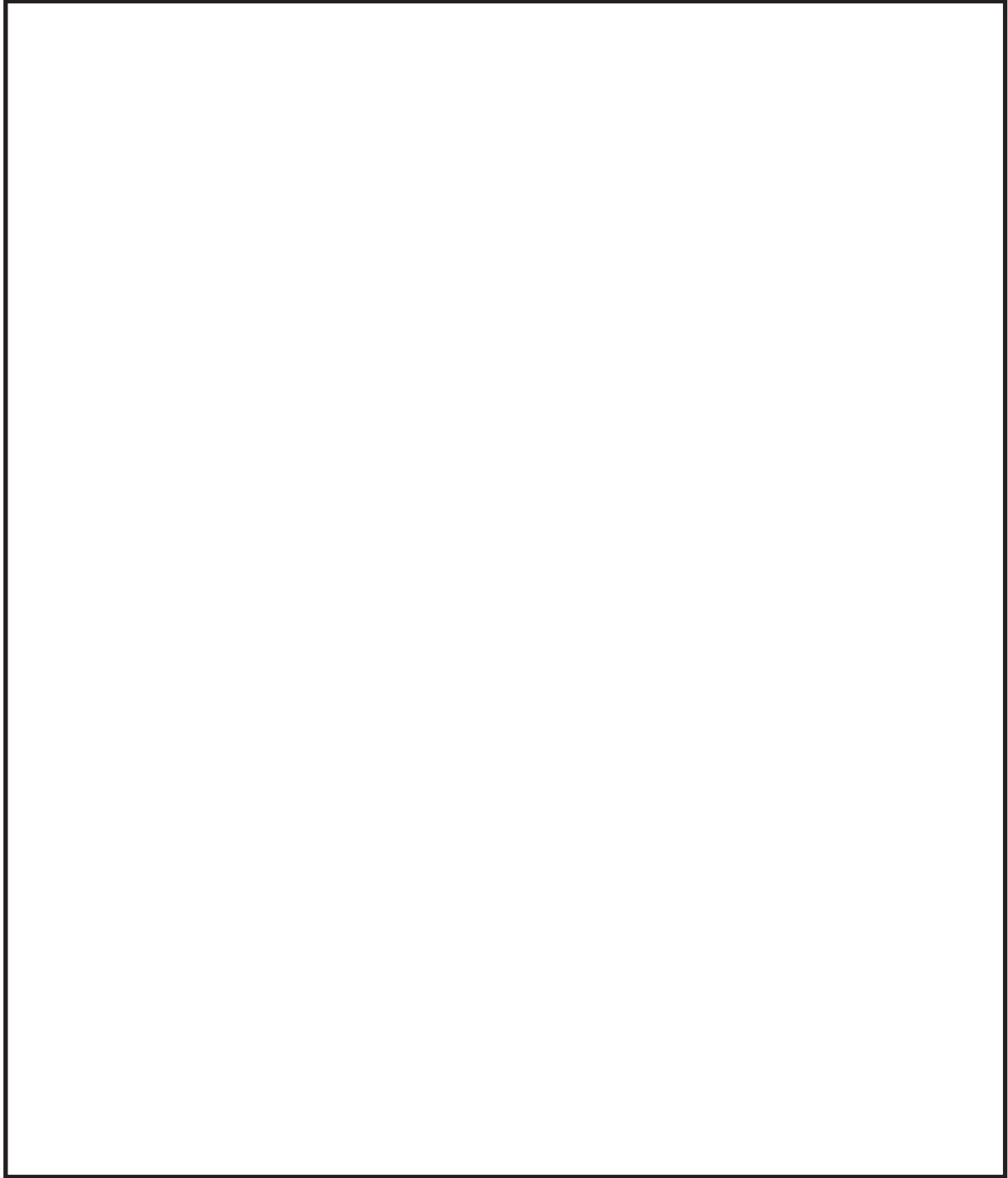
対象条文	供給対象設備	供給元	
		設備	母線
【1.8】 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	復水移送ポンプ 補給水系 弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	代替循環冷却ポンプ	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	燃料プール補給水系 弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	高圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
	原子炉隔離時冷却系 弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
	ほう酸水注入系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
非常用低圧母線 MCC 2D 系			
可搬型代替交流電源設備		非常用低圧母線 MCC 2C 系	
		非常用低圧母線 MCC 2D 系	
計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
		非常用低圧母線 MCC 2D 系	
	可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
		非常用低圧母線 MCC 2D 系	
	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A	
		125V 直流主母線 2B	
	常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
		125V 直流主母線 2B-1	
可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1		
	125V 直流主母線 2B-1		

※：供給負荷は監視計器



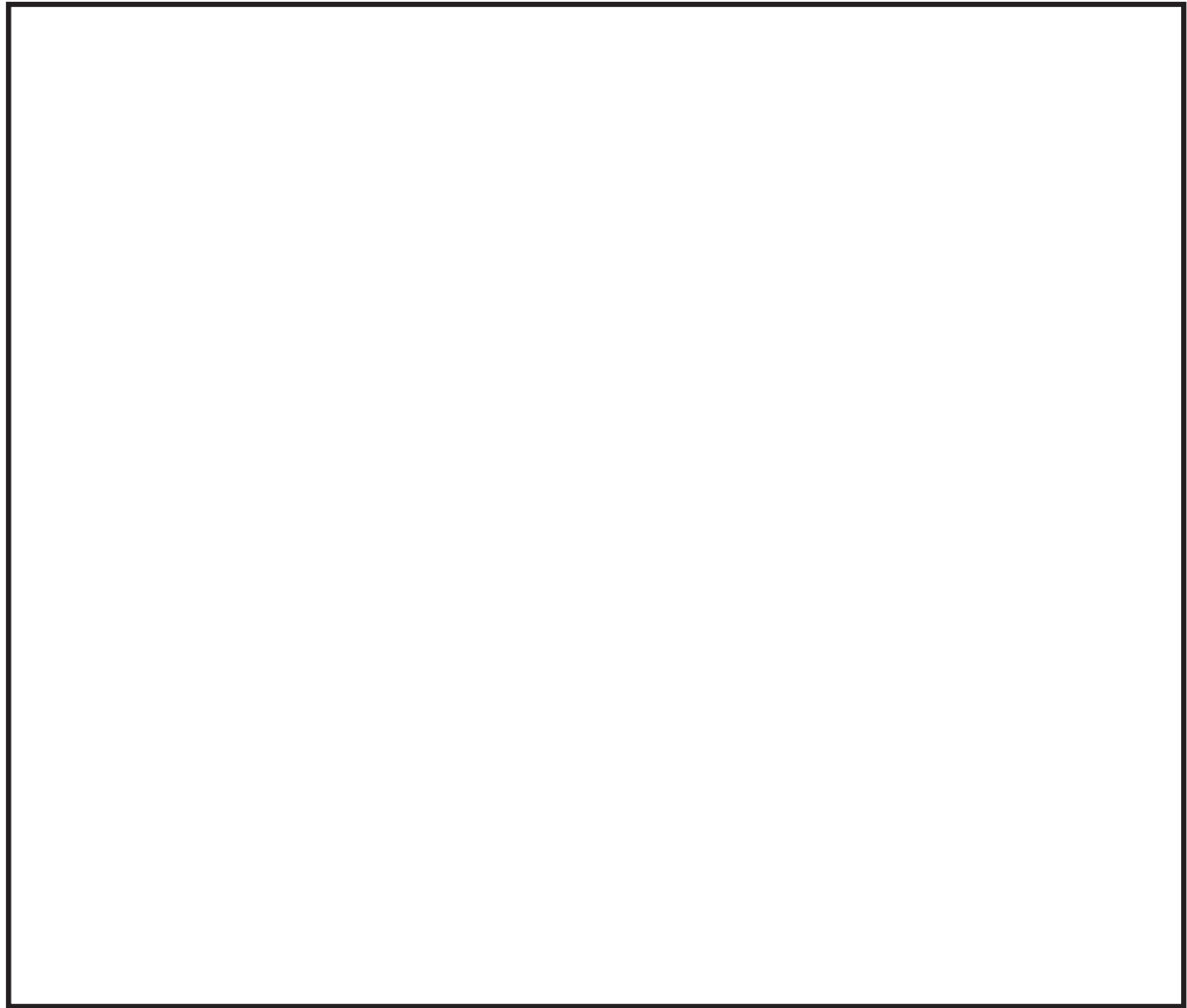
第 1.8.1 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-3a」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



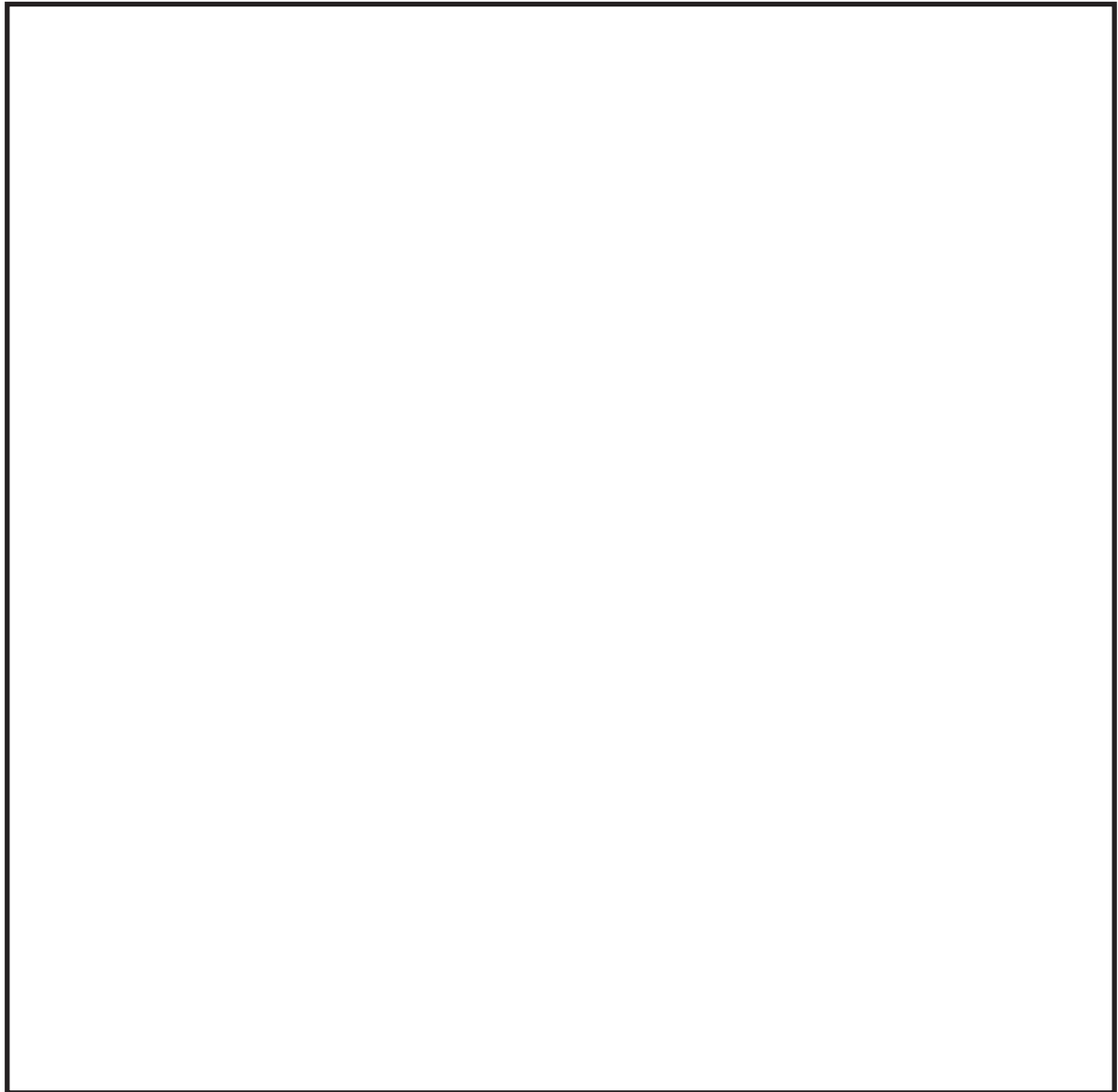
第 1.8.2 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-3b」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



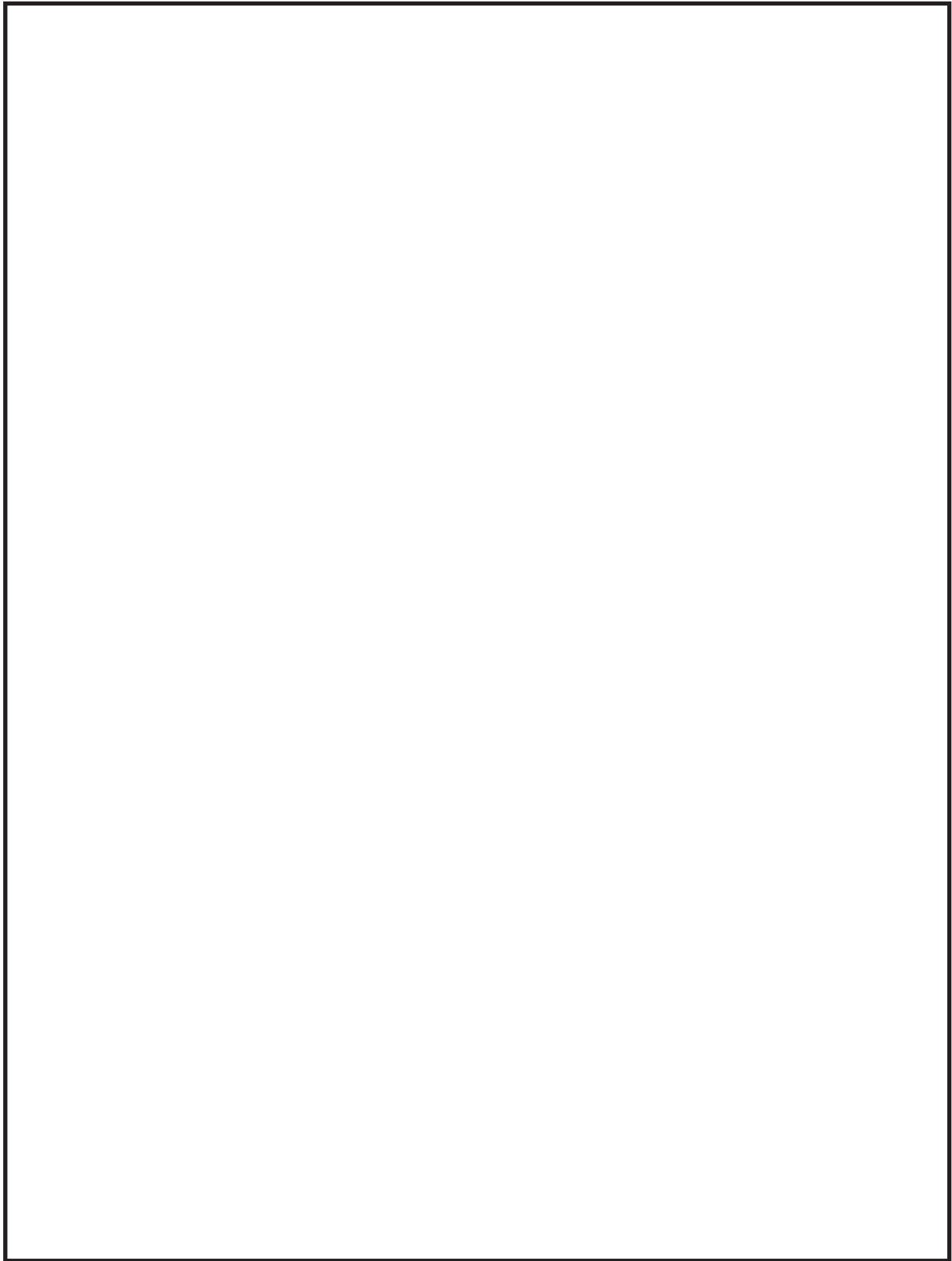
第 1.8.3 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-4」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.8.4 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-1」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



