

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7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（個別手順）

平成27年10月

東京電力株式会社

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. 自動減圧系機能喪失時の対応手段及び設備
 - (a) 代替減圧
 - (b) 常設直流電源系統喪失時の減圧
 - (c) 逃がし安全弁作動窒素ガス喪失時の減圧
 - (d) 逃がし安全弁作動可能な環境条件
 - (e) 復旧
 - b. インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応手段及び設備
 - c. 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - d. 手順等

1.3.2 重大事故等発生時の手順

1.3.2.1 自動減圧系機能喪失時の対応手順

- (1) 代替減圧
 - a. 手動による原子炉減圧
- (2) 常設直流電源系統喪失時の減圧
 - a. 可搬型小型バッテリーによる逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放
 - b. 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放
- (3) 逃がし安全弁作動窒素ガス喪失時の減圧
 - a. 高圧窒素ガスポンベ（予備）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）駆動源確保
- (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

1.3.2.2 インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応手順

- (1) E O P 「原子炉建屋制御」

1.3.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

1.3.2.4 重大事故等発生時の対処設備の選択

- 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 重大事故対策の成立性
 - 1. 高圧窒素ガスポンベ（予備）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）駆動源確保
 - 2. インターフェイスシステム L O C A 発生時の高圧炉心注水系からの漏えい停止操作
- 添付資料 1.3.4 インターフェイスシステム L O C A 時の概略図
- 添付資料 1.3.5 インターフェイスシステム L O C A 発生時における破断箇所の隔離ができない場合の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 L O C A 発生時の検知手段について

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、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による減圧機能である。

インターフェイスシステムLOCA発生時は、逃がし安全弁による減圧操作を行うとともに、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、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の対処設備を整備しており、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。

1.3.1 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状態にある場合には、原子炉の減圧が必要である。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、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を設置している。

この設計基準事故対処設備が故障等、全交流動力電源喪失又は直流電源喪失により機能喪失した場合を想定し、その設備が有する機能を代替可能な対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

なお、重大事故等対処設備の選定にあたっては、以下を原則とする。

- ・配管等の静的機器の故障（破断、漏えい等）は想定しない。
- ・ポンプ等の動的機器は、新たに駆動源を確保できればその機能を復旧できるものとする。なお、動的機器のうち手動操作も可能な弁については、現場での操作も可能とする。

また、インターフェイスシステムLOCAの対応手段と設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、設計基準事故対処設備による対応手段及び柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 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、重大事故等対処設備，設計基準事故対処設備及び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

上記「(1)対応手段と設備の選定の考え方」に基づき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，設計基準事故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，設計基準事故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表 1.3.1 に整理する。

a. 自動減圧系機能喪失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逃がし安全弁（自動減圧機能付き）が故障等により原子炉の減圧ができない場合に，原子炉減圧の自動化又は，手動操作により原子炉を減圧する手段がある。

i. 原子炉減圧の自動化

原子炉水位低（L-1）の状態が10分間継続し，かつ残留熱除去系ポンプが運転している場合に，代替自動減圧機能により原子炉を自動で減圧する。

代替自動減圧機能により原子炉を減圧する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能付き C，H，N，T の4弁）
- ・代替自動減圧機能

ii. 手動による原子炉減圧

低圧注水系又は低圧代替注水系による原子炉注水を行う等，原子炉の減圧が必要な場合に，中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁又はタービンバイパス弁を開操作して原子炉を減圧する。

原子炉を手動で減圧する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁
- ・タービンバイパス弁
- ・タービン制御系

(b) 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逃がし安全弁の駆動に必要な常設直流電源が喪失し、原子炉の減圧ができない場合に、可搬型小型バッテリーにより逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の機能を回復させて原子炉を減圧する又は代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を駆動させ原子炉を減圧する手段がある。

i. 可搬型小型バッテリー接続による減圧

逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の駆動回路に可搬型小型バッテリーを接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の機能を回復させて原子炉を減圧する。

可搬型小型バッテリー接続による減圧に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）
- ・ 可搬型小型バッテリー

ii. 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧

逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の排気ポートに高圧窒素ガス供給系（代替逃がし安全弁駆動装置）からの窒素ガスを供給することで、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を駆動し、原子炉を減圧する。

代替逃がし安全弁駆動装置による減圧に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能なし）
- ・ 高圧窒素ガス供給系（代替逃がし安全弁駆動装置）

(c) 逃がし安全弁作動窒素ガス喪失時の減圧

窒素ガスポンベの枯渇等により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の駆動に必要な作動窒素ガスが喪失し、原子炉の減圧ができない場合に、予備の窒素ガスポンベに切り替えることで作動窒素ガスを確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する手段がある。

i. 高圧窒素ガスポンベ（予備）使用による減圧

高圧窒素ガスポンベ（予備）を使用して逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の機能を回復させ、原子炉を減圧する手段がある。

高圧窒素ガスポンベ（予備）使用による減圧に使用する設備は以下

のとおり。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能付き）
- ・高圧窒素ガス供給系（非常用）
- ・高圧窒素ガスポンベ（予備）

(d) 逃がし安全弁作動可能な環境条件

想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、逃がし安全弁作動窒素ガス圧力を調整可能な設計としている。

i. 逃がし安全弁の背圧対策

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、想定される重大事故等の環境条件を考慮して、原子炉格納容器圧力が設計圧力の2倍の状態（2 P d）において確実に逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させることができるように、供給圧力を設定する。

逃がし安全弁の背圧対策として、窒素ガスの供給圧力を調整するために使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧窒素ガス供給系（非常用）
- ・高圧窒素ガスポンベ

(e) 復旧

設計基準事故対処設備である逃がし安全弁（自動減圧機能付き）が全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により原子炉の減圧ができない場合に、代替電源の接続により逃がし安全弁の駆動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を復旧することで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（常設又は可搬型）を常設直流電源に接続し、逃がし安全弁の駆動に必要な電源を供給することで原子炉を減圧する手段がある。

代替直流電源設備により逃がし安全弁を復旧する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁
- ・常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備又は直流給電車及び可搬型代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

ii. 代替交流電源設備による復旧

代替交流電源設備（常設又は可搬型）を充電器経由で常設直流電源に接続し、逃がし安全弁の駆動に必要な電源を供給することで原子炉を減圧する手段がある。

代替交流電源設備により逃がし安全弁を復旧する設備は以下のとおり。

- ・ 逃がし安全弁
- ・ 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備
- ・ 充電器
- ・ 燃料補給設備

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, 添付資料 1.3.2)

b. 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

インターフェイスシステムLOCA発生時に、漏えい箇所を隔離できない場合、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、逃がし安全弁により原子炉を減圧する手段がある。

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 逃がし安全弁

この選定した設備は、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, 添付資料 1.3.2)

c. 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、代替自動減圧機能は重大事故等対処設備として位置づける。

逃がし安全弁作動窒素ガス喪失時の減圧で使用する設備のうち、高圧窒素ガス供給系（非常用）及び高圧窒素ガスポンベ（予備）は重大事故等対処設備として位置づける。

逃がし安全弁作動可能な環境条件で使用する設備のうち、高圧窒素ガス供給系（非常用）及び高圧窒素ガスポンベは重大事故等対処設備とし

て位置づける。

また、復旧で使用する代替直流電源設備，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づける。

以上の重大事故等対処設備により，自動減圧系機能喪失が発生した場合においても，原子炉を減圧することができるため，以下の設備は自主対策設備と位置づける。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，復水器真空が維持できていれば，逃がし安全弁の代替手段として有効である。
- ・可搬型小型バッテリー
バッテリー接続後は中央制御室からの逃がし安全弁の操作が不可能となるが，逃がし安全弁の代替手段として有効である。
- ・代替逃がし安全弁駆動装置
現状の設備では系統構成（フランジ取り外し，ホース取り付け）を2次格納容器内で実施しなければならず，事象の進展によってはアクセス困難となる可能性があるが，逃がし安全弁の代替手段として有効である。

d. 手順等

上記「a. 自動減圧系機能喪失時の対応手段及び設備」及び「b. 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，運転員の対応として事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下，「EOP」という。）に定める（表1.3.1）。

また，事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整理する（表1.3.2，表1.3.3）。

（添付資料1.3.2）

1.3.2 重大事故等発生時の手順

1.3.2.1 自動減圧系機能喪失時の対応手順

（1）代替減圧

a. 手動による原子炉減圧

事故等が発生し，EOPに従い事故対応を実施している最中において，冷温停止に移行するために原子炉を減圧する場合又は低圧注水系による原子炉注水のために原子炉を減圧する場合は，逃がし安全弁又はタ

タービンバイパス弁を手動操作することにより、原子炉の減圧を実施する。

なお、原子炉を減圧する際には、事故の状況を勘案し、原子炉冷却材温度変化率を $5.5\text{ }^{\circ}\text{C}/\text{h}$ の制限値以内で減圧する場合と、 $5.5\text{ }^{\circ}\text{C}/\text{h}$ の制限値を超えて減圧する場合（急速減圧）の2とおりがあ

(a) 手順着手の判断基準

①EOP 原子炉制御「減圧冷却」の対応中において、復水器が使用可能な場合（主蒸気隔離弁開、かつ復水器真空が維持されている場合）は、タービンバイパス弁を手動で開操作し、原子炉減圧を実施する。復水器が使用不可能な場合は、逃がし安全弁を手動で開操作し、原子炉減圧を実施する。

②EOP 不測事態「急速減圧」の対応中において、低圧注水系等による注水機能の確保が完了した場合は、逃がし安全弁を手動で開操作し、原子炉を急速減圧する。逃がし安全弁による急速減圧ができない場合は、主蒸気隔離弁を強制開操作後、タービンバイパス弁を手動で開操作し、原子炉を急速減圧する。

(b) 操作手順

逃がし安全弁又はタービンバイパス弁を手動で開操作し、原子炉を減圧する操作は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。手順の対応フローを図1.3.1及び図1.3.2に示す。

(2) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 可搬型小型バッテリーによる逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放事故等が発生し、EOPに従い事故対応を実施している最中において、常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の原子炉減圧機能が喪失した場合、現場多重伝送盤にて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動回路に可搬型小型バッテリーを接続し、開放することで原子炉の減圧を実施する。

原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）にて確認が可能であるため、いずれかの計器で原子炉の減圧を確認する。

(a) 手順着手の判断基準

EOP 不測事態「急速減圧」の対応中において、常設直流電源系統

喪失により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を中央制御室から遠隔操作できない場合に、低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 2 台以上起動による原子炉注水手段が確保されている場合及び逃がし安全弁（自動減圧機能付き）作動用窒素ガスからの駆動源が確保されている場合。

(b) 操作手順（7号炉の例）

可搬型小型バッテリーによる逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放手順の概要は以下のとおり。概略系統図を図1.3.3に、タイムチャートを図1.3.4に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室からの遠隔操作による原子炉の減圧が不可能と判断した場合は、運転員に可搬型小型バッテリーによる逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、現場運転員との通信手段の確保として、携帯型音声呼出電話の準備を実施する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力の監視用として、コントロール建屋2階中央制御室のATWS/RPT盤 [H11-P654] に、可搬計測器のケーブルを接続する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、高圧窒素ガス供給系（非常用）入口圧力が1.15MPa以上であることにより、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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E及びFは、原子炉建屋2階IA・HPINペネ室（管理区域）にて、HPIN ADS用窒素ガスPCV外側隔離弁A、B [P54-M0-F007A、F007B] の全開確認を実施する。
- ⑥現場運転員C及びDは、原子炉建屋地下1階A系非常用電気品室（非管理区域）にて、多重伝送現場盤 [H23-P001A-2] 内の逃がし安全弁（自動減圧機能付き）作動回路に、可搬型小型バッテリー、仮設電源スイッチ及び仮設ケーブルを接続し、当直副長に可搬型小型バッテリーによる逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放の準備完了を報告する。
- ⑦当直副長は、現場運転員C及びDに可搬型小型バッテリーによる逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放の準備が完了後、原子炉の減圧開始を指示する。
- ⑧現場運転員C及びDは、多重伝送現場盤 [H23-P001A-2] にて、接続した仮設電源スイッチの操作により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を開放し、原子炉の減圧を開始する。

⑨中央制御室運転員A及びBは、コントロール建屋2階中央制御室のATWS/RPT盤[H11-P654]に接続した可搬計測器により原子炉の減圧状況を確認する。

現場運転員E及びFは、原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）の原子炉圧力計により原子炉の減圧状況を確認する。

原子炉圧力低下の確認は、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）のいずれかで確認する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員4名にて作業を実施した場合、所要時間を50分と想定する。

b. 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放

事故等が発生し、EOPに従い事故対応を実施している最中において、常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の原子炉減圧機能が喪失した場合、代替逃がし安全弁駆動装置より逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給することで逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を開放し、原子炉の減圧を実施する。

原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）にて確認が可能であるため、いずれかの計器で原子炉の減圧を確認する。

(a) 手順着手の判断基準

EOP 不測事態「急速減圧」の対応中において、常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を中央制御室から遠隔操作できない場合に、低压注水系1系以上又は代替注水系2台以上起動による原子炉注水手段が確保されている場合。

(b) 操作手順（7号炉の例）

代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放手順の概要は以下のとおり。概略系統図を図1.3.5に、タイムチャートを図1.3.6に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室からの遠隔操作による原子炉の減圧が不可能と判断した場合は、運転員に代替

逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の準備開始を指示する。

- ②中央制御室運転員A及びBは、現場運転員との通信手段の確保として、携帯型音声呼出電話の準備を実施する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力の監視用として、コントロール建屋2階中央制御室のA T W S / R P T 盤 [H11-P654] に、可搬計測器のケーブルを接続する。
- ④現場運転員C及びDは、原子炉建屋1階北側通路（管理区域）にて、代替逃がし安全弁駆動装置のホース接続用フランジへ仮設ホースを接続し、H P I N 重大事故時用窒素ガス供給弁後弁、H P I N 重大事故時用窒素ガス P C V 第一、P C V 第二隔離弁 [P54-F405A、F406A、407A] の全開操作を実施する。
- ⑤現場運転員E及びFは、原子炉建屋地下1階北側通路（非管理区域）にて、H P I N 重大事故時用窒素ガス排気止め弁A [P54-F410A] の全閉操作を実施し、準備完了を当直副長へ報告する。
- ⑥当直副長は、現場運転員E及びFに代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の準備完了後、原子炉の減圧開始を指示する。
- ⑦現場運転員E及びFは、原子炉建屋地下1階北側通路（非管理区域）にて高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス（A）供給弁 [P54-F403A] を開操作し、原子炉の減圧を開始する。
- ⑧中央制御室運転員A及びBは、コントロール建屋2階中央制御室のA T W S / R P T 盤 [H11-P654] に接続した可搬計測器により原子炉の減圧状況を確認する。
現場運転員E及びFは、原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）の原子炉圧力計により原子炉の減圧状況を確認する。
原子炉圧力低下の確認は、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）のいずれかで確認する。

（c）操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員4名にて作業を実施した場合、所要時間を40分と想定する。

（3）逃がし安全弁作動窒素ガス喪失時の減圧

- a. 高圧窒素ガスボンベ（予備）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）駆動源確保

事故等が発生し、EOPに従い事故対応を実施している最中において原子炉減圧中及び減圧完了後の逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開保持期間中に、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）駆動用の高圧窒素ガス供給系（非常用）出口のポンベ圧力低警報が発生した場合に、高圧窒素ガスポンベ（待機）側へ切替を実施し、使用済みの高圧窒素ガスポンベを高圧窒素ガスポンベ（予備）と交換する。

(a) 手順着手の判断基準

EOP 不測事態「急速減圧」又は原子炉制御「減圧冷却」の対応中において、原子炉減圧中及び減圧完了後の逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開保持期間中に、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）駆動用の高圧窒素ガス供給系（非常用）出口のポンベ圧力低警報が発生した場合。

(b) 操作手順（7号炉の例）

高圧窒素ガスポンベ（予備）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）駆動源確保手順の概要は以下のとおり。概略系統図を図1.3.7に、タイムチャートを図1.3.8に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に逃がし安全弁（自動減圧機能付き）駆動用の高圧窒素ガスポンベの切替及び使用済みの高圧窒素ガスポンベから高圧窒素ガスポンベ（予備）への交換を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、現場運転員との通信手段の確保として、携帯型音声呼出電話の準備を実施する。
- ③現場運転員C、D、E及びFは、高圧窒素ガスポンベを使用側から待機側へ切替え操作を実施する。
- ④現場運転員C、D、E及びFは、原子炉建屋4階南側（非管理区域）にて予備ポンベラックより高圧窒素ガスポンベ（予備）を運び出す。
- ⑤現場運転員C、D、E及びFは、原子炉建屋4階南側（非管理区域）にて、使用済みの高圧窒素ガスポンベを高圧窒素ガスポンベ（予備）と交換する。
- ⑥現場運転員C及びDは、高圧窒素ガスポンベ切替後、高圧窒素ガス供給ラインのリークチェックを実施する。
- ⑦当直長は、緊急時対策要員に高圧窒素ガスポンベ（予備）の確保を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員4名にて作業を実施した場合、所要時間を60分と想定する。

(添付資料1.3.3-1)

(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逃がし安全弁の機能喪失が起きた場合、代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の駆動電源を復旧して原子炉減圧を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

代替直流電源設備からの給電が可能で、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）作動用窒素ガスが確保されている場合。

(b) 操作手順

代替直流電源設備に関する手順等は「1. 1 4 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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。

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喪失が発生している場合、代替交流電源設備を充電器経由で常設直流電源に接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の駆動電源を復旧して原子炉減圧を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

充電器の電源復旧が可能で、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）作動用窒素ガスが確保されている場合。

(b) 操作手順

代替交流電源設備に関する手順等は「1. 1 4 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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。

1.3.2.2 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」

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の隔離、保有水を確保するための原子炉注水が必要となる。

破断箇所の発見又は隔離ができない場合は、逃がし安全弁又はタービンバイパス弁により原子炉減圧をすることで、原子炉冷却材の漏えいを抑制し、残留熱除去系ポンプ（停止時冷却モード）により冷温停止状態に移行する。

a. 手順着手の判断基準

非常用炉心冷却系出口配管の圧力上昇、原子炉建屋内の温度上昇、放射線モニタ指示上昇及び非常用炉心冷却系ポンプ設置室の床漏えい等を示す警報の発生又はパラメータの変化により、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

EOP「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図1.3.7に、タイムチャートを図1.3.8に示す。

- ①当直副長は、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、運転員に原子炉手動スクラムと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及びBは、原子炉手動スクラムを実施する。また、発生した警報及びパラメータの変化から、破断箇所の特定及び隔離を実施する。
- ③中央制御室運転員A及びB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破断箇所の隔離ができない場合は、低圧注水系1統以上又は低圧代替注水系2台以上を起動し、逃がし安全弁により原子炉減圧を実施することで、原子炉冷却材の漏えいを抑制する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系ポンプ（停止時冷却モード）を起動し、原子炉の冷却を行う。
- ⑤中央制御室運転員A及びB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は、原子炉格納容器の空気置換を行い、原子炉格納容器内での隔離操作を可能とする。
- ⑥現場運転員C、D、E及びF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は、原子炉格納容器内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。

⑦中央制御室運転員A及びB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する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員4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発生から隔離完了までの所要時間を390分と想定する。

(現場隔離操作の成立性)

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。非常炉心冷却系ポンプ設置室は、原子炉建屋内において各部屋が分離されているため、床漏えい検出器、監視カメラ、火災報知器により、漏えい場所を特定するための参考情報の入手及び原子炉建屋の状況を確認することが可能である。

(添付資料1.3.3-2, 添付資料1.3.4, 添付資料1.3.5, 添付資料1.3.6)

1.3.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

逃がし安全弁、中操監視計器類への電源供給手順及び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。

1.3.2.4 重大事故等発生時の対処設備の選択

重大事故等が発生した場合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図1.3.9に示す。

自動減圧系機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、低圧注水系又

は低圧代替注水系による原子炉注水準備が完了し、復水器が使用可能であればタービンバイパス弁による原子炉減圧を実施する。復水器が使用不可能であれば逃がし安全弁による原子炉減圧を実施する。また、原子炉水位低（L-1）が10分継続し、かつ残留熱除去系ポンプが運転している場合は代替自動減圧機能が自動で作動し原子炉を減圧する。

常設直流電源喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型小型バッテリー又は代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁を作動させて原子炉を減圧する。また、常設代替直流電源設備又は直流給電車により直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を復旧する。

常設直流電源喪失の原因が全交流動力電源喪失の場合は、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経由で直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を復旧する。

逃がし安全弁作動窒素ガスの喪失により逃がし安全弁が動作しない場合、高圧窒素ガスボンベ（予備）より逃がし安全弁作動窒素ガスを確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させて原子炉を減圧する。

なお、逃がし安全弁の背圧対策として、想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、予め逃がし安全弁作動窒素ガス圧力を調整している。

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冷却材の漏えいを停止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷個所を早期に特定し、隔離を実施する。隔離できない場合、逃がし安全弁を作動させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することにより、冷却材の漏えいを抑制する。

表 1.3.1 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

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
逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による自動減圧機能	原子炉減圧の自動化	代替自動減圧機能	重大事故等 対処設備	※1
		逃がし安全弁（自動減圧機能付きC, H, N, T）	設計基準事故 対処設備	
	手動による減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能なし）	設計基準事故 対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 原子炉制御「減圧冷却」等
		タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策 設備	
常設直流電源系統	可搬型小型バッテリー 接続による減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能付き）	設計基準事故 対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「バッテリーによるSRV開放（多重伝送盤）」
		可搬型小型バッテリー	自主対策 設備	
	代替逃がし安全弁 駆動装置による減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能なし）	設計基準事故 対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「代替SRV駆動装置によるSRV開放」
		高圧窒素ガス供給系（代替逃がし安全弁駆動装置）	自主対策 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。

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
常設直流電源	常設代替直流電源設備 による復旧	逃がし安全弁	設計基準事故 対応設備	－ ※1
		常設代替直流電源設備 ※1	重大事故等 対応設備	
	可搬型代替直流電源設備 による復旧	逃がし安全弁	設計基準事故 対応設備	
		可搬型代替交流電源設備 ※1 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対応設備	
		直流給電車 ※1	自主対策 設備	
	常設代替交流電源設備 による復旧	逃がし安全弁 充電器	設計基準事故 対応設備	
		常設代替交流電源設備 ※1 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対応設備	
	可搬型代替交流電源設備 による復旧	逃がし安全弁 充電器	設計基準事故 対応設備	
		可搬型代替交流電源設備 ※1 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対応設備	

※1：手順は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

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
逃がし安全弁作動窒素 ガス	(予備) 高圧窒素ガスポン 使用による減 圧	逃がし安全弁 (自動減圧機能付き)	設計 基準事 故 対 処 設 備	事故時運転操作手順書 (徴候ベ ース) 「SRV駆動源確保」
		高圧窒素ガス供給系 (非常用) 高圧窒素ガスポンベ (予備)	重 大 事 故 等 対 処 設 備	
—	逃 が し 安 全 弁 の 背 圧 対 策	高圧窒素ガス供給系 (非常用) 高圧窒素ガスポンベ	重 大 事 故 等 対 処 設 備	— ※1
—	シ ン タ ー フ ェ イ ス L O C A	逃がし安全弁	設計 基準事 故 対 処 設 備	事故時運転操作手順書 (徴候ベ ース) 「原子炉建屋制御」等

※1：逃がし安全弁の背圧対策は、運転員による操作不要の対策である。

表 1.3.2 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1 / 3)

手順書		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「バッテリーによるSRV開放 (多重伝送盤)」	判断基準	電源	直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧 直流125V充電器盤A-2電圧 AM用直流125V充電器盤電圧
		補機監視機能	HPIN ADS (A) 入口圧力 HPIN ADS (B) 入口圧力 HPIN窒素ガスポンペ (A) 出口圧力 HPIN窒素ガスポンペ (B) 出口圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		補機監視機能	HPIN ADS (A) 入口圧力 HPIN ADS (B) 入口圧力 HPIN窒素ガスポンペ (A) 出口圧力 HPIN窒素ガスポンペ (B) 出口圧力
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SRV駆動源確保」	判断基準	補機監視機能	HPIN窒素ガスポンペ (A) 出口圧力 HPIN窒素ガスポンペ (B) 出口圧力
	操作	補機監視機能	HPIN窒素ガスポンペ (A) 出口圧力 HPIN窒素ガスポンペ (B) 出口圧力

監視計器一覧 (2 / 3)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「原子炉建屋制御」	判断基準	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		D/W圧力
		D/W温度
		D/Wサンプル水位
		RHRポンプ (A) 吐出圧力 RHRポンプ (B) 吐出圧力 RHRポンプ (C) 吐出圧力 HPCF (B) 吐出圧力 HPCF (C) 吐出圧力 RCICポンプ吐出圧力 RHRポンプ室雰囲気温度 RCICポンプ室雰囲気温度 RCIC機器室雰囲気温度
		エリア放射線モニタ
	RHRポンプ (A) 室床漏えい RHRポンプ (B) 室床漏えい RHRポンプ (C) 室床漏えい HPCF (B) ポンプ室床漏えい HPCF (C) ポンプ室床漏えい RCICポンプ室床漏えい RCIC蒸気管圧力低 RCIC蒸気管流量大 CUW差流量大	
	操作	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		RHRポンプ (A) 吐出圧力 RHRポンプ (B) 吐出圧力 RHRポンプ (C) 吐出圧力 HPCF (B) 吐出圧力 HPCF (C) 吐出圧力 RCICポンプ吐出圧力 RHRポンプ室雰囲気温度 RCICポンプ室雰囲気温度 RCIC機器室雰囲気温度
		エリア放射線モニタ
		エリア放射線モニタ

監視計器一覧 (3 / 3)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
	原子炉圧力容器への注水量	RHR (A) 系統流量 RHR (B) 系統流量 RHR (C) 系統流量 HPCF (B) 系統流量 HPCF (C) 系統流量
	格納容器内の水位	S / P 水位
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)
	補機監視機能	復水器器内圧力
	最終ヒートシンクの確保	RCW (A) 系統流量 RCW (B) 系統流量 RCW (C) 系統流量 RHR 熱交換器 (A) 入口冷却水流量 RHR 熱交換器 (B) 入口冷却水流量 RHR 熱交換器 (C) 入口冷却水流量

表 1.3.3 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する ための手順等</p>	<p>逃がし安全弁</p>	<p>代替直流電源 代替交流電源 直流125V主母線盤 直流125V主母線盤A-2 AM用直流125V主母線盤</p>

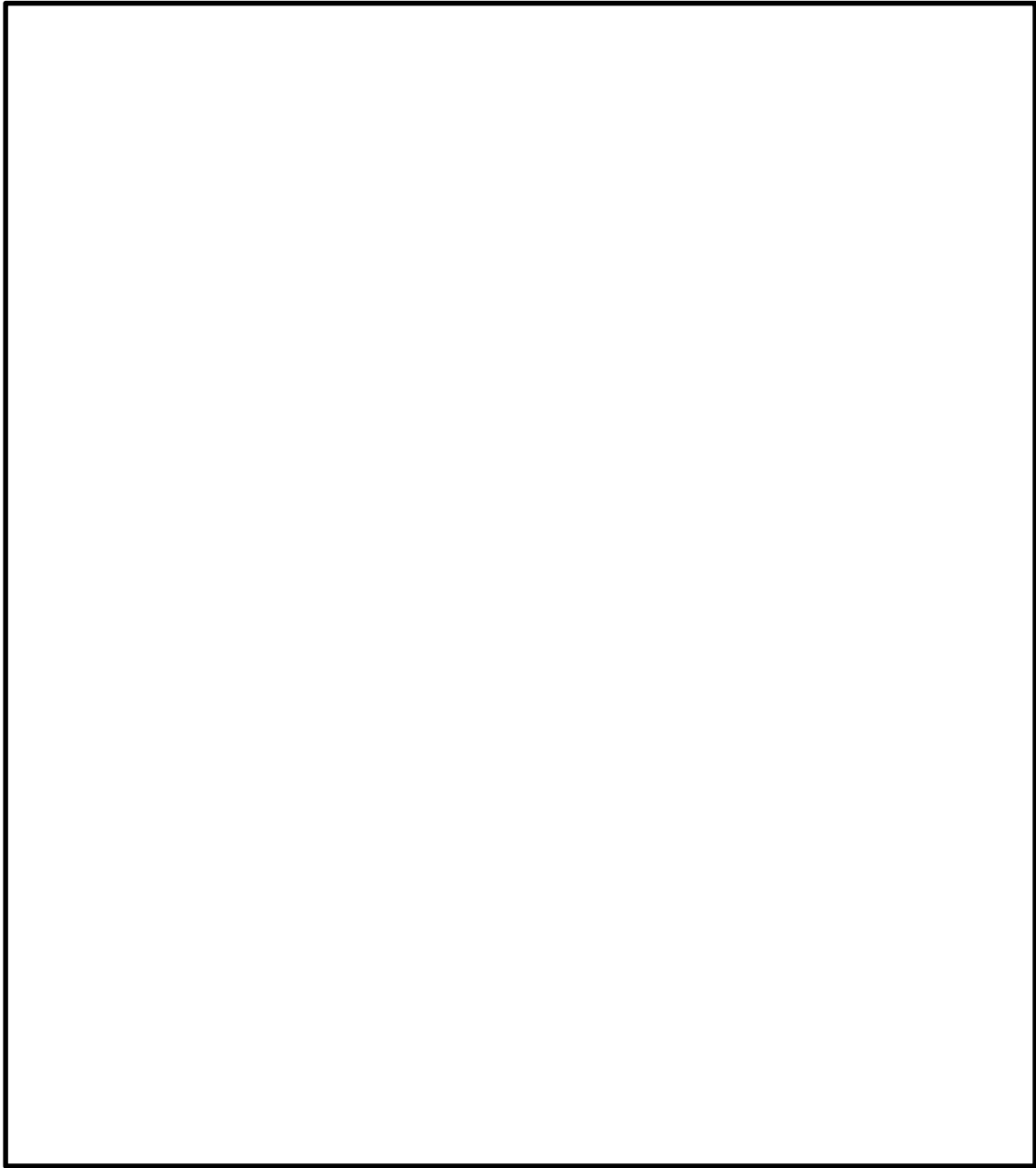


図 1.3.1 EOP 原子炉制御「減圧冷却」対応フロー

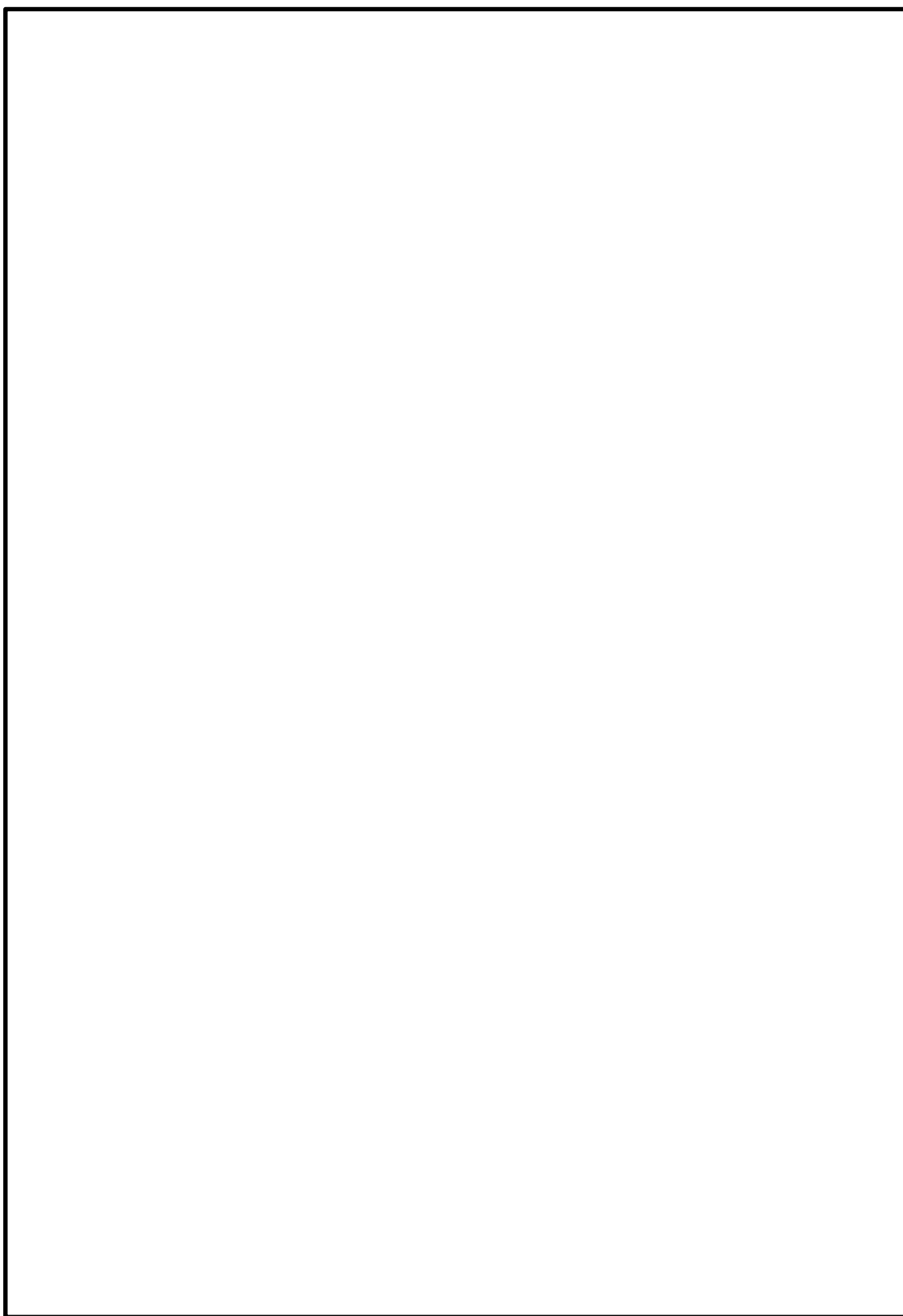


図 1.3.2 EOP 不測事態「急速減圧」対応フロー

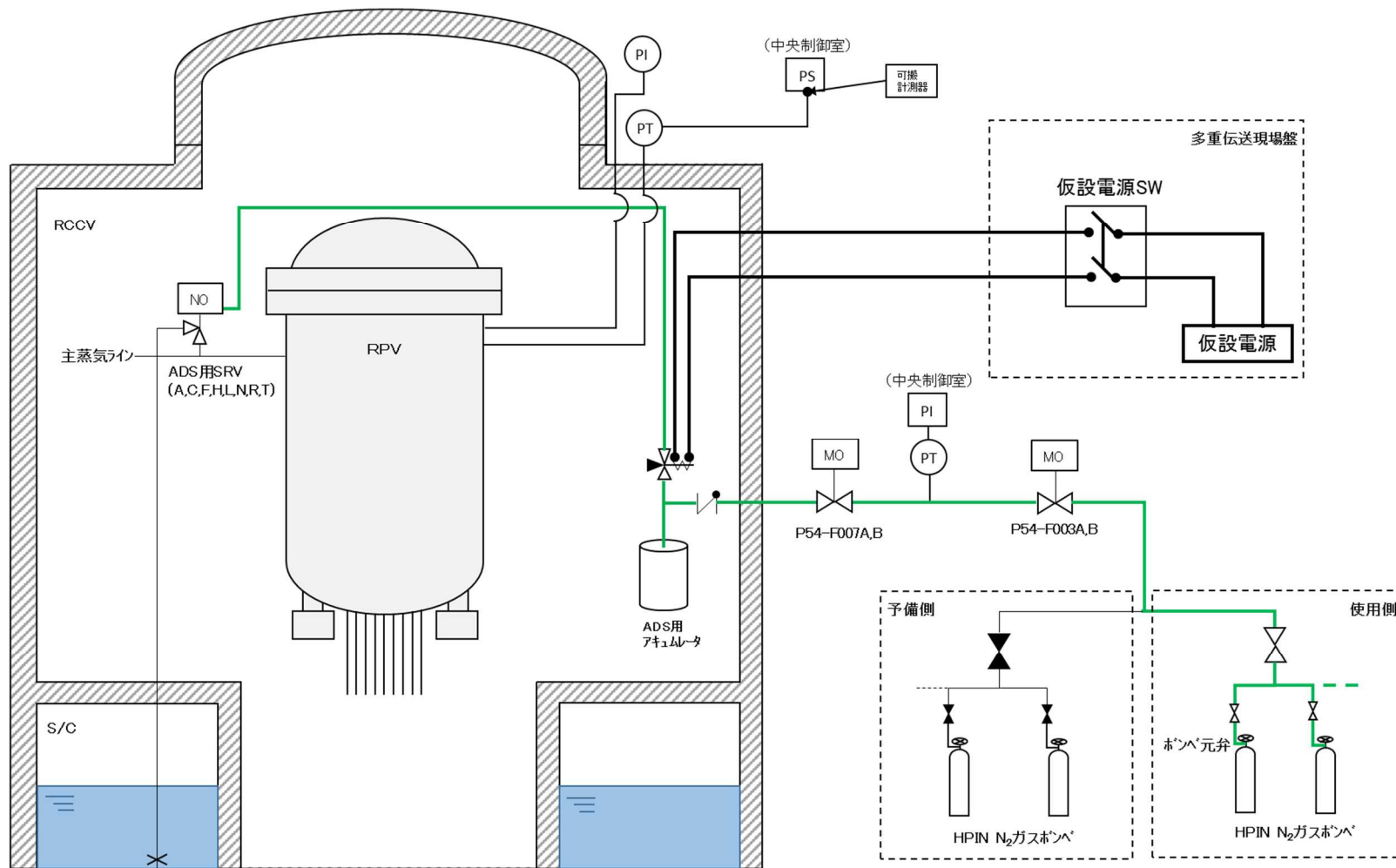


図 1.3.3 可搬型小型バッテリーによる逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放手順の概要図
 (柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

