

東海第二発電所

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について

平成 29 年 5 月
日本原子力発電株式会社

1. 重大事故等対策

下線部：今回提出資料

1.0 重大事故等対策における共通事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

1.14 電源の確保に関する手順等

1.15 事故時の計装に関する手順等

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

1.17 監視測定等に関する手順等

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

1.19 通信連絡に関する手順等

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

2.1 可搬型設備等による対応

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

< 目 次 >

1.3.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 代替減圧

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

(c) 復旧

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手段及び設備

(a) インターフェイスシステムLOCA発生時の対応

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

e. 逃がし安全弁が作動可能な環境条件

f. 手順等

1.3.2 重大事故等時の手順

1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 代替減圧

a. 手動による原子炉減圧

b. 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放

b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放

c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放

(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

a. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による逃がし安全弁（自動減圧機能）
駆動源確保

b. 可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆
動源確保

(3) 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

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

1.3.2.3 炉心損傷時における高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順

1.3.2.4 インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応手順

(1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.3.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.3.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.3.3 重大事故対策の成立性

1. 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放
2. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保
 - (1) 予備の高圧窒素ガスボンベへの交換
 - (2) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素供給
3. インターフェイスシステム L O C A 発生時の漏えい停止操作（残留熱除去系の場合）

添付資料1.3.4 インターフェイスシステム L O C A 時の概要図

添付資料1.3.5 インターフェイスシステム L O C A 発生時の破断面積及び現場環境等について

添付資料1.3.6 インターフェイスシステム L O C A 発生時の検知手段について

添付資料1.3.7 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、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。

【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（以下「原子炉」という。）の減圧機能は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による自動減圧機能（以下「自動減圧系」という。）である。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）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。

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

1.3.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧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、自動減圧系を設置している。

この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.3-1図）

また、高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の防止、並びにインターフェイスシステム L O C A の対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※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

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、自動減圧系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失、

直流電源（常設直流電源若しくは常設直流電源系統）喪失又は高圧窒素ガス供給系の故障を想定する。

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

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.3－1表に整理する。

a．フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 代替減圧

設計基準事故対処設備である自動減圧系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，又は中央制御室からの手動操作により原子炉を減圧する手段がある。なお，原子炉冷却材圧力バウンダリの過渡の圧力上昇を抑えるため，逃がし安全弁（逃がし弁機能）のバックアップとして，圧力の上昇を防止する逃がし安全弁（安全弁機能）がある。

i) 原子炉減圧の自動化

原子炉水位異常低下（レベル1）設定点到達10分後及び残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に，過渡時自動減圧機能により原子炉を自動で減圧する。

過渡時自動減圧機能による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 過渡時自動減圧機能
- ・ 逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）
- ・ 逃がし安全弁（安全弁機能）

ii) 手動による原子炉減圧

中央制御室からの手動操作により逃がし弁機能用電磁弁又は自動減圧機能用電磁弁を作動させ、アキュムレータに蓄圧された窒素を逃がし安全弁に供給することにより逃がし安全弁を開放し、原子炉を減圧する。また、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用母線が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、中央制御室からの手動操作によりタービン・バイパス弁を開操作し、原子炉を減圧する。さらに原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系を中央制御室からの操作により起動し、原子炉蒸気の一部を用いて復水貯蔵タンクの水を循環することにより原子炉を減圧する。

逃がし安全弁による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

また、上記所内常設直流電源設備への継続的な給電は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備にて実施する。

タービン・バイパス弁による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・タービン・バイパス弁

原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・常設高圧代替注水系ポンプ
- ・復水貯蔵タンク

iii) 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧

代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の電磁弁排気ポートに窒素を供給することで、逃がし安全弁（逃が

し弁機能) を開放して原子炉を減圧する。

代替逃がし安全弁駆動装置による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能)

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.3.1(2) a. (a) i) 原子炉減圧の自動化 (過渡時自動減圧機能による減圧)」で使用する設備のうち、過渡時自動減圧機能及び逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能) は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2) a. (a) i) 原子炉減圧の自動化 (過渡時自動減圧機能による減圧)」で使用する設備のうち、逃がし安全弁 (安全弁機能) は重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として位置づける。