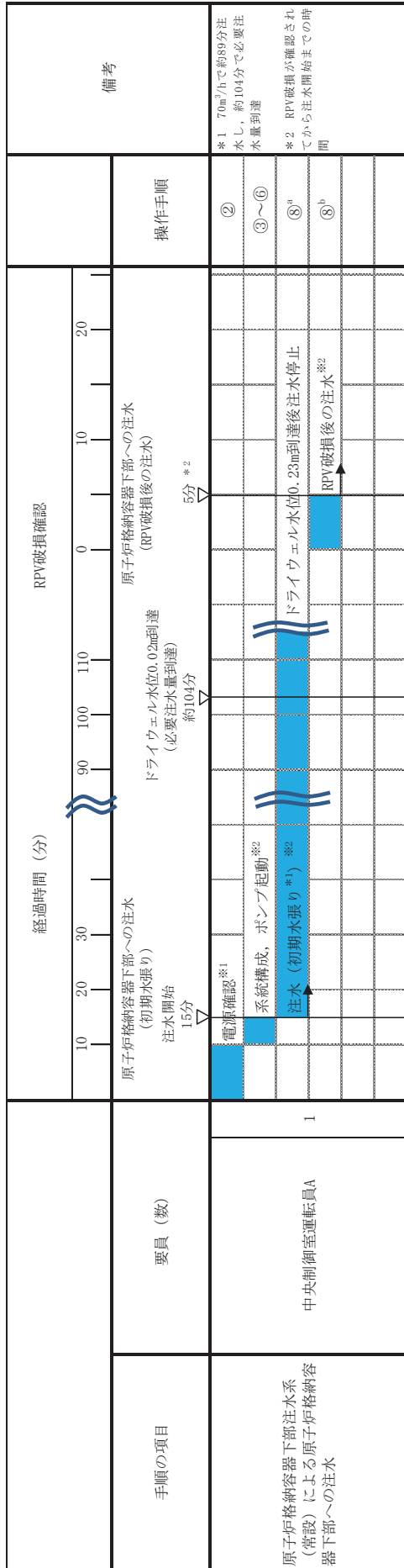
第 1.8.5 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-2」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ #1	CRD 復水入口弁	P13-M0-F010	中央制御室
③ #2	MWC サンプリング取出止め弁	P13-M0-F022	中央制御室
③ #3	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-M0-F001	中央制御室
③ #4	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ #5	R/B BIF 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ #6	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
④	復水貯蔵タンク 常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	P13-M0-F073	中央制御室
⑥	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	P13-M0-F180	中央制御室
⑧ ^a ⑧ ^b	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	P13-M0-F179	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

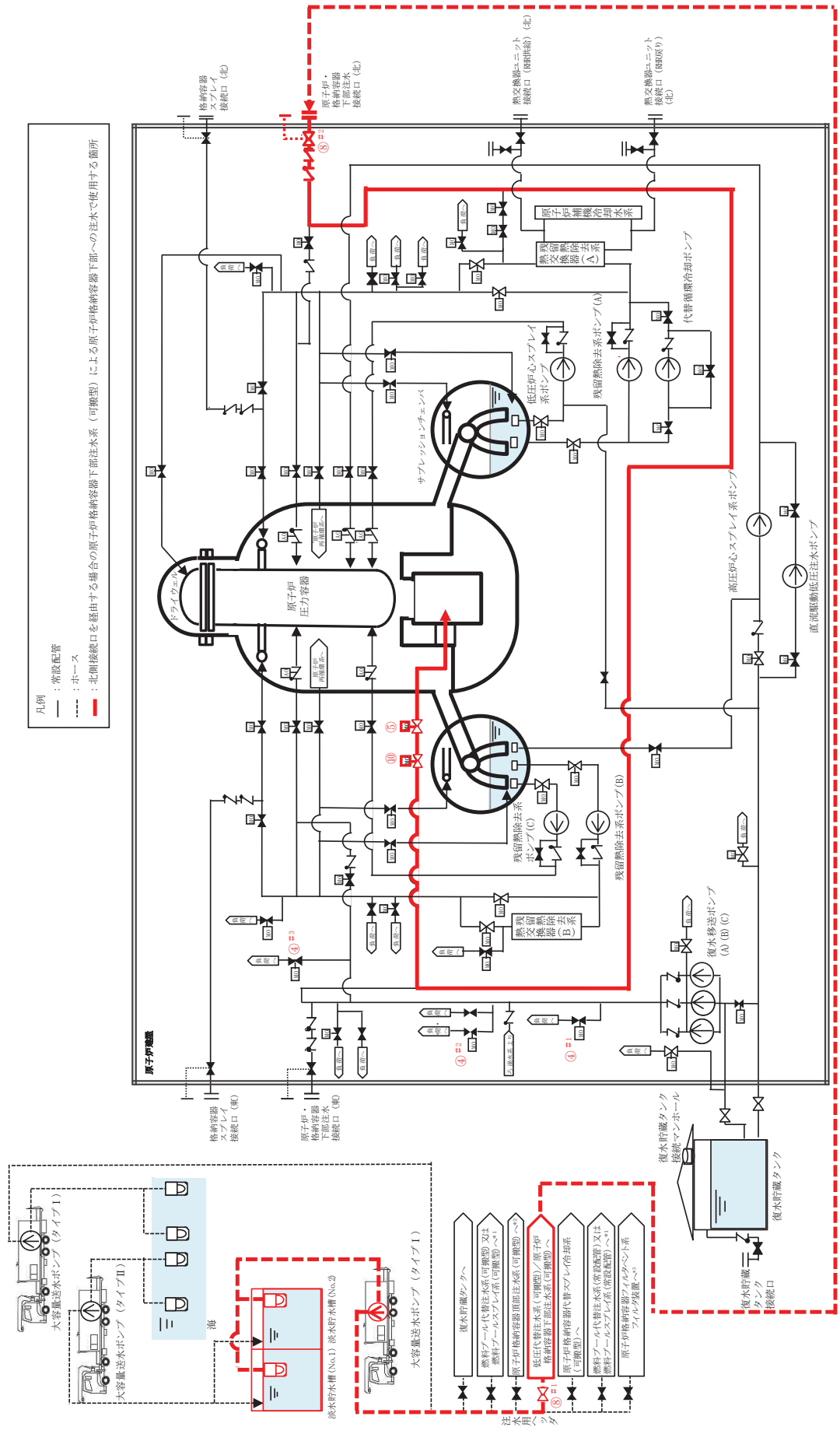
第1.8.6 図 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（2/2）



※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間之余裕を見込んだ時間

第 1.8.7 図 原子炉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 タイムチャート



凡例
 — : 常設配管
 - - - : ホース
 - - - (赤) : 北側接続口を經由する場合の原子炉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で使用する箇所

*1: 同時使用は考慮しない
 *2: 自主材 設置設備
 *3: 海を水源とした補給は行わない

第 1.8.8 図 原子炉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 概要図（1/2）

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④ #1	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
④ #2	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
④ #3	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑤	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	P13-M0-F180	中央制御室
⑧ #1	原子炉・格納容器下部注水弁	P70-D001-4	屋外
⑧ #2	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	P13-F172	屋外
⑩	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	P13-M0-F179	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.8.8 図 原子炉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 概要図（2/2）

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ #1	代替循環冷却ポンプバイパス弁	E11-M0-F083	中央制御室
③ #2	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ #3	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ #4	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
③ #5 ⑤ #2	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	E11-M0-F082	中央制御室
③ #6	代替循環冷却ポンプ吸込弁	E11-M0-F080	中央制御室
③ #7	RHR MUWC 連絡第一弁	E11-M0-F086	中央制御室
③ #8	RHR MUWC 連絡第二弁	E11-M0-F087	中央制御室
③ #9	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	P13-M0-F180	中央制御室
⑤ #1	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	P13-M0-F179	中央制御室
⑥	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	E11-M0-F003A	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.8.10 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 [ペデスタル注水配管使用の場合] 概要図 (2/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考						
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150	160	170	
代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 〔ペデスタル注水配管使用の場合〕 (原子炉格納容器下部への初期水張りの場合)	1 中央制御室運転員A	原子炉格納容器下部への注水 (初期水張り) 注水開始 約98分																		
		電源確認 ^{※1}	系統構成, ポンプ起動 ^{※2}	注水(初期水張り ^{※1}) ^{※2}	注水継続															

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

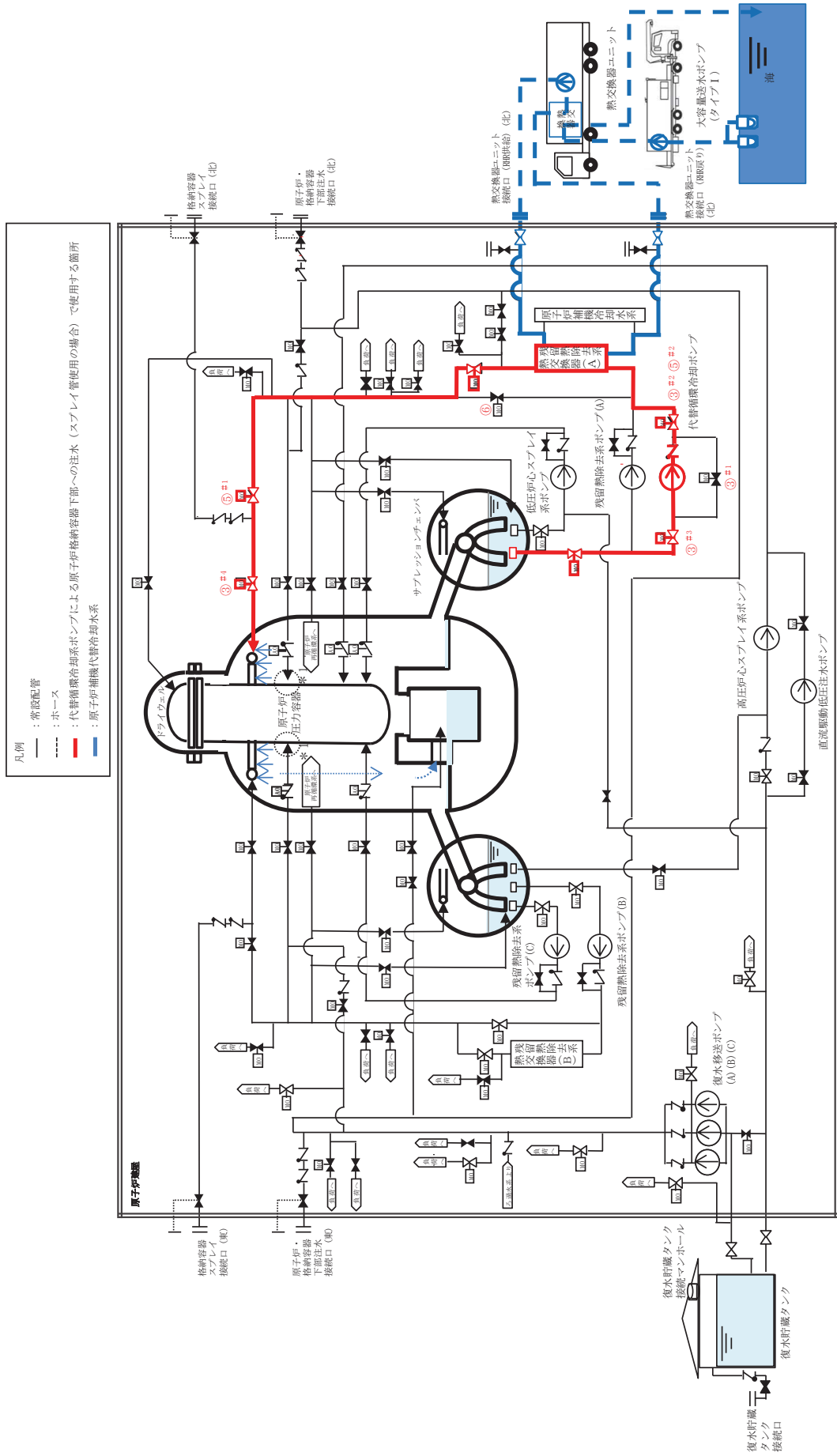
※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考						
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140				
代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 〔ペデスタル注水配管使用の場合〕 (原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合)	1 中央制御室運転員A	原子炉格納容器下部への注水 (RPV破損後の注水) 注水開始 20分																		
		電源確認 ^{※1}	系統構成, ポンプ起動 ^{※2}	RPV破損後の注水 ^{※2}	注水継続															

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.8.11 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水〔ペデスタル注水配管使用の場合〕 タイムチャート