		経過時間(分)										備考			
		10	20	30	40	50	60	70							
手順の項目	要員(数)	50分 可搬型小型バッテリーによる逃がし安全弁開放(多重伝送盤) ▽													
可搬型小型バッテリーによる 逃がし安全弁開放 (多重伝送盤)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保、電源確認												原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)にて確認が可能であるため、いずれかの計器で原子炉減圧を確認する。
			可搬計測器接続												
	現場運転員C, D	2	移動、系統構成												
			バッテリー、仮設スイッチ接続												
	現場運転員E, F	2	移動、系統構成												

図 1.3.4 可搬型小型バッテリーによる逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放タイムチャート

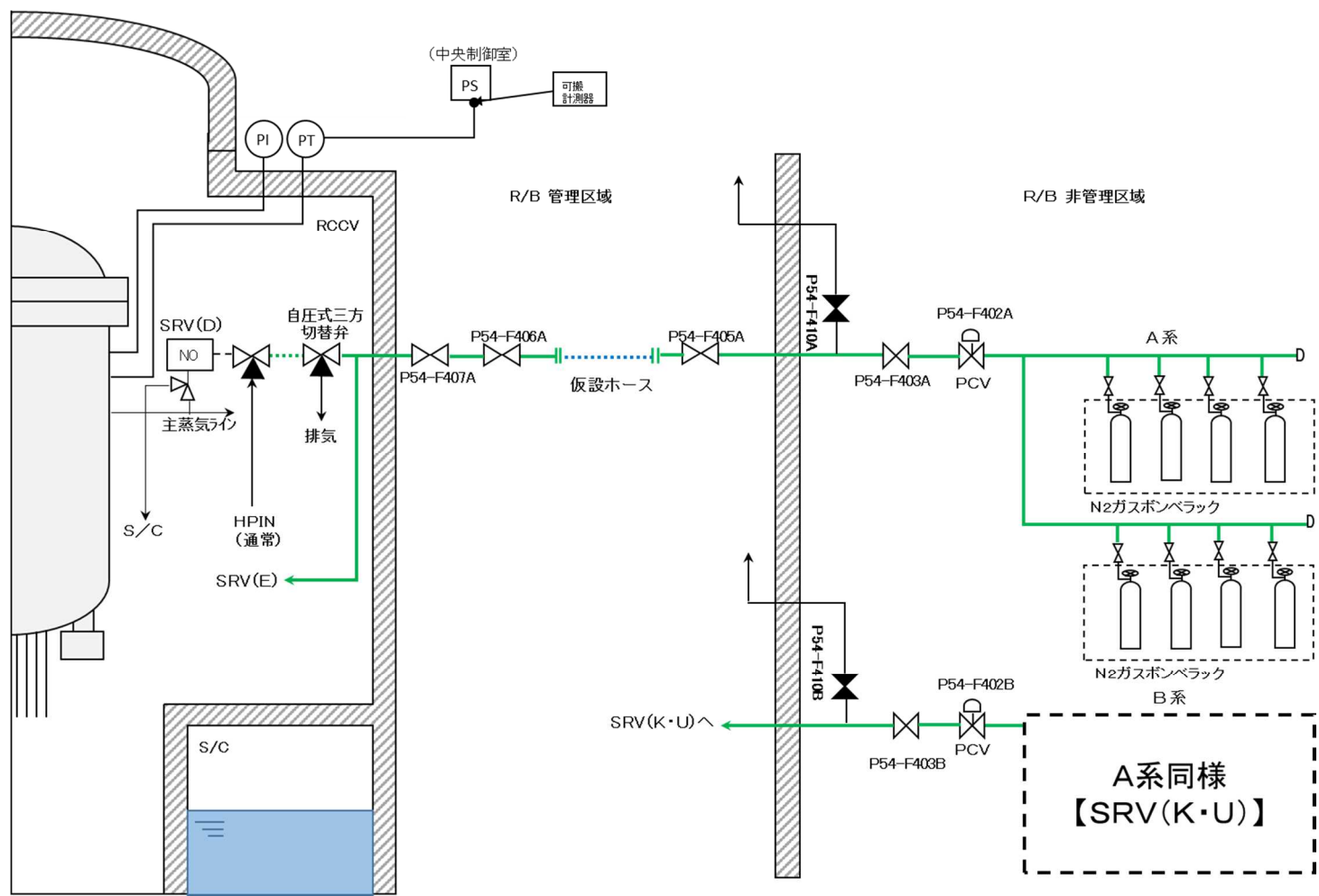


図 1.3.5 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放手順の概要図
 (柏崎刈羽原子力発電所 7号炉の例)

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)												備考
				10	20	30	40	50	60	70	80					
代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁開放		中央制御室運転員A、B		40分 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁開放(A系)												原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)にて確認が可能であるため、いずれかの計器で原子炉減圧を確認する。 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁開放ラインはA系、B系の2ラインの構成となっている。40分でA系ラインの逃がし安全弁2弁(D、E)開放を想定。75分でB系ラインの逃がし安全弁2弁(K、U)開放を想定。
				通信手段確保、電源確認												
			可搬計測器接続													
現場運転員C、D		2		移動												
現場運転員E、F		2		移動												

図 1.3.6 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放タイムチャート

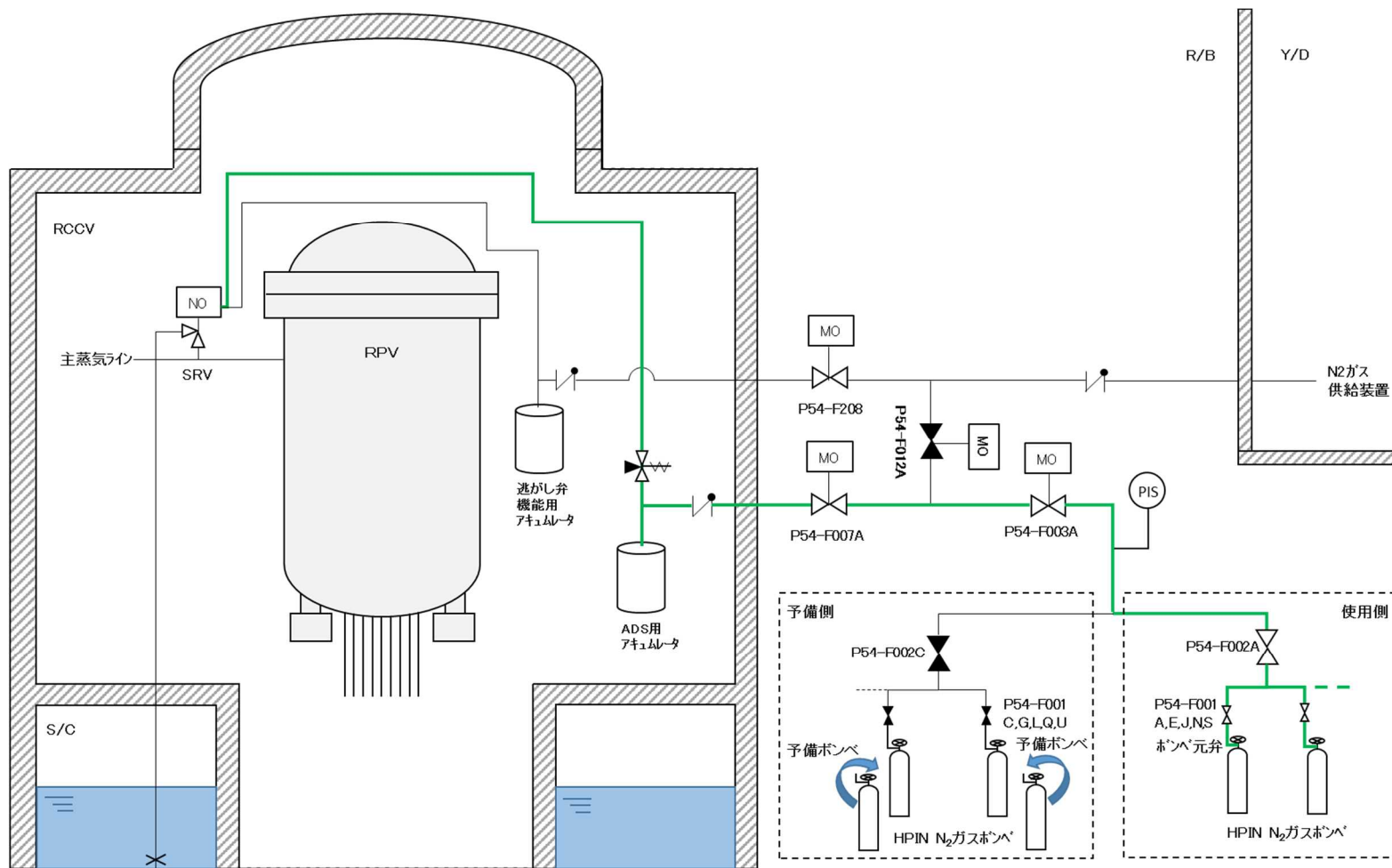


図 1.3.7 高圧窒素ガスポンペ（予備）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）駆動源確保手順の概要図
 （柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の例）

		経過時間(分)														備考	
		10	20	30	40	50	60	70									
手順の項目	要員(数)	60分 高圧窒素ガスポンベ(予備)による逃がし安全弁駆動源確保															
高圧窒素ガスポンベ(予備)による逃がし安全弁駆動源確保	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保														
	現場運転員C, D, E, F	4	移動、ポンベ切替														
			ポンベ交換														
			リークチェック														

図 1.3.8 高圧窒素ガスポンベ（予備）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）駆動源確保タイムチャート

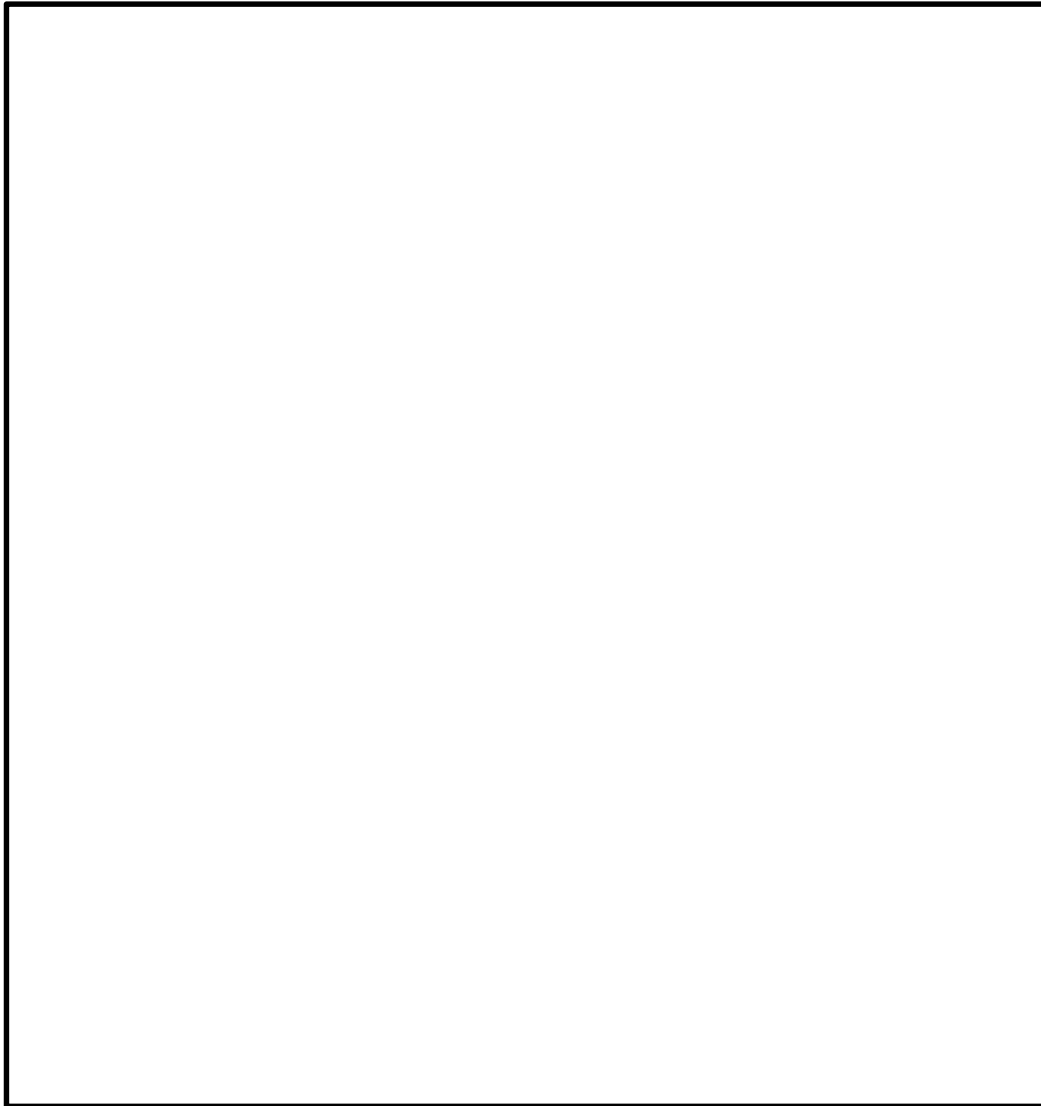


図 1.3.9 EOP 原子炉制御「スクラム」におけるインターフェイスシステムLOCA発生時の対応フロー

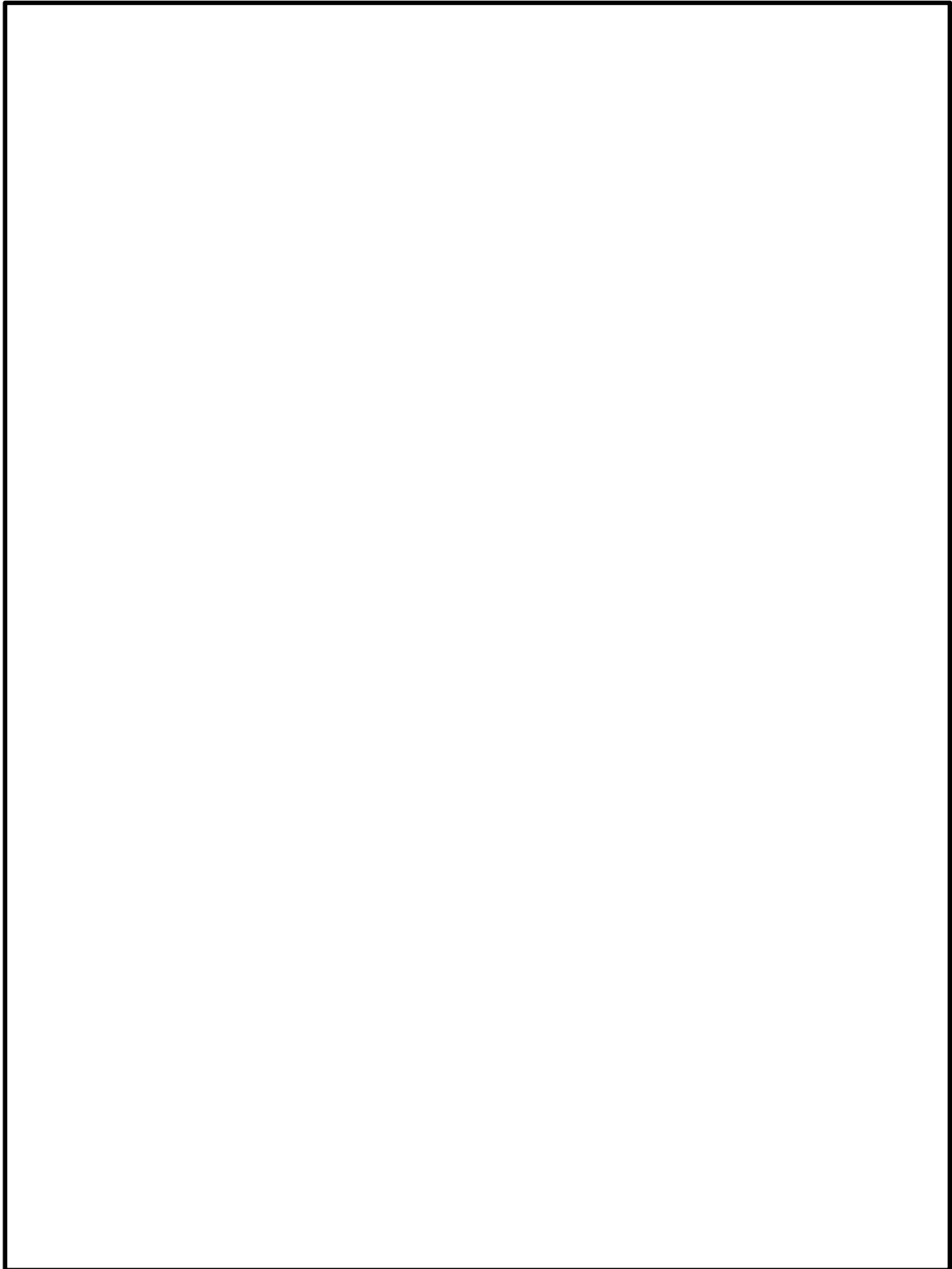


図 1.3.9 EOP 「原子炉建屋制御」におけるインターフェイスシステム
LOCA発生時の対応フロー

		経過時間(分)						経過時間(時)						備考		
		10	20	30	2	3	4	5	6	7	8					
手順の項目	要員(数)	インターフェイスシステムLOCA事象発生														
インターフェイスシステム LOCA	中央制御室運転員A, B	2	破断箇所特定, 隔離不能判断													
			手動スクラム													
			低圧注水系又は代替注水系起動													
			原子炉減圧													
			原子炉水位調整 隔離成功まで破断箇所に応じた水位に維持													
			RHR停止時冷却モード起動													
	格納容器空気置換															
	現場運転員 C, D	2	移動, 保護具装着													
			移動, 格納容器内隔離													
			移動, 保護具装着補助													

図 1.3.10 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応タイムチャート

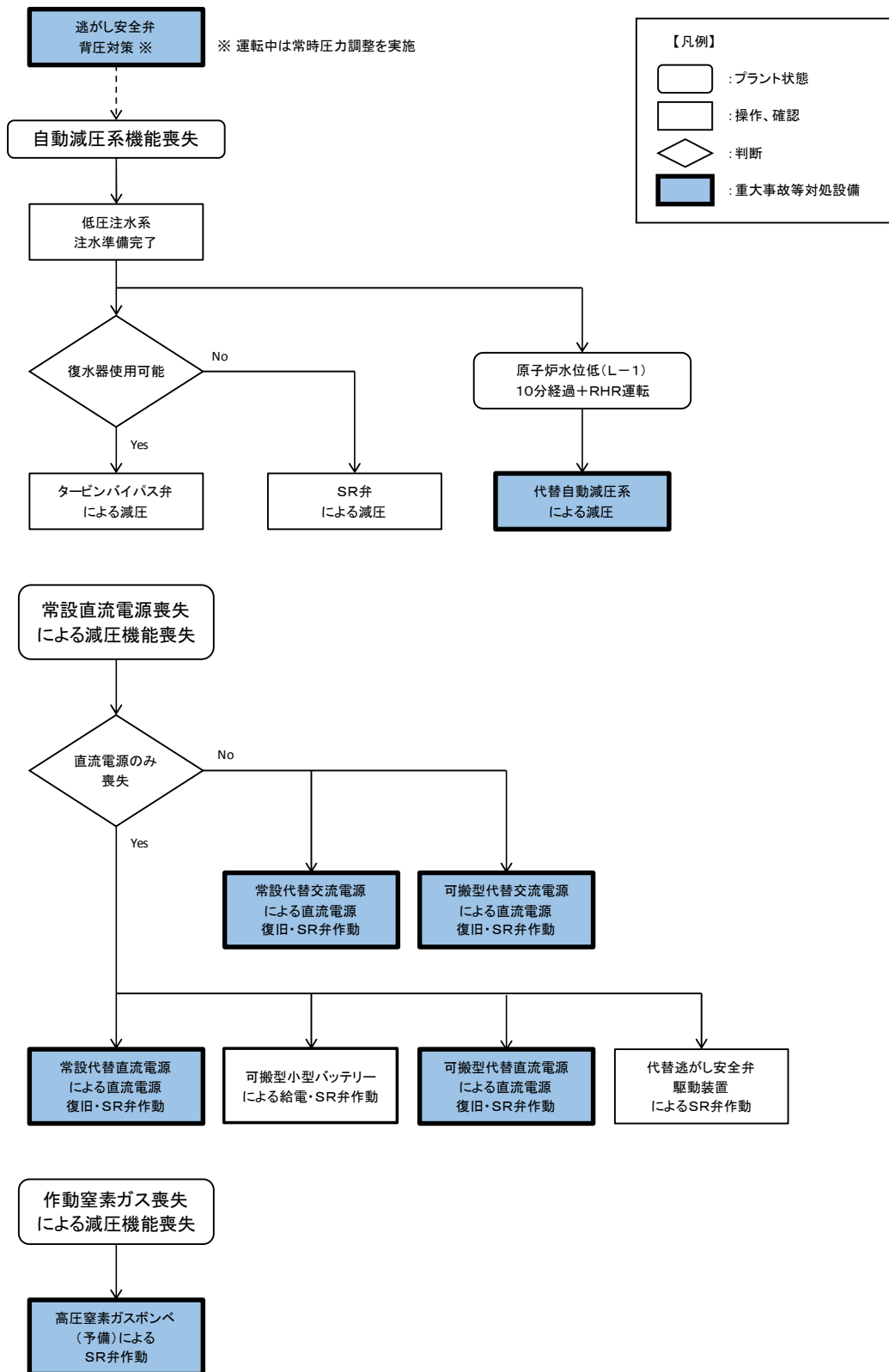


図 1.3.11 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1 / 2）

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>	—	<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>	—
<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））を動作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>	①	<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、逃がし安全弁を動作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、逃がし安全弁を動作させる減圧自動化ロジックを設けること（BWR の場合）。</p>	⑥
<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を動作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>	②	<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））を動作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））を動作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>	⑦
<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>	③	<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を動作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、減圧用の弁を動作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>	⑧
<p>(2) 復旧 a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を動作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>	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>	⑨
<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、加圧器逃がし弁を動作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）を動作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>	⑤			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2 / 2）

■：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					
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
原子炉減圧の 自動化	逃がし安全弁（自動減圧機能付きC，H，N，Tの4弁）	既設	⑥	逃がし安全弁による減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能なし）	常設	-	-	通常操作で対応可能
	代替自動減圧機能	新設			-	-	-		
	-	-		タービンバイパス弁による減圧	タービンバイパス弁	常設	-	-	通常操作で対応可能
	-	-			タービン制御系	常設	-	-	
高圧窒素ガスポンベ（予備） の使用による減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能付き）	既設	② ⑧	-	-	-	-	-	
	高圧窒素ガス供給系（非常用）	既設							
	高圧窒素ガスポンベ（予備）	新設							
逃がし安全弁の 背圧対策	高圧窒素ガス供給系（非常用）	既設	③ ⑨	-	-	-	-	-	
	高圧窒素ガスポンベ	既設							
	-	-							
代替直流電源設備 による復旧	逃がし安全弁	既設	① ④ ⑦	パンクによる減圧接続	逃がし安全弁（自動減圧機能付き）	常設	50分	4人	自主対策とする理由は本文参照
	常設代替直流電源設備	新設			可搬型小型バッテリー	可搬			
	直流給電車	新設			-	-			
	可搬型代替交流電源設備	新設		駆動装置による減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能なし）	常設	40分	4人	自主対策とする理由は本文参照
	燃料補給設備	既設 新設			高圧窒素ガス供給系（代替逃がし安全弁駆動装置）	常設			
	-	-			-	-			
代替交流電源設備 による復旧	逃がし安全弁	既設	① ④	-	-	-	-	-	
	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							
	充電器	既設 新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
システムLOCA	逃がし安全弁	既設	⑤	-	-	-	-	-	
	-	-							