「1.3.1(2) a. (a) ii) 手動による原子炉減圧 (逃がし安全弁による減圧)」で使用する設備のうち、逃がし安全弁 (自動減圧機能) は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2) a. (a) ii) 手動による原子炉減圧 (原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系による減圧)」で使用する設備のうち、常設高圧代替注水系ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2) a. (a) ii) 手動による原子炉減圧 (原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系による減圧)」で使用する設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプは重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として位置づける。

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

(添付資料1.3.1)

以上の重大事故等対処設備により、逃がし安全弁の自動減圧系が機能喪失した場合においても、原子炉を減圧することができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 逃がし安全弁（逃がし弁機能）

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する高圧窒素ガス供給系は、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉冷却材圧力にかかる圧力を最高使用圧力の1.1倍未満に維持する手段として有効である。

- ・ タービン・バイパス弁

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用母線が健全で、復水器が使用可能であれば、原子炉を減圧することができるため、逃がし安全弁の代替減圧手段として有効である。

- ・ 復水貯蔵タンク

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系により原子炉蒸気の一部を用いて復水貯蔵タンクの水を再循環することにより、原子炉を減圧することができるため、原子炉を減圧する手段として有効である。

- ・ 代替逃がし安全弁駆動装置及び逃がし安全弁（逃がし弁機能）

逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放まで時間を要するが、使用可能であれば、原子炉冷却材圧力にかかる圧力を最高使用圧力の1.1倍未満に維持する手段として有効である。

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作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、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて原子炉を減圧する手段がある。

また、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に必要な直流電源が確保できない場合においても、代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（逃がし弁機能）を作動させ原子炉を減圧する手段がある。

i) 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

常設代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて原子炉を減圧する。

常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）

ii) 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて原子炉を減圧する。

可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）

iii) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬

型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ原子炉を減圧する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復で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）

(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合に、高圧窒素ガス供給系（非常用）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて原子炉を減圧する手段がある。

i) 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保

逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の供給源を不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系（非常用）に切り替えることで窒素を確保し、原子炉を減圧する。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源が高圧窒素ガス供給系（非常用）から供給されている期間中において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に伴い逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の圧力が低下した場合は、予備の高圧窒素ガスポンベに切り替えることで窒素を確保し、原子炉を減圧する。さらに予備の高圧窒素ガスポンベから供給されている期間中において、逃がし安全弁の作動に伴い逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の圧力が低下した場合は、可搬型窒素供給装置（小型）から供給することで窒素を確保し、原子炉を減圧する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保で使用する設備は

以下のとおり。

- ・ 高圧窒素ガスボンベ

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型窒素供給装置（小型）

(c) 復旧

全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合に、代替電源により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能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（常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を復旧する。

代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）を復旧する設備は以下のとおり。

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）

ii) 代替交流電源設備による復旧

代替交流電源設備（常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備）により充電器を受電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を復旧する。

代替交流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）を復旧する設備は以下のとおり。

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.3.1(2) b. (a) 常設直流電源系統喪失時の減圧」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2) b. (b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧」で使用する設備のうち、高圧窒素ガスボンベは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2) b. (c) 復旧」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.3.1)

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失、常設直流電源系統喪失又は逃がし安全弁の作動に必要な窒素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。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

・可搬型窒素供給装置（小型）

可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保まで時間を要するが、逃がし安全弁（自動減圧機能）に窒素を供給可能であれば、重大事故等の対処に必要な窒素を確保できることから有効な手段である。

c. 格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

- (a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧する手段がある。

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・ 逃がし安全弁（逃がし弁機能）

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

格納容器破損の防止で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）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、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合においても、原子炉を減圧することで、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止することができる。