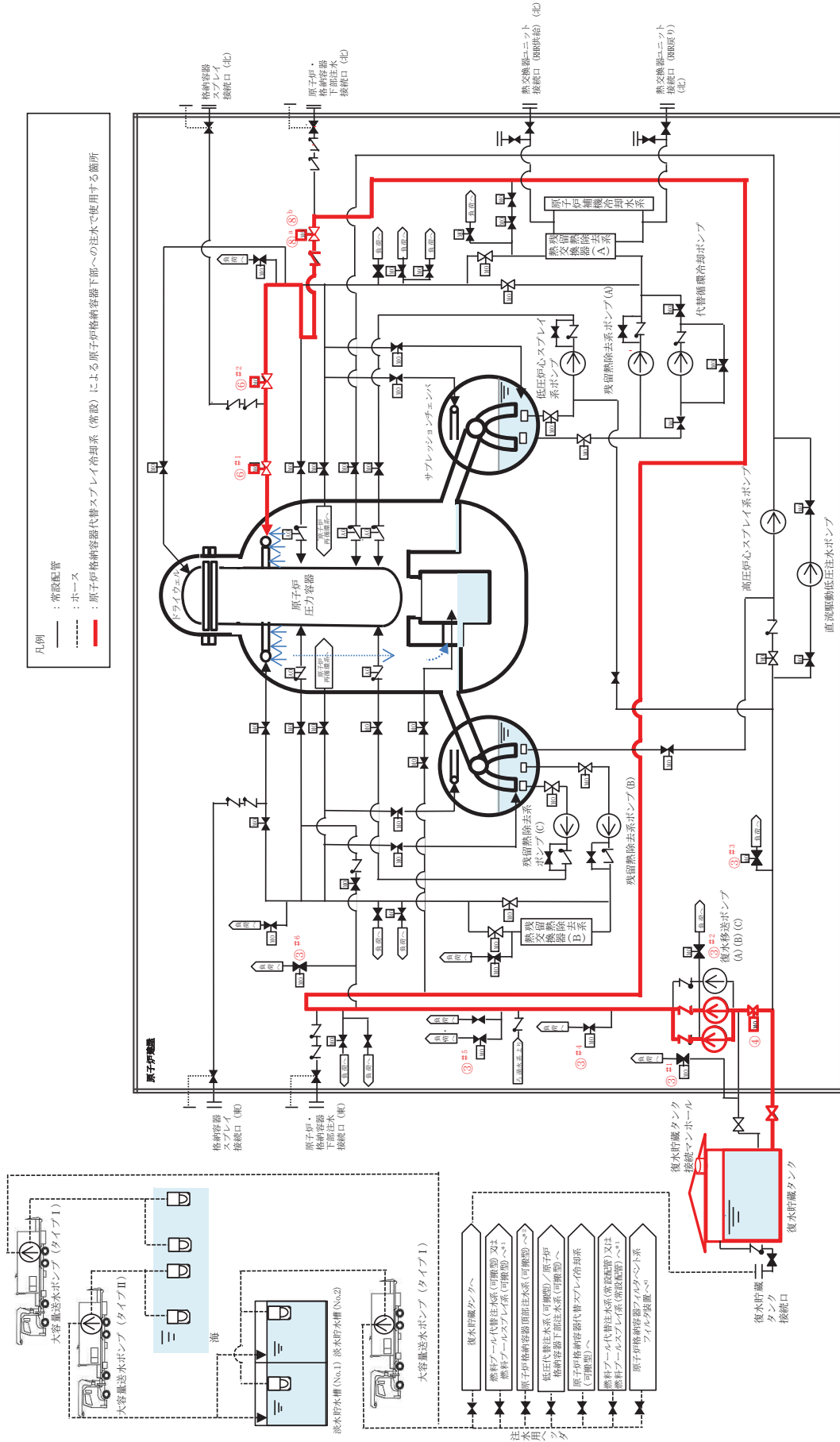
*1: シュラウド内炉心上部より注水

第 1.8.12 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水[スプレー管使用の場合] 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ #1	代替循環冷却ポンプバイパス弁	E11-M0-F083	中央制御室
③ #2 ⑤ #2	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	E11-M0-F082	中央制御室
③ #3	代替循環冷却ポンプ吸込弁	E11-M0-F080	中央制御室
③ #4	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	E11-M0-F010A	中央制御室
⑤ #1	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	E11-M0-F009A	中央制御室
⑥	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	E11-M0-F003A	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.8.12 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水[スプレイ管使用の場合] 概要図 (2/2)



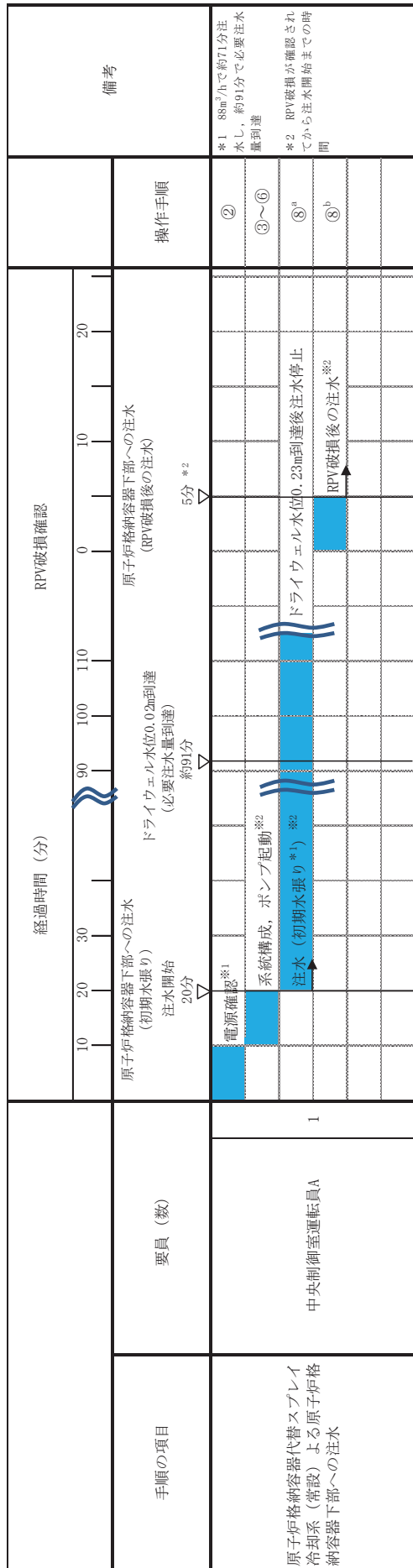
- *1: 同時使用は考慮しない
- *2: 自主対策設備
- *3: 海を水源とした補給は行わない

第 1.8.14 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（1/2）

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ #1	CRD 復水入口弁	P13-M0-F010	中央制御室
③ #2	MWC サンプリング取出止め弁	P13-M0-F022	中央制御室
③ #3	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-M0-F001	中央制御室
③ #4	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ #5	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ #6	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
④	復水貯蔵タンク 常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	P13-M0-F073	中央制御室
⑥ #1	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	E11-M0-F010A	中央制御室
⑥ #2	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	E11-M0-F009A	中央制御室
⑧ ^a ⑧ ^b	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室

#1～: 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

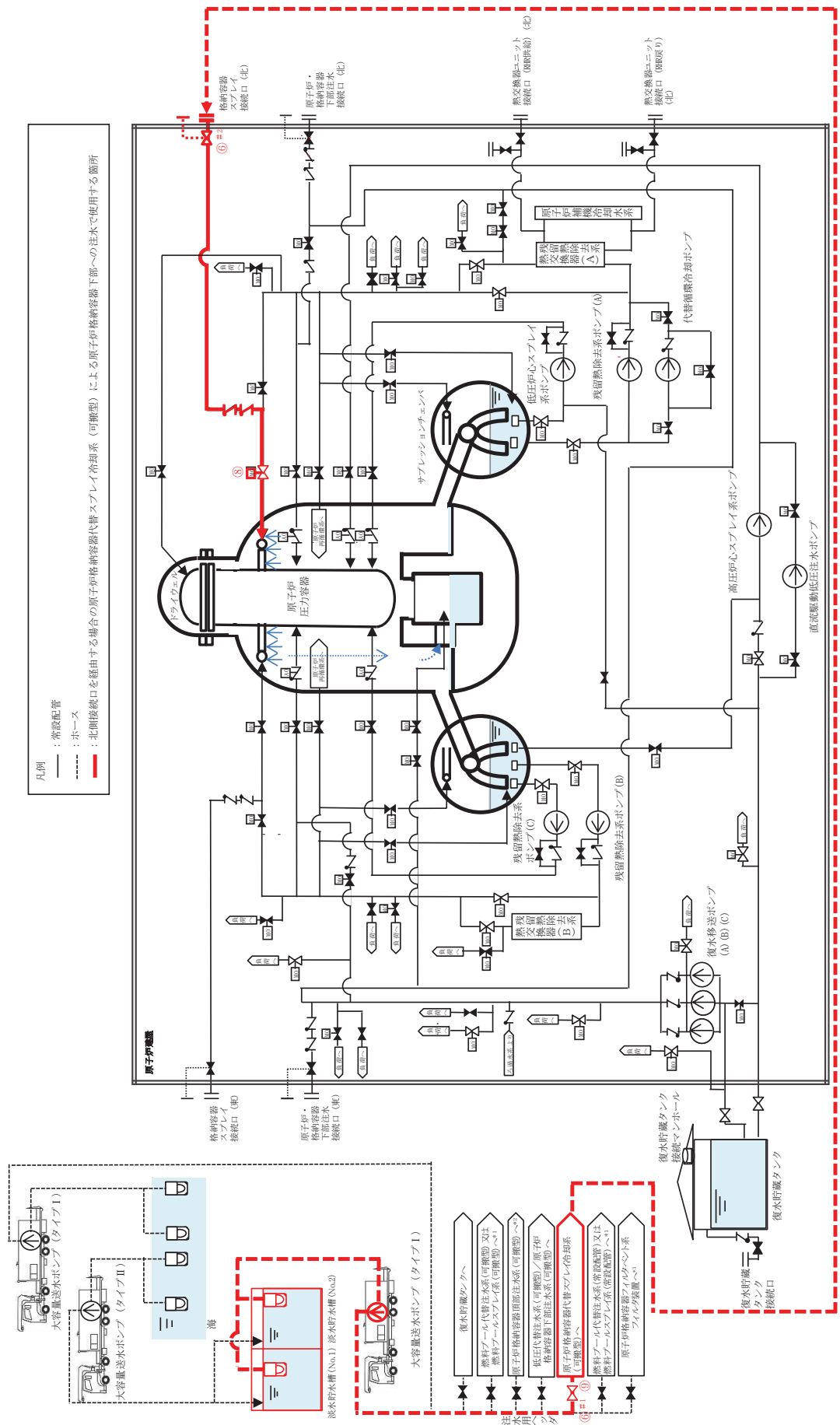
第 1.8.14 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 概要図 (2/2)



※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.8.15 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート



凡例
 ー：常設配管
 - - -：ホース
 ---：北側接続口を経由する場合は原子炉格納容器下部への注水で使用する箇所

* 1：同時使用は考慮しない
 * 2：自主計算設備
 * 3：海を水源とした補給は行わない

第 1.8.16 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（1/2）

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑥ #1 ⑨	格納容器スプレイ弁	P70-D001-5	屋外
⑥ #2	RHR A 系格納容器代替スプレイ注入元弁	E11-F063A	屋外
⑧	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	E11-M0-F010A	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.8.16 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（2/2）

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考							
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10								
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	中央制御室運転員A	原子炉格納容器下部への注水 (RPV破損後の注水) 385分										操作手順							
		1												電源確認 ^{※1}		③			
	重大事故等対応要員A~C	3														注水開始, 状況監視 ^{※2}		⑧, ⑩	
																	保管場所への移動 ^{※3※4}		
																	大容量送水ポンプ(タイプI)の移動, 設置 ^{※5}		④
	重大事故等対応要員D~F	3															大容量送水ポンプ(タイプI)の移動, 設置 ^{※5}		
																	大容量送水ポンプ(タイプI)の移動, 設置 ^{※5}		
																	送水準備・送水(水張り・系統監視) ^{※6}		⑥
	重大事故等対応要員G~I	3															保管場所への移動 ^{※3※4}		
																	ホースの敷設, 接続 ^{※3※7}		④
																送水準備・送水(水張り・系統確認) ^{※6}		⑥, ⑨	
	3														保管場所への移動 ^{※3※4}				
															注水用ヘッダ運搬, 設置 ^{※8}				
															ホースの敷設, 接続 ^{※3※7}		④		

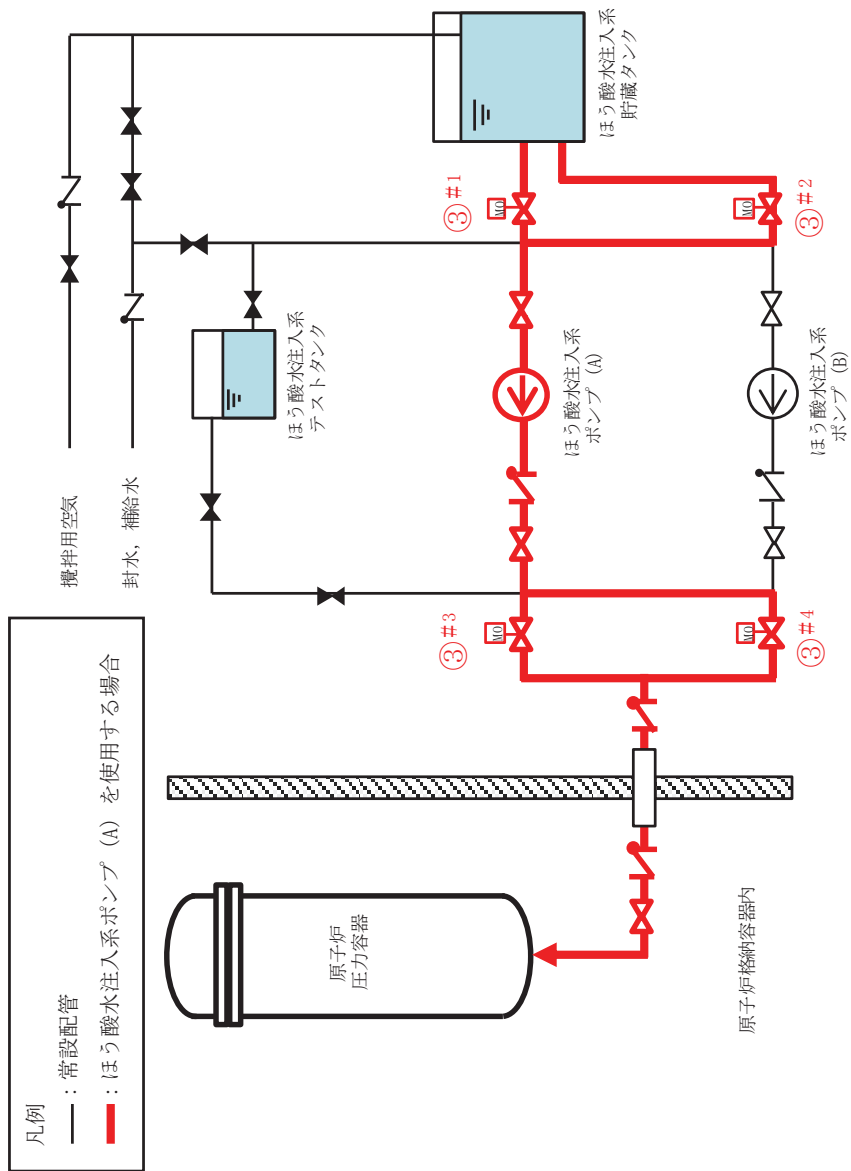
※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプI)の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※6: 大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※7: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※8: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.8.17 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ #1	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ #2	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ #3	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑤ #1	FW 系連絡第一弁	P13-M0-F190	中央制御室
⑤ #2	FW 系連絡第二弁	P13-M0-F191	中央制御室
⑥	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	P13-M0-F180	中央制御室
⑧ ^a ⑧ ^b	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	P13-M0-F179	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.8.18 図 ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水 概要図 (2/2)