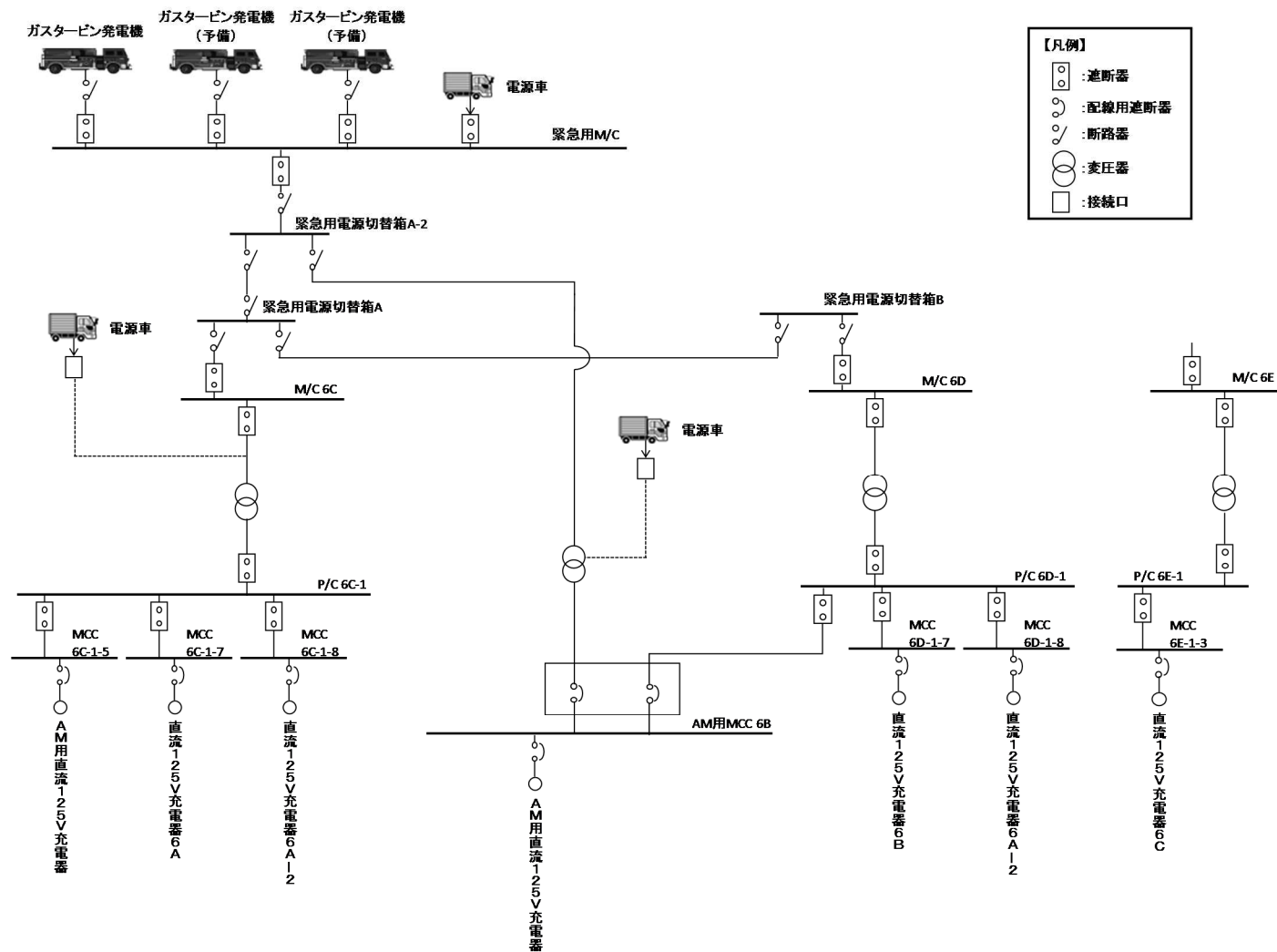


図1 対応手段として選定した設備の交流電源構成図（6号炉）

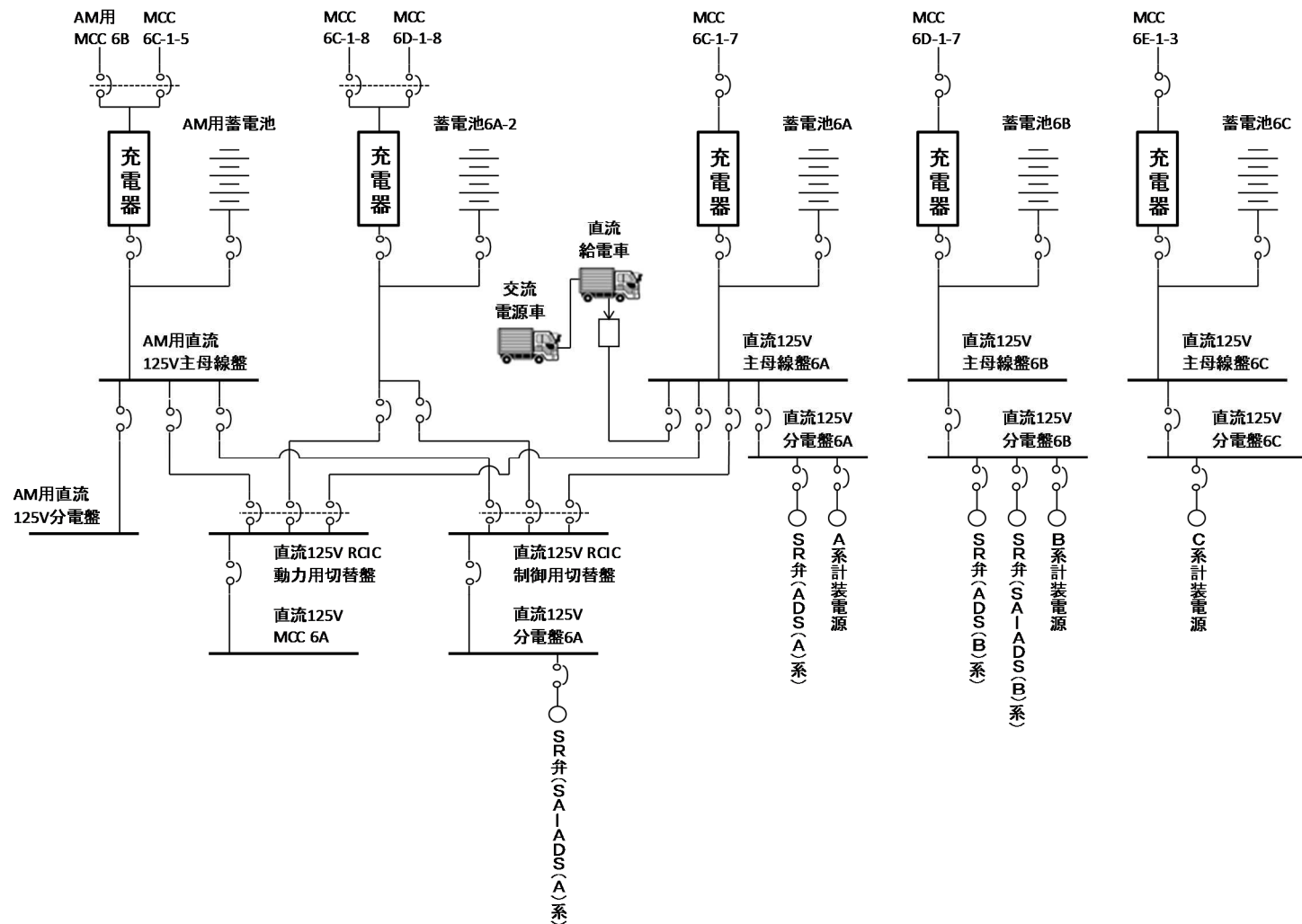


図2 対応手段として選定した設備の直流電源構成図（6号炉）

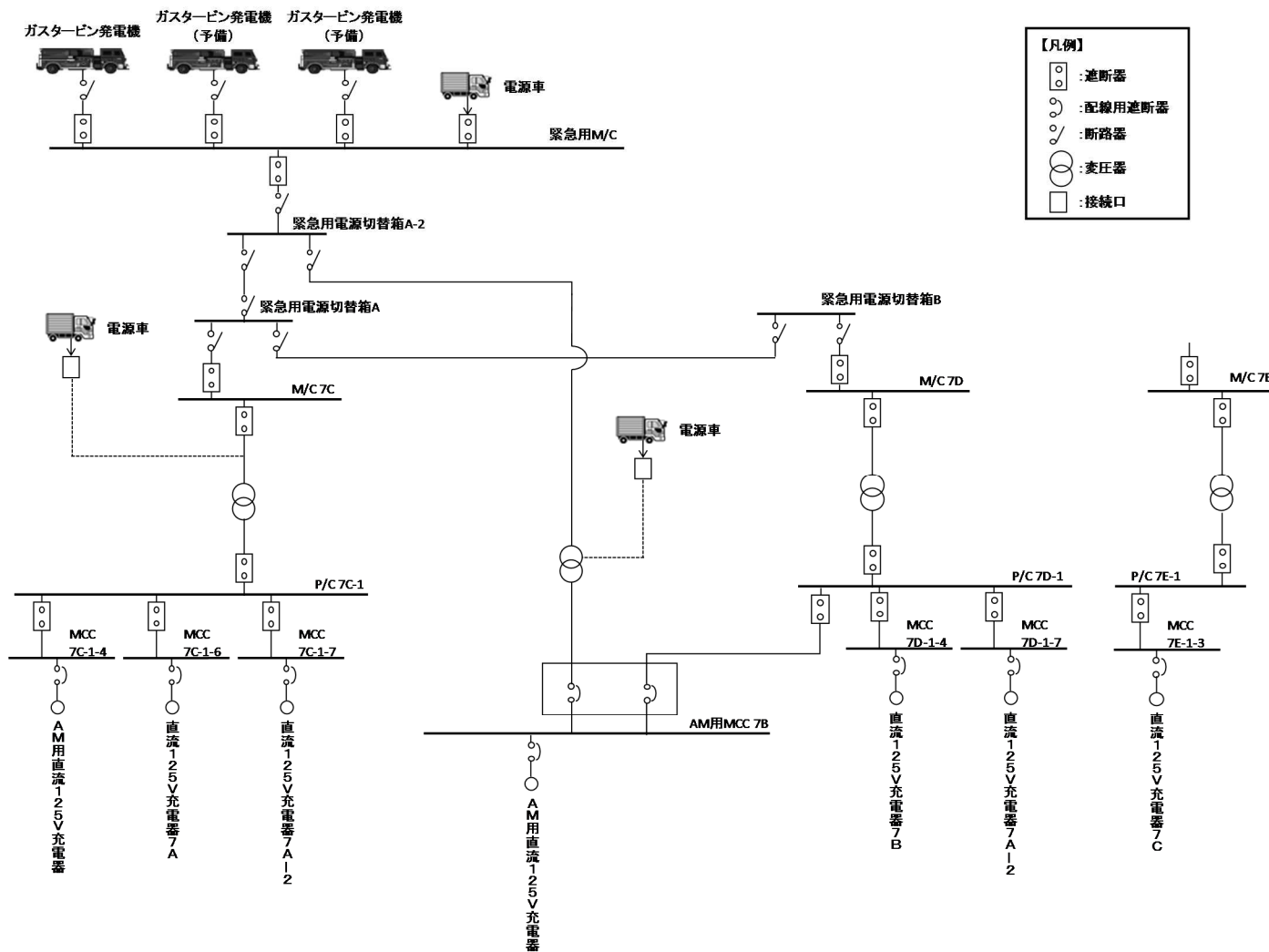


図3 対応手段として選定した設備の交流電源構成図（7号炉）

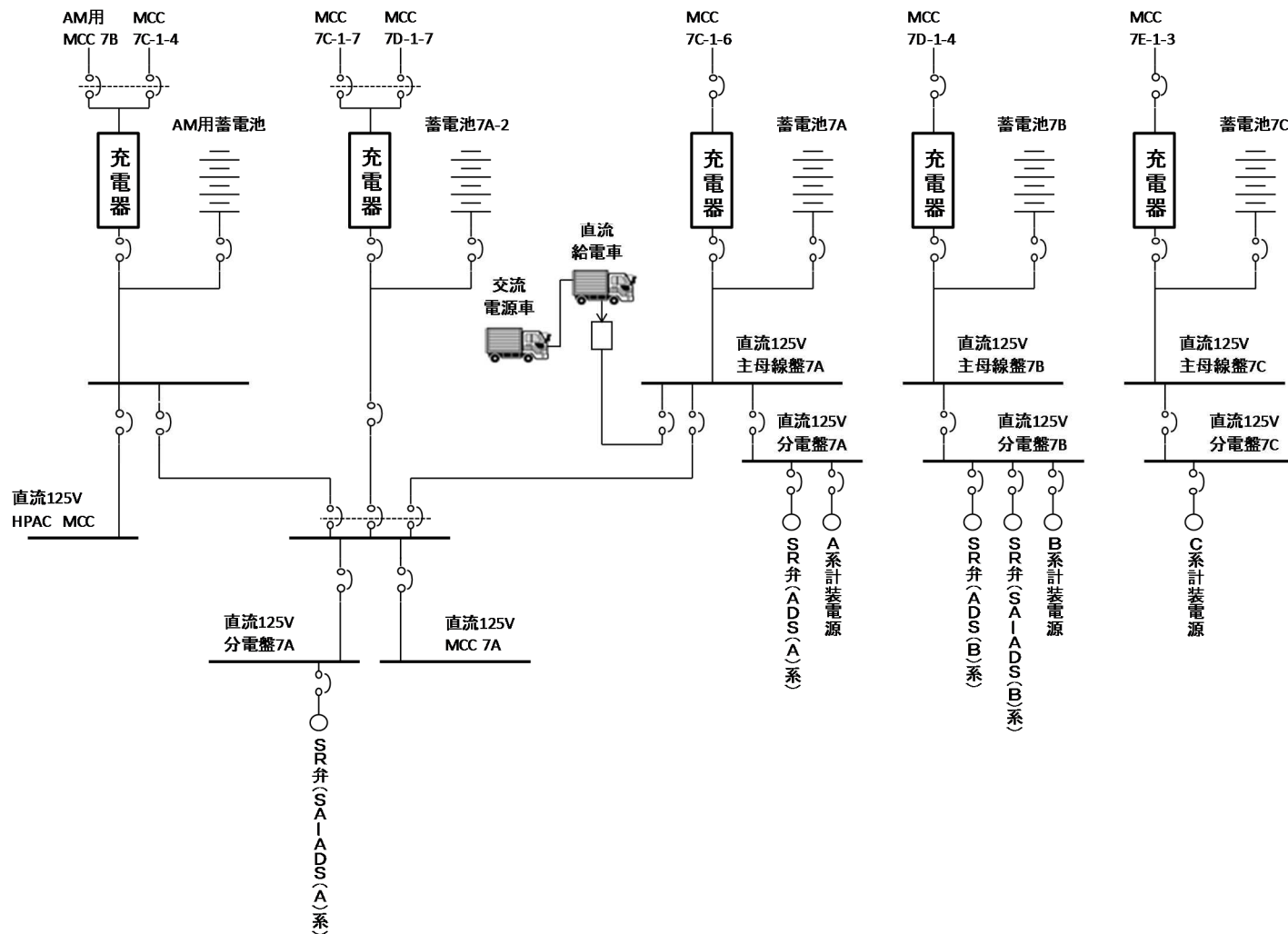


図4 対応手段として選定した設備の直流電源構成図（7号炉）

重大事故対策の成立性

1. 高圧窒素ガスボンベ（予備）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）駆動源確保

a. 操作概要

原子炉減圧操作中及び減圧完了後の逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開保持期間中に、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）駆動用の高圧窒素ガス供給系（非常用）出口のボンベ圧力低警報が発生した場合に、高圧窒素ガスボンベ（予備）と交換を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋（非管理区域） 4 F

c. 必要要員数及び操作時間

高圧窒素ガスボンベ（予備）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）駆動源確保に必要な要員数（6名）、所要時間（60分）のうち、高圧窒素ガスボンベ（非常用）の切替え。高圧窒素ガスボンベ（非常用）から高圧窒素ガスボンベ（予備）への交換操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 4名（現場運転員4名）

所要時間目安 : 60分（実績時間 : 59分）

d. 操作の成立性について

作業環境（照明）：バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

移動経路：バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

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・交換操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中央制御室に連絡する。



①窒素ガスポンベ交換



②窒素ガスポンベ運搬

2. インターフェイスシステムLOCA発生時の高圧炉心注水系からの漏えい停止操作

a. 操作概要

インターフェイスLOCA発生，原子炉減圧後に冷温停止状態を維持し破断系列の隔離操作を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋（管理区域）原子炉格納容器内

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発生時の高圧炉心注水系からの漏えい停止操作に必要な要員数（6名），所要時間（390分）のうち移動，保護具装着，原子炉格納容器内隔離操作に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（現場運転員4名）

所要時間目安：90分（実績時間60分）

d. 操作の成立性について

作業環境：現場環境（温度・湿度・圧力）が改善された状態での操作であり，放射線防護服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：バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また，ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

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：携帯型音声呼出電話（ブレスト）により，中央制御室に連絡する。



①D/W内入域
(防護具着用)



②現場手動弁隔離操作
(防護具着用)



③耐熱服

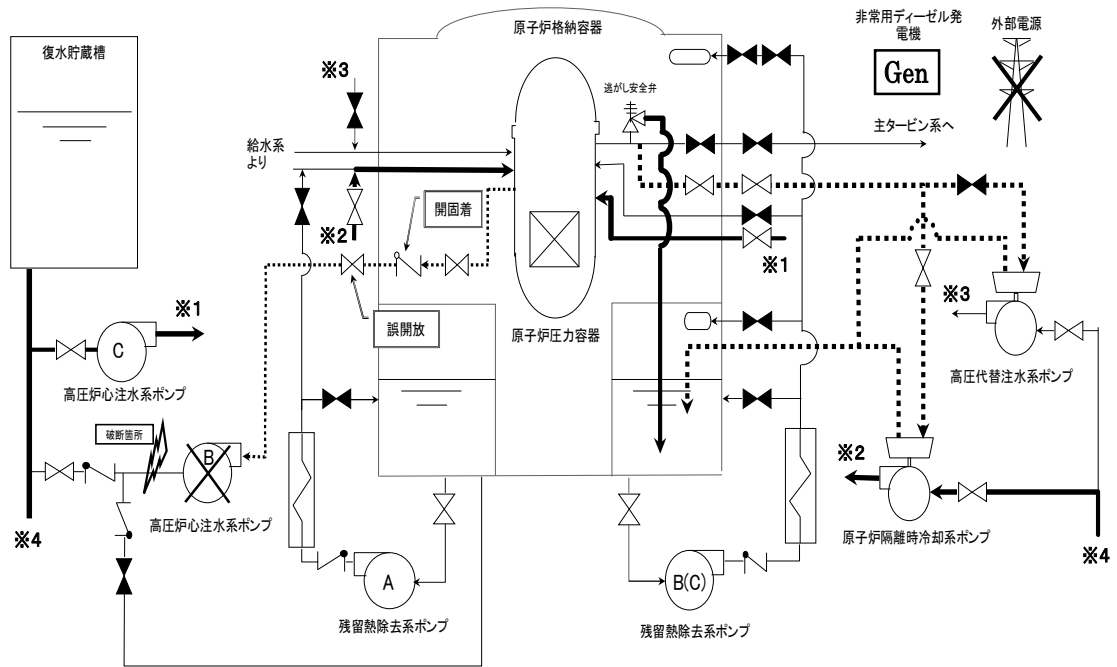


④循環式呼吸器



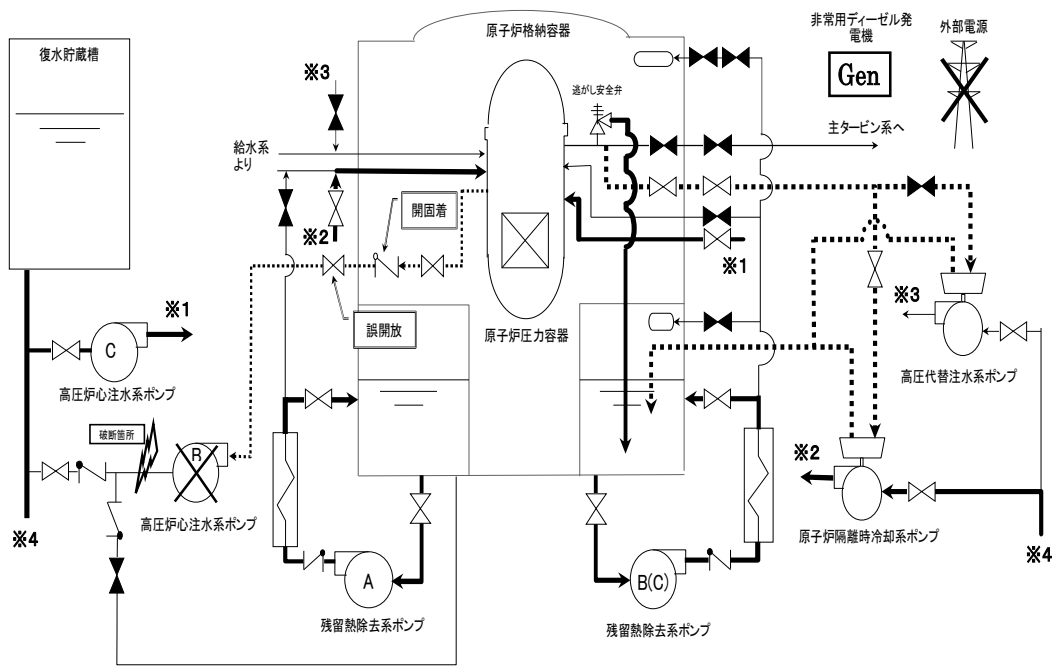
⑤防護具装着状態

インターフェイスシステムLOCA時の概略図



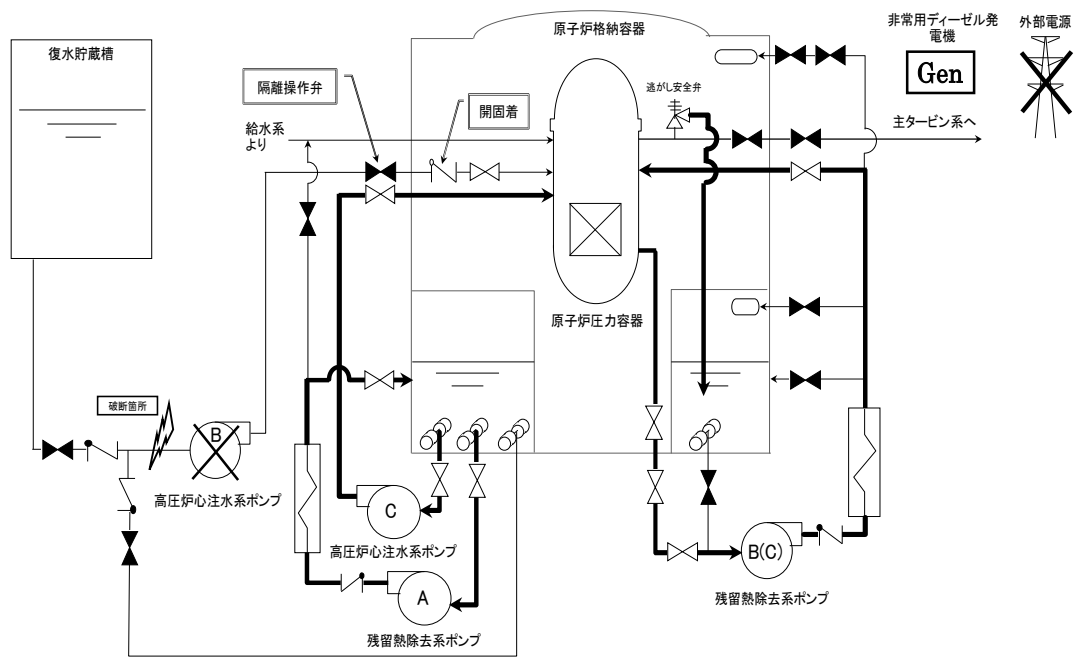
重大事故等対策概略系統図
(原子炉隔離時冷却系 & 高圧炉心注水系)

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略系統図 (1 / 3)



重大事故等対策概略系統図
(原子炉隔離時冷却系 & 高圧炉心注水系 & サブコールド・チェンバール冷却モード)

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略系統図 (2 / 3)



重大事故等対策概略系統図
 (高圧炉心注水系 & サプレッション・チェンバール冷却モード & 原子炉停止時冷却モード)

図3 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略系統図 (3 / 3)

インターフェイスシステムLOCA発生時における
破断箇所の隔離ができない場合の現場環境等について

インターフェイスシステムLOCA発生時における破断箇所の隔離ができない場合の現場環境等について、低圧設計部となっている配管及び弁、計器の耐圧バウンダリとなる箇所から原子炉建屋原子炉区域内に漏えいするとの仮定に基づき現場環境等の評価を行っており、各構造の実耐力を踏まえた評価を行った場合の現場環境について評価を行っている。

(1) 現実的インターフェイスシステムLOCAにおける漏えい面積の設定

高圧炉心注水系の電動弁開閉試験にて、原子炉注入逆止弁が故障により開固着し、原子炉注入電動弁が誤操作又は誤動作した場合、高圧炉心注水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 1cm^2 を超えることはない。

そこで、現実的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フランジ部の漏えい面積として保守的に 10cm^2 を想定した。

(2) 現場の想定

・評価の想定と事故進展解析

ここではインターフェイスシステムLOCA発生時の現場環境(原子炉建屋内)に着眼し評価を行った。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：外部電源有、インターフェイスシステムLOCA時漏えい面積 10cm^2 、健全側高圧注水系による注入

事象進展：弁誤開又はサーベイランス時における全開誤操作(連続開)
(この時内側テストブルチェックも同時に機能喪失(全開))

・状況判断の開始(弁の開閉状態確認、HPCF室漏えい検出、ポンプ吐出圧力、エリアモニタ指示値上昇)

約10分後：手動スクラム

約15分後：高圧炉心注水系の手動起動

約30分後：急速減圧

・評価の結果

○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～図 4 に示す。

原子炉建屋内の温度は、事象発生直後は上昇するものの 30 分後に原子炉減圧した後は低下する。また、弁隔離操作のためにアクセスする弁室の温度も同様に、原子炉減圧操作後に低下した後、約 40℃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、原子炉減圧等を実施することで、約 4 時間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。

○冷却材漏えいによる影響

インターフェイスシステム L O C A に伴う原子炉建屋内への炉内及び復水貯蔵槽からの漏えい量（漏えい面積 10cm²）は、原子炉減圧前の流出を含めても最大で約 200m³/h であり、高圧炉心注入ポンプ吸込弁または復水貯蔵槽側吸込弁の閉止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、更に漏えい量を少なくすることができる。

復水貯蔵槽破断した系統の区分と他区分の非常用炉心冷却系が機能喪失に至る約 2000 m³（浸水高さ約 3m）に到達するには 10 時間以上の十分な時間余裕がある。

○現場の線量率の想定について

・評価の想定

格納容器バウンダリが喪失することで、原子炉から直接的に放射性物質が原子炉建屋原子炉区域内に放出される。

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現行許認可と同じものを想定し（詳細は表 2, 3 参照）、全希ガス漏えい率（f 値）については、近年の運転実績データの最大値である $3.7 \times 10^8 \text{Bq/s}$ を採用して評価する。なお、この値は現行許認可ベースの f 値はこの値に更に一桁余裕を見た 10 倍の値である。これに伴い、原子炉建屋内へ放出される放射性物質量は、許認可評価の MSLBA（主蒸気管破断事故）時に追加放出される放射性物質量の 1/10 となる。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、現場作業の被ばくにおいては、放射線防護具（循環式酸素呼吸器等）を装備することにより内部被ばくの影響が無視できるため、外部被ばくのみ

を対象とした。

・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。

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

ここで、

D : 放射線量率 (Gy/h)

6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}\right)$

Q_{γ} : 原子炉区域内放射エネルギー (Bq) : γ 線実効エネルギー 0.5MeV
換算値)

$V_{R/B}$: 原子炉区域内気相部容積 (86,000m³)

E_{γ} : γ 線エネルギー (0.5MeV/dis)

μ : 空気に対する γ 線の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)

V_{OF} : 評価対象エリア (原子炉建屋地上1階) の容積 (2,500m³)

$$R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2 \cdot \pi}}$$

・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約15mSv/h程度であり、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ブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるが、中央制御室換気空調系の換気口の位置はブルームの広がりを取り込みにくい箇所であり、中央制御室内への放射性物質を大量に取り込むことはないと考えられる (図6)。さらに、これらの事故時には原子炉区域排気放射能高の信号により中央制御室換気空調系が非常時運転モード (循環運転) となるため、中操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

現場での高圧炉心注水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知器やサンプポンプの起動頻度増加など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3時間程度で約40度程度まで低下することから、空気循環式呼吸器（セルフエアセット等）及び耐熱服等の防護装備の着用を実施することで現場での隔離操作は実施可能である。

（4）まとめ

（2）、（3）で示した評価結果より、現実的な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（3時間程度で40度程度）、また、現場線量率についても15mSv/h以下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。

表1 現実的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	外部電源あり	事象発生時に定格運転中を想定
漏えい箇所	高圧炉心注水(B)ポンプ室	漏えいを想定した高圧炉心注水系の低圧設計部(計器やフランジ部等)の設置場所
漏えい面積	高圧炉心冷却系配管: $10\text{cm}^2 (1.0 \times 10^{-3}\text{m}^2)$	圧力応答評価に基づき現実的に評価された漏えい面積に十分に余裕をとった値
事故シナリオ	事象発生 10 分後に手動スクラムし, 事象発生 15 分後に高圧炉心注水系(1 台)を手動起動	事象認知及び操作時間に余裕をもった値
	事象発生 30 分後に手動減圧(8 弁)	事象認知及び操作時間に余裕をもった値
	水位回復後は崩壊熱除去相当の注水を実施し破断配管の高さにて水位制御	漏えい量低減のために実施する操作を想定
	サブプレッション・チェンバプール冷却系は急速減圧後(30 分)	減圧実施によるサブプレッションプール水の温度上昇を抑えるための操作を想定
原子炉建屋への流出経路条件	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	MAAP 4	—
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
原子炉スクラム	事象開始 10 分後に手動スクラム	インターロック設定値
主蒸気隔離弁	事象発生 25 分後に閉	急速減圧のための隔離操作
高圧炉心注水系の水源	復水貯蔵槽	高圧炉心注水系設計条件
復水貯蔵槽の水温	0~12 時間: 50°C 12~24 時間: 45°C 24 時間以降: 40°C	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定
ブローアウトパネル解放圧力	3.4kPa [gage]	ブローアウトパネル設定値

表2 評価条件(f 値, 追加放出量)

項目	評価ケース	現行許認可ベース(参考)
f 値	$3.7 \times 10^8 \text{Bq/s}$ (現行許認可の 1/10)	$3.7 \times 10^9 \text{Bq/s}$
追加放出量 (Bq) (γ 線 0.5MeV 換算値)	2.28×10^{14}	2.28×10^{15}

表3 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)	追加放出量(Bq) (γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)
I-131	2.84	8.60E-02	0.381	3.70E+12	2.82E+12
I-132	4.21	7.30	2.253	5.48E+12	2.47E+13
I-133	6.77	8.00E-01	0.608	8.82E+12	1.07E+13
I-134	7.61	1.90E+01	2.75	9.91E+12	5.45E+13
I-135	6.41	2.52	1.645	8.35E+12	2.75E+13
Br-83	0.53	6.96	0.0075	6.90E+11	1.04E+10
Br-84	0.97	3.14E+01	1.742	1.26E+12	4.40E+12
Mo-99	6.13	2.49E-01	0.16	7.99E+12	2.56E+12
Tc-99m	5.40	2.76	0.13	7.04E+12	1.83E+12
ハロゲン等 合計	—		—	5.32E+13	1.29E+14
Kr-83m	0.53	9.09	0.0025	1.38E+12	6.90E+09
Kr-85m	1.31	3.71	0.159	3.41E+12	1.09E+12
Kr-85	0.29	1.77E-04	0.0022	2.25E+11	9.91E+08
Kr-87	2.54	1.31E+01	0.793	6.62E+12	1.05E+13
Kr-88	3.58	5.94	1.95	9.33E+12	3.64E+13
Xe-131m	0.04	5.82E-02	0.02	1.04E+11	4.17E+09
Xe-133m	0.19	3.08E-01	0.042	4.95E+11	4.16E+10
Xe-133	6.77	1.31E-01	0.045	1.76E+13	1.59E+12
Xe-135m	1.06	6.38E+01	0.432	2.76E+12	2.39E+12
Xe-135	6.63	1.83	0.25	1.73E+13	8.64E+12
Xe-138	6.28	7.04E+01	1.183	1.64E+13	3.87E+13
希ガス 合計	—	—	—	7.56E+13	9.93E+13
ハロゲン等 +希ガス	—	—	—	1.29E+14	2.28E+14