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

（添付資料1.3.1）

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

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 逃がし安全弁（逃がし弁機能）

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する高圧窒素ガス供

給系は、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉冷却材圧力にかかる圧力を最高使用圧力の1.1倍未満に維持する手段として有効である。

d. インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手段及び設備

(a) インターフェイスシステムLOCA発生時の対応

インターフェイスシステムLOCA発生時は、中央制御室から漏えい箇所の隔離操作を実施するが、漏えい箇所の隔離ができない場合、格納容器外に原子炉冷却材の漏えいが継続する。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し、現場による弁の隔離操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する手段がある。

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧で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）
- ・ 逃がし安全弁（逃がし弁機能）

原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧炉心スプレイ系注入弁
- ・ 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
- ・ 低圧炉心スプレイ系注入弁
- ・ 残留熱除去系A系注入弁
- ・ 残留熱除去系B系注入弁
- ・ 残留熱除去系C系注入弁

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

インターフェイスシステムLOCA発生時における原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧で使用する設備のうち、逃がし安全弁(自動減圧機能)、主蒸気系配管・クエンチャ及び自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として位置づける。

インターフェイスシステム L O C A 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する高圧炉心スプレイ系注入弁，原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁，低圧炉心スプレイ系注入弁，残留熱除去系 A 系注入弁，残留熱除去系 B 系注入弁及び残留熱除去系 C 系注入弁は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.3.1）

以上の重大事故等対処設備により，インターフェイスシステム L O C A が発生した場合においても，中央制御室から漏えい箇所の隔離操作をすることで原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離するが，漏えい箇所の隔離が出来ない場合には，原子炉を減圧することで原子炉冷却材が格納容器外へ漏えいすることを抑制し，現場による弁の隔離操作で原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する高圧窒素ガス供給系は，耐震 S クラスではなく S_s 機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉冷却材圧力にかかる圧力を最高使用圧力の1.1倍未満に維持する手段として有効である。

- e. 逃がし安全弁が作動可能な環境条件

- (a) 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，格納容器内圧力が設計圧力の2倍の状態（620kPa

[gage]) となった場合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、あらかじめ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。

- ・ 高圧窒素ガスボンベ

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

逃がし安全弁の背圧対策で使用する設備のうち、高圧窒素ガスボンベは重大事故等対処設備として位置づける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料1.3.1)

以上の重大事故等対処設備により、格納容器内圧力が設計圧力の2倍の状態 (620kPa [gage]) となった場合においても、確実に逃がし安全弁を作動させ原子炉を減圧することができる。

f. 手順等

上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」、「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」、「c. 格納容器破損を防止するための対応手段及び設備」及び「d. インターフェイスシステム L O C A 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、運転員等^{*1}及び重大事故等対応要員の対応として「非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)」、「非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)」及び「重大事故等対策要領」に定める。(第1.3-1表)

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。(第1.3-2表, 第1.3-3表)

※1 運転員等：運転員及び重大事故等対応要員のうち運転操作対応要員をいう。

(添付資料1.3.2)

1.3.2 重大事故等時の手順

1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 代替減圧

a. 手動による原子炉減圧

低圧で原子炉へ注水可能な系統による原子炉注水への移行を目的として、逃がし安全弁若しくはタービン・バイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作又は原子炉隔離時冷却系若しくは高圧代替注水系を復水貯蔵タンクの水で循環することにより、原子炉の減圧を実施する。

また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の防止を目的として、逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作により原子炉の減圧を行う。

(a) 手順着手の判断基準

①タービン・バイパス弁による原子炉の減圧

【急速減圧の場合】

原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の復水貯蔵タンク循環運転による原子炉の減圧が不可能な場合で、復水器が使用可能でタービン・バイパス弁の開操作が可能な場合。

②逃がし安全弁による原子炉の減圧

【急速減圧の場合】

低圧で原子炉へ注水可能な系統※¹又は低圧代替注水系※²1系統以上起動により原子炉注水手段が確保され、逃がし安全弁の開操

作が可能な場合。

【炉心損傷後の原子炉減圧の場合】

- ・ 高圧注水系統がない場合

低圧注水系統※³1系統以上が使用可能な場合。

- ・ 原子炉注水手段がない場合

原子炉格納容器内の水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置）に到達した場合。

③原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の復水貯蔵タンク循環運転による原子炉の減圧

【急速減圧の場合】

逃がし安全弁が使用できない場合は、復水貯蔵タンクが使用可能で、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が復水貯蔵タンクの循環運転が可能な場合。