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③#1	SLC タンク 出口弁 (A)	C41-M0-F001A	中央制御室
③#2	SLC タンク 出口弁 (B)	C41-M0-F001B	中央制御室
③#3	SLC 注入電動弁 (A)	C41-M0-F006A	中央制御室
③#4	SLC 注入電動弁 (B)	C41-M0-F006B	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.8.20 図 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 概要図

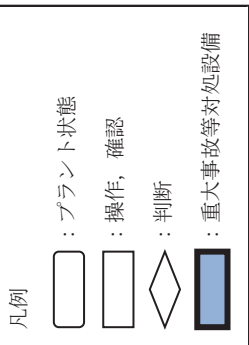
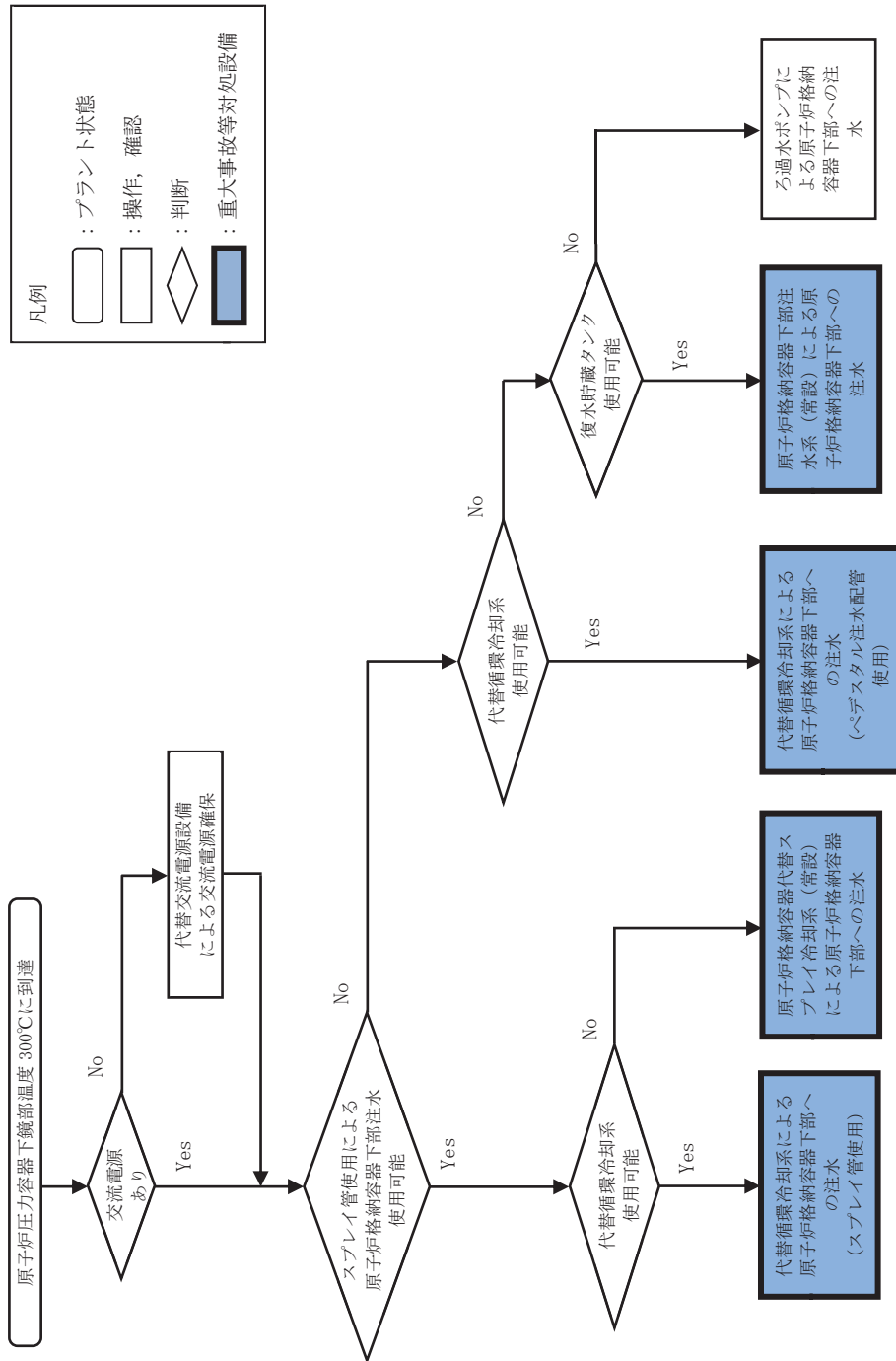
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	中央制御室運転員A	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始										操作手順	
		電源確認※1											
	1		ポンプ起動, 注水開始※2										③

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

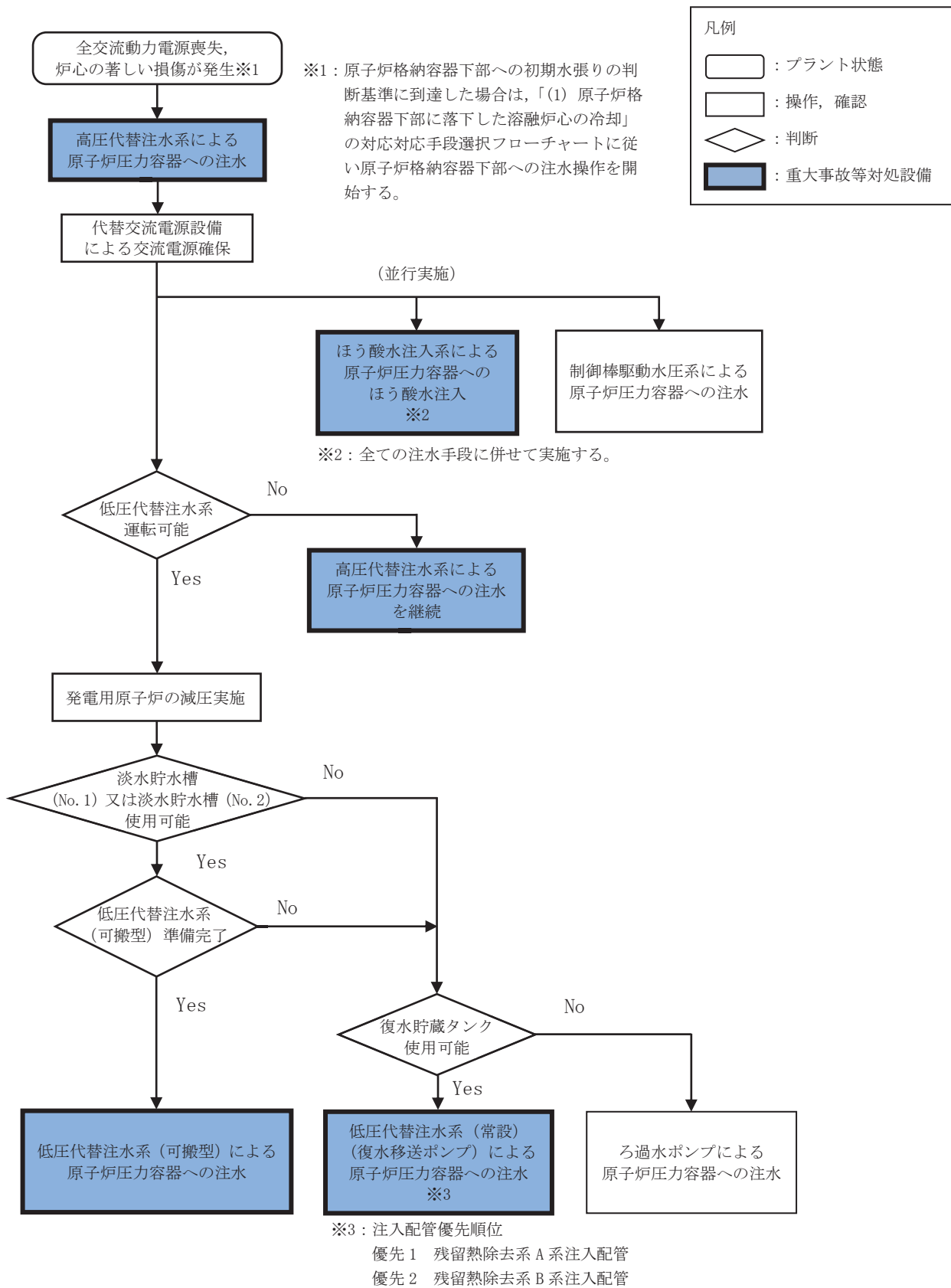
第 1.8.21 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 タイムチャート

(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却
 [原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]



第 1.8.22 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)

(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止



第 1.8.22 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/3)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/6）

技術的能力審査基準（1.8）	番号	設置許可基準規則（51条）	技術基準規則（66条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 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の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 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の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p>【解釈】 1 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	—	<p>【解釈】 1 第51条に規定する「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	<p>【解釈】 1 第66条に規定する「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	—
<p>（1）原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却 a）炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a）原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i）原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p>	<p>a）原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i）原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p>	⑤
<p>（2）熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a）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ため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>	③	<p>ii）原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）</p>	<p>ii）原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）</p>	⑥
		<p>b）これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>b）これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑦

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/6）

 ：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉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	復水移送ポンプ	既設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	原子炉格納容器下部への注水 ろ過水ポンプによる	ろ過水ポンプ	常設	20分	1名	自主対策 設備とする理由は 本文参照
	復水貯蔵タンク	既設			ろ過水タンク	常設			
	補給水系 配管・弁	既設 新設			ろ過水系 配管・弁	常設			
	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	既設 新設			補給水系 配管・弁	常設			
	燃料プール補給水系 弁	既設 新設			原子炉格納容器	常設			
	原子炉格納容器	既設			常設代替交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	常設 可搬			
	可搬型代替交流電源設備	新設			代替所内電気設備	常設			
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設			—	—			
	代替所内電気設備	新設							
	原子炉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	大容量送水ポンプ（タイプI）			新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦			
淡水貯水槽（No.1）※1		新設							
淡水貯水槽（No.2）※1		新設							
ホース延長回収車		新設							
ホース・注水用ヘッダ・接続口		新設							
補給水系 配管・弁		既設 新設							
原子炉格納容器		既設							
常設代替交流電源設備		新設							
可搬型代替交流電源設備		新設							
代替所内電気設備		新設							
燃料補給設備		既設 新設							

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/6)

: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水	代替循環冷却ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	既設 新設							
	補給水系 配管・弁	既設 新設							
	スプレイ管	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機代替冷却水系	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	新設							
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ	既設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	既設							
	補給水系 配管・弁	既設 新設							
	残留熱除去系 配管・弁	既設							
	スプレイ管	既設							
	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	既設 新設							
	燃料プール補給水系 弁	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設							
	代替所内電気設備	新設							

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/6）

 : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） による原子炉格納容器下部への注水	大容量送水ポンプ （タイプⅠ）	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-
	淡水貯水槽（No.1） ※1	新設							
	淡水貯水槽（No.2） ※1	新設							
	ホース延長回収車	新設							
	ホース・注水用ヘッダ・接続口	新設							
	残留熱除去系 配管・弁	既設							
	スプレイ管	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	常設代替交流電源 設備	新設							
	可搬型代替交流電 源設備	新設							
	代替所内電気設備	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							

※1：「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】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/6)

: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉圧力容器への注水 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による	復水移送ポンプ	既設	① ③ ④	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	既設							
	補給水系 配管・弁	既設 新設							
	残留熱除去系 配管・弁	既設							
	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	既設 新設							
	燃料プール補給水系 弁	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設							
	代替所内電気設備	新設							
原子炉圧力容器への注水 低圧代替注水系(可搬型)による	大容量送水ポンプ (タイプI)	新設	① ③ ④	-	-	-	-	-	-
	淡水貯水槽 (No.1) ※1	新設							
	淡水貯水槽 (No.2) ※1	新設							
	ホース延長回収車	新設							
	ホース・注水用ヘッダ・接続口	新設							
	補給水系 配管・弁	既設 新設							
	残留熱除去系 配管・弁	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	新設							
燃料補給設備	既設 新設								

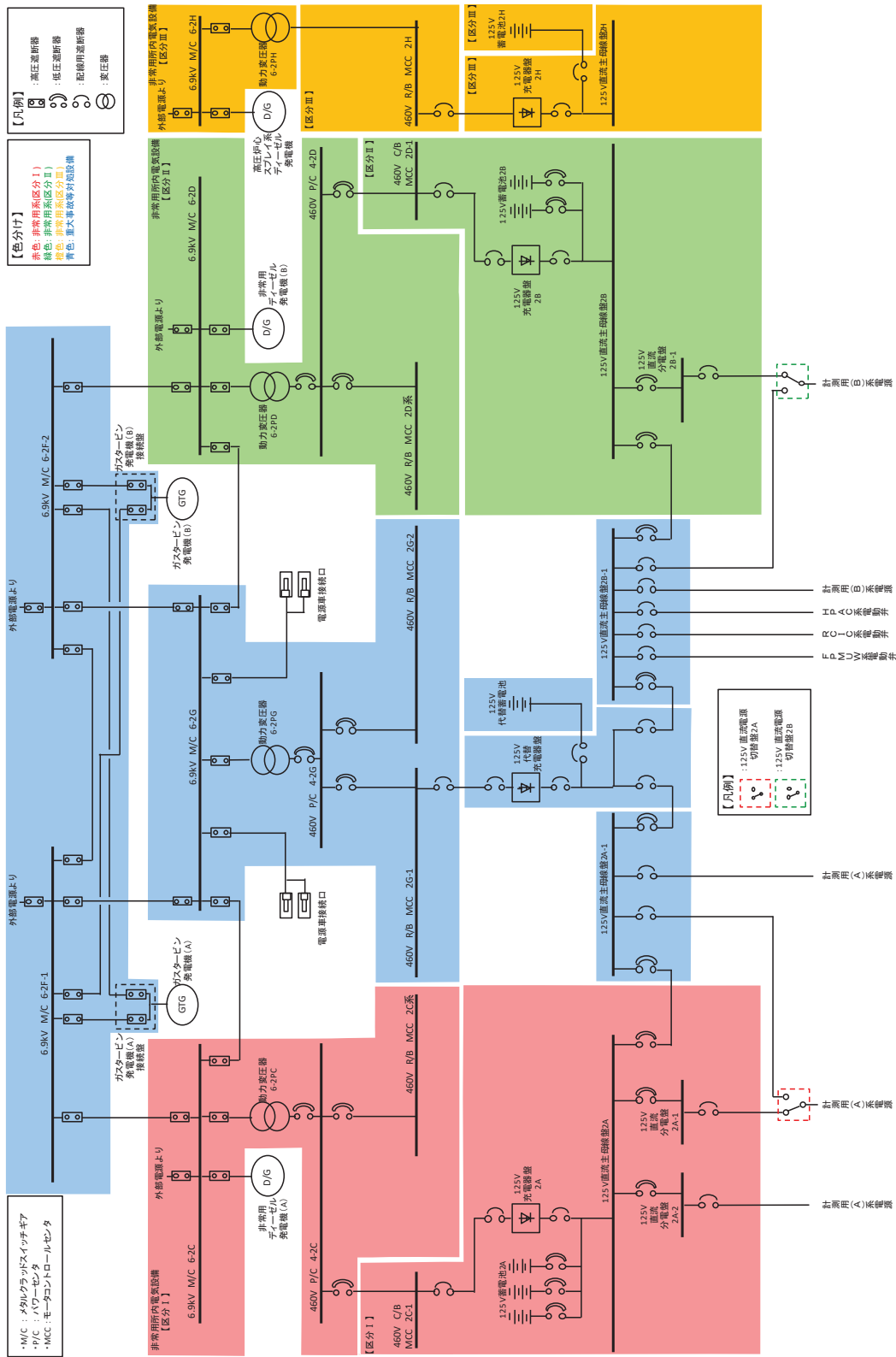
※1 : 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/6)