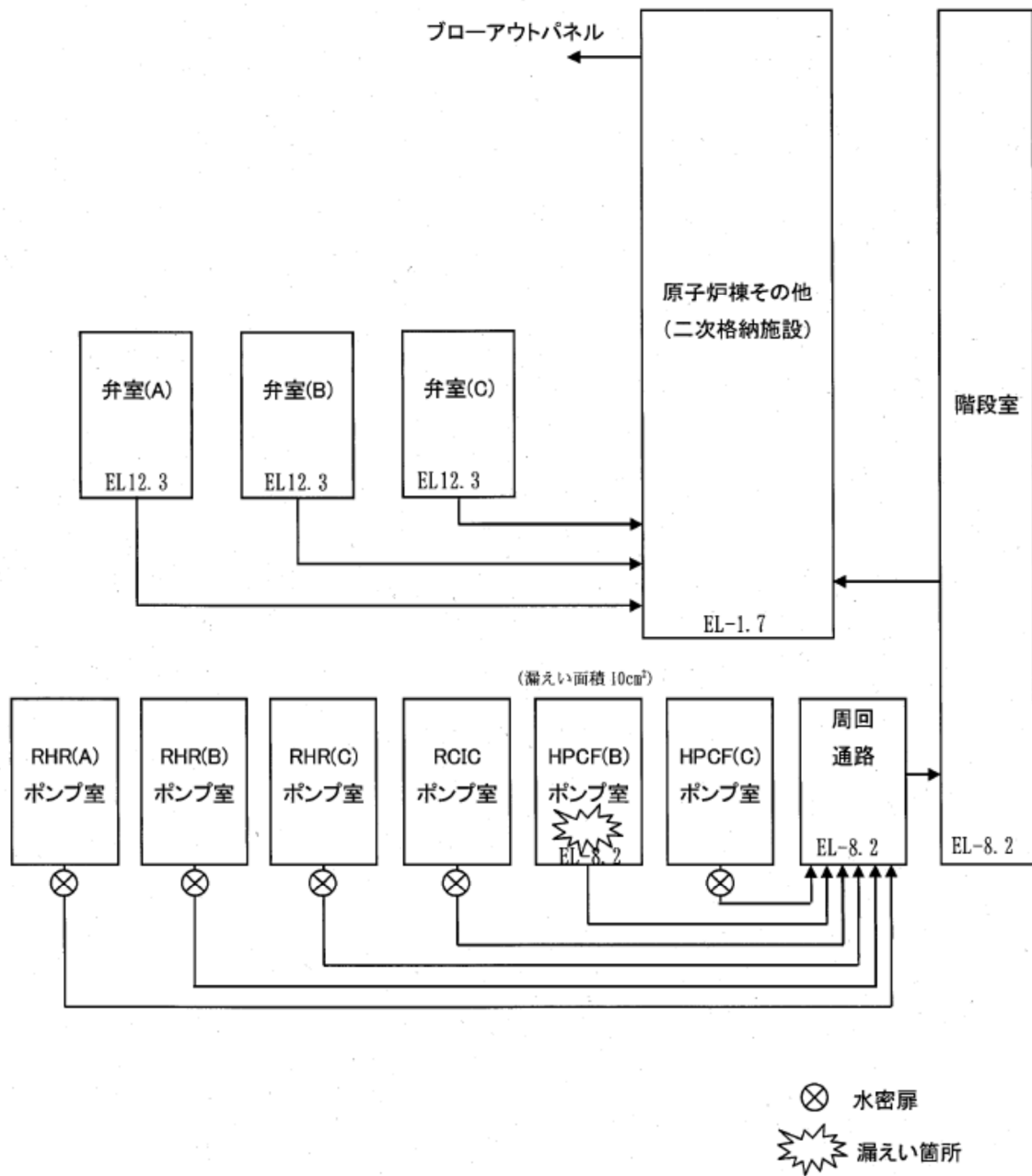


図1 現実的インターフェイスシステムLOCAにおける
原子炉建屋ノード分割モデル

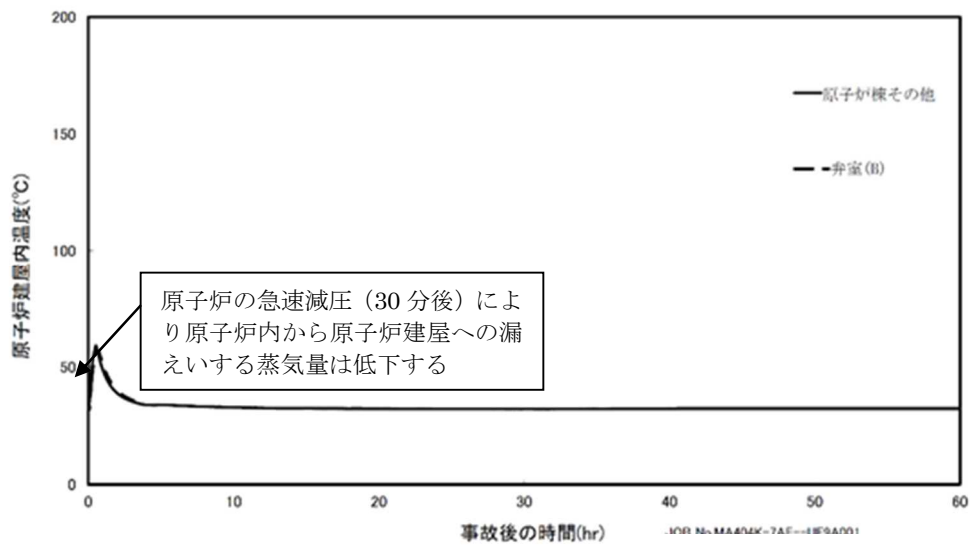


図2 原子炉建屋内の温度の時間変化

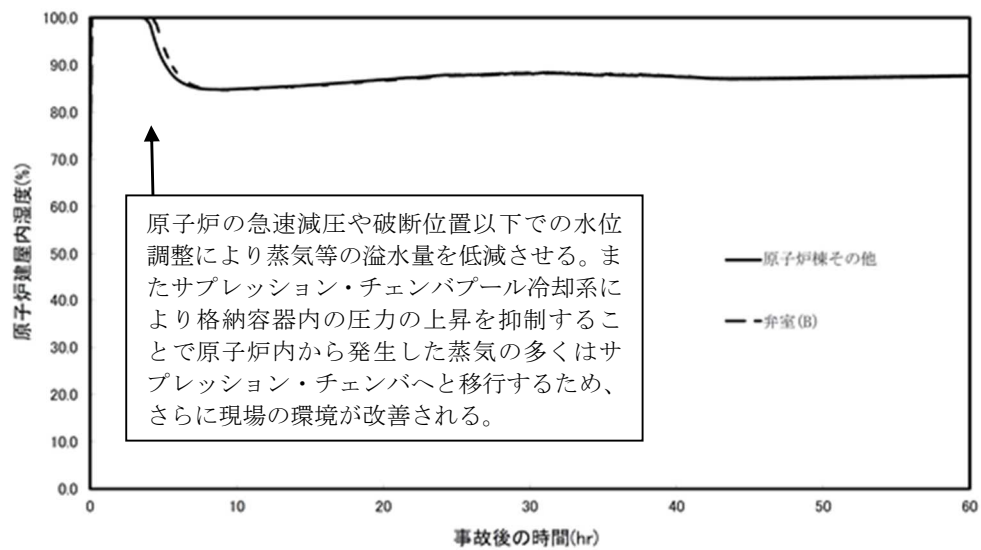


図3 原子炉建屋内の湿度の時間変化

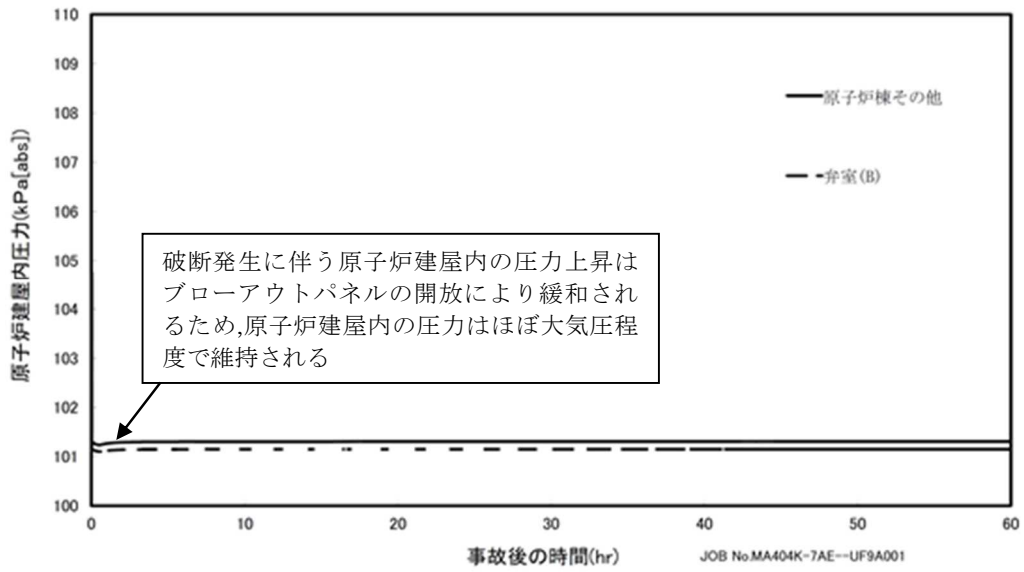


図4 原子炉建屋内の圧力の時間変化

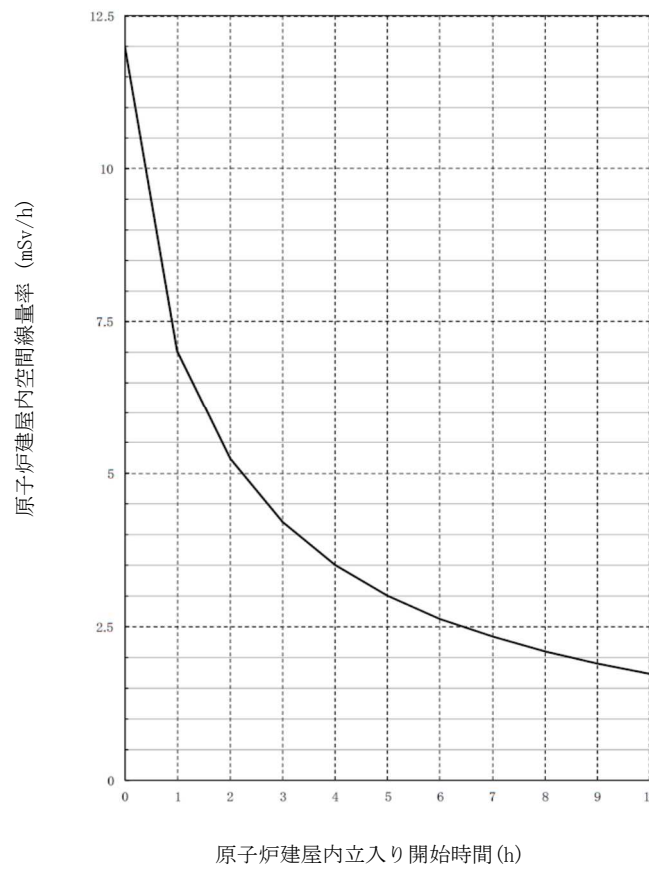
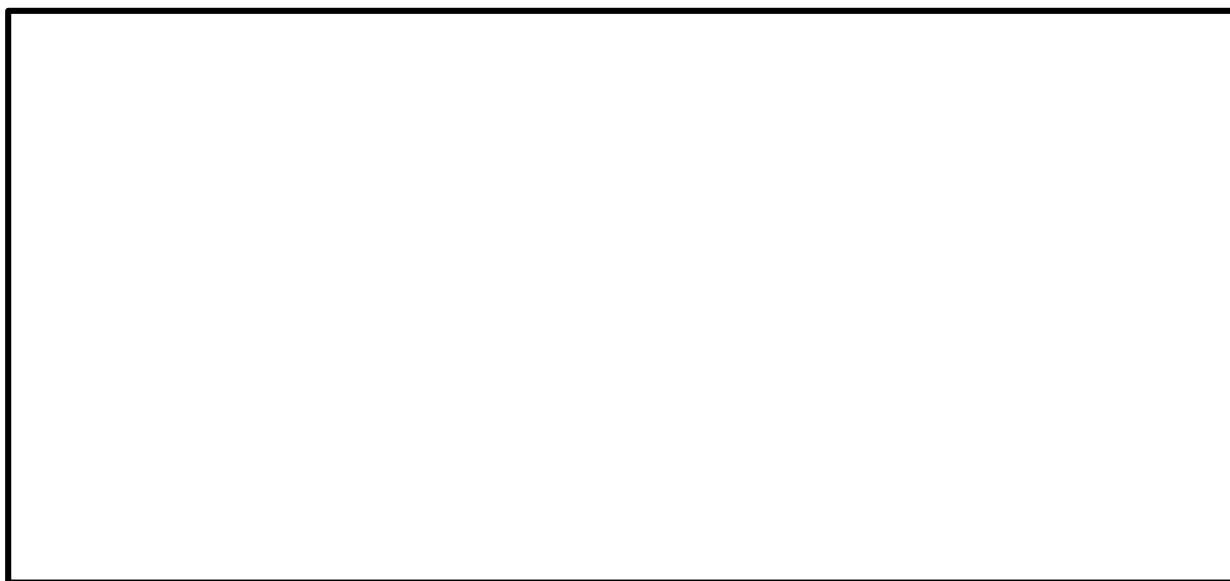
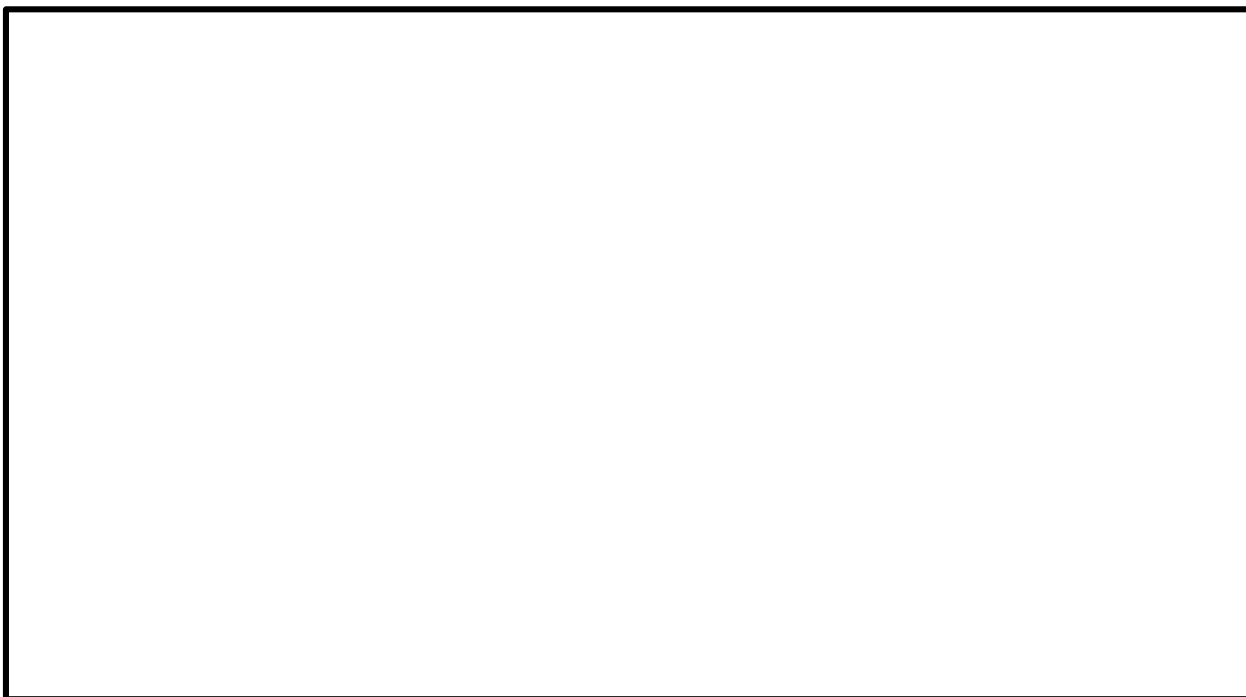


図5 原子炉建屋内立入り開始時間と線量率の関係



(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・ブローアウト
パネルの位置関係

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発生時の判断方法について

表1にインターフェイスシステムLOCAと原子炉格納容器内でのLOCAが発生した場合のパラメータ比較を示す。インターフェイスシステムLOCAと原子炉格納容器内でのLOCAは、どちらも原子炉冷却材の漏えい事象であるが、漏えい箇所が原子炉格納容器の内側か外側かという点で異なる。このため、原子炉圧力、原子炉水位といった原子炉冷却材一次バウンダリ内のパラメータは同様の挙動を示すが、エリアモニタや格納容器圧力といった原子炉格納容器内外のパラメータに相違が表れるので、容易にインターフェイスシステムLOCAと判別することができる。

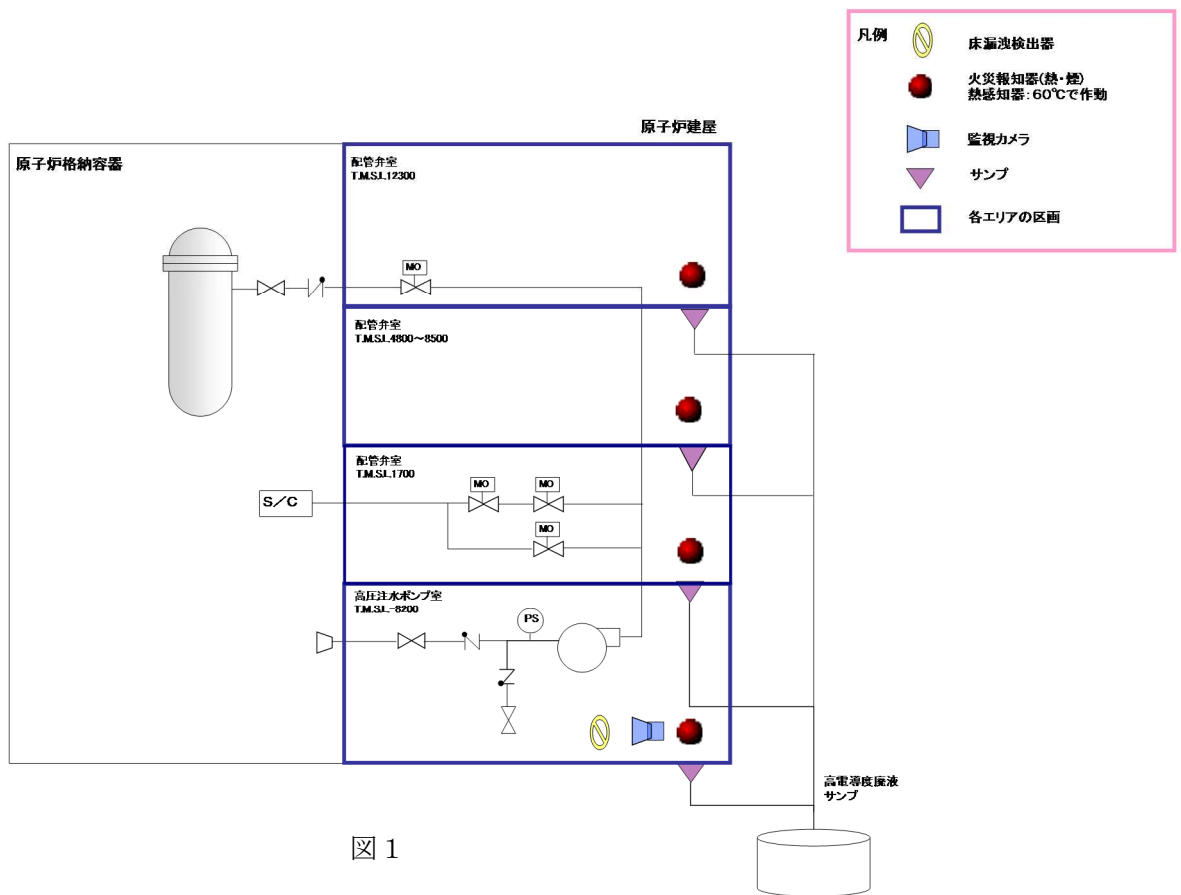
表1. インターフェイスシステムLOCAと原子炉格納容器内でのLOCA発生時のパラメータ比較

	各パラメータ	ISLOCA	原子炉格納容器内でのLOCA
原子炉圧力容器 パラメータ	原子炉水位	変動※	変動※
	原子炉圧力	変動※	変動※
原子炉格納容器 パラメータ	格納容器圧力	変化なし	上昇
	格納容器温度	変化なし	上昇
	D/W サンプ液位	変化なし	上昇
原子炉格納容器外 パラメータ	高圧炉心注水系系統圧力	低下	変化なし
	原子炉建屋サンプポンプ運転回数	増加※	変化なし
	原子炉建屋放射線モニタ	上昇	変動なし

※漏洩量により変動しない場合がある

(2) インターフェイスシステムLOCA発生時の漏えい場所（エリア）の特定方法について

インターフェイスシステムLOCA発生時は、高圧炉心注水系は図1に示すとおり、各部屋が分離されており、床漏えい検出器及び火災報知器による漏えい場所（エリア）の特定が可能である。また、監視カメラの情報も漏えい場所（エリア）特定の参考とすることが可能である。



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

< 目 次 >

1. 4. 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. 低圧注水系機能喪失時の対応手段及び設備

(a) 低圧代替注水

(b) 復旧

b. 原子炉停止中における低圧注水系機能喪失時の対応手段及び設備

c. 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. 手順等

1. 4. 2 重大事故等発生時の手順

1. 4. 2. 1 低圧注水系機能喪失時の対応手順

(1) 低圧代替注水

a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

c. 消火系による原子炉注水

(2) 復旧

a. 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の原子炉注水

1. 4. 2. 2 原子炉停止中における低圧注水系機能喪失時の対応手順

1. 4. 2. 3 その他の手順項目について考慮する手順

1. 4. 2. 4 重大事故等発生時の対処設備の選択

添付資料 1.4.1 審査基準，基準規則と対応設備との対応表

添付資料 1.4.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.4.3 重大事故対策の成立性

1. 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

2. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

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

【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低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉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 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」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) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却

a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。

(2) 復旧

a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）による原子炉内低圧時における冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却する対処設備を整備しており、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。

1.4.1 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

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、原子炉を冷却し炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）を設置している。

この設計基準事故対処設備が故障等又は全交流動力電源喪失により機能喪失した場合を想定し、その設備が有する機能を代替可能な対応手段と重大

事故等対処設備を選定する。

なお、重大事故等対処設備の選定にあたっては、以下を原則とする。

- ・配管等の静的機器の故障（破断，漏えい等）は想定しない。
- ・ポンプ等の動的機器は，新たに駆動源を確保できればその機能を復旧できるものとする。なお，動的機器のうち手動操作も可能な弁については，現場での操作も可能とする。

重大事故等対処設備の他に，設計基準事故対処設備による対応手段及び柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 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四十七条及び技術基準規則第六十二条（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，重大事故等対処設備，設計基準事故対処設備及び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

上記「（1）対応手段と設備の選定の考え方」に基づき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，設計基準事故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，設計基準事故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表 1.4.1 に整理する。

a．低圧注水系機能喪失時の対応手段及び設備

（a）低圧代替注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）が故障等により原子炉の冷却ができない場合には，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により原子炉を冷却する手段がある。

i．低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却

（i）低圧代替注水系（常設，残留熱除去系（B）注入配管使用）による

原子炉冷却

低压代替注水系（常設，残留熱除去系（B）注入配管使用）により原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵槽
- ・残留熱除去系（B）注入配管
- ・代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(ii) 低压代替注水系（常設，残留熱除去系（A）注入配管使用）による原子炉冷却

低压代替注水系（常設，残留熱除去系（A）注入配管使用）により原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵槽
- ・残留熱除去系（A）注入配管
- ・代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(iii) 低压代替注水系（常設，残留熱除去系（C）注入配管使用）による原子炉冷却

低压代替注水系（常設，残留熱除去系（C）注入配管使用）により原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵槽
- ・残留熱除去系（C）注入配管
- ・代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(iv) 低压代替注水系（常設，高压炉心注水系（B）注入配管使用）による原子炉冷却

低压代替注水系（常設，高压炉心注水系（B）注入配管使用）により原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵槽
- ・高压炉心注水系（B）注入配管

- ・代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(v) 低圧代替注水系（常設，高圧炉心注水系（C）注入配管使用）による原子炉冷却

低圧代替注水系（常設，高圧炉心注水系（C）注入配管使用）により原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵槽
- ・高圧炉心注水系（C）注入配管
- ・代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

ii. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却

(i) 低圧代替注水系（可搬型，残留熱除去系（B）注入配管使用）による原子炉冷却

低圧代替注水系（可搬型，残留熱除去系（B）注入配管使用）により原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A－2級）
- ・接続口
- ・代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）
- ・残留熱除去系（B）注入配管
- ・海水
- ・代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(ii) 低圧代替注水系（可搬型，残留熱除去系（A）注入配管使用）による原子炉冷却

低圧代替注水系（可搬型，残留熱除去系（A）注入配管使用）により原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A－2級）
- ・接続口
- ・代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）
- ・残留熱除去系（A）注入配管
- ・海水
- ・代替交流電源設備

- ・燃料補給設備

(iii) 低圧代替注水系（可搬型，残留熱除去系（C）注入配管使用）による原子炉冷却

低圧代替注水系（可搬型，残留熱除去系（C）注入配管使用）により原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A－2級）
- ・接続口
- ・代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）
- ・残留熱除去系（C）注入配管
- ・海水
- ・代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(iv) 低圧代替注水系（可搬型，高圧炉心注水系（B）注入配管使用）による原子炉冷却

低圧代替注水系（可搬型，高圧炉心注水系（B）注入配管使用）により原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A－2級）
- ・接続口
- ・代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）
- ・高圧炉心注水系（B）注入配管
- ・海水
- ・代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(v) 低圧代替注水系（可搬型，高圧炉心注水系（C）注入配管使用）による原子炉冷却

低圧代替注水系（可搬型，高圧炉心注水系（C）注入配管使用）により原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A－2級）
- ・接続口
- ・代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）
- ・高圧炉心注水系（C）注入配管
- ・海水
- ・代替交流電源設備

- ・燃料補給設備

iii. 消火系による原子炉の冷却

(i) 消火系（残留熱除去系（B）注入配管使用）による原子炉冷却

消火系（残留熱除去系（B）注入配管使用）により原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・残留熱除去系（B）注入配管
- ・代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(ii) 消火系（残留熱除去系（A）注入配管使用）による原子炉冷却

消火系（残留熱除去系（A）注入配管使用）により原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・残留熱除去系（A）注入配管
- ・代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(iii) 消火系（残留熱除去系（C）注入配管使用）による原子炉冷却

消火系（残留熱除去系（C）注入配管使用）により原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・残留熱除去系（C）注入配管
- ・代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(iv) 消火系（高圧炉心注水系（B）注入配管使用）による原子炉冷却

消火系（高圧炉心注水系（B）注入配管使用）により原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・高圧炉心注水系（B）注入配管

- ・代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(v) 消火系（高圧炉心注水系（C）注入配管使用）による原子炉冷却
消火系（高圧炉心注水系（C）注入配管使用）により原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・高圧炉心注水系（C）注入配管
- ・代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(b) 復旧

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）が全交流動力電源喪失により起動できない場合には、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ポンプ（低圧注水モード）を復旧する手段がある。

なお、常設代替交流電源設備等へ燃料を補給することにより、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）を十分な期間、運転継続することが可能である。

i. 常設代替交流電源設備による復旧

常設代替交流電源設備により残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）を復旧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
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替原子炉補機冷却系
- ・燃料補給設備

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1.4.1, 添付資料1.4.2)

b. 原子炉停止中における低圧注水系機能喪失時の対応手段及び設備 原子炉停止中に設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧

注水モード)が故障等により原子炉の冷却ができない場合には、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)及び消火系により原子炉を冷却する手段がある。

また、原子炉停止中に設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ(低圧注水モード)が全交流動力電源喪失により起動できない場合には、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ポンプ(低圧注水モード)を復旧する手段がある。

これらの対応手段及び設備は、上記「a. 低圧注水系機能喪失時の対応手段及び設備」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

c. 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水として使用する設備のうち、復水移送ポンプ、代替交流電源設備、燃料補給設備、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、接続口及び代替淡水源(防火水槽及び淡水貯水池)は重大事故等対処設備として位置づける。

また、復旧にて使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、代替原子炉補機冷却系及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

以上の重大事故等対処設備により、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、原子炉内低圧時における冷却機能が喪失した場合においても、原子炉を冷却することができるため、以下の設備は自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

・ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク

耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)と同等の機能(流量)を有することから、重大事故等へ対処するために消火水系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉を冷却する手段として有効である。

・残留熱除去系(A)注入配管、残留熱除去系(C)注入配管、高圧炉心注水系(B)注入配管、高圧炉心注水系(C)注入配管を用いた注水

使用に制限(原子炉への注水流量が少ない、注水流量の監視ができない、現場での系統構成が必要)があるが、残留熱除去系(B)注入配管から注水ができない場合において、原子炉を冷却する手段として有効である。

d. 手順等

上記「a. 低圧注水系機能喪失時の対応手段及び設備」及び「b. 原子炉停止中における低圧注水系機能喪失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、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下、「EOP」という。）に定める（表1.4.1）。

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整理する（表1.4.2、表1.4.3）。

（添付資料 1.4.2）

1.4.2 重大事故等発生時の手順

1.4.2.1 低圧注水系機能喪失時の対応手順

（1）低圧代替注水

事故等が発生し、EOPに従い事故対応を実施している最中において、恒設の原子炉注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系による原子炉注水の3手段について、同時並行で注水準備を開始する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、上記手段のうち低圧代替注水系1台以上の注水準備が完了した時点で、その手段による原子炉注水を開始する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、上記手段のうち低圧代替注水系2台以上の注水準備が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉注水を開始する。原子炉注水に使用する手段は、準備が完了した低圧代替注水系2台以上のうち、低圧代替注水系（常設）、消火系、低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。

a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉冷却

（a）低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（残留熱除去系（B）注入配管使用）

i. 手順着手の判断基準

EOP 原子炉制御「水位確保」又は不測事態「水位回復」の対応実施中において、EOPに記載されている恒設の原子炉注水設備による原子炉水位維持ができない場合。

ii. 操作手順（7号炉の例）

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（残留熱除去系（B）注入配管使用）手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.4.1及び

図1.4.2に、概略系統図を図1.4.3に、タイムチャートを図1.4.4に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉水位維持ができないと判断した場合は、運転員に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、現場運転員との通信手段の確保として、携帯型音声呼出電話の準備を実施する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に必要なポンプ及び電動弁の電源が確保されていることを確認する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁[P13-M0-F029]の全閉操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、復水移送ポンプの起動操作を実施し、ポンプ吐出圧力が確立したことを復水移送ポンプ吐出圧力計にて確認する。
- ⑥中央制御室運転員A及びBは、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成として、残留熱除去系（B）洗浄弁[E11-M0-032B]の全開操作を実施し、当直副長に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備完了を報告する。
- ⑦当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、中央制御室運転員A及びBに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑧中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、残留熱除去系注入隔離弁（B）[E11-M0-F005B]を全開として、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水を開始する。
- ⑨当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（常設）及び消火系又は低圧代替注水系（可搬型）の2台の注水準備完了を確認後、中央制御室運転員A及びBに原子炉の減圧の開始を指示する。
- ⑩中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、逃がし安全弁により原子炉減圧を開始する。
- ⑪当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、原子炉圧力が残留熱除去系注入隔離弁開許可圧力 以下となったことを確認し、中央制御室運転員A及びBに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑫中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧

の場合は、残留熱除去系注入隔離弁（B）[E11-M0-F005B]を全開として、原子炉圧力1MPa程度まで減圧された時点で低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水が開始されたことを確認する。

⑬中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位計、残留熱除去系（B）注入配管流量計、復水移送ポンプ吐出圧力計にて確認する。

⑭現場運転員C及びDは、復水貯蔵槽水源確保として、廃棄物処理建屋地下3階復水移送ポンプ室にて、復水移送ポンプ吸込ラインの切替操作（復水補給水系常／非常用連絡管止め弁[P13-F019, F020]の開操作）を実施する。

⑮当直長は、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始後、緊急時対策要員に復水貯蔵槽の補給を依頼する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員2名にて作業を実施し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（残留熱除去系（B）注入配管使用）開始までの所要時間を25分と想定する。

（添付資料1.4.3-1）

(b) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（残留熱除去系（A）注入配管使用）

i. 手順着手の判断基準

EOP 原子炉制御「水位確保」又は不測事態「水位回復」の対応実施中において、EOPに記載されている恒設の原子炉注水設備による原子炉水位維持ができず、残留熱除去系（B）注入配管が使用できない場合。

ii. 操作手順（7号炉の例）

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（残留熱除去系（A）注入配管使用）手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.4.1及び図1.4.2に、概略系統図を図1.4.5に、タイムチャートを図1.4.6に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉水位維持ができないと判断した場合は、運転員に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備開始を指示する。

②中央制御室運転員A及びBは、現場運転員との通信手段の確保とし

て、携帯型音声呼出電話の準備を実施する。

- ③中央制御室運転員A及びBは、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に必要なポンプ及び電動弁の電源が確保されていることを確認する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁[P13-M0-F029]の全閉操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、復水移送ポンプの起動操作を実施し、ポンプ吐出圧力が確立したことを復水移送ポンプ吐出圧力計にて確認する。
- ⑥中央制御室運転員A及びBは、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成として、残留熱除去系（A）洗浄弁[E11-M0-032A]の全開操作を実施し、当直副長に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備完了を報告する。
- ⑦当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、中央制御室運転員A及びBに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑧中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、残留熱除去系注入隔離弁（A）[E11-M0-F005A]を全開として、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水を開始する。
- ⑨当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（常設）及び消火系又は低圧代替注水系（可搬型）の2台の注水準備完了を確認後、中央制御室運転員A及びBに原子炉の減圧の開始を指示する。
- ⑩中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、逃がし安全弁により原子炉減圧を開始する。
- ⑪当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、原子炉圧力が残留熱除去系注入隔離弁（A）開許可圧力 以下となったことを確認し、中央制御室運転員A及びBに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑫中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、残留熱除去系注入隔離弁（A）[E11-M0-F005A]を全開として、原子炉圧力1MPa程度まで減圧された時点で低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水が開始されたことを確認する。
- ⑬中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位計、残留熱除去系（A）注入配管流量計、復水移送ポン

プ吐出圧力計にて確認する。

- ⑭現場運転員C及びDは、復水貯蔵槽水源確保として、廃棄物処理建屋地下3階復水移送ポンプ室にて、復水移送ポンプ吸込ラインの切替操作（復水補給水系常／非常用連絡管止め弁[P13-F019, F020]の開操作）を実施する。
- ⑮当直長は、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始後、緊急時対策要員に復水貯蔵槽の補給を依頼する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員2名にて作業を実施し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（残留熱除去系（A）注入配管使用）開始までの所要時間を25分と想定する。

(c) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（残留熱除去系（C）注入配管使用）

i. 手順着手の判断基準

EOP 原子炉制御「水位確保」又は不測事態「水位回復」の対応実施中において、EOPに記載されている恒設の原子炉注水設備による原子炉水位維持ができず、残留熱除去系（B）注入配管、残留熱除去系（A）注入配管が使用できない場合。

ii. 操作手順（7号炉の例）

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（残留熱除去系（C）注入配管使用）手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.4.1及び図1.4.2に、概略系統図を図1.4.7に、タイムチャートを図1.4.8に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉水位維持ができないと判断した場合は、運転員に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、現場運転員との通信手段の確保として、携帯型音声呼出電話の準備を実施する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に必要なポンプ及び電動弁の電源が確保されていることを確認する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁[P13-M0-F029]の全閉操作を

実施する。

- ⑤中央制御室運転員A及びBは、復水移送ポンプの起動操作を実施し、ポンプ吐出圧力が確立したことを復水移送ポンプ吐出圧力計にて確認する。
- ⑥現場運転員C及びDは、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成として、原子炉建屋1階残留熱除去系（C）系弁室にて、残留熱除去系（C）洗浄弁[E11-F032C]の全開操作を実施し、当直副長に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備完了を報告する。
- ⑦当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、中央制御室運転員A及びBに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑧中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、残留熱除去系注入隔離弁（C）[E11-M0-F005C]を全開として、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水を開始する。なお、電源が確保できない場合は、現場での手動開操作を現場運転員C及びDに依頼する。
- ⑨当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（常設）及び消火系又は低圧代替注水系（可搬型）の2台の注水準備完了を確認後、中央制御室運転員A及びBに原子炉の減圧の開始を指示する。
- ⑩中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、逃がし安全弁により原子炉減圧を開始する。
- ⑪当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、原子炉圧力が残留熱除去系注入隔離弁（C）開許可圧力 以下となったことを確認し、中央制御室運転員A及びBに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑫中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、残留熱除去系注入隔離弁（C）[E11-M0-F005C]を全開として、原子炉圧力1MPa程度まで減圧された時点で低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水が開始されたことを確認する。なお、電源が確保できない場合は、現場での手動開操作を現場運転員C及びDに依頼する。
- ⑬現場運転員C及びDは、残留熱除去系注入隔離弁（C）[E11-M0-F005C]の電源が確保できず、現場での手動開操作を指示された場合は、原子炉建屋1階残留熱除去系（C）系弁室にて、残留熱除去系

注入隔離弁（C）の全開操作を実施する。

- ⑭中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位計、復水移送ポンプ吐出圧力計にて確認する。
- ⑮現場運転員C及びDは、復水貯蔵槽水源確保として、廃棄物処理建屋地下3階復水移送ポンプ室にて、復水移送ポンプ吸込ラインの切替操作（復水補給水系常／非常用連絡管止め弁[P13-F019, F020]の開操作）を実施する。
- ⑯当直長は、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始後、緊急時対策要員に復水貯蔵槽の補給を依頼する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員2名にて作業を実施し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（残留熱除去系（C）注入配管使用）開始までの所要時間を40分と想定する。

(d) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（高圧炉心注水系（B）注入配管使用）

i. 手順着手の判断基準

EOP 原子炉制御「水位確保」又は不測事態「水位回復」の対応実施中において、EOPに記載されている恒設の原子炉注水設備による原子炉水位維持ができず、残留熱除去系（B）注入配管、残留熱除去系（A）注入配管、残留熱除去系（C）注入配管が使用できない場合。

ii. 操作手順（7号炉の例）

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（高圧炉心注水系（B）注入配管使用）手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.4.1及び図1.4.2に、概略系統図を図1.4.9に、タイムチャートを図1.4.10に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉水位維持ができないと判断した場合は、運転員に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、現場運転員との通信手段の確保として、携帯型音声呼出電話の準備を実施する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に必要なポンプ及び電動弁の電源が確保されていることを確

認する。

- ④中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁[P13-M0-F029]の全閉操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、復水移送ポンプの起動操作を実施し、ポンプ吐出圧力が確立したことを復水移送ポンプ吐出圧力計にて確認する。
- ⑥現場運転員C及びDは、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成として、原子炉建屋1階残留熱除去系（B）系弁室にて、高圧炉心注水系洗浄弁（B）[E22-F016B]の全開操作を実施し、当直副長に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備完了を報告する。
- ⑦当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、中央制御室運転員A及びBに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑧中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、高圧炉心注水系注入隔離弁（B）[E22-M0-F003B]を全開として、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水を開始する。
- ⑨当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（常設）及び消火系又は低圧代替注水系（可搬型）の2台の注水準備完了を確認後、中央制御室運転員A及びBに原子炉の減圧及び注水の開始を指示する。
- ⑩中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、逃がし安全弁により原子炉減圧を開始する。
- ⑪中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、高圧炉心注水系注入隔離弁（B）[E22-M0-F003B]を全開として、原子炉圧力1MPa程度まで減圧された時点で低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水が開始されたことを確認する。
- ⑫中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位計、復水移送ポンプ吐出圧力計にて確認する。
- ⑬現場運転員C及びDは、復水貯蔵槽水源確保として、廃棄物処理建屋地下3階復水移送ポンプ室にて、復水移送ポンプ吸込ラインの切替操作（復水補給水系常／非常用連絡管止め弁[P13-F019, F020]の開操作）を実施する。
- ⑭当直長は、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始後、緊急時対策要員に復水貯蔵槽の補給を依頼する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員2名にて作業を実施し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（高圧炉心注水系（B）注入配管使用）開始までの所要時間を25分と想定する。

(e) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（高圧炉心注水系（C）注入配管使用）

i. 手順着手の判断基準

EOP 原子炉制御「水位確保」又は不測事態「水位回復」の対応実施中において、EOPに記載されている恒設の原子炉注水設備による原子炉水位維持ができず、残留熱除去系（B）注入配管、残留熱除去系（A）注入配管、残留熱除去系（C）注入配管及び高圧炉心注水系（B）注入配管が使用できない場合。

ii. 操作手順（7号炉の例）

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（高圧炉心注水系（C）注入配管使用）手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.4.1及び図1.4.2に、概略系統図を図1.4.11に、タイムチャートを図1.4.12に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉水位維持ができないと判断した場合は、運転員に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、現場運転員との通信手段の確保として、携帯型音声呼出電話の準備を実施する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に必要なポンプ及び電動弁の電源が確保されていることを確認する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁[P13-M0-F029]の全閉操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、復水移送ポンプの起動操作を実施し、ポンプ吐出圧力が確立したことを復水移送ポンプ吐出圧力計にて確認する。
- ⑥現場運転員C及びDは、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