※1：炉心損傷前における「低圧で原子炉へ注水可能な系統」とは、高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）又は復水系をいう。

※2：炉心損傷前における「低圧代替注水系」とは、低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系又は補給水系をいう。

※3：炉心損傷後における「低圧注水系統」とは、給水系・復水系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系），低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系又は補給水系をいう。

(b) 操作手順

タービン・バイパス弁，逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系又は高

圧代替注水系を使用した手動による原子炉減圧手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.3-2図，第1.3-3図及び第1.3-4図に示す。

【タービン・バイパス弁による原子炉の減圧】

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等にタービン・バイパス弁を手動で開操作し，原子炉を減圧するよう指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，原子炉を減圧するため，タービン・バイパス弁を開操作し，発電長に報告する。

【逃がし安全弁による原子炉の減圧】

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に逃がし安全弁を手動で開操作し，原子炉を減圧するよう指示する。

②^a急速減圧の場合

運転員等は中央制御室にて，逃がし安全弁（自動減圧機能）7個を手動で開操作し，原子炉の急速減圧を実施し，発電長に報告する。

逃がし安全弁（自動減圧機能）が開放できない場合は，自動減圧機能を有する逃がし安全弁とそれ以外の逃がし安全弁を合わせて7個を開放し，発電長に報告する。

②^b炉心損傷後の原子炉減圧の場合

運転員等は中央制御室にて，逃がし安全弁（自動減圧機能又は逃がし弁機能）2個を手動で開操作し，原子炉を減圧し，発電長に報告する。

【原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の復水貯蔵タンク循環運転による原子炉の減圧】

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に原子炉隔離

時冷却系又は高圧代替注水系を復水貯蔵タンクの循環運転で起動し、原子炉を減圧するよう指示する。

②急速減圧の場合

運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系を再循環で起動し、原子炉を減圧したことを、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから手動による原子炉減圧開始までの所要時間は下記のとおり想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

- ・逃がし安全弁による原子炉減圧：2分以内
- ・タービン・バイパス弁による原子炉減圧：3分以内
- ・原子炉隔離時冷却系による原子炉減圧：22分以内
- ・高圧代替注水系による原子炉減圧：11分以内

b. 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合に、代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の電磁弁排気ポートへ窒素を供給することで、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を開放し、原子炉を減圧する。

原子炉減圧の確認は、中央制御室にて確認が可能であり、中央制御室の計器により原子炉の減圧を確認する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できず、逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁の開放が

できない場合において、低圧で原子炉へ注水可能な系統^{※1}又は低圧代替注水系^{※2}1系統以上起動により原子炉注水手段が確保されている場合。

※1：炉心損傷前における「低圧で原子炉へ注水可能な系統」とは、
高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）又は復水系をいう。

※2：炉心損傷前における「低圧代替注水系」とは、低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系又は補給水系をいう。

(b) 操作手順

代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.3－3図に，概要図を第1.3－9図に，タイムチャートを第1.3－10図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器内の圧力を監視するため，可搬型計測器のケーブルを盤内に接続し，原子炉圧力指示値を確認する。

③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，代替逃がし安全弁駆動装置窒素ボンベ圧力指示値が0.5MPa [gage] 以上であり，逃がし安全弁（逃がし弁機能）の駆動源が確保されていることを確認する。

④運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，代替逃がし安全弁駆動装置排気ライン止め弁を閉にし，耐圧ホースの接続を実施する。

- ⑤運転員等は、発電長に代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放の準備が完了したことを報告する。
- ⑥発電長は、運転員等に代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放を指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を閉とする。
- ⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、代替逃がし安全弁駆動装置窒素供給弁及び格納容器隔離弁を開とし、代替逃がし安全弁駆動装置窒素ポンペ供給圧力指示値が0.5MPa [gage] 以上であり、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の駆動源が確保されたことを確認する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、接続した可搬型計測器の原子炉圧力指示値の低下により減圧が開始されたことを確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放まで102分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(添付資料1.3.3-1)