: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考	
高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水	高圧代替注水系ポンプ	新設	① ③ ④	原子炉压力容器による ろ過水ポンプによる注水	ろ過水ポンプ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は本文参照	
	復水貯蔵タンク	既設			ろ過水タンク	常設				
	高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁	新設			ろ過水系配管・弁	常設				
	主蒸気系配管	既設			補給水系配管・弁	常設				
	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	既設			残留熱除去系配管・弁	常設				
	高圧代替注水系(注水系)配管・弁	新設			原子炉压力容器	常設				
	補給水系配管	既設			常設代替交流電源設備	常設				
	高圧炉心スプレイ系配管・弁	既設			可搬型代替交流電源設備	常設可搬				
	燃料プール補給水系弁	既設			代替所内電気設備	常設				
	原子炉冷却材浄化系配管	既設	—	—	—	—	—	—	—	
	復水給水系配管・弁・スパージャ	既設	—	—	—	—	—	—	—	
	原子炉压力容器	既設	—	—	—	—	—	—	—	
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設	—	—	—	—	—	—	—	
	常設代替直流電源設備	既設	—	—	—	—	—	—	—	
	可搬型代替直流電源設備	新設	—	—	—	—	—	—	—	
	常設代替交流電源設備	新設	—	—	—	—	—	—	—	
	可搬型代替交流電源設備	新設	—	—	—	—	—	—	—	
	原子炉压力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ	既設	① ③ ④	原子炉压力容器による 制御棒駆動水圧系による注水	制御棒駆動水ポンプ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は本文参照
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	既設			復水貯蔵タンク	常設			
		ほう酸水注入系配管・弁	既設			制御棒駆動水圧系配管・弁	常設			
原子炉压力容器		既設	補給水系配管			常設				
常設代替交流電源設備		新設	原子炉压力容器			常設				
可搬型代替交流電源設備		新設	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)			常設				
—		—	常設代替交流電源設備			常設				

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



第2図 電源構成図 (直流通電)

重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

(1) 操作概要

発電所対策本部は、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所並びにホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

現場では、指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続を実施し、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）により送水する。

(2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺，原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び時間

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：9名（重大事故等対応要員）

想定時間：原子炉格納容器下部注水系（可搬型）にあつては380分，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）にあつては385分（訓練実績等）

(4) 作業の成立性

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、夜間における作業性を確保している。

放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備して作業を行う。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。

また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。

また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として、電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）



ホース敷設、接続



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動



流量調整

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容	解釈
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	原子炉圧力指示値が規定値以上	原子炉圧力指示値が [] 以上
	d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧

手順		操作手順記載内容		解釈
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順	(1) 原子炉格納容器下部注水	a. 原子炉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	復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上	復水移送ポンプ出口圧力指示値が [] 以上
		d. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上	復水移送ポンプ出口圧力指示値が [] 以上

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
P13-M0-F010	CRD 復水入口弁	中央制御室
P13-M0-F022	MUWC サンプリング取出止め弁	中央制御室
P15-M0-F001	FPMUW ポンプ吸込弁	中央制御室
P13-M0-F070	T/B 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F071	R/B B1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F171	R/B 1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F073	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	中央制御室
P13-M0-F180	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	中央制御室
P13-M0-F179	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	中央制御室
P70-D001-4	原子炉・格納容器下部注水弁	屋外
P13-F172	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	屋外
P13-F175	緊急時原子炉東側外部注水入口弁	屋外
P13-M0-F190	FW 系連絡第一弁	中央制御室
P13-M0-F191	FW 系連絡第二弁	中央制御室
C41-M0-F001A	SLC タンク 出口弁 (A)	中央制御室
C41-M0-F001B	SLC タンク 出口弁 (B)	中央制御室
C41-M0-F006A	SLC 注入電動弁 (A)	中央制御室
C41-M0-F006B	SLC 注入電動弁 (B)	中央制御室
E11-M0-F083	代替循環冷却ポンプバイパス弁	中央制御室
E11-M0-F082	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F080	代替循環冷却ポンプ吸込弁	中央制御室
E11-M0-F086	RHR MUWC 連絡第一弁	中央制御室
E11-M0-F087	RHR MUWC 連絡第二弁	中央制御室
E11-M0-F003A	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	中央制御室
E11-M0-F009A	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F009B	RHR B 系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F010A	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F010B	RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F062A	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F062B	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	中央制御室
P70-D001-5	格納容器スプレイ弁	屋外
E11-F063A	RHR A 系格納容器代替スプレイ注入元弁	屋外
E11-F063B	RHR B 系格納容器代替スプレイ注入元弁	屋外

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

< 目次 >

1.9.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 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

(a) 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) 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

(c) 水素濃度及び酸素濃度の監視

(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

b. 手順等

1.9.2 重大事故等時の手順

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

a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化

b. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

(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. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化

b. 原子炉格納容器フィルタ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

c. 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

(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による原子炉格納容器内の水素濃度監視

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

1.9.2.2 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電源を代替電源設備から給電する手順

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

1.9.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

- 添付資料 1.9.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.9.2 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料 1.9.3 重大事故等対策の成立性
 - 1. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給
- 添付資料 1.9.4 解釈一覧
 - 1. 判断基準の解釈一覧
 - 2. 操作手順の解釈一覧
 - 3. 弁番号及び弁名称一覧

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、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手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「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手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) BWR

a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内にお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に必要な手順等を整備すること。

(2) PWR のうち必要な原子炉

a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内にお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に必要な手順等を整備すること

(3) BWR 及び PWR 共通

a) 原子炉格納容器内にお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に必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスが、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、水素濃度制御を行う対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.9.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスの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と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{*}を選定する。

※自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十二条及び技術基準規則第六十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.9.1 表に整理する。

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

(a) 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

i. 原子炉格納容器調気系による原子炉格納容器内の不活性化

原子炉格納容器内にお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、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内は、不活性ガス（窒素ガス）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態としており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等にて発生する水素ガス及び酸素ガスにより原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止する。なお、原子炉格納容器ベントを開始するまでは、原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素ガス）が封入された状態となっている。

原子炉格納容器調気系による原子炉格納容器内の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器調気系

- ・原子炉格納容器

ii. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。

この対応手段及び設備は、「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」における「原子炉格納容器負圧破損の防止」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素ガス供給装置
- ・原子炉格納容器調気系 配管・弁
- ・ホース・窒素供給用ヘッド・接続口
- ・原子炉格納容器
- ・燃料補給設備

(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

i. 原子炉格納容器フィルタ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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、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、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器外に排出することにより、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

この対応手段及び設備は、「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」における「原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系系統内を可搬型窒素ガス供給装置から供給する不活性ガス（窒素ガス）にて、発電用原子炉起動前に不活性化した状態としておくことで、原子炉格納容器ベント実施時における水素爆発を防止する。

(i) 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素ガス供給装置
- ・ホース・窒素供給ヘッド・接続口

- ・原子炉格納容器フィルタベント系
- ・燃料補給設備

(ii) 原子炉格納容器フィルタ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

原子炉格納容器フィルタ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で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器フィルタベント系
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・フィルタ装置出口水素濃度

ii. 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、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可燃性ガス濃度制御系により低減し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

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で使用する設備は以下のとおり。

- ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ
- ・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

(c) 水素濃度及び酸素濃度の監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、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の濃度を測定し、監視する手段がある。

i. 格納容器内水素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度監視

原子炉格納容器内において変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度を測定する設備は以下のとおり。

- ・格納容器内水素濃度 (D/W)
- ・格納容器内水素濃度 (S/C)

ii. 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

原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性を把握するのに十分な計測範囲で水素濃度及び酸素濃度を測定する設備は以下のとおり。

- ・格納容器内雰囲気水素濃度

- ・格納容器内雰囲気酸素濃度

(d) 代替電源による必要な設備への給電

上記「(a) 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) 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
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設
備のうち、可搬型窒素ガス供給装置、原子炉格納容器調気系配管・弁、ホー
ス・窒素供給用ヘッダ・接続口、原子炉格納容器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。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び
酸素ガスの排出で使用する設備のうち、原子炉格納容器フィルタベント系、
フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置出口水素濃度は重大事故等
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
(D/W)、格納容器内水素濃度(S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器
内雰囲気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、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代
替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備は重大事故等対処設備として位
置付ける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て
網羅されている。

(添付資料 1.9.1)

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、原子炉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、中長期的な原子炉格納容器内水素対策として有効である。

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原子炉格納容器調気系は、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。また、「1.9.1(2)a.(b)i.(i)可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化」として使用する設備である可搬型窒素ガス供給装置は、発電用原子炉起動前に原子炉格納容器フィルタベント系系統内を不活性化する手段として使用する設備であり、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。

- b. 手順等

上記「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」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時操作手順書（シビアアクシデント）、非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める（第1.9.1表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.9.2表、第1.9.3表）。

(添付資料 1.9.2)

1.9.2 重大事故等時の手順

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

a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等で発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内にお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、発電用原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素ガス）により置換し、発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態を維持する。

これらの操作は、重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

b. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスの反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器内の酸素濃度^{※2}が3.5vol%に到達した場合、又は残留熱除去系による除熱機能が喪失した場合。

※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ(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モニタ(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：ドライ条件の酸素濃度を確認する。

(b) 操作手順

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.9.1図に、概要図を第1.9.2図に、タイムチャートを第1.9.3図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給のため、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器への窒素ガス供給に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

- ④ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に可搬型窒素ガス供給装置の設置作業開始を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑦ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑧ 現場運転員 B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置を原子炉建屋近傍に設置し、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑩ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給のための系統構成を指示する。
- ⑪ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器調気系（以下「AC 系」という。）隔離信号が発生している場合は、原子炉冷却制御盤にて AC 系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑫^a 可搬型窒素ガス供給装置接続口（屋外）を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、発電課長に報告する。
- ⑫^b 可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、発電課長に報告する。
- ⑬ 発電課長は、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.0vol%に到達した場合、運転員にサプレッションチェンバ（以下「S/C」という。）への窒素ガス供給開始を指示する。
- ⑭ 中央制御室運転員 A は、S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁を全開とし、S/C への窒素ガス供給を開始する。
- ⑮ 中央制御室運転員 A は、窒素ガスの供給が開始されたことを格納容器内酸素濃度指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。
- ⑯ 発電課長は、運転員に格納容器内の酸素濃度により窒素ガスの供給先を切替えるよう指示する。
- ⑰^a ドライウェルの酸素濃度が 4.0vol%以上かつ S/C の酸素濃度が 3.8vol%以下となった場合
中央制御室運転員 A は、D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁を全開及

び S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁を全閉としドライウエル（以下「D/W」という。）への窒素供給を行う。

⑰^b D/Wの酸素濃度が3.8vol%以下又はS/Cの酸素濃度が4.0vol%以上となった場合

中央制御室運転員 A は、S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁を全開及び D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁を全閉とし S/C への窒素供給を行う。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 5 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始まで 315 分以内で可能である。

なお、本操作は、原子炉格納容器ベント前、又は原子炉格納容器ベント後に時間が経過した後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。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。可搬型窒素ガス供給装置からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。また、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保する。

(添付資料 1.9.3)

(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. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化

原子炉格納容器フィルタベント系は、可搬型窒素ガス供給装置から供給する不活性ガス（窒素ガス）にて、発電用原子炉起動前に原子炉格納容器フィルタベント系系統内を不活性化した状態としておくことで、原子炉格納容器ベント実施時における系統内での水素爆発を防止する。この操作は、重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

b. 原子炉格納容器フィルタ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

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、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の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、原子炉格納容器フィルタベント系を使用した原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス

及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は中央制御室待避所へ待避し中央制御室待避所内のデータ表示装置（待避所）によりプラントパラメータを継続して監視する。

原子炉格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合、並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入が可能な場合は、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉し、原子炉格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、FCVS ベントライン隔離弁（A）又は FCVS ベントライン隔離弁（B）については、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、原子炉格納容器内の酸素濃度^{*2}が 4.0vol%に到達した場合^{*3}。

※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ (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モニタ (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：ドライ条件の酸素濃度を確認する。

※3：炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合、又は原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に原子炉格納容器ベントの準備を開始する。ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに原子炉格納容器ベントの準備を開始する。

(b) 操作手順

原子炉格納容器フィルタ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手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.9.1 図に、概要図を第 1.9.4 図に、タイムチャートを第 1.9.5 図に示す。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系補機類の操作手順は「1.7.2.1 (1)

a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器の減圧及び除熱」にて整備する。

[S/C ベントの場合 (D/W ベントの場合, 手順⑫以外は同様)]

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に到達したことを発電所対策本部長に報告する。
- ② 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ③ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント前の確認として、AC 系隔離信号が発生している場合は、原子炉冷却制御盤にて AC 系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、ベント用 SGTS 側隔離弁、格納容器排気 SGTS 側止め弁、ベント用 HVAC 側隔離弁、格納容器排気 HVAC 側止め弁、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁の全閉を確認する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、FCVS ベントライン隔離弁(A)又は FCVS ベントライン隔離弁(B)を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作設備による操作で FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) を全開する手段がある。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度指示値を適宜確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度に関する情報を、発電所対策本部長に報告する。
- ⑩ 発電所対策本部長は、原子炉格納容器内の水素濃度が 4.0vol%及び酸素濃度が 4.3vol%に到達した場合、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系による S/C 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。また、S/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合は、D/W 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ⑪ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系による S/C 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。また、S/C 側からの原子炉