の系統構成として、原子炉建屋1階残留熱除去系(C)系弁室にて、高圧炉心注水系洗浄弁(C)[E22-F016C]の全開操作を実施し、当直副長に低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の準備完了を報告する。

- ⑦当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、中央制御室運転員A及びBに低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑧中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、高圧炉心注水系注入隔離弁(C)[E22-M0-F003C]を全開として、低圧代替注水系(常設)による原子炉への注水を開始する。なお、電源が確保できない場合は、現場での手動開操作を現場運転員C及びDに依頼する。
- ⑨当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系(常設)及び消火系又は低圧代替注水系(可搬型)の2台の注水準備完了を確認後、中央制御室運転員A及びBに原子炉の減圧及び注水の開始を指示する。
- ⑩中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、逃がし安全弁により原子炉減圧を開始する。
- ⑪中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、高圧炉心注水系注入隔離弁(C)[E22-M0-F003C]を全開として、原子炉圧力1MPa程度まで減圧された時点で低圧代替注水系(常設)による原子炉への注水が開始されたことを確認する。なお、電源が確保できない場合は、現場での手動開操作を現場運転員C及びDに依頼する。
- ⑫現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系注入隔離弁(C)[E22-M0-F003C]の電源が確保できず、現場での手動開操作を指示された場合は、原子炉建屋1階残留熱除去系(C)系弁室にて、高圧炉心注水系注入隔離弁(C)の全開操作を実施する。
- ⑬中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位計、復水移送ポンプ吐出圧力計にて確認する。
- ⑭現場運転員C及びDは、復水貯蔵槽水源確保として、廃棄物処理建屋地下3階復水移送ポンプ室にて、復水移送ポンプ吸込ラインの切替操作(復水補給水系常/非常用連絡管止め弁[P13-F019, F020]の開操作)を実施する。
- ⑮当直長は、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開始後、緊急時対策要員に復水貯蔵槽の補給を依頼する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員2名にて作業を実施し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（高圧炉心注水系（C）注入配管使用）開始までの所要時間を30分と想定する。

b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（残留熱除去系（B）注入配管使用）

i. 手順着手の判断基準

EOP 原子炉制御「水位確保」又は不測事態「水位回復」の対応実施中において、EOPに記載されている恒設の原子炉注水設備による原子炉水位維持ができない場合。

ii. 操作手順（7号炉の例）

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（残留熱除去系（B）注入配管使用）手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.4.1及び図1.4.2に、概略系統図を図1.4.13に、タイムチャートを図1.4.14に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉水位維持ができないと判断した場合は、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②当直長は、緊急時対策要員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備として可搬型代替注水設備（A-2級）の配備及びホース接続を依頼する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、現場運転員との通信手段の確保として、携帯型音声呼出電話の準備を実施する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水に必要な電動弁の電源が確保されていることを確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁[P13-M0-F029]の全閉操作を実施する。
- ⑥現場運転員C及びDは低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成として、原子炉建屋1階南側通路にて、注水弁（弁名称

未定) [P13-F137] の全開操作又は原子炉建屋 2 階北側通路にて、注水弁 (弁名称未定) [P13-F133] の全開操作を実施する。(当該弁はユニハンドラー弁のためリンク機構を取り外し、弁操作を行う)

- ⑦中央制御室運転員 A 及び B は、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の系統構成として、残留熱除去系 (B) 洗浄弁 [E11-M0-F032B] の全開操作を実施し、当直副長に低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備完了を報告する。
- ⑧緊急時対策要員は、可搬型代替注水設備 (A-2 級) の配備及びホース接続を行い、可搬型代替注水設備 (A-2 級) による送水準備完了を当直長に報告する。
- ⑨当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、中央制御室運転員 A 及び B に低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑩中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、残留熱除去系注入隔離弁 (B) [E11-M0-F005B] を全開として、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉への注水を開始する。
- ⑪当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系 (可搬型) 及び低圧代替注水系 (常設) 又は消火系の 2 台の注水準備完了を確認後、中央制御室運転員 A 及び B に原子炉の減圧の開始を指示する。
- ⑫中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、逃がし安全弁により原子炉減圧を開始する。
- ⑬当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、原子炉圧力が残留熱除去系注入隔離弁 (B) 開許可圧力 以下となったことを確認し、中央制御室運転員 A 及び B に低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑭中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、残留熱除去系注入隔離弁 (B) [E11-M0-F005B] を全開として、原子炉圧力 0.85MPa 程度まで減圧された時点で低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉への注水が開始されたことを確認する。
- ⑮中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位計、残留熱除去系 (B) 注入配管流量計にて確認する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名、現場運転員 2 名、緊急時対策要員 4 名にて作業を実施した場合、低圧代替注水系 (可

搬型) による原子炉注水(残留熱除去系(B) 注入配管使用) 開始までの所要時間は60分を想定する。

(添付資料1.4.3-2)

(b) 低圧代替注水系(可搬型) による原子炉注水(残留熱除去系(A) 注入配管使用)

i. 手順着手の判断基準

EOP 原子炉制御「水位確保」又は不測事態「水位回復」の対応実施中において、EOPに記載されている恒設の原子炉注水設備による原子炉水位維持ができず、残留熱除去系(B) 注入配管が使用できない場合。

ii. 操作手順(7号炉の例)

低圧代替注水系(可搬型) による原子炉注水(残留熱除去系(A) 注入配管使用) 手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.4.1及び図1.4.2に、概略系統図を図1.4.15に、タイムチャートを図1.4.16に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉水位維持ができないと判断した場合は、運転員に低圧代替注水系(可搬型) による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②当直長は、緊急時対策要員に低圧代替注水系(可搬型) による原子炉注水準備として可搬型代替注水設備(A-2級) 配備及びホース接続を依頼する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、現場運転員との通信手段の確保として、携帯型音声呼出電話の準備を実施する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、低圧代替注水系(可搬型) による原子炉注水に必要な電動弁の電源が確保されていることを確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁[P13-M0-F029]の全閉操作を実施する。
- ⑥現場運転員C及びDは低圧代替注水系(可搬型) による原子炉注水の系統構成として、原子炉建屋1階南側通路にて、注水弁(弁名称未定)[P13-F137]の全開操作又は原子炉建屋2階北側通路にて、注水弁(弁名称未定)[P13-F133]の全開操作を実施する。(当該弁はユニハンドラー弁のためリンク機構を取り外し、弁操作を行う)。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは、低圧代替注水系(可搬型) による原

子炉注水の系統構成として、残留熱除去系（A）洗浄弁[E11-M0-F032A]の全開操作を実施し、当直副長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備完了を報告する。

- ⑧緊急時対策要員は、可搬型代替注水設備（A－2級）の配備及びホース接続を行い、可搬型代替注水設備（A－2級）による送水準備完了を当直長に報告する。
- ⑨当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、中央制御室運転員A及びBに低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑩中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、残留熱除去系注入隔離弁（A）[E11-M0-F005A]を全開として、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を開始する。
- ⑪当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（常設）又は消火系の2台の注水準備完了を確認後、中央制御室運転員A及びBに原子炉の減圧の開始を指示する。
- ⑫中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、逃がし安全弁により原子炉減圧を開始する。
- ⑬当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、原子炉圧力が残留熱除去系注入隔離弁（A）開許可圧力 以下となったことを確認し、中央制御室運転員A及びBに低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑭中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、残留熱除去系注入隔離弁（A）[E11-M0-F005A]を全開として、原子炉圧力0.85MPa程度まで減圧された時点で低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水が開始されたことを確認する。
- ⑮中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位計、残留熱除去系（A）注入配管流量計にて確認する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員2名、緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（残留熱除去系（A）注入配管使用）開始までの所要時間は60分を想定する。

(c) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（残留熱除去系（C）注

入配管使用)

i. 手順着手の判断基準

EOP 原子炉制御「水位確保」又は不測事態「水位回復」の対応実施中において、EOPに記載されている恒設の原子炉注水設備による原子炉水位維持ができず、残留熱除去系(B)注入配管、残留熱除去系(A)注入配管が使用できない場合。

ii. 操作手順 (7号炉の例)

低压代替注水系(可搬型)による原子炉注水(残留熱除去系(C)注入配管使用)手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.4.1及び図1.4.2に、概略系統図を図1.4.17に、タイムチャートを図1.4.18に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉水位維持ができないと判断した場合は、運転員に低压代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②当直長は、緊急時対策要員に低压代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備として可搬型代替注水設備(A-2級)配備及びホース接続を依頼する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、現場運転員との通信手段の確保として、携帯型音声呼出電話の準備を実施する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、低压代替注水系(可搬型)による原子炉注水に必要な電動弁の電源が確保されていることを確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁[P13-M0-F029]の全開操作を実施する。
- ⑥現場運転員C及びDは低压代替注水系(可搬型)による原子炉注水の系統構成として、原子炉建屋1階南側通路にて、注水弁(弁名称未定)[P13-F137]の全開操作又は原子炉建屋2階北側通路にて、注水弁(弁名称未定)[P13-F133](当該弁はユニハンドラー弁のためリンク機構を取り外し、弁操作を行う)の全開操作及び原子炉建屋1階残留熱除去系(C)弁室にて、残留熱除去系(C)洗浄弁[E11-F032C]の全開操作を実施し、当直副長に低压代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備完了を報告する。
- ⑦緊急時対策要員は、可搬型代替注水設備(A-2級)の配備及びホース接続を行い、可搬型代替注水設備(A-2級)による送水準備完了を当直長に報告する。

- ⑧当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、中央制御室運転員A及びBに低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑨中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、残留熱除去系注入隔離弁（C）[E11-M0-F005C]を全開として、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を開始する。
なお、電源が確保できない場合は、現場での手動開操作を現場運転員C及びDに依頼する。
- ⑩当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（常設）又は消火系の2台の注水準備完了を確認後、中央制御室運転員A及びBに原子炉の減圧の開始を指示する。
- ⑪中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、逃がし安全弁により原子炉減圧を開始する。
- ⑫当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、原子炉圧力が残留熱除去系注入隔離弁（C）開許可圧力 以下となったことを確認し、中央制御室運転員A及びBに低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑬中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、残留熱除去系注入隔離弁（C）[E11-M0-F005C]を全開として、原子炉圧力0.85MPa程度まで減圧された時点で低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水が開始されたことを確認する。
なお、電源が確保できない場合は、現場での手動開操作を現場運転員C及びDに依頼する。
- ⑭現場運転員C及びDは、残留熱除去系注入隔離弁（C）[E11-M0-F005C]の電源が確保できず、現場での手動開操作を指示された場合は、原子炉建屋1階残留熱除去系（C）系弁室にて、残留熱除去系注入隔離弁（C）の全開操作を実施する。
- ⑮中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位計にて確認する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員2名、緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（残留熱除去系（C）注入配管使用）開始までの所要時間は70分を想定する。

(d) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（高圧炉心注水系（B）注入配管使用）

i. 手順着手の判断基準

EOP 原子炉制御「水位確保」又は不測事態「水位回復」の対応実施中において、EOPに記載されている恒設の原子炉注水設備による原子炉水位維持ができず、残留熱除去系（B）注入配管、残留熱除去系（A）注入配管、残留熱除去系（C）注入配管が使用できない場合。

ii. 操作手順（7号炉の例）

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（高圧炉心注水系（B）注入配管使用）手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.4.1及び図1.4.2に、概略系統図を図1.4.19に、タイムチャートを図1.4.20に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉水位維持ができないと判断した場合は、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②当直長は、緊急時対策要員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備として可搬型代替注水設備（A-2級）配備及びホース接続を依頼する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、現場運転員との通信手段の確保として、携帯型音声呼出電話の準備を実施する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水に必要な電動弁の電源が確保されていることを確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁[P13-M0-F029]の全開操作を実施する。
- ⑥現場運転員C及びDは低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成として、原子炉建屋1階南側通路にて、注水弁（弁名称未定）[P13-F137]の全開操作又は原子炉建屋2階北側通路にて、注水弁（弁名称未定）[P13-F133]（当該弁はユニハンドラー弁のためリンク機構を取り外し、弁操作を行う）の全開操作及び高圧炉心注水系洗浄弁（B）[E22-F016B]の全開操作を実施し、当直副長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備完了を報告する。
- ⑦緊急時対策要員は、可搬型代替注水設備（A-2級）の配備及びホース接続を行い、可搬型代替注水設備（A-2級）による送水準備

完了を当直長に報告する。

- ⑧当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、中央制御室運転員A及びBに低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑨中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、高圧炉心注水系注入隔離弁（B）[E22-M0-F003B]を全開として、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を開始する。
- ⑩当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（常設）又は消火系の2台の注水準備完了を確認後、中央制御室運転員A及びBに原子炉の減圧及び注水の開始を指示する。
- ⑪中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、逃がし安全弁により原子炉減圧を開始する。
- ⑫中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、高圧炉心注水系注入隔離弁（B）[E22-M0-F003B]を全開として、原子炉圧力0.85MPa程度まで減圧された時点で低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水が開始されたことを確認する。
- ⑬中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位計にて確認する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員2名、緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（高圧炉心注水系（B）注入配管使用）開始までの所要時間は60分を想定する。

(e) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（高圧炉心注水系（C）注入配管使用）

i. 手順着手の判断基準

EOP 原子炉制御「水位確保」又は不測事態「水位回復」の対応実施中において、EOPに記載されている恒設の原子炉注水設備による原子炉水位維持ができず、残留熱除去系（B）注入配管、残留熱除去系（A）注入配管、残留熱除去系（C）注入配管及び高圧炉心注水系（B）注入配管が使用できない場合。

ii. 操作手順（7号炉の例）

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（高圧炉心注水系（C）注入配管使用）手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.4.1及び図1.4.2に、概略系統図を図1.4.21に、タイムチャートを図1.4.22に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉水位維持ができないと判断した場合は、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②当直長は、緊急時対策要員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備として可搬型代替注水設備（A－2級）配備及びホース接続を依頼する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、現場運転員との通信手段の確保として、携帯型音声呼出電話の準備を実施する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水に必要な電動弁の電源が確保されていることを確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁[P13-M0-F029]の全開操作を実施する。
- ⑥現場運転員C及びDは低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成として、原子炉建屋1階南側通路にて、注水弁（弁名称未定）[P13-F137]の全開操作又は原子炉建屋2階北側通路にて、注水弁（弁名称未定）[P13-F133]（当該弁はユニハンドラー弁のためリンク機構を取り外し、弁操作を行う）の全開操作及び原子炉建屋1階残留熱除去系（C）弁室にて、高圧炉心注水系洗浄弁（C）[E22-F016C]の全開操作を実施し、当直副長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備完了を報告する。
- ⑦緊急時対策要員は、可搬型代替注水設備（A－2級）の配備及びホース接続を行い、可搬型代替注水設備（A－2級）による送水準備完了を当直長に報告する。
- ⑧当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、中央制御室運転員A及びBに低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑨中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、高圧炉心注水系注入隔離弁（C）[E22-M0-F003C]を全開として、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を開始する。
なお、電源が確保できない場合は、現場での手動開操作を現場運転員C及びDに依頼する。

- ⑩当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（常設）又は消火系の2台の注水準備完了を確認後、中央制御室運転員A及びBに原子炉の減圧及び注水の開始を指示する。
- ⑪中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、逃がし安全弁により原子炉減圧を開始する。
- ⑫中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、高圧炉心注水系注入隔離弁（C）[E22-M0-F003C]を全開として、原子炉圧力0.85MPa程度まで減圧された時点で低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水が始まったことを確認する。なお、電源が確保できない場合は、現場での手動開操作を現場運転員C及びDに依頼する。
- ⑬現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系注入隔離弁（C）[E22-M0-F003C]の電源が確保できず、現場での手動開操作を指示された場合は、原子炉建屋1階残留熱除去系（C）系弁室にて、高圧炉心注水系注入隔離弁（C）の全開操作を実施する。
- ⑭中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が始まったことを原子炉水位計にて確認する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員2名、緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（高圧炉心注水系（C）注入配管使用）開始までの所要時間は70分を想定する。

c. 消火系による原子炉注水

(a) 消火系による原子炉注水（残留熱除去系（B）注入配管使用）

i. 手順着手の判断基準

EOP 原子炉制御「水位確保」又は不測事態「水位回復」の対応実施中において、EOPに記載されている恒設の原子炉注水設備による原子炉水位維持ができない場合。

ii. 操作手順（7号炉の例）

消火系による原子炉注水（残留熱除去系（B）注入配管使用）手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.4.1及び図1.4.2に、概略

系統図を図1.4.23に、タイムチャートを図1.4.24に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉水位維持ができないと判断した場合は、運転員に消火系による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②当直長は、緊急時対策要員に消火系による原子炉注水準備としてディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、現場運転員との通信手段の確保として、携帯型音声呼出電話の準備を実施する。
- ④現場運転員C及びDは、消火系による原子炉注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉注水に必要な電動弁の電源が確保されていることを確認する。
- ⑥中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁[P13-M0-F029]の全閉操作を実施する。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉注水の系統構成として、復水補給水系消火系第一、第二連絡弁[P13-M0-F090, P13-M0-F091]の全開操作を実施する。
- ⑧中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉注水の系統構成として、残留熱除去系(B)洗浄弁[E11-M0-F032B]の全開操作を実施し、当直副長に消火系による原子炉注水の準備完了を報告する。
- ⑨緊急時対策要員は、ディーゼル駆動消火ポンプの起動操作を行い、消火系による送水準備完了を当直長に報告する。
- ⑩当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、中央制御室運転員A及びBに消火系による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑪中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、残留熱除去系注入隔離弁(B)[E11-M0-F005B]を全開として、消火系による原子炉注水を開始する。
- ⑫当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、消火系及び低圧代替注水系(常設)又は低圧代替注水系(可搬型)の2台の注水準備完了を確認後、中央制御室運転員A及びBに原子炉の減圧の開始を指示する。
- ⑬中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、逃がし安全弁により原子炉減圧を開始する。
- ⑭当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、原子炉圧力が残留熱除去系注入隔離弁(B)開許可圧力 以下と

なったことを確認し、中央制御室運転員 A 及び B に消火系による原子炉注水の開始を指示する。

- ⑮中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、残留熱除去系注入隔離弁 (B) [E11-M0-F005B] を全開として、原子炉圧力 0.70MPa 程度まで減圧された時点で低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉への注水が開始されたことを確認する。
- ⑯中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位計、残留熱除去系 (B) 注入配管流量計にて確認する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名、現場運転員 2 名、緊急時対策要員 2 名にて作業を実施し、消火系による原子炉注水 (残留熱除去系 (B) 注入配管使用) 開始までの所要時間を 30 分と想定する。

(b) 消火系による原子炉注水 (残留熱除去系 (A) 注入配管使用)

i. 手順着手の判断基準

EOP 原子炉制御「水位確保」又は不測事態「水位回復」の対応実施中において、EOP に記載されている恒設の原子炉注水設備による原子炉水位維持ができず、残留熱除去系 (B) 注入配管が使用できない場合。

ii. 操作手順 (7 号炉の例)

消火系による原子炉注水 (残留熱除去系 (A) 注入配管使用) 手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図 1.4.1 及び図 1.4.2 に、概略系統図を図 1.4.25 に、タイムチャートを図 1.4.26 に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉水位維持ができないと判断した場合は、運転員に消火系による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②当直長は、緊急時対策要員に消火系による原子炉注水準備としてディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。
- ③中央制御室運転員 A 及び B は、現場運転員との通信手段の確保として、携帯型音声呼出電話の準備を実施する。
- ④現場運転員 C 及び D は、消火系による原子炉注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員 A 及び B は、消火系による原子炉注水に必要な電

動弁の電源が確保されていることを確認する。

- ⑥中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁[P13-M0-F029]の全閉操作を実施する。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉注水の系統構成として、復水補給水系消火系第一、第二連絡弁[P13-M0-F090, P13-M0-F091]の全開操作を実施する。
- ⑧中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉注水の系統構成として、残留熱除去系(A)洗浄弁[E11-M0-F032A]の全開操作を実施し、当直副長に消火系による原子炉注水の準備完了を報告する。
- ⑨緊急時対策要員は、ディーゼル駆動消火ポンプの起動操作を行い、消火系による送水準備完了を当直長に報告する。
- ⑩当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、中央制御室運転員A及びBに消火系による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑪中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、残留熱除去系注入隔離弁(A)[E11-M0-F005A]を全開として、消火系による原子炉注水を開始する。
- ⑫当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、消火系及び低圧代替注水系(常設)又は低圧代替注水系(可搬型)の2台の注水準備完了を確認後、中央制御室運転員A及びBに原子炉の減圧の開始を指示する。
- ⑬中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、逃がし安全弁により原子炉減圧を開始する。
- ⑭当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、原子炉圧力が残留熱除去系注入隔離弁(A)開許可圧力 以下となったことを確認し、中央制御室運転員A及びBに消火系による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑮中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、残留熱除去系注入隔離弁(A)[E11-M0-F005A]を全開として、原子炉圧力0.70MPa程度まで減圧された時点で低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への注水が開始されたことを確認する。
- ⑯中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位計、残留熱除去系(A)注入配管流量計にて確認する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員

2名、緊急時対策要員2名にて作業を実施し、消火系による原子炉注水（残留熱除去系（A）注入配管使用）開始までの所要時間を30分と想定する。

(c) 消火系による原子炉注水（残留熱除去系（C）注入配管使用）

i. 手順着手の判断基準

EOP 原子炉制御「水位確保」又は不測事態「水位回復」の対応実施中において、EOPに記載されている恒設の原子炉注水設備による原子炉水位維持ができず、残留熱除去系（B）注入配管及び残留熱除去系（A）注入配管が使用できない場合。

ii. 操作手順（7号炉の例）

消火系による原子炉注水（残留熱除去系（C）注入配管使用）手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.4.1及び図1.4.2に、概略系統図を図1.4.27に、タイムチャートを図1.4.28に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉水位維持ができないと判断した場合は、運転員に消火系による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②当直長は、緊急時対策要員に消火系による原子炉注水準備としてディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、現場運転員との通信手段の確保として、携帯型音声呼出電話の準備を実施する。
- ④現場運転員E及びFは、消火系による原子炉注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉注水に必要な電動弁の電源が確保されていることを確認する。
- ⑥中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁[P13-M0-F029]の全閉操作を実施する。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉注水の系統構成として、復水補給水系消火系第一、第二連絡弁[P13-M0-F090, P13-M0-F091]の全開操作を実施する。
- ⑧現場運転員C及びDは、消火系による原子炉注水の系統構成として、原子炉建屋1階残留熱除去系（C）系弁室にて、残留熱除去系（C）洗浄弁[E11-F032C]の全開操作を実施し、当直副長に消火系による原子炉注水の準備完了を報告する。

- ⑨緊急時対策要員は、ディーゼル駆動消火ポンプの起動操作を行い、消火系による送水準備完了を当直長に報告する。
- ⑩当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、中央制御室運転員A及びBに消火系による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑪中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、残留熱除去系注入隔離弁（C）[E11-M0-F005C]を全開として、消火系による原子炉注水を開始する。
なお、電源が確保できない場合は、現場での手動開操作を現場運転員C及びDに依頼する。
- ⑫当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、消火系及び低圧代替注水系（常設）又は低圧代替注水系（可搬型）の2台の注水準備完了を確認後、中央制御室運転員A及びBに原子炉の減圧の開始を指示する。
- ⑬中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、逃がし安全弁により原子炉減圧を開始する。
- ⑭当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、原子炉圧力が残留熱除去系注入隔離弁（C）開許可圧力 以下となったことを確認し、中央制御室運転員A及びBに消火系による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑮中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、残留熱除去系注入隔離弁（C）[E11-M0-F005C]を全開として、原子炉圧力0.70MPa程度まで減圧された時点で低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水が開始されたことを確認する。
なお、電源が確保できない場合は、現場での手動開操作を現場運転員C及びDに依頼する。
- ⑯現場運転員C及びDは、残留熱除去系注入隔離弁（C）[E11-M0-F005C]の電源が確保できず、現場での手動開操作を指示された場合は、原子炉建屋1階残留熱除去系（C）系弁室にて、残留熱除去系注入隔離弁（C）の全開操作を実施する。
- ⑰中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位計にて確認する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員4名、緊急時対策要員2名にて作業を実施し、消火系による原子炉注水（残留熱除去系（C）注入配管使用）開始までの所要時間を40分と想

定する。

(d) 消火系による原子炉注水（高圧炉心注水系（B）注入配管使用）

i. 手順着手の判断基準

EOP 原子炉制御「水位確保」又は不測事態「水位回復」の対応実施中において、EOPに記載されている恒設の原子炉注水設備による原子炉水位維持ができず、残留熱除去系（B）注入配管、残留熱除去系（A）注入配管、残留熱除去系（C）注入配管が使用できない場合。

ii. 操作手順（7号炉の例）

消火系による原子炉注水（高圧炉心注水系（B）注入配管使用）手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.4.1及び図1.4.2に、概略系統図を図1.4.29に、タイムチャートを図1.4.30に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉水位維持ができないと判断した場合は、運転員に消火系による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②当直長は、緊急時対策要員に消火系による原子炉注水準備としてディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、現場運転員との通信手段の確保として、携帯型音声呼出電話の準備を実施する。
- ④現場運転員E及びFは、消火系による原子炉注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉注水に必要な電動弁の電源が確保されていることを確認する。
- ⑥中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁[P13-M0-F029]の全閉操作を実施する。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉注水の系統構成として、復水補給水系消火系第一、第二連絡弁[P13-M0-F090, P13-M0-F091]の全開操作を実施する。
- ⑧現場運転員C及びDは、消火系による原子炉注水の系統構成として、高圧炉心注水系洗浄弁（B）[E22-F016B]の全開操作を実施し、当直副長に消火系による原子炉注水の準備完了を報告する。
- ⑨緊急時対策要員は、ディーゼル駆動消火ポンプの起動操作を行い、消火系による送水準備完了を当直長に報告する。
- ⑩当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、中央制

御室運転員A及びBに消火系による原子炉注水の開始を指示する。

- ⑪中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、高圧炉心注水系注入隔離弁（B）[E22-M0-F003B]を全開として、消火系による原子炉注水を開始する。
- ⑫当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、消火系及び低圧代替注水系（常設）又は低圧代替注水系（可搬型）の2台の注水準備完了を確認後、中央制御室運転員A及びBに原子炉の減圧及び注水の開始を指示する。
- ⑬中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、逃がし安全弁により原子炉減圧を開始する。
- ⑭中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、高圧炉心注水系注入隔離弁（B）[E22-M0-F003B]を全開として、原子炉圧力0.70MPa程度まで減圧された時点で低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水が開始されたことを確認する。
- ⑮中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位計にて確認する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員4名、緊急時対策要員2名にて作業を実施し、消火系による原子炉注水（高圧炉心注水系（B）注入配管使用）開始までの所要時間を30分と想定する。

(e) 消火系による原子炉注水（高圧炉心注水系（C）注入配管使用）

i. 手順着手の判断基準

EOP 原子炉制御「水位確保」又は不測事態「水位回復」の対応実施中において、EOPに記載されている恒設の原子炉注水設備による原子炉水位維持ができず、残留熱除去系（B）注入配管、残留熱除去系（A）注入配管、残留熱除去系（C）注入配管及び高圧炉心注水系（B）注入配管が使用できない場合。

ii. 操作手順（7号炉の例）

消火系による原子炉注水（高圧炉心注水系（C）注入配管使用）手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.4.1及び図1.4.2に、概略系統図を図1.4.31に、タイムチャートを図1.4.32に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉水位維持ができ

ないと判断した場合は、運転員に消火系による原子炉注水の準備開始を指示する。

- ②当直長は、緊急時対策要員に消火系による原子炉注水準備としてディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、現場運転員との通信手段の確保として、携帯型音声呼出電話の準備を実施する。
- ④現場運転員E及びFは、消火系による原子炉注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉注水に必要な電動弁の電源が確保されていることを確認する。
- ⑥中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁[P13-M0-F029]の全閉操作を実施する。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉注水の系統構成として、復水補給水系消火系第一、第二連絡弁[P13-M0-F090, P13-M0-F091]の全開操作を実施する。
- ⑧現場運転員C及びDは、消火系による原子炉注水の系統構成として、原子炉建屋1階残留熱除去系(C)弁室にて、高圧炉心注水系洗浄弁(C)[E22-F016C]の全開操作を実施し、当直副長に消火系による原子炉注水の準備完了を報告する。
- ⑨緊急時対策要員は、ディーゼル駆動消火ポンプの起動操作を行い、消火系による送水準備完了を当直長に報告する。
- ⑩当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、中央制御室運転員A及びBに消火系による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑪中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、高圧炉心注水系注入隔離弁(C)[E22-M0-F003C]を全開として、消火系による原子炉注水を開始する。
- ⑫中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、高圧炉心注水系注入隔離弁(C)[E22-M0-F003C]を全開として、消火系による原子炉注水を開始する。
なお、電源が確保できない場合は、現場での手動開操作を現場運転員C及びDに依頼する。
- ⑬当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、消火系及び低圧代替注水系(常設)又は低圧代替注水系(可搬型)の2台の注水準備完了を確認後、中央制御室運転員A及びBに原子炉の減圧及び注水の開始を指示する。

- ⑭中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、逃がし安全弁により原子炉減圧を開始する。
- ⑮中央制御室運転員A及びBは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、高圧炉心注水系注入隔離弁（C）[E22-M0-F003C]を全開として、原子炉圧力0.70MPa程度まで減圧された時点で低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水が開始されたことを確認する。なお、電源が確保できない場合は、現場での手動開操作を現場運転員C及びDに依頼する。
- ⑯現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系注入隔離弁（C）[E22-M0-F003C]の電源が確保できず、現場での手動開操作を指示された場合は、原子炉建屋1階残留熱除去系（C）系弁室にて、高圧炉心注水系注入隔離弁（C）の全開操作を実施する。
- ⑰中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位計にて確認する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員4名、緊急時対策要員2名にて作業を実施し、消火系による原子炉注水（高圧炉心注水系（C）注入配管使用）開始までの所要時間を40分と想定する。

(2) 復旧

a. 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の原子炉注水

全交流動力電源の喪失により恒設の原子炉注水設備による注水機能の喪失が起きた場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系ポンプの電源を復旧し、原子炉補機冷却系もしくは代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）にて原子炉への注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

恒設の原子炉高圧注水設備による原子炉注水が不可で、原子炉水位が下降継続している状況であって、残留熱除去系ポンプの電源復旧が可能であり、冷却水及びサプレッション・プール水位が確保されている場合。

(b) 操作手順（7号炉の例）

残留熱除去系ポンプ（B）による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

(残留熱除去系ポンプ (A) による原子炉注水手順も同様)

概略系統図を図1.4.33に、タイムチャートを図1.4.34に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき運転員に残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード) による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード) の起動に必要な電源, 冷却水が確保されていることを確認する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系 (B) 封水ポンプの起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ (B) (低圧注水モード) の待機状態に異常のないことを確認する。
- ④中央制御室運転員は、残留熱除去系ポンプ (B) (低圧注水モード) の起動操作を実施し、ポンプ吐出圧力が確立したことを残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力計にて確認し、当直副長に残留熱除去系ポンプ (B) (低圧注水モード) による原子炉注水の準備完了を報告する。
- ⑤当直副長は、原子炉圧力が残留熱除去系注入隔離弁 (B) 開許可圧力 以下であることを確認し、中央制御室運転員A及びBに残留熱除去系ポンプ (B) (低圧注水モード) による原子炉注水開始を指示する。
- ⑥中央制御室運転員は、残留熱除去系注入隔離弁 (B) [E11-M0-F005B] を全開として原子炉への注水を開始する。
- ⑦中央制御室運転員は、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位計, 残留熱除去系 (B) 系統流量計により確認する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員2名にて作業を実施し、残留熱除去系ポンプ (B) による原子炉注水開始までの所要時間を30分と想定する。

1.4.2.2 原子炉停止中における低圧注水系機能喪失時の対応手順

原子炉停止中に低圧注水系が機能喪失した場合の対応手順は、1.4.2.1 に記載する手順と同様である。

1.4.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系ポンプへの代替原子炉補機冷却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。
復水貯蔵槽, 防火水槽, ろ過水タンクへの水の補給手順及び消防車による送

水手順については、「1. 1 3 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。

復水移送ポンプ，残留熱除去系ポンプ，電動弁，中操監視計器類への電源供給手順及びガスタービン発電機，電源車，ディーゼル駆動消火ポンプ，消防車への燃料補給手順については、「1. 1 4 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1. 4. 2. 4 重大事故等発生時の対処設備の選択

重大事故等が発生した場合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図1. 4. 35に示す。

(1) 設計基準事故対処設備の故障等による低圧注水系機能喪失時

代替交流電源設備等により交流動力電源が確保できた場合，復水貯蔵槽水源が使用可能であれば低圧代替注水系（常設）により原子炉を冷却する。復水貯蔵槽水源が使用できない場合，消火系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。

交流動力電源が確保できない場合，現場の手動操作により系統構成を実施し，消火系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。

なお，消火系による原子炉の冷却は，発電所構内（大湊側）で重大事故等へ対処するために消火水系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

(2) 全交流動力電源喪失による低圧注水系機能喪失時

外部電源，常設代替交流電源設備等により交流動力電源が確保できた場合，原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）により原子炉を冷却する。原子炉補機冷却系の運転ができない場合，代替原子炉補機冷却系を設置し，残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）により原子炉を冷却するが，代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから，低圧代替注水系（常設）等による原子炉の冷却を並行して実施する。