格納容器ベントができない場合は、D/W 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。

⑫^aS/C 側からの原子炉格納容器ベントの場合

中央制御室運転員 A は、S/C ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作設備による操作にて S/C ベント用出口隔離弁を全開する手段がある。

⑫^bS/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合

中央制御室運転員 A は、D/W ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作設備による操作にて D/W ベント用出口隔離弁を全開する手段がある。

⑬ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを、原子炉格納容器内の水素濃度指示値及び原子炉格納容器内の酸素濃度指示値の低下、並びにフィルタ装置出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを発電所対策本部長に報告する。

⑭ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント開始後、フィルタ装置出口水素濃度による水素濃度の監視及びフィルタ装置出口放射線モニタによる放射線量率の監視を行う。また、重大事故等対策要員は、フィルタ装置出口放射線モニタから得た放射線量率及び事前にフィルタ装置出口配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数を用いて放射性物質濃度を推定する。

⑮ 発電課長は、原子炉格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入が可能となった場合は、発電所対策本部長に報告する。

⑯ 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器ベントの停止を指示する。

⑰ 発電課長は、運転員に S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁の全閉による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。

⑱ 中央制御室運転員 A は、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。

⑲ 発電課長は、原子炉格納容器ベント停止後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、発電所

対策本部長に報告する。

- ⑳ 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ㉑ 発電課長は、運転員に FCVS ベントライン隔離弁の全閉による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ㉒ 中央制御室運転員 A は、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器フィルタ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開始まで 20 分以内で可能である。

c. 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

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容器内の水素濃度の抑制を行う。

なお、可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下に維持する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器内の水素濃度が 4.0vol%以下で、可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合^{※2}。

※1: 格納容器内雰囲気放射線モニタ (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モニタ (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: 原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下である場合。

(b) 操作手順

可燃性ガス濃度制御系 (A) による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順の概要は以下のとおり。(可燃性ガス濃度制御系 (B) による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順も同様)

手順の対応フローを第 1.9.1 図に、概要図を第 1.9.6 図に、タイムチャートを第 1.9.7 図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可燃性ガス濃度制御系(A)による原子炉格納容器内の水素濃度制御の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系(A)による原子炉格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ、ヒータ、電動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、残留熱除去系(A)(サブプレッションプール水冷却モード)が運転中であり、可燃性ガス濃度制御系(A)冷却器への冷却水供給が可能であることを確認する。
- ④中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系(A)起動準備として、可燃性ガス濃度制御系(A)隔離信号の除外操作を実施し、発電課長に可燃性ガス濃度制御系の起動準備完了を報告する。
- ⑤発電課長は、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下であることを確認し、運転員に可燃性ガス濃度制御系の起動操作を指示する。
- ⑥中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系(A)の起動操作を実施し、可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量指示値及び可燃性ガス濃度制御系ブロワ入口流量指示値の上昇後、系統が安定していることを確認する。
- ⑦中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系ヒータが正常に動作していることを加熱管表面温度指示値及び再結合器表面温度指示値の上昇により確認し、予熱運転が開始したことを確認する。
- ⑧中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系起動後 180 分以内に可燃性ガス濃度制御系の予熱運転が完了することを確認し、その後再結合器内ガス温度指示値が規定値で安定し温度制御されることを確認する。
- ⑨中央制御室運転員 A は、格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値から可燃性ガス濃度制御系の吸込流量と再循環流量の調整を実施する。
- ⑩中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御が行われていることを格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値が低下することにより確認し、発電課長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名により実施した場合、作業開始判断から可燃性ガス濃度制御系起動まで 20 分以内で可能である。また、可燃性ガス濃度制御系起動後、再結合運転開始までの予熱時間は 180 分以内で可能である。

(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による原子炉格納容器内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等で原子炉格納容器内に発生する水素ガスの濃度を格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)により監視する。

なお、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)は、通常時から常時監視が可能である。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※。

※: 格納容器内雰囲気放射線モニタ(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モニタ(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。

(b) 操作手順

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)による原子炉格納容器内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)による原子炉格納容器内の水素濃度の監視を指示する。
- ② 中央制御室運転員Aは、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)による原子炉格納容器内の水素濃度の監視を強化する。また、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)による原子炉格納容器内の水素濃度の監視を強化する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員1名により確認を実施する。運転員による準備や起動操作はない。

- 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
- 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等で原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度により監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※

※：格納容器内雰囲気放射線モニタ (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モニタ (CAMS) が使用できない場合に原子炉压力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

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の監視手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.9.1 図に、概要図を第 1.9.8 図に示す。

なお、格納容器内雰囲気計装は、重大事故等時には代替交流電源設備からの給電により電源を確保し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保した後、計測を開始する。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に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の監視を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、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の監視に必要なサンプリングポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、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の測定が開始されたことを確認し、発電課長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応は、運転員 1 名により確認を実施する。運転員による準備や起動操作はない。

1.9.2.2 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電源を代替電源設備から給電する手順

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉格納容器破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

代替電源設備により給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

原子炉格納容器フィルタベント系補機類の操作手順については、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

監視計器への電源供給手順及び可搬型窒素ガス供給装置への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.9.2.4 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 1.9.9 図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合は、格納容器内雰囲気計装により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を、格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) により原子炉格納容器内の水素濃度を監視する。

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合において、原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下に維持可能で、原子炉格納容器内の水素濃度が規定値以下の場合は、可燃性ガス濃度制御系を起動し、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを再結合させることで、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度が可燃限界へ到達することを防止する。

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の抑制ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が 3.5vol% に到達した場合は、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスの反応による水素爆発を防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により不活性ガス（窒素ガス）を原子炉格納容器内へ注入する準備を行う。原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.0vol% に到達した場合は、可搬型窒素ガス供給装置により不活性ガス（窒素ガス）を原子炉格納容器内へ注入する。原子炉格納容器内の水素濃度が 4.0vol% 及び酸素濃度が 4.3vol% に到達した場合は、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出することで、水素爆発の発生を防止する。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系を用いて、原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる S/C を経由する経路を第一優先とする。S/C ベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/W を経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。

発電用原子炉起動時には、原子炉格納容器内の空気を窒素ガスにより置換し、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内雰囲気を不活性化した状態を維持することで、原子炉格納容器内の気体の組成が可燃限界に至ることを防ぎ、原子炉格納容器内における水素爆発の発生を防止している。

対応手段，対処設備，手順書一覧(2/3)

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
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	原子炉格納容器フィルタベント系 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置出口水素濃度	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」※3
	—	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装置プロロ 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 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書（設備別） 「可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御」
	—	原子炉格納容器内の水素濃度監視	格納容器内水素濃度（D/W） 格納容器内水素濃度（S/C）	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書（設備別） 「格納容器内雰囲気モニタ起動および水素・酸素濃度監視」

- ※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化している。
- ※2：発電用原子炉起動前に原子炉格納容器フィルタベント系系統内は不活性化した状態とする。
- ※3：原子炉格納容器フィルタベント系補機類の手順は「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。
- ※4：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
- ※5：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※6：原子炉格納容器調気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。
- ※7：可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化に用いる可搬型窒素ガス供給装置及び燃料補給設備は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，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。

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	—	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 格納容器内雰囲気計装による	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内雰囲気酸素濃度	非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書（設備別） 「格納容器内雰囲気モニタ起動および水素・酸素濃度監視」 重大事故等対応要領書 「原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」 ※4
	—	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 ※5 可搬型代替交流電源設備 ※5 所内常設蓄電式直流電源設備 ※5 常設代替直流電源設備 ※5 可搬型代替直流電源設備 ※5	— ※5

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

※2：発電用原子炉起動前に原子炉格納容器フィルタベント系系統内は不活性化した状態とする。

※3：原子炉格納容器フィルタベント系補機類の手順は「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。

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

※5：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※6：原子炉格納容器調気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。

※7：可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化に用いる可搬型窒素ガス供給装置及び燃料補給設備は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，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 重大事故等対処設備に係る監視計器

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)	
1.9.2.1 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. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給			
非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「可搬型窒素ガス供給装置による窒素封入」	判断基準	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		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モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	電源の確保	4-2C 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧	
	操作	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
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 b. 原子炉格納容器フィルタ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			
非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	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モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(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	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 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モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度
		最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 (広帯域) フィルタ装置入口圧力 (広帯域) フィルタ装置出口圧力 (広帯域) フィルタ装置水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ

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)
1.9.2.1 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 c. 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		
非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書(設備別) 「可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)
		原子炉格納容器内の酸素濃度
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力
	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モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(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温度	サプレッションプール水温度
	判断基準 最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系ポンプ(A)出口流量 残留熱除去系ポンプ(B)出口流量 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 残留熱除去系熱交換器(A)冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器(B)冷却水入口流量 原子炉補機冷却水系(A)冷却水供給温度 原子炉補機冷却水系(B)冷却水供給温度
		電源の確保

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)
1.9.2.1 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 c. 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		
非常時操作手順書(シビ アアクシデント) 「ベントストラテジ」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)
	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サプレッションプール水温度
非常時操作手順書(設備 別) 「可燃性ガス濃度制御 系による水素濃度制御」	操作 補機監視機能	可燃性ガス濃度制御系(A)入口ガス流量 可燃性ガス濃度制御系(B)入口ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロワ(A)入口流量 可燃性ガス濃度制御系ブロワ(B)入口流量 可燃性ガス濃度制御系ブロワ(A)入口圧力 可燃性ガス濃度制御系ブロワ(B)入口圧力 可燃性ガス濃度制御系加熱管(A)内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系加熱管(B)内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系加熱管(A)出口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系加熱管(B)出口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系加熱管(A)表面温度 可燃性ガス濃度制御系加熱管(B)表面温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器(A)内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器(B)内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器(A)表面温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器(B)表面温度 可燃性ガス濃度制御系(A)入口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系(B)入口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系ブロワ(A)入口温度 可燃性ガス濃度制御系ブロワ(B)入口温度 可燃性ガス濃度制御系冷却器(A)出口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系冷却器(B)出口ガス温度

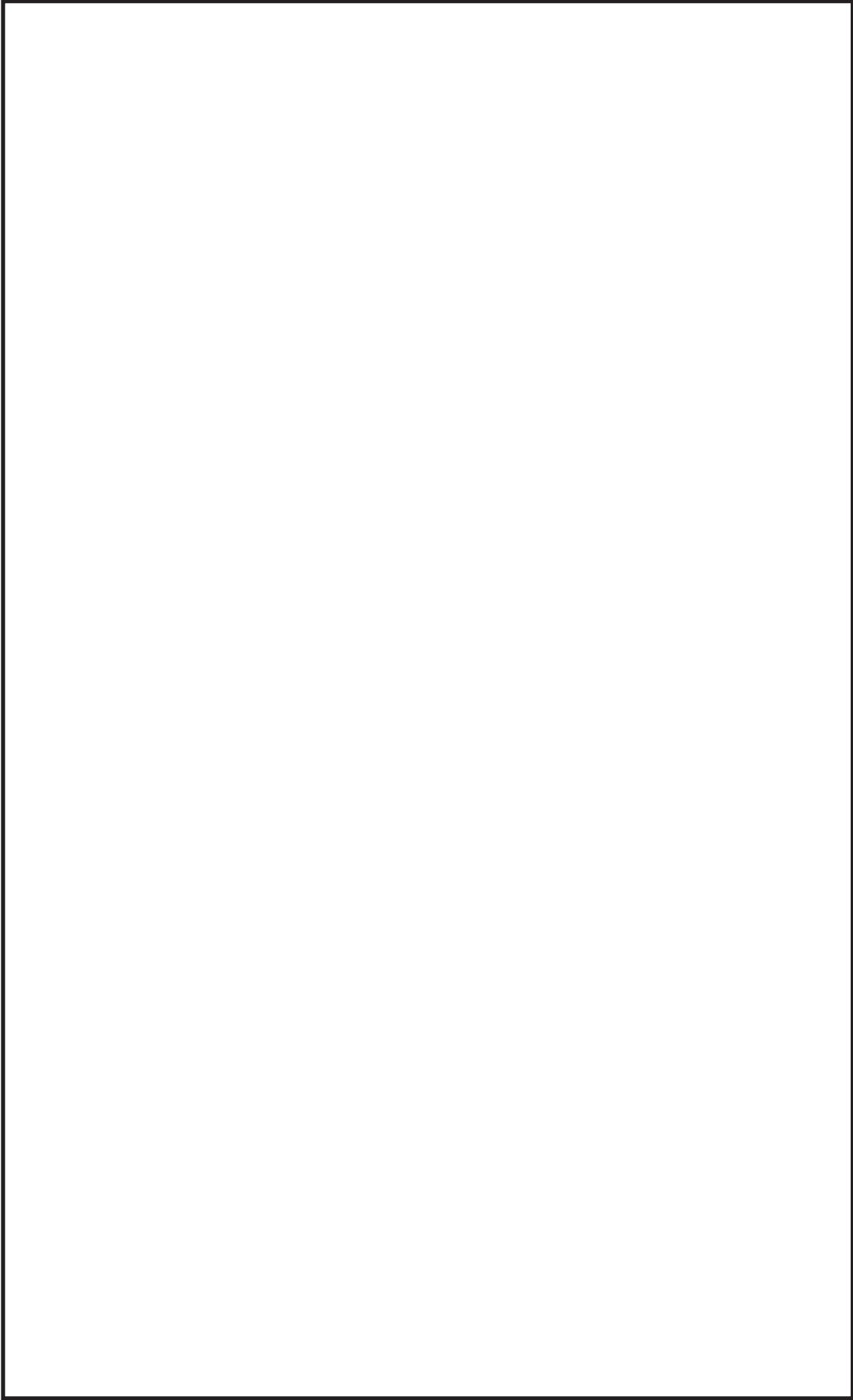
監視計器一覧(4/4)

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)	
1.9.2.1 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による原子炉格納容器内の水素濃度監視			
非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書(設備別) 「格納容器内雰囲気モニタ起動および水素・酸素濃度監視」	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モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(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(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)
		電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 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(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)	
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			
非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 [原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保] 非常時操作手順書(設備別) 「格納容器内雰囲気モニタ起動および水素・酸素濃度監視」	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モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(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	格納容器内雰囲気水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
	電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧	
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
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(A)冷却水供給温度 原子炉補機冷却水系(B)冷却水供給温度	

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

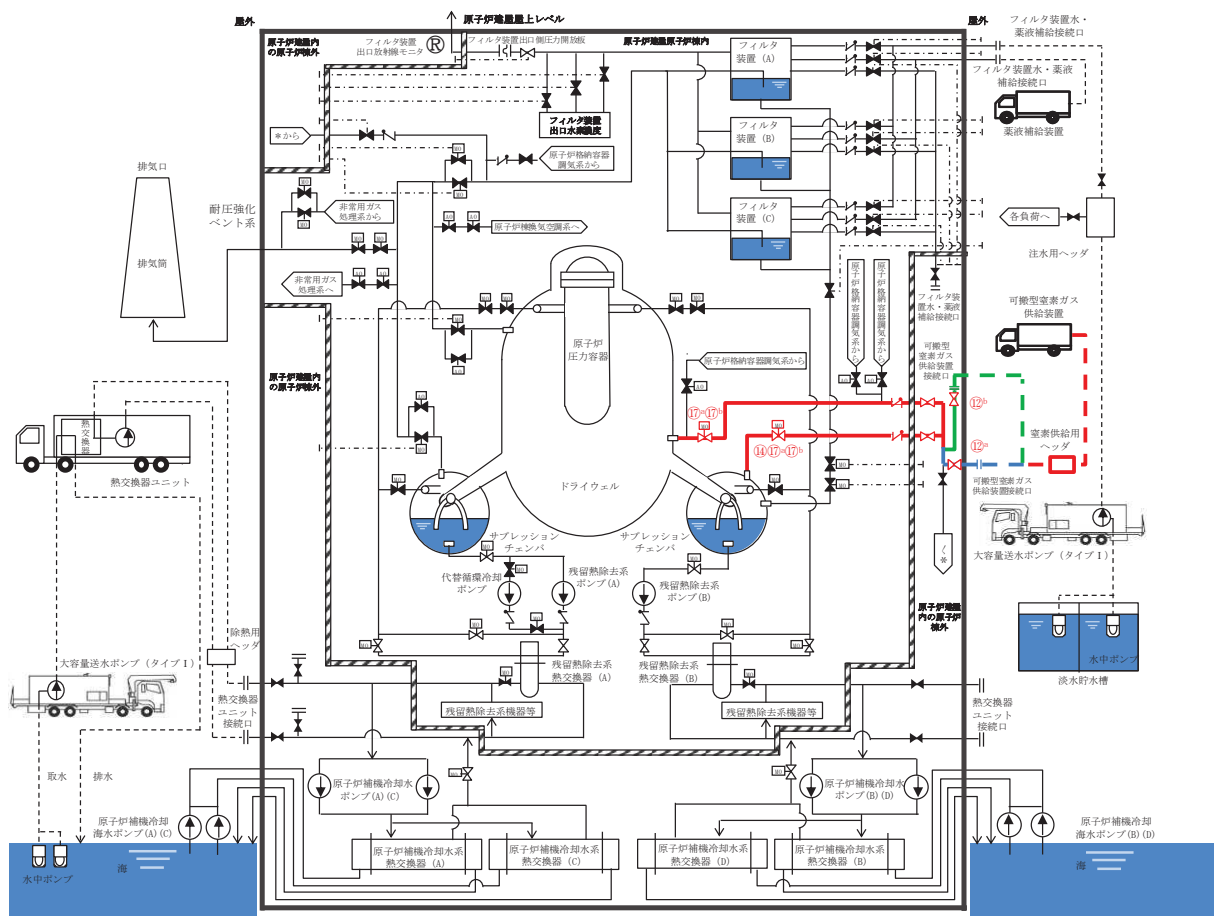
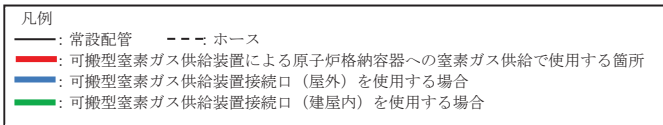
対象条文	供給対象設備	供給元		
		設備	母線	
【1.9】 水素爆発による 原子炉格納容器 の破損を防止す るための手順等	原子炉格納容器フ ィルタベント系弁	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
	原子炉格納容器調 気系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
	フィルタ装置出口 放射線モニタ	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
			125V 直流主母線 2B-1	
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
			125V 直流主母線 2B-1	
	可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1		
		125V 直流主母線 2B-1		
	水素濃度及び酸素 濃度監視計器	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
			非常用低圧母線 MCC 2D 系	
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
			非常用低圧母線 MCC 2D 系	
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
			125V 直流主母線 2B-1	
	常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1		
		125V 直流主母線 2B-1		
	計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
非常用低圧母線 MCC 2D 系				
可搬型代替交流電源設備		非常用低圧母線 MCC 2C 系		
		非常用低圧母線 MCC 2D 系		
可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1			
	125V 直流主母線 2B-1			

※：供給負荷は監視計器



第1.9.1 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「ベントストラテジ」における対応フロー

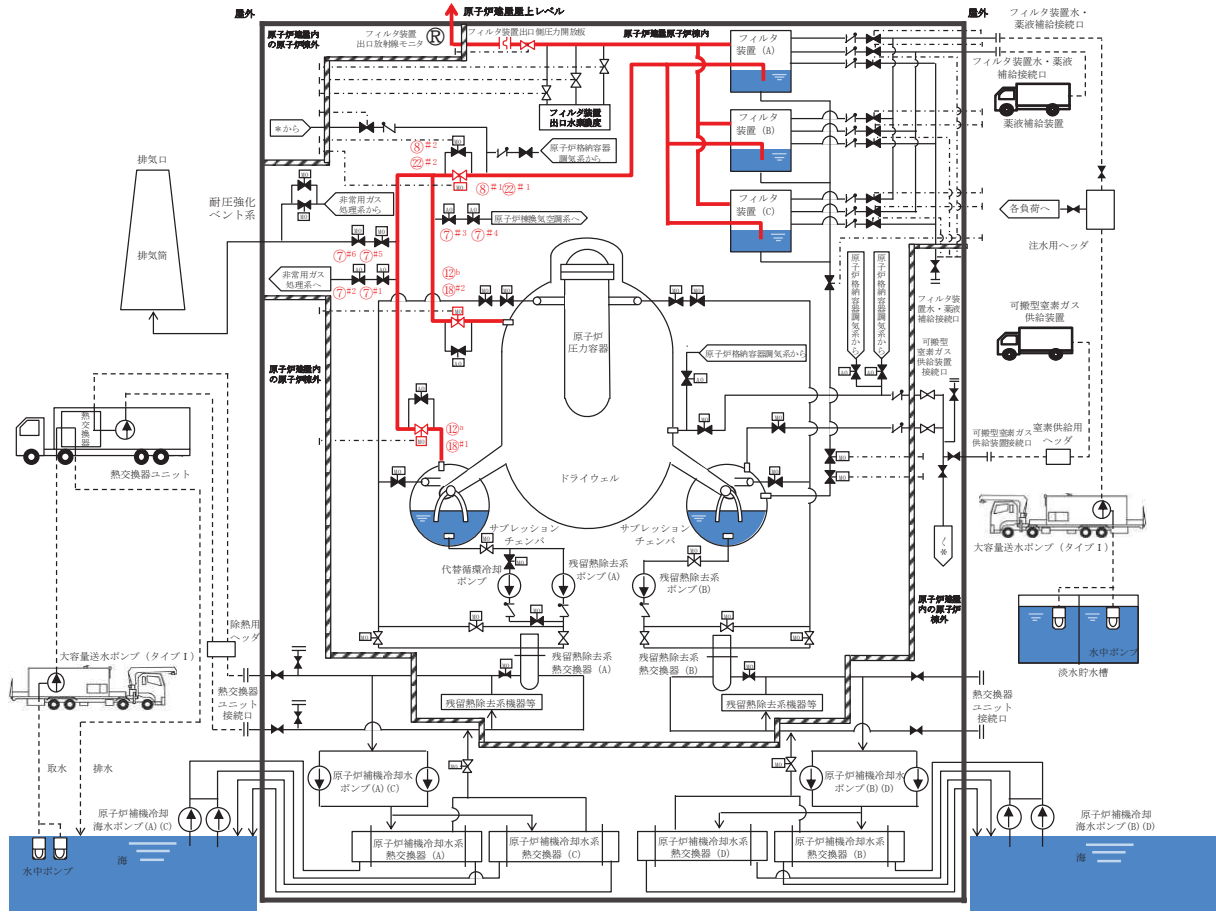
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑫ ^a	PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F055	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫ ^b	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F067	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑭⑰ ^a ⑰ ^b	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	T48-M0-F063	中央制御室
⑰ ^a ⑰ ^b	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	T48-M0-F011	中央制御室

第 1.9.2 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給概要図

凡例
 — : 常設配管 - - - : ホース
 — : 原子炉格納容器フィルタ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排出を実施する場合



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑦#1	ベント用 SGTS 側隔離弁	T48-A0-F020	中央制御室
⑦#2	格納容器排気 SGTS 側止め弁	T48-A0-F045	中央制御室
⑦#3	ベント用 HVAC 側隔離弁	T48-A0-F021	中央制御室
⑦#4	格納容器排気 HVAC 側止め弁	T48-A0-F046	中央制御室
⑦#5	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T48-M0-F043	中央制御室
⑦#6	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	T48-M0-F044	中央制御室
⑧#1②②#1	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室
⑧#2②②#2	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室
⑫ ^a ⑬#1	S/C ベント用出口隔離弁	T48-M0-F022	中央制御室
⑫ ^b ⑬#2	D/W ベント用出口隔離弁	T48-M0-F019	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.9.4 図 原子炉格納容器フィルタ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排出 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
原子炉格納容器フィルタ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(S/Cベントの場合)	1 中央制御室運転員A	20分 水素ガス及び酸素ガス排出開始							操作手順
		電源確認 ^{※1}	系統構成 ^{※2}	ベント開始 ^{※2}					④ ⑤~⑧ ⑫ ^a

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

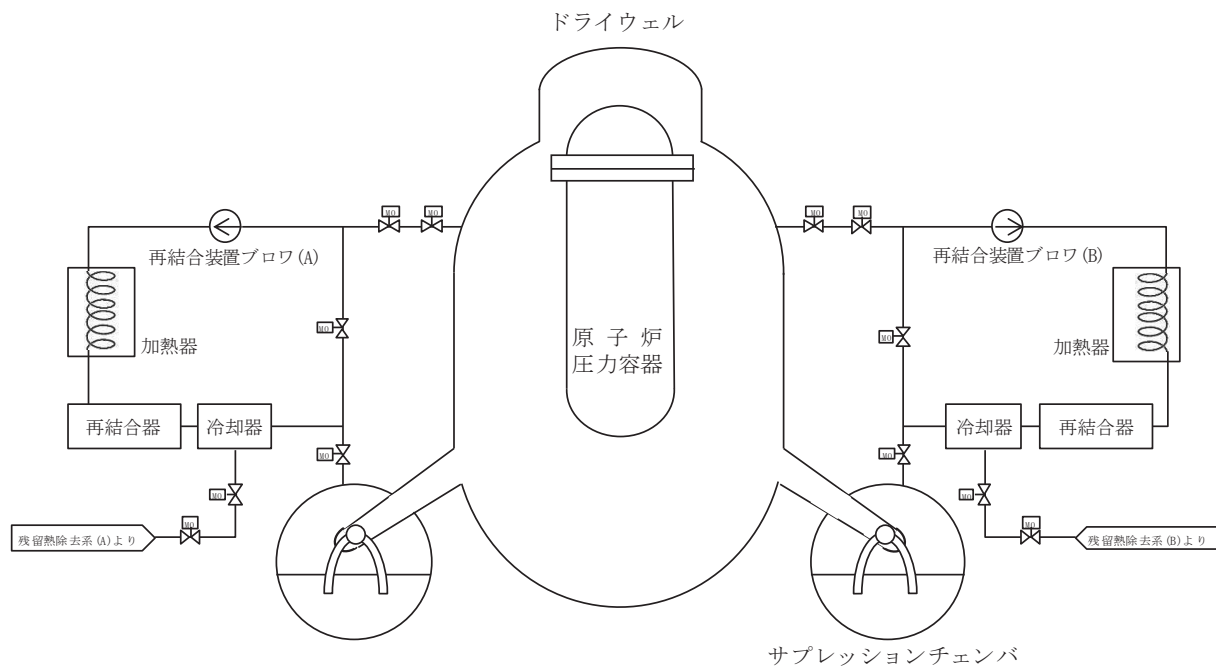
※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
原子炉格納容器フィルタ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(D/Wベントの場合)	1 中央制御室運転員A	20分 水素ガス及び酸素ガス排出開始							操作手順
		電源確認 ^{※1}	系統構成 ^{※2}	ベント開始 ^{※2}					④ ⑤~⑧ ⑫ ^b

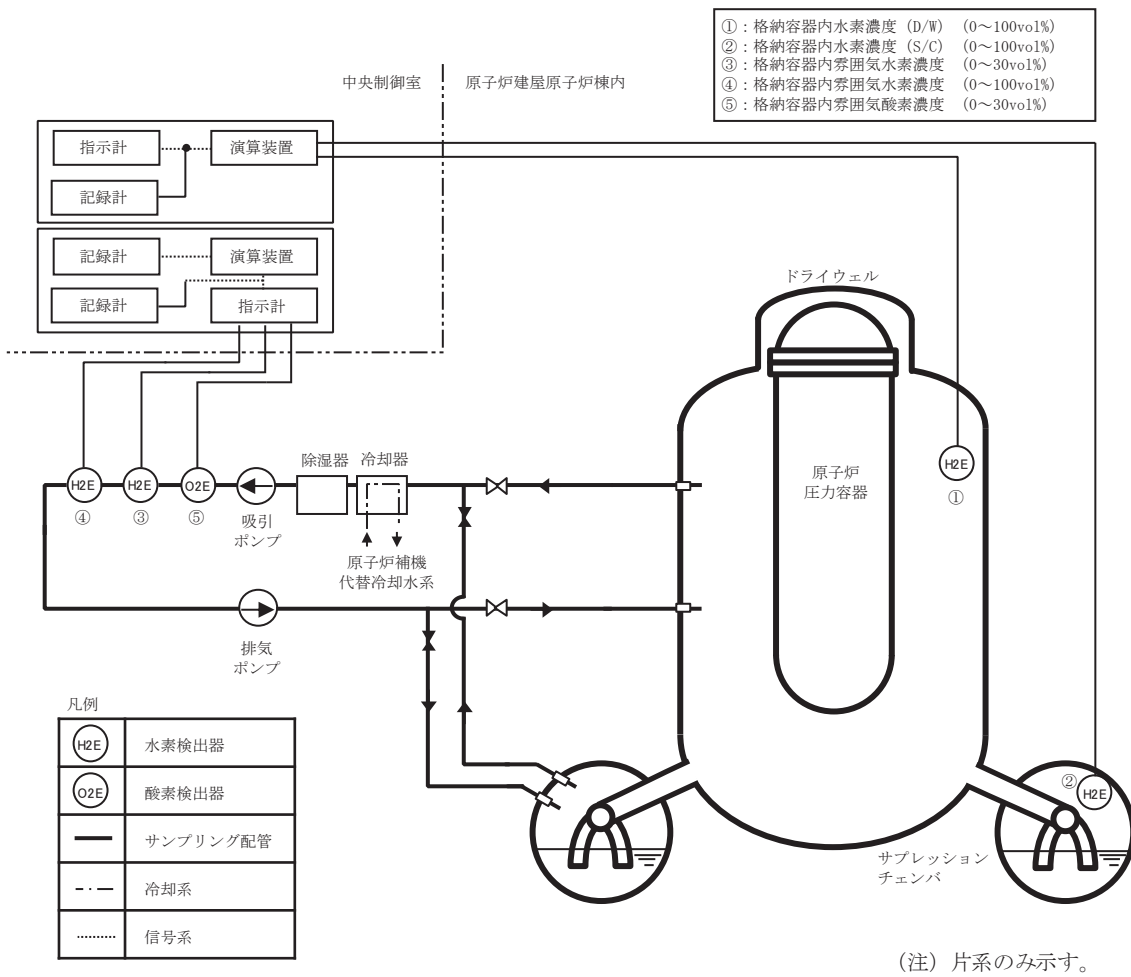
※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