原子炉停止中における対応手段の選択方法についても，上記と同様である。

表 1.4.1 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

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
残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード) 全交流動力電源	低圧代替注水系 (常設) 残留熱除去系 (B) 注入配管使用	復水移送ポンプ 代替交流電源設備 ※1 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 「MUWCによる原子炉注水」
		復水貯蔵槽 ※2 残留熱除去系 (B) 注入配管	設計基準事故 対処設備	
	低圧代替注水系 (常設) 残留熱除去系 (A) 注入配管使用	復水貯蔵槽 ※2 残留熱除去系 (A) 注入配管	設計基準事故 対処設備	
		復水移送ポンプ 代替交流電源設備 ※1 燃料補給設備 ※1	自主対策 設備	
	低圧代替注水系 (常設) 残留熱除去系 (C) 注入配管使用	復水貯蔵槽 ※2 残留熱除去系 (C) 注入配管	設計基準事故 対処設備	
		復水移送ポンプ 代替交流電源設備 ※1 燃料補給設備 ※1	自主対策 設備	
	低圧代替注水系 (常設) 高圧炉心注水系 (B) 注入配管使用	復水貯蔵槽 ※2 高圧炉心注水系 (B) 注入配管	設計基準事故 対処設備	
		復水移送ポンプ 代替交流電源設備 ※1 燃料補給設備 ※1	自主対策 設備	
	低圧代替注水系 (常設) 高圧炉心注水系 (C) 注入配管使用	復水貯蔵槽 ※2 高圧炉心注水系 (C) 注入配管	設計基準事故 対処設備	
		復水移送ポンプ 代替交流電源設備 ※1 燃料補給設備 ※1	自主対策 設備	

※1：手順は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※2：手順は「1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。

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
残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード) 全交流動力電源	残留熱除去系 (B) 注入配管使用 (低圧代替注水系 (可搬型))	可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 接続口 代替淡水源 (防火水槽又は 淡水貯水池) ※2 代替交流電源設備 ※1 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対処設備
		残留熱除去系 (B) 注入配管	設計基準事故 対処設備
		海水 ※2	自主対策 設備
	残留熱除去系 (A) 注入配管使用 (低圧代替注水系 (可搬型))	残留熱除去系 (A) 注入配管	設計基準事故 対処設備
		可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 接続口 代替淡水源 (防火水槽又は 淡水貯水池) ※2 海水 ※2 代替交流電源設備 ※1 燃料補給設備 ※1	自主対策 設備
	残留熱除去系 (C) 注入配管使用 (低圧代替注水系 (可搬型))	残留熱除去系 (C) 注入配管	設計基準事故 対処設備
		可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 接続口 代替淡水源 (防火水槽又は 淡水貯水池) ※2 海水 ※2 代替交流電源設備 ※1 燃料補給設備 ※1	自主対策 設備
	高圧炉心注水系 (B) 注入配管使用 (低圧代替注水系 (可搬型))	高圧炉心注水系 (B) 注入配管	設計基準事故 対処設備
		可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 接続口 代替淡水源 (防火水槽又は 淡水貯水池) ※2 海水 ※2 代替交流電源設備 ※1 燃料補給設備 ※1	自主対策 設備

※1 : 手順は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。
 ※2 : 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」にて整理する。

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	
残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード) 全交流動力電源	低圧代替注水系 (可搬型) 高圧炉心注水系(C) 注入配管使用	高圧炉心注水系(C) 注入配管	設計基準事故 対処設備	
		可搬型代替注水ポンプ(A-2級) 接続口 代替淡水源(防火水槽又は 淡水貯水池) ※2 海水 ※2 代替交流電源設備 ※1 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	
	消火系による原子炉の冷却 残留熱除去系(B) 注入配管使用	残留熱除去系(B) 注入配管	設計基準事故 対処設備	
		ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※2 代替交流電源設備 ※1 燃料補給設備 ※1	自主対策 設備	
	消火系による原子炉の冷却 残留熱除去系(A) 注入配管使用	残留熱除去系(A) 注入配管	設計基準事故 対処設備	
		ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※2 代替交流電源設備 ※1 燃料補給設備 ※1	自主対策 設備	
	消火系による原子炉の冷却 残留熱除去系(C) 注入配管使用	残留熱除去系(C) 注入配管	設計基準事故 対処設備	
		ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※2 代替交流電源設備 ※1 燃料補給設備 ※1	自主対策 設備	
	消火系による原子炉の冷却 高圧炉心注水系(B) 注入配管使用	高圧炉心注水系(B) 注入配管	設計基準事故 対処設備	
		ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※2 代替交流電源設備 ※1 燃料補給設備 ※1	自主対策 設備	
			事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「消防車による原子炉注水」	
			事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「消火ポンプによる原子炉注水」	

※1：手順は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※2：手順は「1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。

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
残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード) 全交流動力電源	消火系による原子炉の冷却 高圧炉心注水系(C) 注入配管使用	高圧炉心注水系(C) 注入配管	設計基準事故 対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「消火ポンプによる原子炉注水」
		ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※2 代替交流電源設備 ※1 燃料補給設備 ※1	自主対策 設備	
全交流動力電源	常設代替交流電源設備 による復旧	残留熱除去系ポンプ サブプレッション・チェンバ	設計基準事故 対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「RHR(A)による原子炉注水」 「RHR(B)による原子炉注水」
		常設代替交流電源設備 ※1 代替原子炉補機冷却系 ※3 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対処設備	

- ※1：手順は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。
 ※2：手順は「1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。
 ※3：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」にて整理する。

表 1.4.2 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1 / 2)

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)	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 「MUWCによる原子炉注水」	判断基準	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) 原子炉水位計 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	
		電源	M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧	
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	
	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) 原子炉水位 (SA)	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	
		原子炉圧力容器への注水量	RHR (A) 注入配管流量 RHR (B) 注入配管流量	
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出圧力 (A) 復水移送ポンプ吐出圧力 (B) 復水移送ポンプ吐出圧力 (C)	
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	
	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 「消防車による原子炉注水」	判断基準	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) 原子炉水位 (SA)
			電源	M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧
水源の確保			復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA) 防火水槽	
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) 原子炉水位 (SA)	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	
		原子炉圧力容器への注水量	RHR (A) 注入配管流量 RHR (B) 注入配管流量	
		水源の確保	防火水槽	

監視計器一覧 (2 / 2)

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)	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 「消火ポンプによる原子炉注水」	判断基準	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) 原子炉水位 (S A)	
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (S A) ろ過水タンク水位	
	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) 原子炉水位 (S A)	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	
		原子炉圧力容器への注水量	RHR (A) 注入配管流量 RHR (B) 注入配管流量	
		補機監視機能	DD 消火ポンプ吐出圧力	
		水源の確保	ろ過水タンク水位	
	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 「RHR (A) による原子炉注水」 「RHR (B) による原子炉注水」	判断基準	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) 原子炉水位 (S A)
			最終ヒートシンクの確保	RCW (A) 系統流量 RCW (B) 系統流量 RHR (A) 熱交換器入口冷却水流量 RHR (B) 熱交換器入口冷却水流量
電源			M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	
操作		格納容器内の水位	S/P 水位	
		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) 原子炉水位 (S A)	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	
		原子炉圧力容器への注水量	RHR (A) 系統流量 RHR (B) 系統流量	
		補機監視機能	RHR ポンプ (A) 吐出圧力 RHR ポンプ (B) 吐出圧力	
		格納容器内の水位	S/P 水位	

表 1.4.3 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.4】 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</p>	復水移送ポンプ・弁	ガスタービン発電機 電源車 緊急用M/C 非常用C系母線 非常用D系母線 AM用M/C
	残留熱除去系ポンプ	ガスタービン発電機 緊急用M/C 非常用C系母線 非常用D系母線
	残留熱除去系弁	ガスタービン発電機 電源車 緊急用M/C 非常用C系母線 非常用D系母線 AM用M/C
	中操監視計器類	ガスタービン発電機 電源車 緊急用M/C 計測用A系電源 計測用B系電源

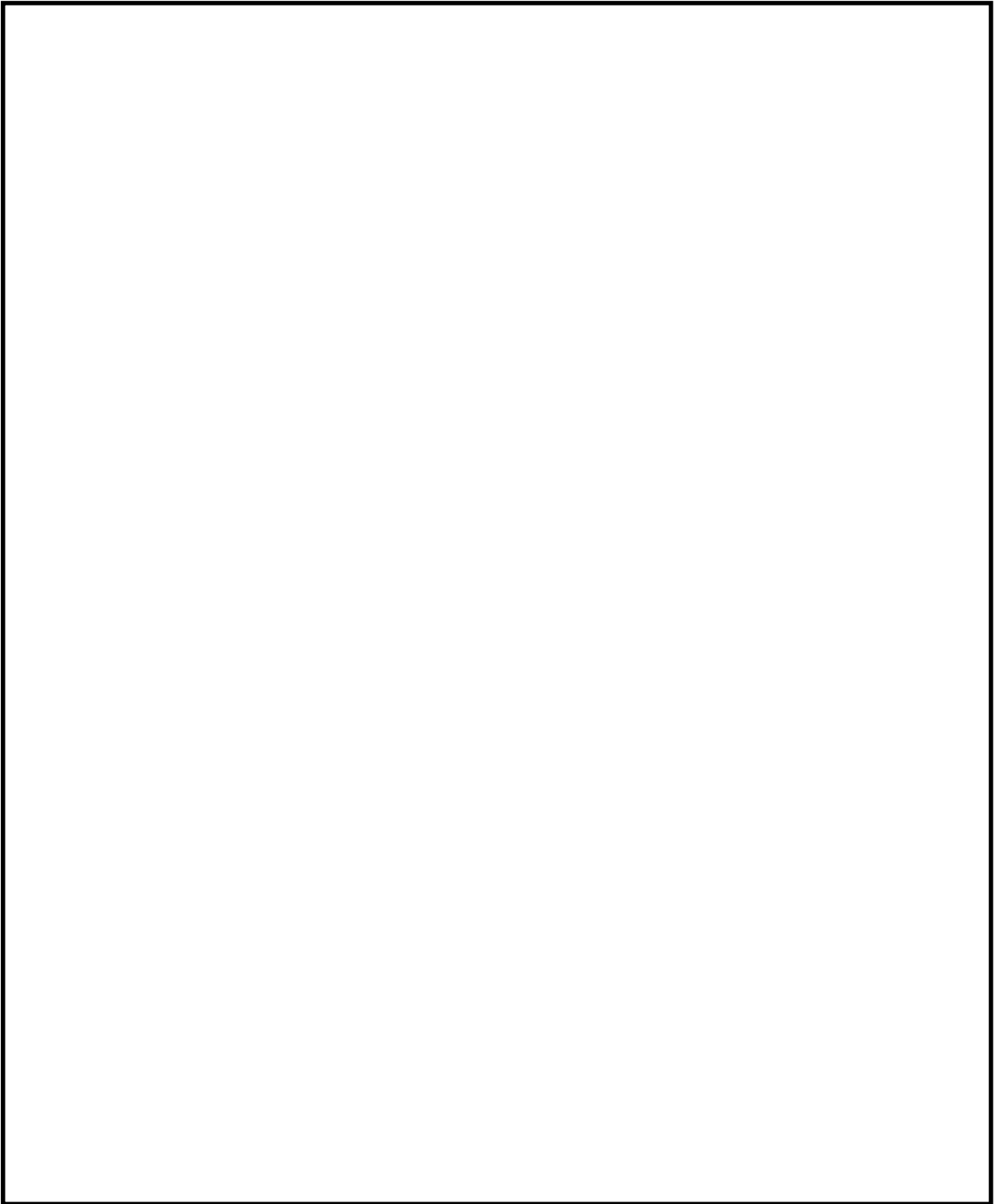


図 1.4.1 EOP 原子炉制御「水位確保」における対応フロー



図 1.4.2 EOP 不測事態「水位回復」における対応フロー

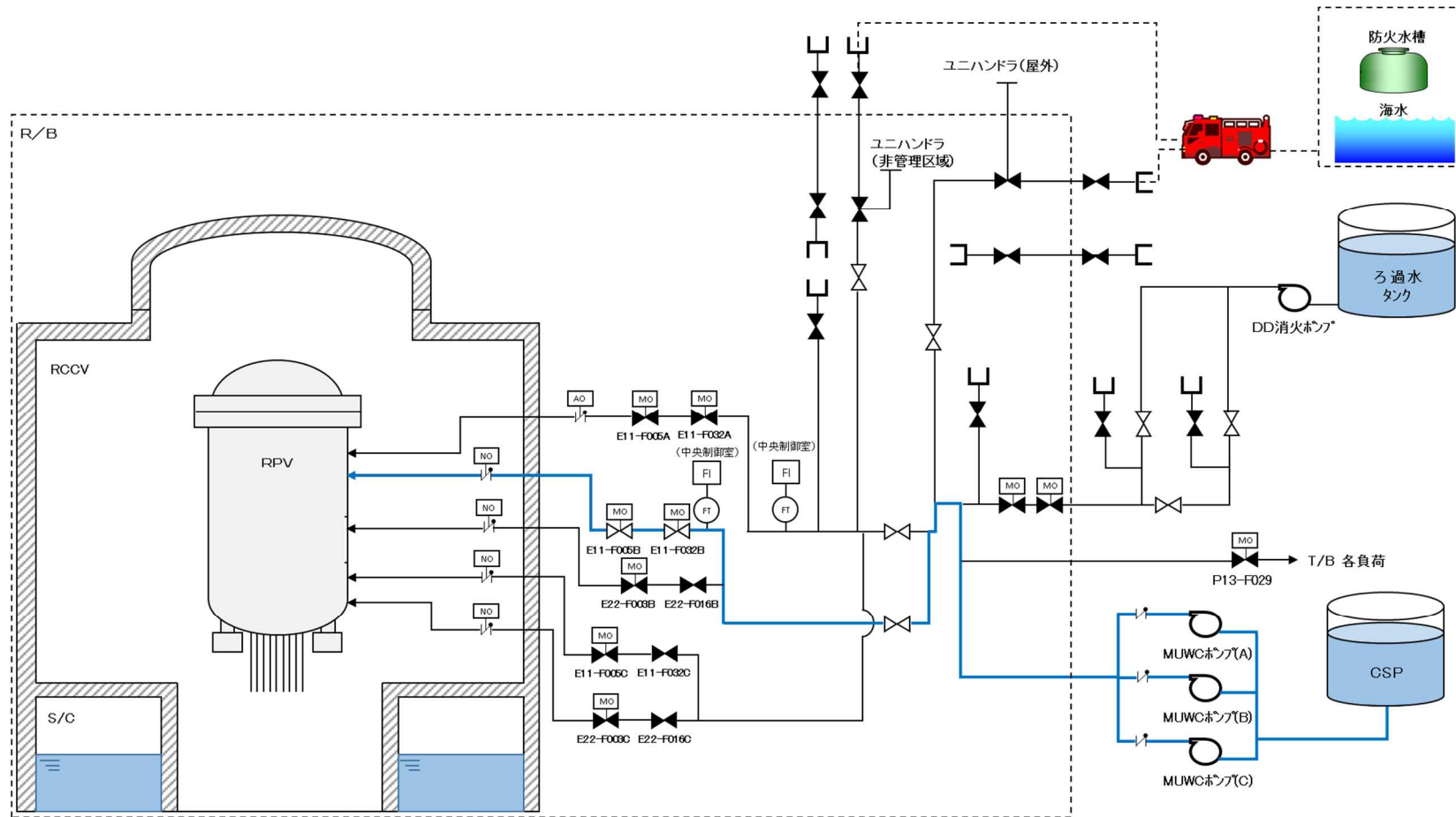


図 1.4.3 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（残留熱除去系（B）注入配管使用）手順の概要図
 (柏崎刈羽原子力発電所 7号炉の例)

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)																備考
				10	20	30	40	50	60	70	80									
MUWCによる原子炉注水 (RHR(B)ライン使用)		中央制御室運転員 A, B	2	25分 MUWCによる原子炉注水																
				通信手段確保, 電源確認																
		現場運転員 C, D	2	バイパス流防止処置, ポンプ起動																
				系統構成																
				注水開始, 注水状況確認																
				移動, CSP水源確保																

図 1.4.4 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（残留熱除去系（B）注入配管使用）タイムチャート

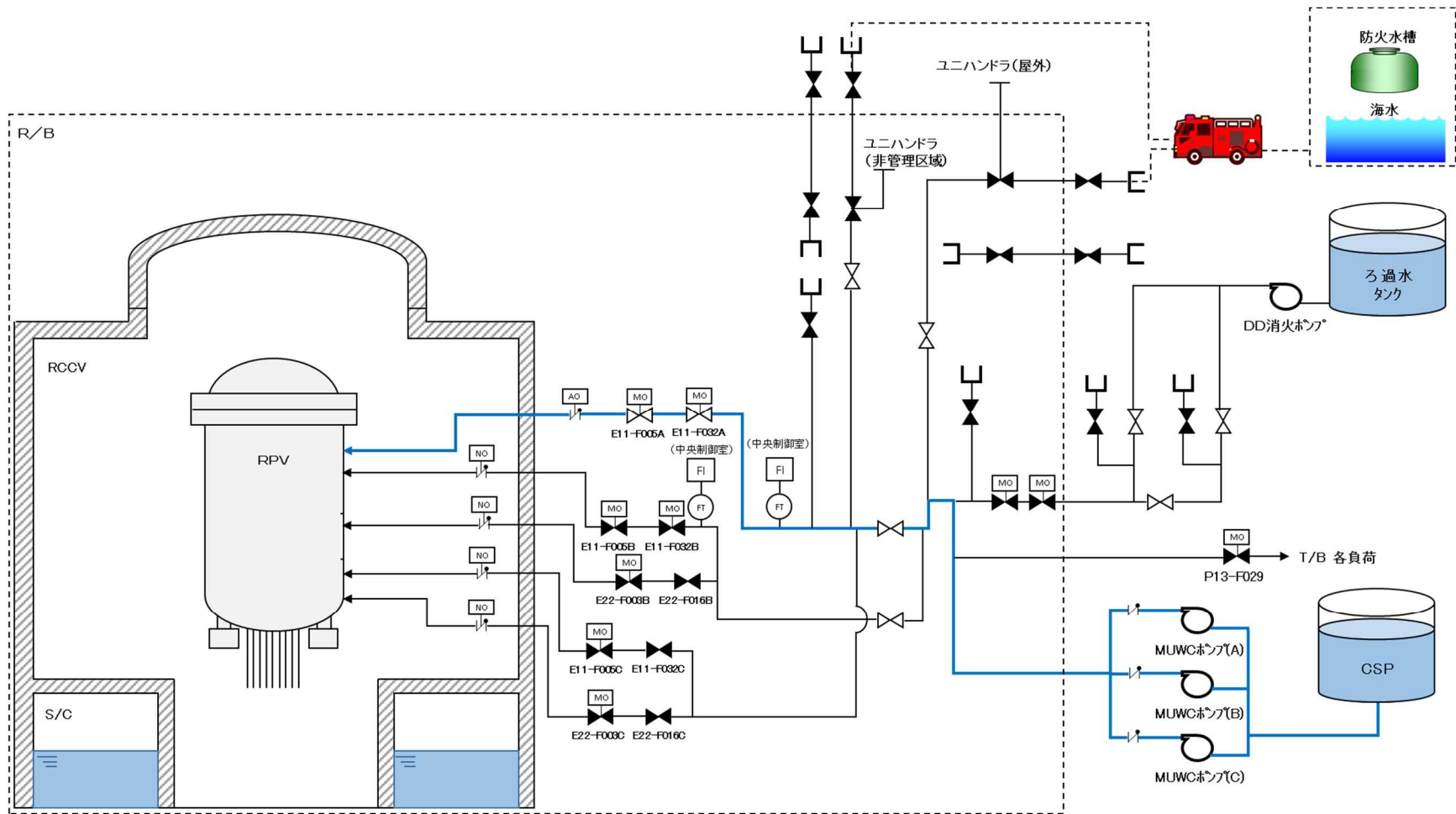


図 1. 4. 5 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（残留熱除去系（A）注入配管使用）手順の概要図
 (柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の例)

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)												備考
				10	20	30	40	50	60	70	80					
MUWCによる原子炉注水 (RHR(A)ライン使用)		中央制御室運転員 A, B 2		25分 MUWCによる原子炉注水												
				<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="width: 100%; border-bottom: 1px solid black; margin-bottom: 5px;"></div> <div style="margin-left: 10px;">通信手段確保, 電源確認</div> </div>												
				<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="width: 100%; border-bottom: 1px solid black; margin-bottom: 5px;"></div> <div style="margin-left: 10px;">バイパス流防止処置, ポンプ起動</div> </div>												
				<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="width: 100%; border-bottom: 1px solid black; margin-bottom: 5px;"></div> <div style="margin-left: 10px;">系統構成</div> </div>												
		<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="width: 100%; border-bottom: 1px solid black; margin-bottom: 5px;"></div> <div style="margin-left: 10px;">注水開始, 注水状況確認</div> </div>														
		現場運転員 C, D 2		<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="width: 100%; border-bottom: 1px solid black; margin-bottom: 5px;"></div> <div style="margin-left: 10px;">移動, CSP水源確保</div> </div>												

図 1.4.6 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（残留熱除去系（A）注入配管使用）タイムチャート

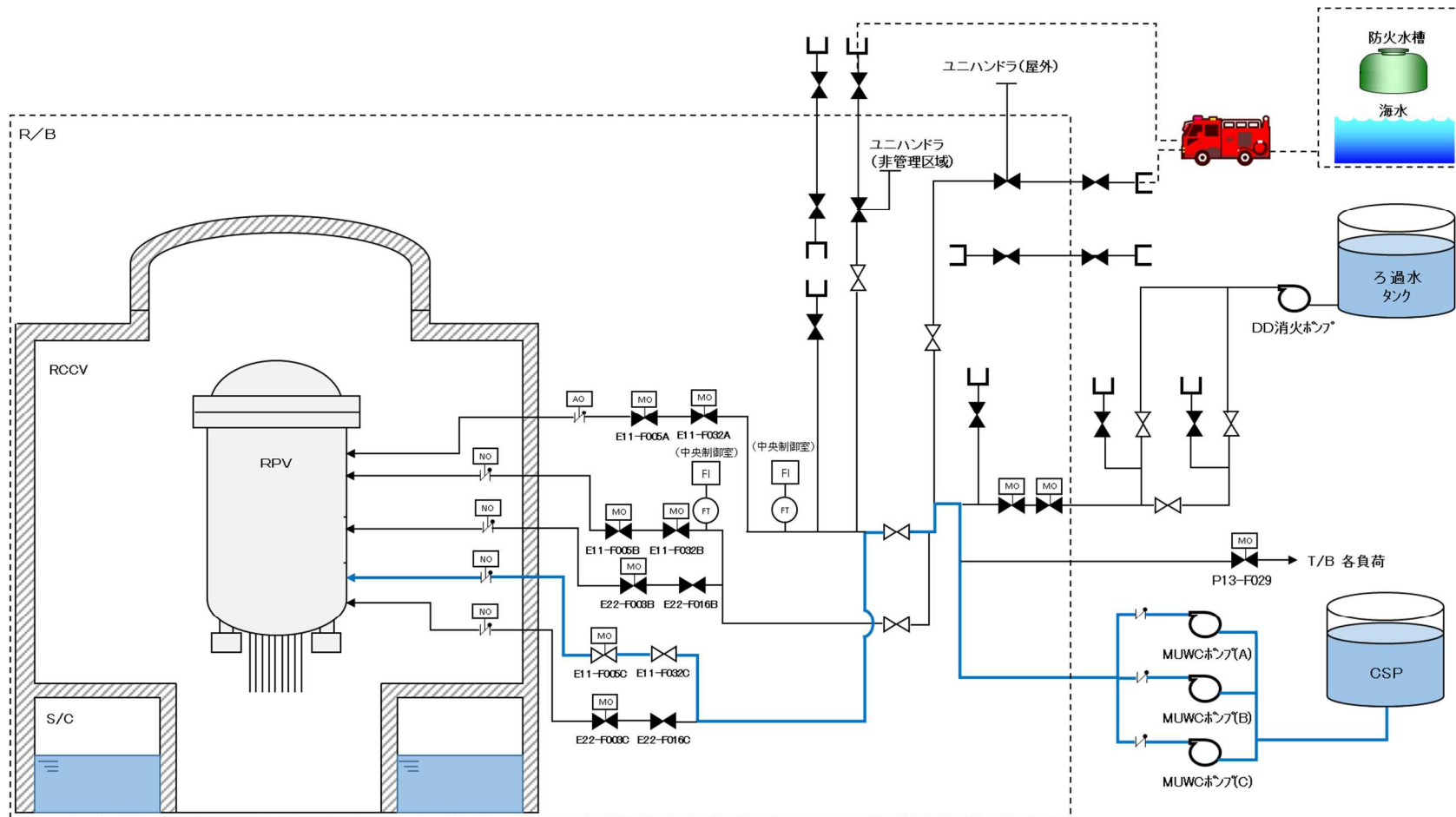


図 1.4.7 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（残留熱除去系（C）注入配管使用）手順の概要図
 （柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の例）

		経過時間(分)								備考												
		10	20	30	40	50	60	70	80													
手順の項目	要員(数)	40分 MUWCによる原子炉注水 ▽																				
MUWCによる原子炉注水 (RHR(C)ライン使用)	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 電源確認																			
			バイパス流防止処置, ポンプ起動																			
			注水状況確認																			
	現場運転員 C, D	2	移動, 系統構成																			
			注入隔離弁開操作																			
			移動, CSP水源確保																			

図 1.4.8 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（残留熱除去系（C）注入配管使用）タイムチャート

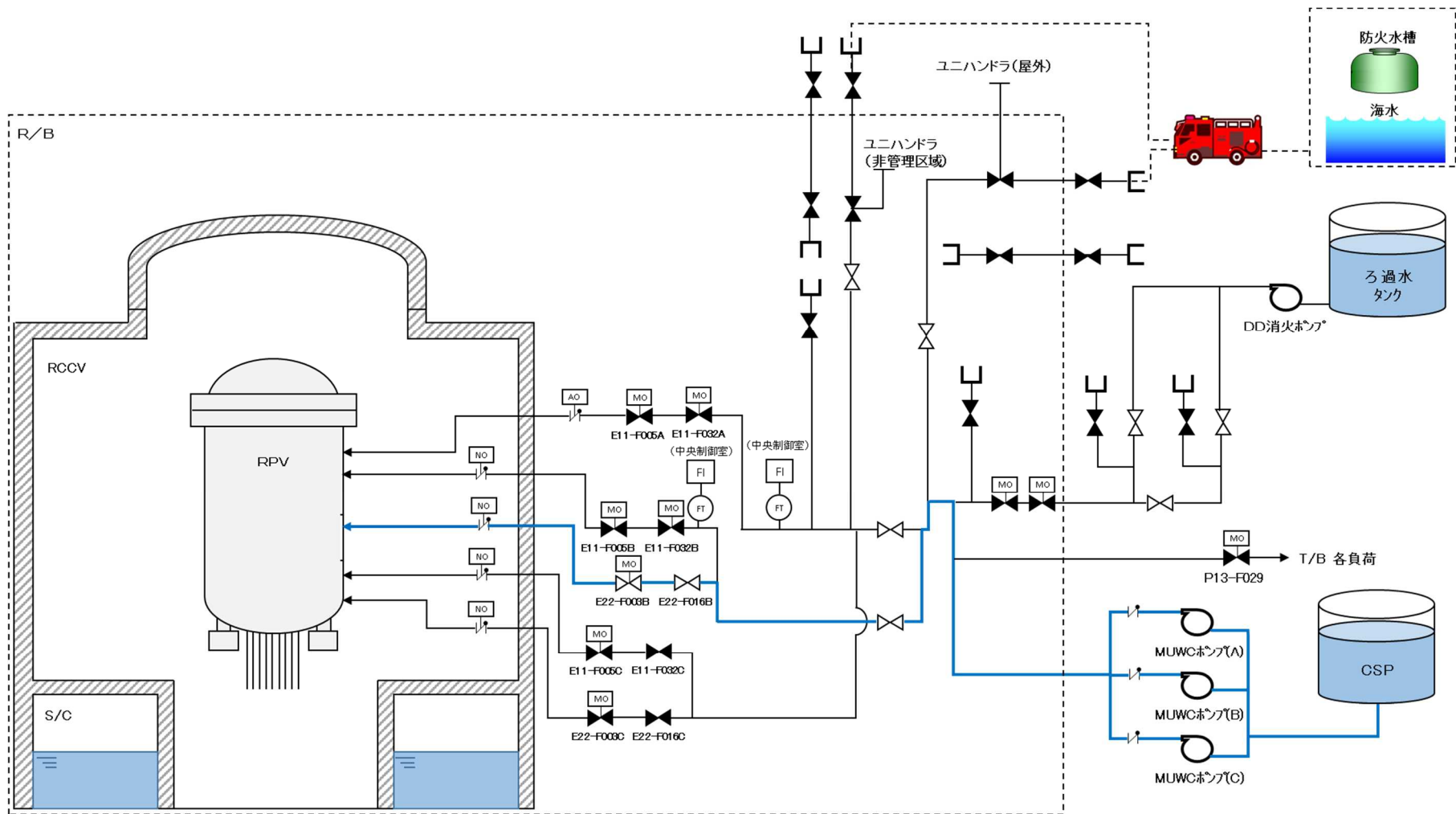


図 1.4.9 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（高压炉心注水系（B）注入配管使用）手順の概要図
 (柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

		経過時間(分)										備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80							
手順の項目	要員(数)	25分 MUWCによる原子炉注水 ▽														
MUWCによる原子炉注水 (HPCF(B)ライン使用)	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 電源確認													
			バイパス流防止処置, ポンプ起動													
			系統構成													
			注水開始, 注水状況確認													
	現場運転員 C, D	2	移動, 系統構成													
			移動, CSP水源確保													

図 1. 4. 10 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（高圧炉心注水系（B）注入配管使用）タイムチャート

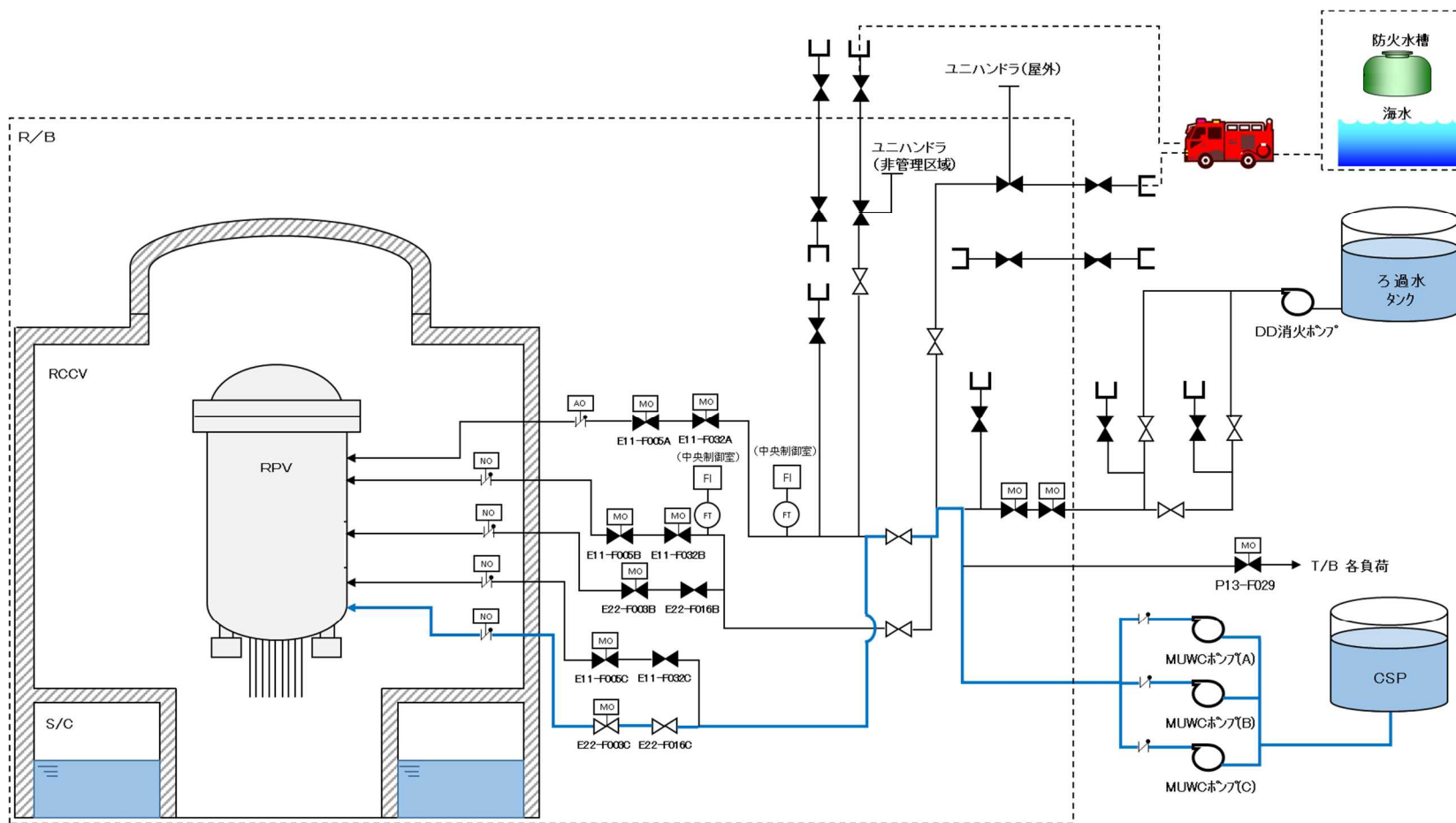


図 1. 4. 11 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（高压炉心注水系（C）注入配管使用）手順の概要図
 (柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の例)

			経過時間(分)												備考		
			10	20	30	40	50	60	70	80							
手順の項目	要員(数)		30分 MUWCIによる原子炉注水 ▽														
MUWCIによる原子炉注水 (HPCF(C)ライン使用)	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 電源確認														
			バイパス流防止処置, ポンプ起動														
			注水状況確認														
	現場運転員 C, D	2	移動, 系統構成														
			注入隔離弁開操作														
			移動, CSP水源確保														

図 1. 4. 12 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（高圧炉心注水系（C）注入配管使用）タイムチャート

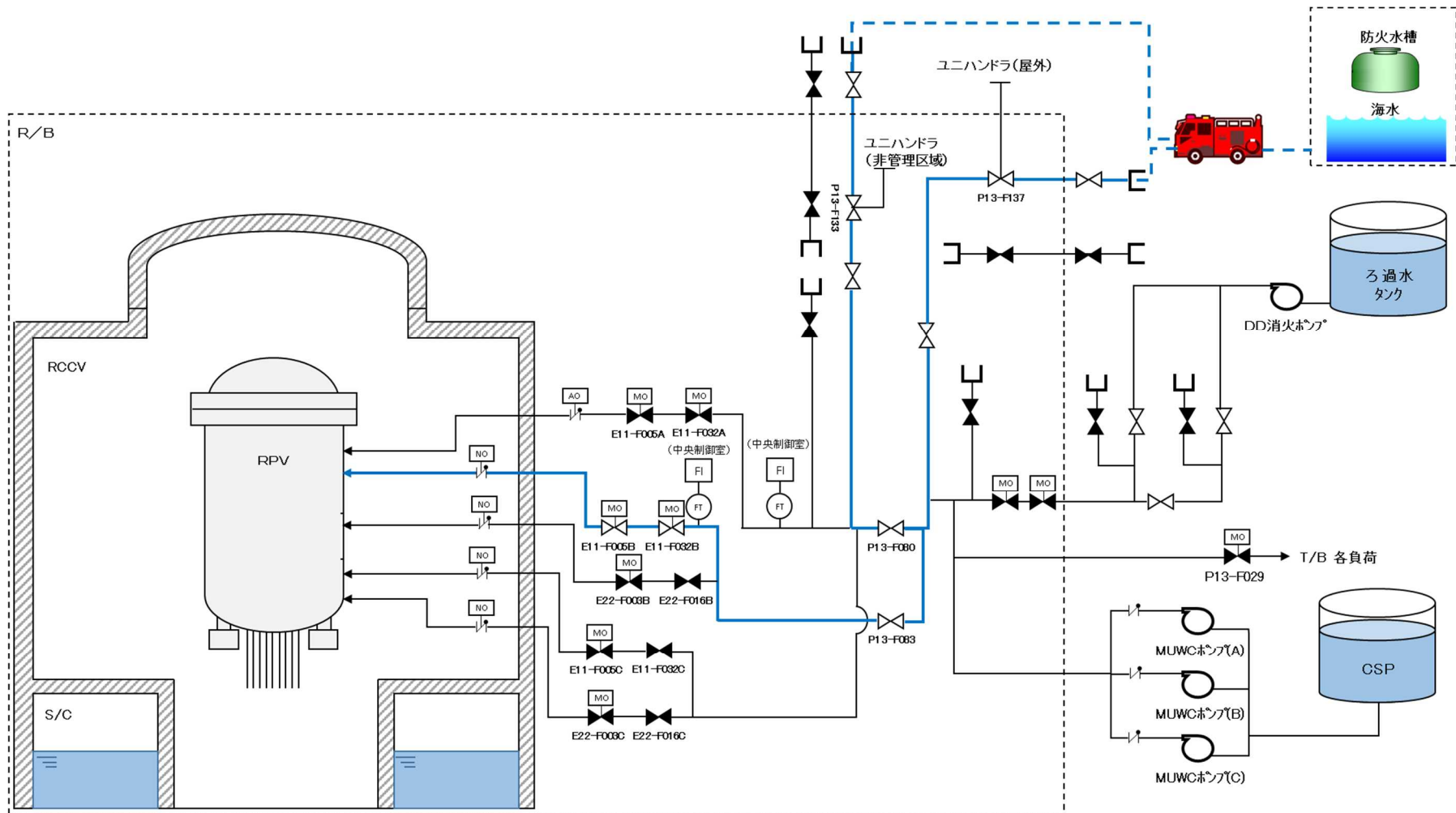


図 1. 4. 13 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（残留熱除去系（B）注入配管使用）手順の概要図
 (柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の例)

		経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80						
手順の項目	要員(数)	消防車による原子炉注水 60分													
		中央制御室運転員 A, B	2	適信手段確保, 電源確認											
	系統構成, バイパス流防止加蓋														
	注水開始														
	現場運転員 C, D	2	移動, ユニハンドラーリンク機構取り外し												
			水源, 補給ルート特定												
	緊急時対策要員	2	TSC~荒浜高台移動												
			消防車健全性確認												
		2	消防車配置												
			送水準備(淡水または海水)												
		送水													

図 1. 4. 14 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（残留熱除去系（B）注入配管使用）タイムチャート

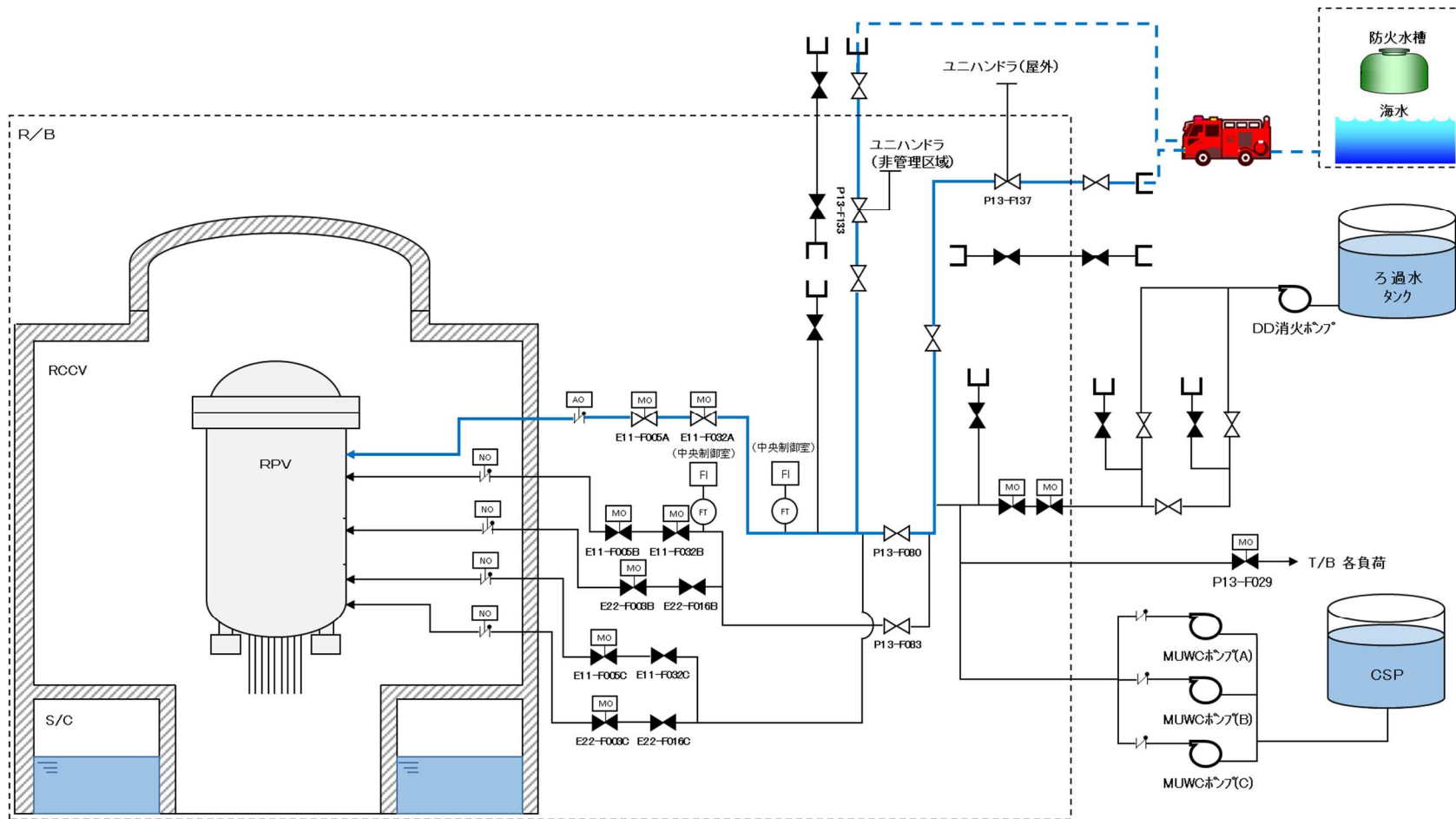


図 1. 4. 15 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（残留熱除去系（A）注入配管使用）手順の概要図
 (柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の例)

		経過時間(分)										備考								
		10	20	30	40	50	60	70	80											
手順の項目	要員(数)	消防車による原子炉注水 60分																		
消防車による原子炉注水 (RHR(A)ライン使用)	中央制御室運転員 A, B	2	適信手段確保, 電源確認																	
			系統構成, バイパス流防止加蓋																	
			注水開始																	
	現場運転員 C, D	2	移動, ユニハンドラーリンク機構取り外し																	
	緊急時対策要員	2	水源, 補給ルート特定																	
			TSC~荒浜高台移動																	
		2	消防車健全性確認																	
			消防車配置																	
			送水準備(淡水または海水)																	
		送水																		

図 1. 4. 16 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（残留熱除去系（A）注入配管使用）タイムチャート

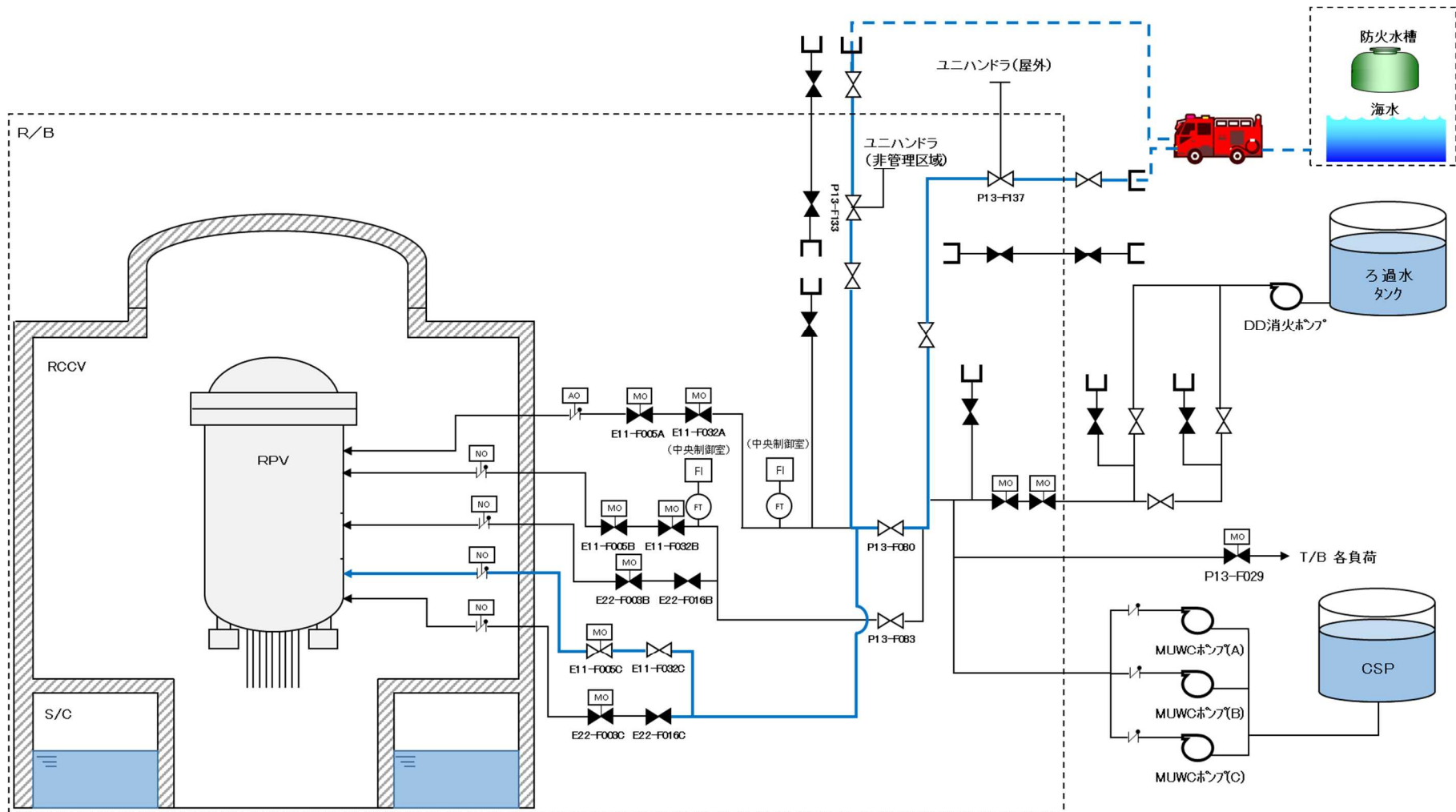


図 1. 4. 17 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（残留熱除去系（C）注入配管使用）手順の概要図
 （柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の例）

		経過時間(分)								備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80				
手順の項目	要員(数)	消防車による原子炉注水 70分 ▽											
消防車による原子炉注水 (RHR(C)ライン使用)	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 電源確認										
			バイパス流防止処置										
									注水状況確認				
	現場運転員 C, D	2	移動, ユニハンドラーリンク機構取り外し										
			系統構成										
									注入隔離弁開操作				
	緊急時対策要員	2	水源, 補給ルート特定										
			TSC~荒浜高台移動										
		2	消防車健全性確認										
			消防車配置										
送水準備(淡水または海水)													
								送水					

図 1. 4. 18 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（残留熱除去系（C）注入配管使用）タイムチャート

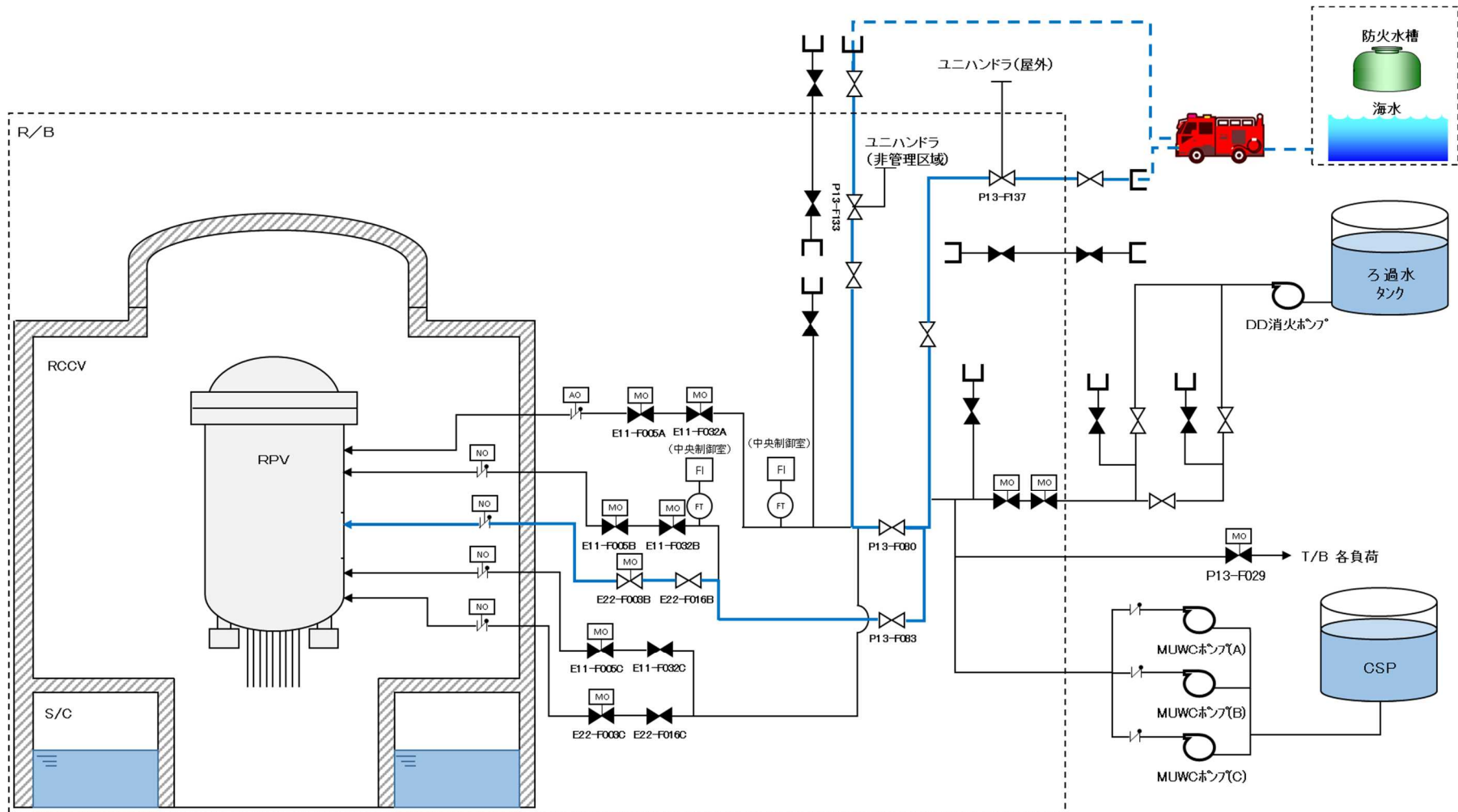


図 1. 4. 19 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（高压炉心注水系（B）注入配管使用）手順の概要図
 (柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の例)

		経過時間(分)										備考						
		10	20	30	40	50	60	70	80									
手順の項目	要員(数)	消防車による原子炉注水 60分																
消防車による原子炉注水 (HPCF(B)ライン使用)	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 電源確認															
			系統構成, バイパス流防止処置															
			注水開始, 注水状況確認															
	現場運転員 C, D	2	移動, ユニハンドラーリンク機構取り外し															
			系統構成															
	緊急時対策要員	2	水源, 補給ルート特定															
			TSC~荒浜高台移動															
		2	消防車健全性確認															
			消防車配置															
送水準備(淡水または海水)																		
		送水																

図 1. 4. 20 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（高圧炉心注水系（B）注入配管使用）タイムチャート

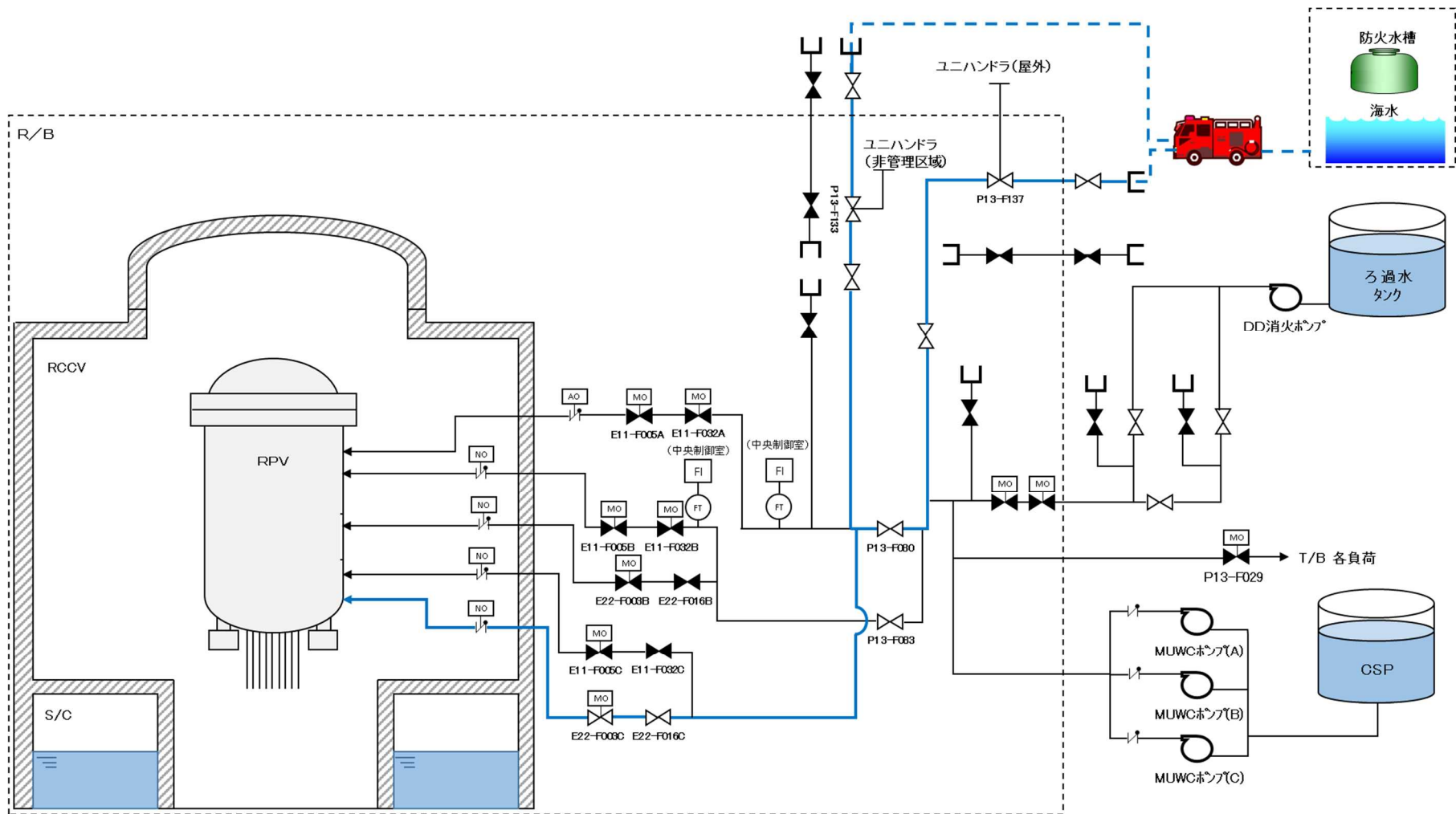


図 1. 4. 21 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（高压炉心注水系（C）注入配管使用）手順の概要図
 （柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の例）

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)								備考															
		10	20	30	40	50	60	70	80																
		消防車による原子炉注水 70分 ▽																							
消防車による原子炉注水 (HPCF(C)ライン使用)	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 電源確認																						
			バイパス流防止処置																						
			注水状況確認																						
	現場運転員 C, D	2	移動, ユニハンドラーリンク機構取り外し																						
			系統構成																						
			注入隔離弁開操作																						
	緊急時対策要員	2	水源, 補給ルート特定																						
			TSC~荒浜高台移動																						
		2	消防車健全性確認																						
			消防車配置																						
			送水準備(淡水または海水)																						
			送水																						

図 1. 4. 22 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（高圧炉心注水系（C）注入配管使用）タイムチャート

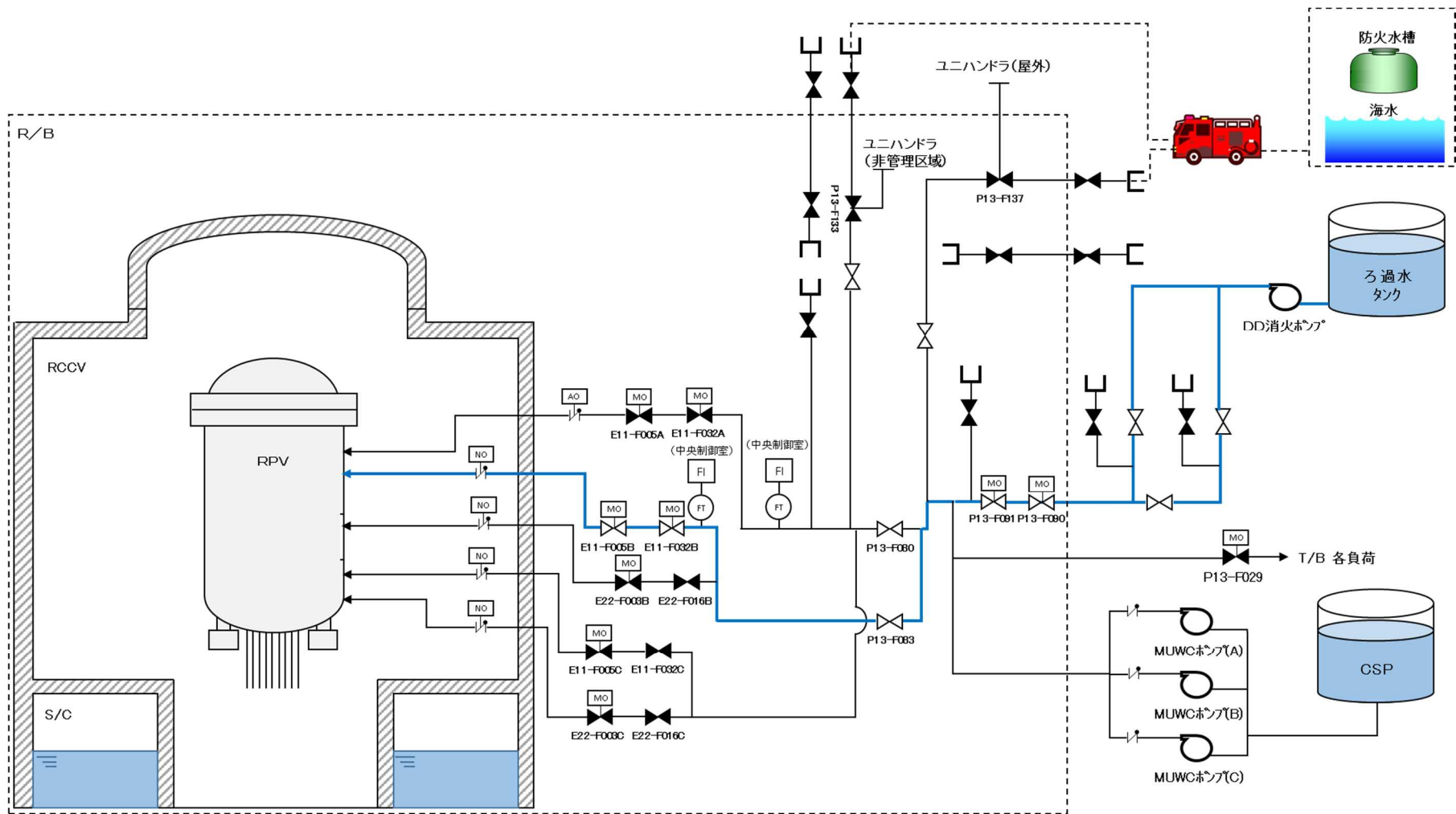


図 1. 4. 23 消火系による原子炉注水（残留熱除去系（B）注入配管使用）手順の概要図
 (柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の例)

		経過時間(分)												備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80									
手順の項目	要員(数)		30分 消火ポンプによる原子炉注水 ▽															
	消火ポンプによる原子炉注水 (RHR(B)ライン使用)	中央制御室運転員 A, B 2	通信手段確保, 電源確保確認															
			系統構成, バイパス流防止処置															
			注水開始, 注水状況確認															
	現場運転員 C, D 2	電源確保																
	緊急時対策要員 2	消火ポンプ起動																

図 1. 4. 24 消火系による原子炉注水（残留熱除去系（B）注入配管使用）タイムチャート

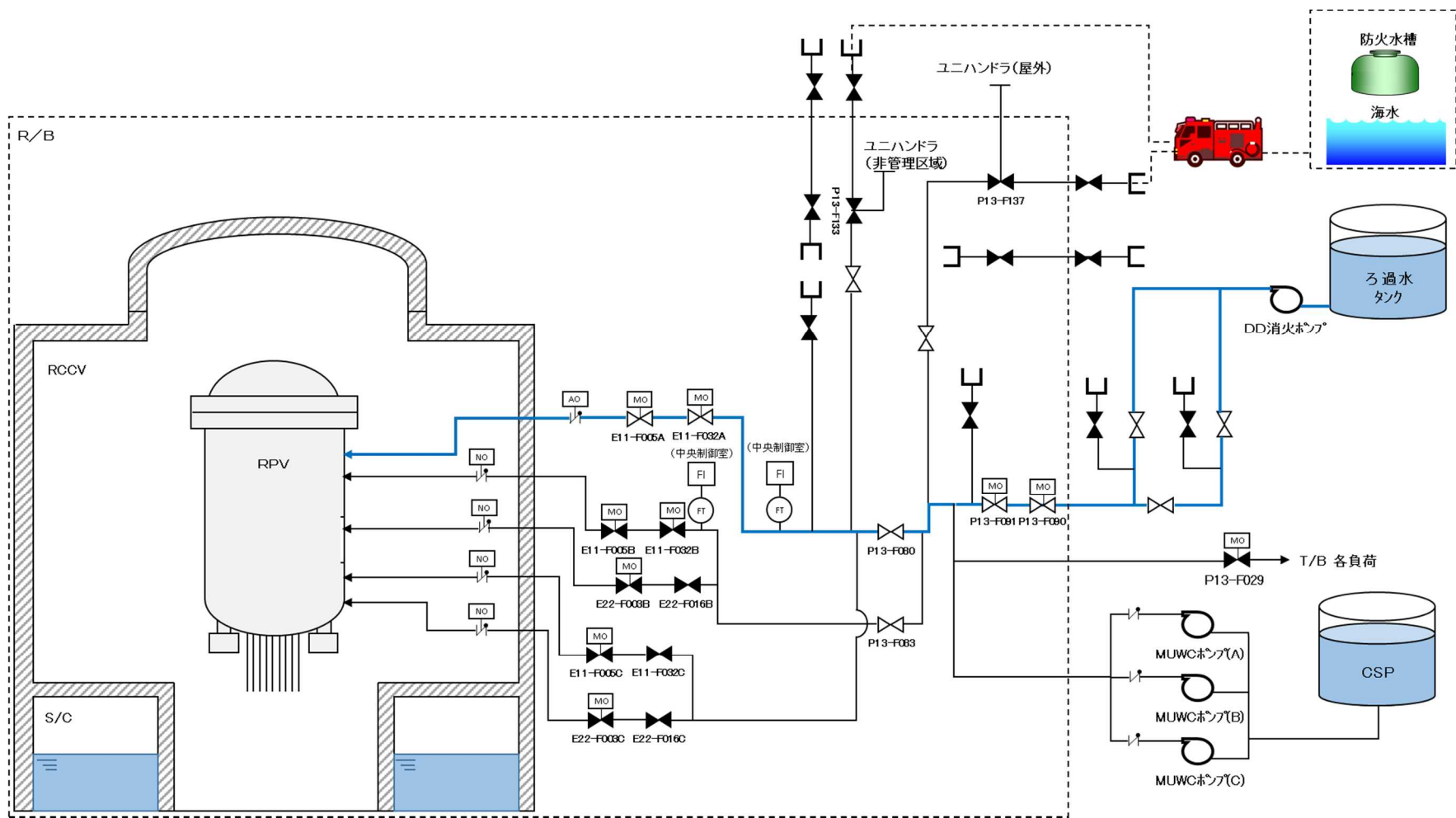


図 1. 4. 25 消火系による原子炉注水（残留熱除去系（A）注入配管使用）手順の概要図
 (柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の例)

		経過時間(分)												備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80									
手順の項目	要員(数)		30分 消火ポンプによる原子炉注水 ▽															
	消火ポンプによる原子炉注水 (RHR(A)ライン使用)	中央制御室運転員 A, B 2	通信手段確保, 電源確保確認															
			系統構成, バイパス流防止処置															
			注水開始, 注水状況確認															
		現場運転員 C, D 2	電源確保															
	消火ポンプ起動																	

図 1. 4. 26 消火系による原子炉注水（残留熱除去系（A）注入配管使用）タイムチャート

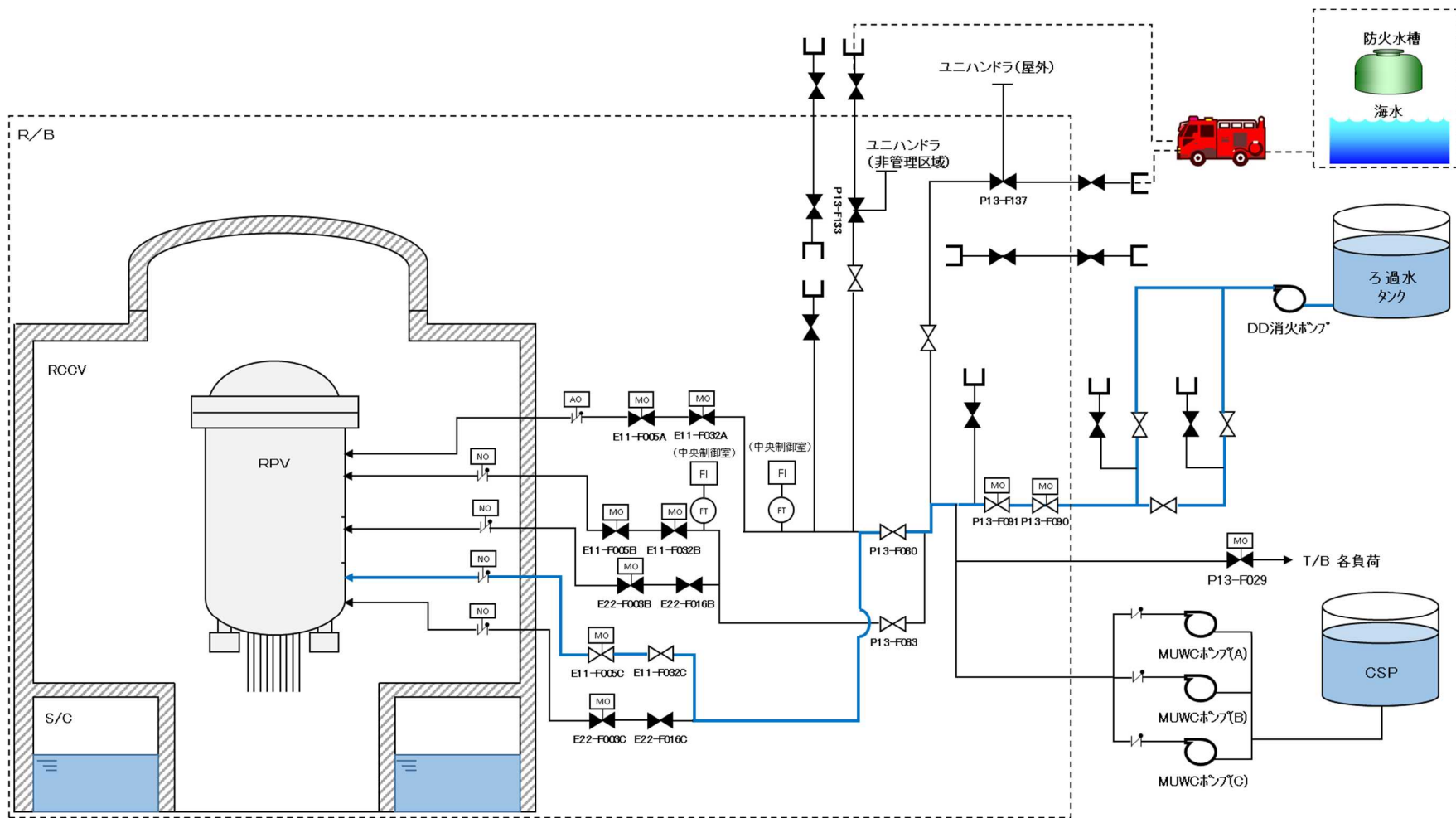


図 1. 4. 27 消火系による原子炉注水（残留熱除去系（C）注入配管使用）手順の概要図
 （柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の例）