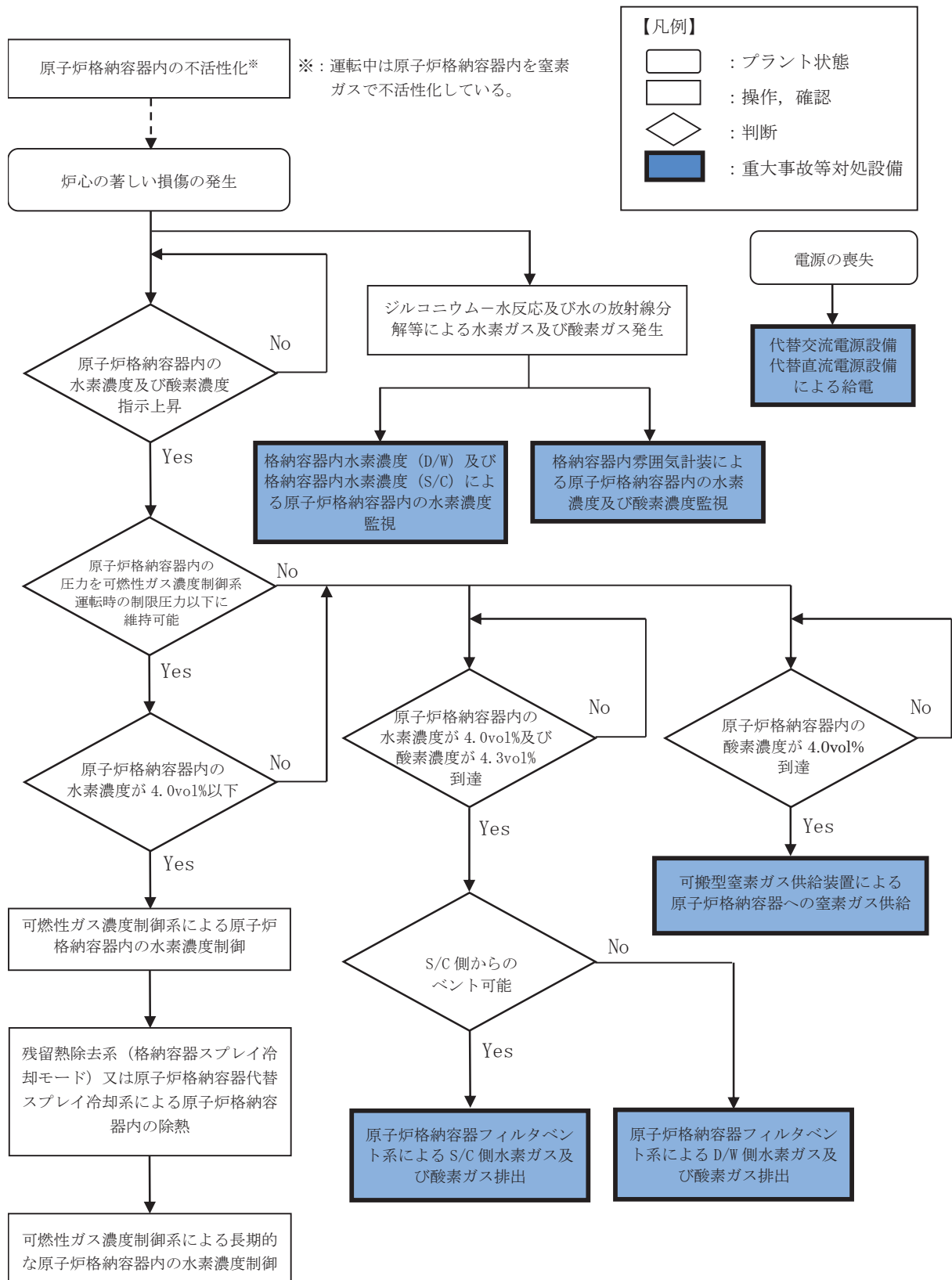
第 1.9.5 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出 タイムチャート



第 1.9.6 図 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 概要図



第 1.9.8 図 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の監視 概要図



第 1.9.9 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/3）

技術的能力審査基準（1.9）	番号	設置許可基準規則（52条）	技術基準規則（67条）	番号
<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において、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ために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>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。</p>	<p>【本文】</p> <p>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。</p>	⑤
<p>【解釈】</p> <p>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に必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第52条に規定する「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必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第67条に規定する「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必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) BWR</p> <p>a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内にお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に必要な手順等を整備すること。</p>	② ※1	<p><BWR></p> <p>a) 原子炉格納容器を不活性化すること。</p>	<p><BWR></p> <p>a) 原子炉格納容器を不活性化すること。</p>	⑥ ※1
<p>(2) PWRのうち必要な原子炉</p> <p>a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内にお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に必要な手順等を整備すること。</p>	—	<p><PWRのうち必要な原子炉></p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p>	<p><PWRのうち必要な原子炉></p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p>	—
<p>(3) BWR及びPWR共通</p> <p>a) 原子炉格納容器内にお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に必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	③	<p><BWR及びPWR共通></p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路で水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	<p><BWR及びPWR共通></p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路で水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	⑦
<p>b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	④	<p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設定すること。</p>	<p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設定すること。</p>	⑧
		<p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備から給電を可能とすること。</p>	<p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備から給電を可能とすること。</p>	⑨

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により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。

※2：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化している。

原子炉格納容器調気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。

※3：発電用原子炉起動前に原子炉格納容器フィルタベント系系統内は不活性化した状態とする。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化に用いる可搬型窒素ガス供給装置は、発電用原子炉起動前に使用するものであり、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。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/3)

 : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉格納容器内調気系の不活性化による	原子炉格納容器調気系※2	既設 新設	① ② ⑤ ⑥	—	—	—	—	—	—
	原子炉格納容器	既設							
	—	—							
可搬型窒素ガス供給装置による	可搬型窒素ガス供給装置	新設	① ② ⑤ ⑥	—	—	—	—	—	—
	原子炉格納容器調気系配管・弁	既設 新設							
	ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口	新設							
	原子炉格納容器	既設							
	燃料補給設備	新設							
可搬型窒素ガス供給装置による	可搬型窒素ガス供給装置※3	新設	① ⑤ ⑦	—	—	—	—	—	—
	原子炉格納容器フィルタベント系	新設							
	ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口	新設							
	燃料補給設備	新設							

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により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。

※2：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化している。
原子炉格納容器調気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。

※3：発電用原子炉起動前に原子炉格納容器フィルタベント系系統内は不活性化した状態とする。
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化に用いる可搬型窒素ガス供給装置は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，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。

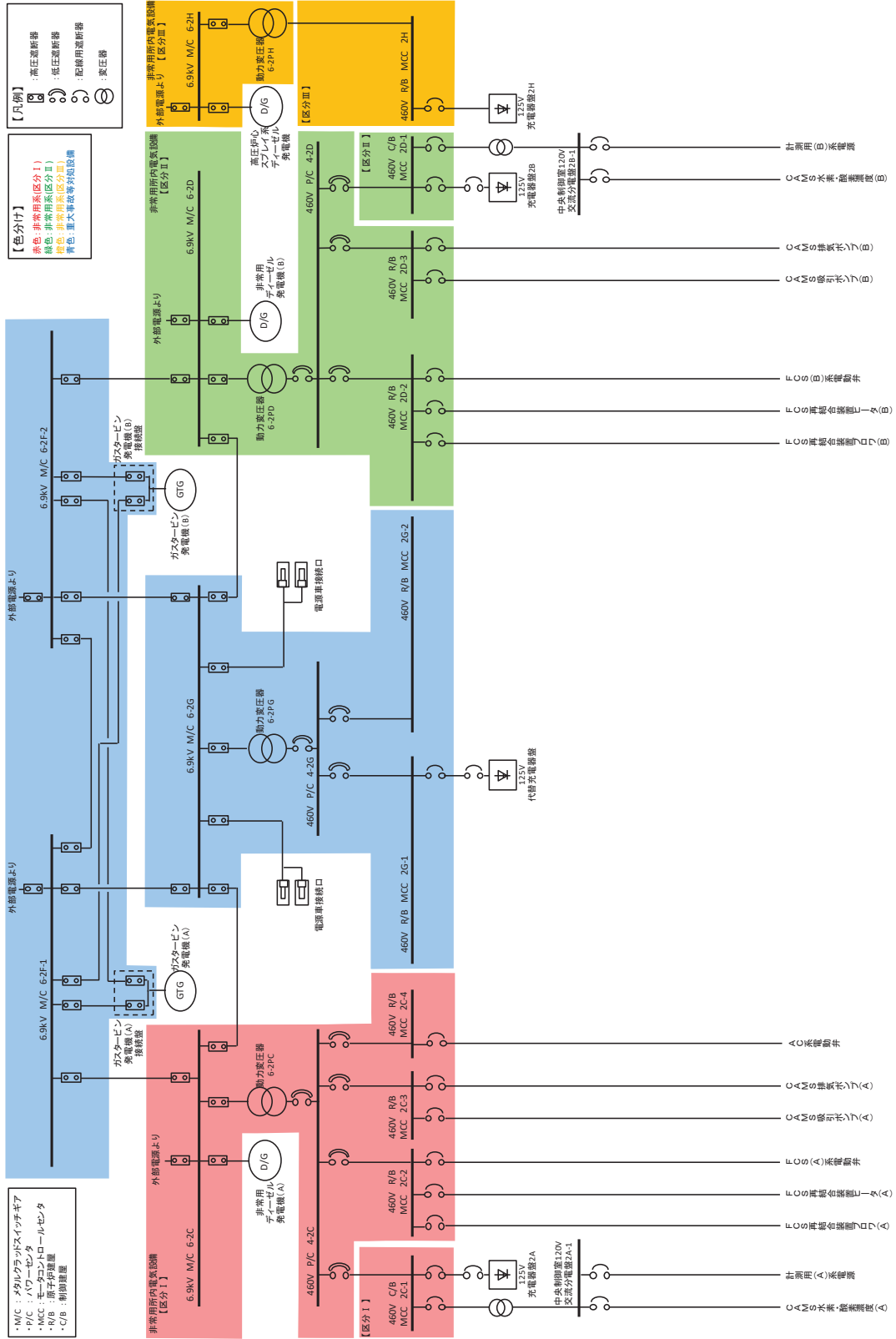
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/3)

 ：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
系原子炉による格納容器内水素濃度及び酸素濃度の監視	原子炉格納容器フィルタベント系	新設	① ④ ⑤ ⑦	子可燃性格納容器内度の制水素濃度による御原	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロー	常設	20分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	フィルタ装置出口放射線モニタ	新設			可燃性ガス濃度制御系再結合装置	常設			
	フィルタ装置出口水素濃度	新設			可燃性ガス濃度制御系配管・弁	常設			
	—	—			残留熱除去系	常設			
る格納容器内水素濃度監視	格納容器内水素濃度(D/W)	新設	① ⑤ ⑧	—	—	—	—	—	—
	格納容器内水素濃度(S/C)	新設			—	—			
	—	—			—	—			
る格納容器内酸素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内雰囲気水素濃度	既設 新設	① ⑤ ⑧	—	—	—	—	—	—
	格納容器内雰囲気酸素濃度	既設			—	—			
	—	—			—	—			
必要な電源への給電	常設代替交流電源設備	新設	① ③ ⑤ ⑨	—	—	—	—	—	—
	可搬型代替交流電源設備	新設			—	—			
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設			—	—			
	常設代替直流電源設備	新設			—	—			
	可搬型代替直流電源設備	新設			—	—			

- ※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により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。
- ※2：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化している。
原子炉格納容器調気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。
- ※3：発電用原子炉起動前に原子炉格納容器フィルタベント系系統内は不活性化した状態とする。
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化に用いる可搬型窒素ガス供給装置は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，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。

対応手段として選定した設備の電源構成図



第1図 電源構成図 (交流電源)

重大事故等対策の成立性

1. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

(1) 操作概要

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原子炉格納容器の破損を防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。

窒素ガスの供給は可搬型窒素ガス供給装置で行い、当該装置を原子炉格納容器調気系にホースで接続する。

(2) 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給のうち、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：5名（重大事故等対応要員5名）

想定時間：300分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型窒素ガス供給装置からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

解釈一覧
1. 判断基準の解釈一覧

手順	判断基準記載内容	解釈
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	c. 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	原子炉格納容器内圧力にて以下。
(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	原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下である場合。	[]

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧

手順	操作手順記載内容	解釈
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	<p>原子炉格納容器内圧力が <input type="text"/> に到達し、予熱運転が完了</p> <p>再結合器内ガス温度指示値が <input type="text"/> に到達</p>
b. 原子炉格納容器内圧力が可溶性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下であることを確認	原子炉格納容器内の圧力が可溶性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下であることを確認	<p>原子炉格納容器内圧力が <input type="text"/> 以下であることを確認</p> <p>再結合器内ガス温度指示値が <input type="text"/> に到達し、予熱運転が完了</p>
c. 可溶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	可溶性ガス濃度制御系の予熱運転が完了	<p>再結合器内ガス温度指示値が規定値</p>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
T48-A0-F020	ベント用 SGTS 側隔離弁	中央制御室
T48-A0-F045	格納容器排気 SGTS 側止め弁	中央制御室
T48-A0-F021	ベント用 HVAC 側隔離弁	中央制御室
T48-A0-F046	格納容器排気 HVAC 側止め弁	中央制御室
T48-M0-F043	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	中央制御室
T48-M0-F044	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	中央制御室
T63-M0-F001	FCVS ベントライン隔離弁(A)	中央制御室
T63-M0-F002	FCVS ベントライン隔離弁(B)	中央制御室
T48-M0-F022	S/C ベント用出口隔離弁	中央制御室
T48-M0-F019	D/W ベント用出口隔離弁	中央制御室
T48-M0-F011	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	中央制御室
T48-M0-F063	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	中央制御室
T63-F701	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F702	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F703	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F055	PSA 窒素供給ライン元弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F055	建屋内窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)