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)																備考										
				10	20	30	40	50	60	70	80																			
				40分 消火ポンプによる原子炉注水 ▽																										
消火ポンプによる原子炉注水 (RHR(C)ライン使用)	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保、電源確保確認																											
			系統構成、バイパス流防止処置																											
			注水状況確認																											
	現場運転員 C, D	2	移動、系統構成																											
			注入隔離弁開操作													→														
	現場運転員 E, F	2	電源確保																											
	緊急時対策要員	2	消火ポンプ起動																											

図 1. 4. 28 消火系による原子炉注水（残留熱除去系（C）注入配管使用）タイムチャート

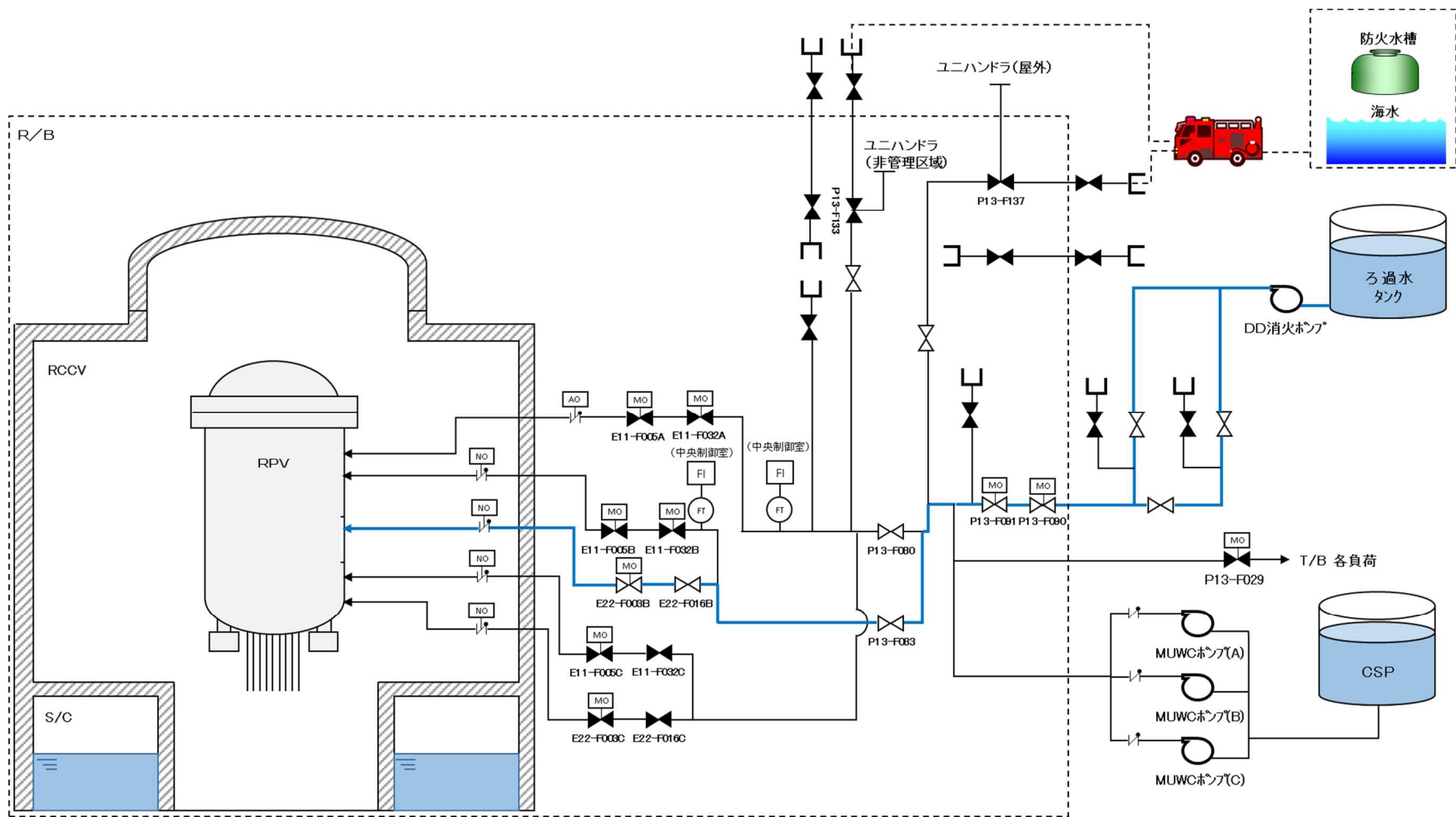


図 1. 4. 29 消火系による原子炉注水（高压炉心注水系（B）注入配管使用）手順の概要図
 (柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の例)

		経過時間(分)																備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	10	20	30	40	50	60	70	80		
手順の項目	要員(数)		30分 消火ポンプによる原子炉注水 ▽																
	消火ポンプによる原子炉注水 (HPCF(B)ライン使用)	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 電源確保確認		系統構成, バイパス流防止処置		注水開始, 注水状況確認											
		現場運転員 C, D	2	移動, 系統構成															
		現場運転員 E, F	2	電源確保															
		緊急時対策要員	2	消火ポンプ起動															

図 1. 4. 30 消火系による原子炉注水（高压炉心注水系（B）注入配管使用）タイムチャート

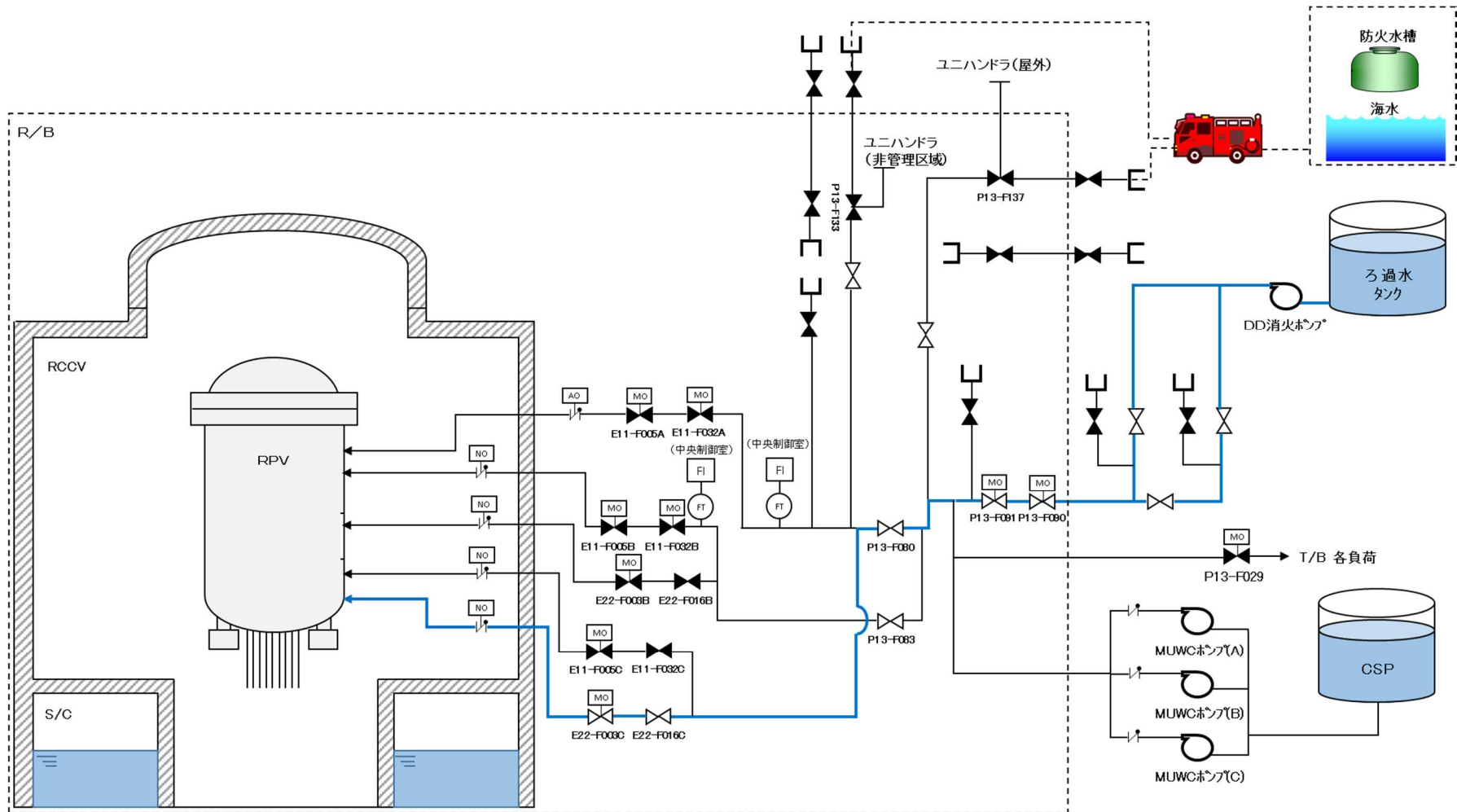


図 1. 4. 31 消火系による原子炉注水（高压炉心注水系（C）注入配管使用）手順の概要図
 (柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の例)

手順の項目		要員(数)	経過時間(分)												備考		
			10	20	30	40	50	60	70	80							
			40分 消火ポンプによる原子炉注水 ▽														
消火ポンプによる原子炉注水 (HPCF(C)ライン使用)	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保、電源確保確認														
			系統構成、バイパス流防止処置														
			注水状況確認														
	現場運転員 C, D	2	移動、系統構成														
			注入隔離弁開操作														
	現場運転員 E, F	2	電源確保														
			消火ポンプ起動														

図 1. 4. 32 消火系による原子炉注水（高圧炉心注水系（C）注入配管使用）タイムチャート

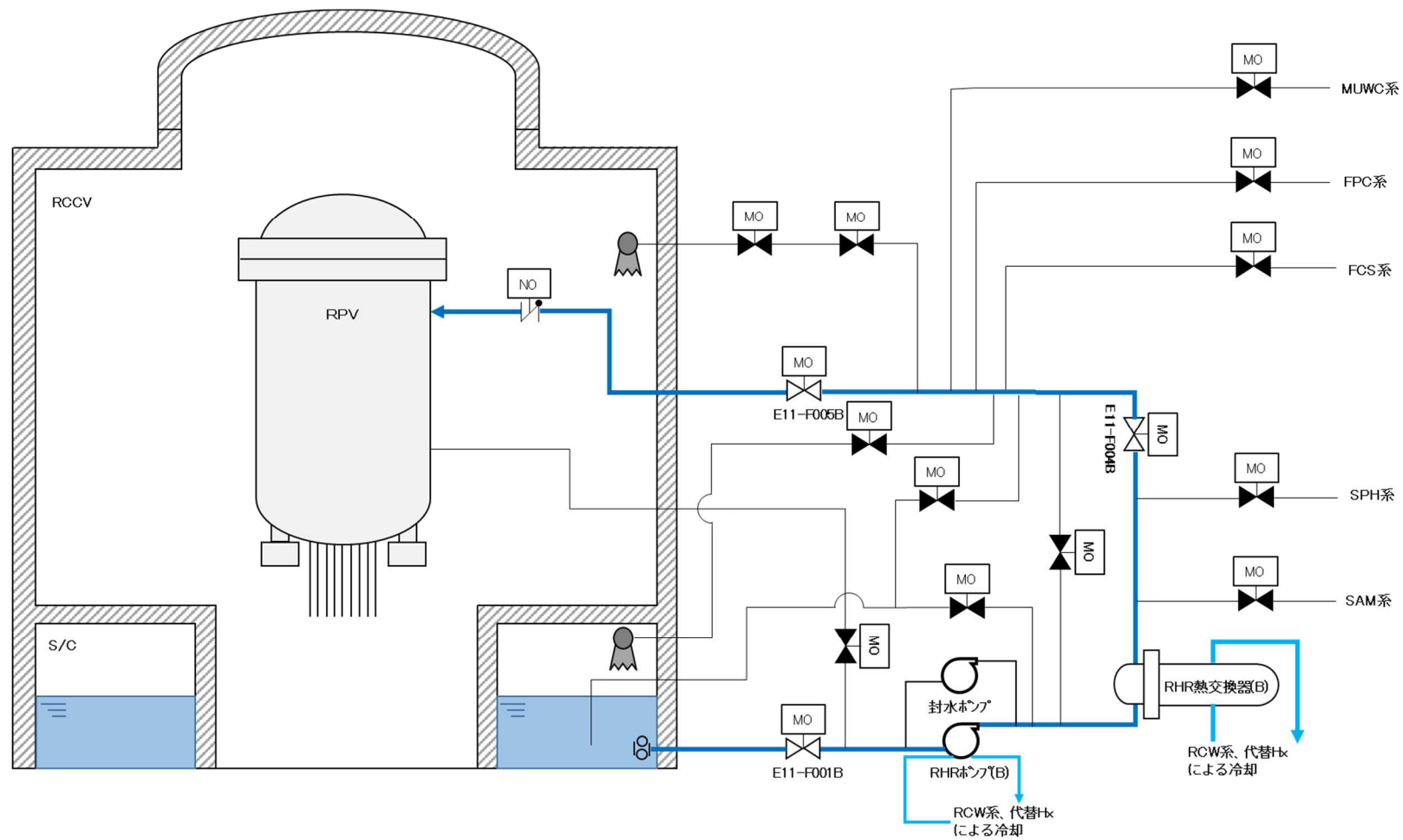


図 1. 4. 33 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の原子炉注水手順の概要図
(柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の例)

		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80							
手順の項目	要員(数)	30分 RHRによる原子炉注水														
RHRによる原子炉注水	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保、電源確認													
			冷却水確保確認													
			封水ポンプ起動 LPFL待機確認													
			ポンプ起動													
			注水開始													
	現場運転員 C, D	2	移動													
			ポンプ起動確認													

図 1. 4. 34 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の原子炉注水タイムチャート

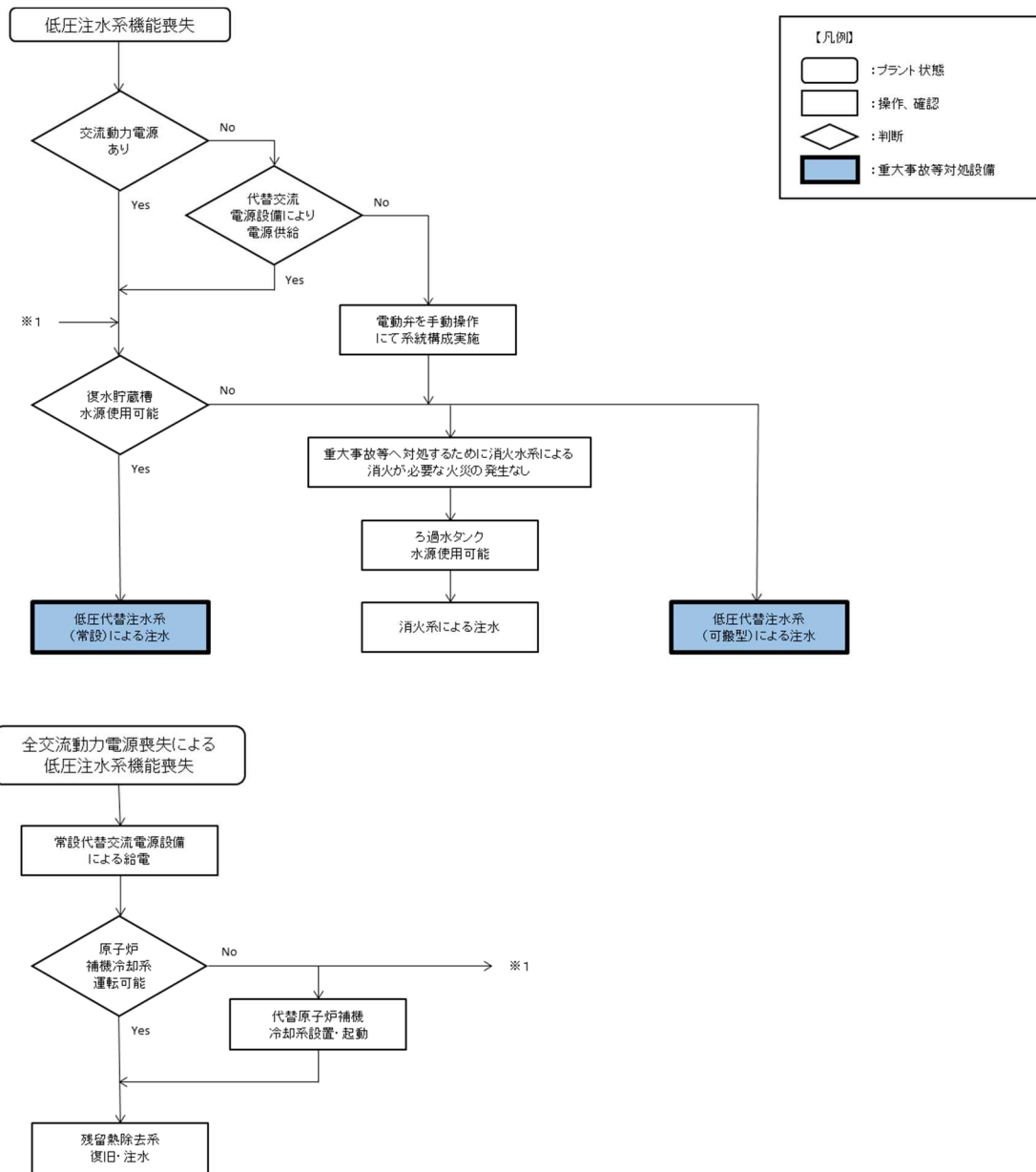


図 1.4.35 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート

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（1.4）	番号	設置許可基準規則（47条）	技術基準規則（62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低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉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>	—	<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低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</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低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	—
<p>【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」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47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」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62条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」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) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p>	①	<p>(1) 重大事故防止設備 a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p>	<p>(1) 重大事故防止設備 a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p>	③
<p>(2) 復旧 a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p>	②	<p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p> <p>c) 上記 a) 及び b) の重大事故防止設備は、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>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p> <p>c) 上記 a) 及び b) の重大事故防止設備は、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>	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					
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 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
低圧代替注水系（常設） （B）注入配管使用による原子炉の冷却	復水移送ポンプ	既設	④ ⑤	(A) 残留熱除去系（常設） 注入配管使用	復水移送ポンプ	常設	25分	4名	自主対策とする理由は本文参照
	復水貯蔵槽	既設			復水貯蔵槽	常設			
	残留熱除去系（B）注入配管	既設			残留熱除去系（A）注入配管	常設			
	代替交流電源設備	新設			代替交流電源設備	常設可搬			
	燃料補給設備	既設 新設		燃料補給設備	常設可搬				
	(C) 残留熱除去系（常設） 注入配管使用	復水移送ポンプ		既設	40分	4名	自主対策とする理由は本文参照		
		復水貯蔵槽		既設				復水貯蔵槽	常設
		残留熱除去系（C）注入配管		既設				残留熱除去系（C）注入配管	常設
		代替交流電源設備		新設				代替交流電源設備	常設可搬
	燃料補給設備	既設 新設		燃料補給設備	常設可搬				
	(B) 高圧代替注水系（常設） 注入配管使用	復水移送ポンプ		既設	20分	4名	自主対策とする理由は本文参照		
		復水貯蔵槽		既設				復水貯蔵槽	常設
		高圧炉心注水系（B）注入配管		既設				高圧炉心注水系（B）注入配管	常設
		代替交流電源設備		新設				代替交流電源設備	常設可搬
	燃料補給設備	既設 新設		燃料補給設備	常設可搬				
	(C) 高圧代替注水系（常設） 注入配管使用	復水移送ポンプ		既設	30分	4名	自主対策とする理由は本文参照		
復水貯蔵槽		既設	復水貯蔵槽	常設					
高圧炉心注水系（C）注入配管		既設	高圧炉心注水系（C）注入配管	常設					
代替交流電源設備		新設	代替交流電源設備	常設可搬					
燃料補給設備	既設 新設	燃料補給設備	常設可搬						

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

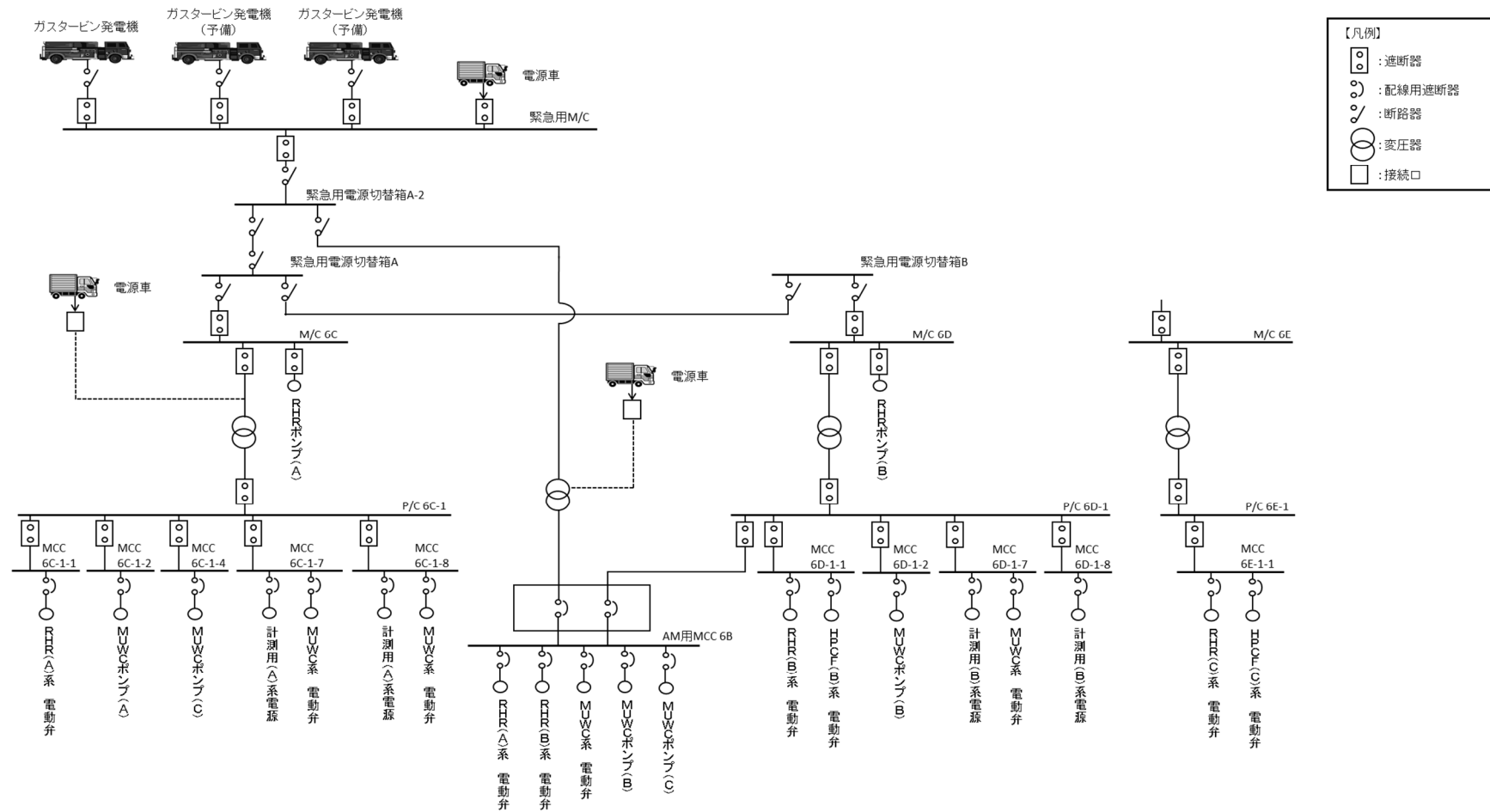
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却 （残留熱除去系（B）注入配管使用）	復水移送ポンプ	既設	④ ⑤	消火系 （B）注入配管使用 残留熱除去系	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	30分	6名	自主対策とする理由は本文参照
	復水貯蔵槽	既設			ろ過水タンク	常設			
	残留熱除去系（B）注入配管	既設			残留熱除去系（B）注入配管	常設			
	代替交流電源設備	新設			代替交流電源設備	常設可搬			
	燃料補給設備	既設 新設			燃料補給設備	常設可搬			
	消火系 （A）注入配管使用 残留熱除去系	ディーゼル駆動消火ポンプ		常設	30分	6名	自主対策とする理由は本文参照		
		ろ過水タンク		常設					
		残留熱除去系（A）注入配管		常設					
		代替交流電源設備		常設可搬					
		燃料補給設備		常設可搬					
	消火系 （C）注入配管使用 残留熱除去系	ディーゼル駆動消火ポンプ		常設	40分	8名	自主対策とする理由は本文参照		
		ろ過水タンク		常設					
		残留熱除去系（C）注入配管		常設					
		代替交流電源設備		常設可搬					
		燃料補給設備		常設可搬					
	系（B）注入配管使用 高圧炉心注水系	ディーゼル駆動消火ポンプ		常設	30分	8名	自主対策とする理由は本文参照		
		ろ過水タンク		常設					
		高圧炉心注水系（B）注入配管		常設					
		代替交流電源設備		常設可搬					
		燃料補給設備		常設可搬					
系（C）注入配管使用 高圧炉心注水系	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	40分	8名	自主対策とする理由は本文参照				
	ろ過水タンク	常設							
	高圧炉心注水系（C）注入配管	常設							
	代替交流電源設備	常設可搬							
	燃料補給設備	常設可搬							
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却（残留熱除去系（B）注入配管使用）	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	新設	① ③ ⑤	熱除去系（A）注入配管使用 低圧代替注水系（可搬型）残留	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	可搬	60分	8名	自主対策とする理由は本文参照
	接続口	新設			接続口	常設			
	代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）	新設			代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）	常設			
	海水	新設			海水	常設			
	残留熱除去系（B）注入配管	既設			残留熱除去系（A）注入配管	常設			
	代替交流電源設備	新設			代替交流電源設備	常設可搬			
	燃料補給設備	既設 新設			燃料補給設備	常設可搬			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3 / 3）

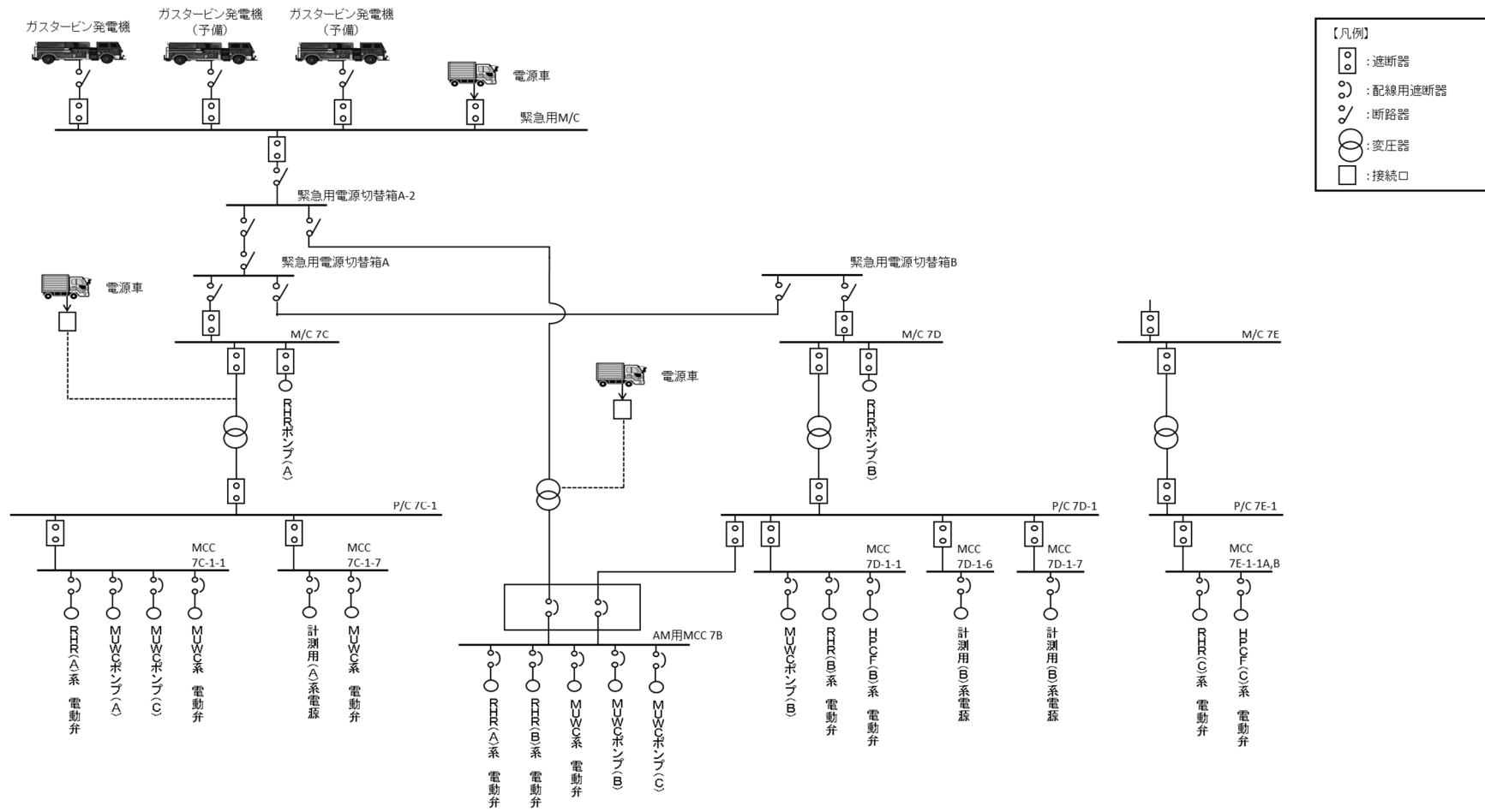
■：重大事故等対処設備

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					
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
低圧代替注水系（残留熱除去系（B）注入配管使用）による原子炉の冷却	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	新設	① ③ ⑤	低圧代替注水系（可搬型）残留熱除去系（C）注入配管使用	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	可搬	70分	8名	自主対策とする理由は本文参照
	接続口	新設			接続口	常設			
	代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）	新設			代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）	常設			
	海水	新設			海水	常設			
	残留熱除去系（B）注入配管	既設			残留熱除去系（C）注入配管	常設			
	代替交流電源設備	新設			代替交流電源設備	常設可搬			
	燃料補給設備	既設新設			燃料補給設備	常設可搬			
-	-	-	① ③ ⑤	炉心代替注水系（B）注入配管使用 高圧	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	可搬	60分	8名	自主対策とする理由は本文参照
					接続口	常設			
					代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）	常設			
					海水	常設			
					高圧炉心注水系（B）注入配管	常設			
					代替交流電源設備	常設可搬			
					燃料補給設備	常設可搬			
-	-	-	① ③ ⑤	炉心代替注水系（C）注入配管使用 高圧	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	可搬	70分	8名	自主対策とする理由は本文参照
					接続口	常設			
					代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）	常設			
					海水	常設			
					高圧炉心注水系（C）注入配管	常設			
					代替交流電源設備	常設可搬			
					燃料補給設備	常設可搬			
常設代替交流電源設備による復旧	残留熱除去系ポンプ	既設	②	-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	代替原子炉補機冷却系	新設							
	燃料補給設備	既設新設							

添付資料 1.4.2



対応手段として選定した設備の電源構成図（6号炉）



対応手段として選定した設備の電源構成図（7号炉）

重大事故対策の成立性

1. 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

(1) 復水貯蔵槽水源確保

a. 操作概要

復水貯蔵槽を水源として復水移送ポンプにより原子炉へ注水する際に、ポンプの吸込ラインを通常のラインから復水貯蔵槽下部からのラインに切り替えることにより水源を確保する。

b. 作業場所

廃棄物処理建屋 管理区域（地下3階）

c. 必要要員数及び操作時間

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に必要な要員数（4名）、所要時間（25分）のうち、復水貯蔵槽水源確保に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名

所要時間目安 : 15分（実績時間 : 14分）

d. 操作の成立性について

作業環境（照明）：バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

移動経路：バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段：携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中央制御室に連絡する。



反射テープ



復水移送ポンプ吸込ライン切替

2. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

(1) 遠隔操作機構（ユニハンドラー）の取り外し

a. 操作概要

低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水する際に、現場にて手動弁の遠隔操作機構の取り外しを行い、系統構成を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 管理区域（1階）

原子炉建屋 管理区域（2階）

c. 必要要員数及び操作時間

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水に必要な要員数（8名）、所要時間（60分）のうち、ユニハンドラー取り外しに必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名

所要時間目安 : 25分（実績時間：当該弁は設置工事中のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境（照明）：バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

移動経路：バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。ユニハンドラー取り外し及び取り外し後の操作対象弁の操作性については、設置工事完了後に検証する。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施す。

連絡手段：携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中央制御室に連絡する。