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

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第1.3-19図に示す。

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、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系による原子炉注水準備が完了した後、逃がし安全弁の手動操作による減圧を実施する。

逃がし安全弁が使用不可能であれば原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系による原子炉の減圧を実施する。

代替逃がし安全弁駆動装置は、使用準備に時間を要することから、逃がし安全弁が使用不可能な場合に、あらかじめ準備を行い、使用準備が完了したら代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉の減圧を実施する。

原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が使用不可能な場合で、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。

また、原子炉水位低異常低下（レベル1）設定点到達10分後及び残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合は過渡時自動減圧機能が自動で作動し原子炉を減圧する。

1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、常設代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して、原子炉を減圧する。その後、可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を継続的に供給する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない場合において、以下の条件が全て成立した場合。

・炉心損傷前の原子炉減圧は、低圧で原子炉へ注水可能な系統^{※1}又

は低圧代替注水系※²1系統以上起動による原子炉注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の原子炉減圧は、高圧注水系統※³が使用できない場合で低圧注水系統※⁴1系統以上が使用可能な場合、又は原子炉注水手段がなく、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置）に到達した場合。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の窒素が確保されている場合。
- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を常設代替直流電源設備から緊急用直流125V主母線盤へ受電している場合。

※1：炉心損傷前における「低圧で原子炉へ注水可能な系統」とは、高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）及び復水系をいう。

※2：炉心損傷前における「低圧代替注水系」とは、低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系をいう。

※3：炉心損傷後における「高圧注水系統」とは、高圧炉心スプレイ系，給復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系をいう。

※4：炉心損傷後における「低圧注水系統」とは、給水系・復水系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系），低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系をいう。

(b) 操作手順

常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.3－3図に、概要図を第1.3－5図に、タイム

チャートを第1.3-6図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備への切替準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、常設代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）開放に必要な緊急用直流電源母線電圧が確保されていることを確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備への切り替えを指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能）を閉とし、逃がし安全弁の制御回路電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備への切り替えを実施し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動にて開操作し、原子炉圧力容器内の圧力が低下したことを確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放まで6分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

また、常設代替直流電源設備の枯渇による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動電源喪失を防止するため、可搬型代替直流電源設備によ

り逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を継続的に維持させる。なお，可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して，原子炉を減圧する。

(a) 手順着手の判断基準

代替交流電源設備により緊急用MCCで給電できない場合で，常設代替直流電源設備である緊急用蓄電池により緊急用直流125V主母線盤が受電している場合。

(b) 操作手順

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

(c) 操作の成立性

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

また，逃がし安全弁による原子炉減圧操作は，中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合，可搬型代替直流電源設備により電源復旧後，逃がし安全弁開放まで2分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失し

た場合、中央制御室の逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して、原子炉の減圧を実施する。

原子炉減圧の確認は、中央制御室で確認が可能であり、中央制御室の計器により確認する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない場合において、以下の条件が全て成立した場合。

- ・炉心損傷前の原子炉減圧は、低圧で原子炉へ注水可能な系統^{※1}又は低圧代替注水系^{※2}1系統以上起動により原子炉注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の原子炉減圧は、高圧注水系統^{※3}が使用できない場合で低圧注水系統^{※4}1系統以上が使用可能な場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置）に到達した場合。
- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の窒素が確保されている場合。

※1：炉心損傷前における「低圧で原子炉へ注水可能な系統」とは、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）又は復水系をいう。

※2：炉心損傷前における「低圧代替注水系」とは、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系又は補給水系をいう。

※3：炉心損傷後における「高圧注水系統」とは、高圧炉心スプレイ系、給復水系、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系をいう。

※4：炉心損傷後における「低圧注水系統」とは、給水系・復水系、

低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系），低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系又は補給水系をいう。

(b) 操作手順

逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.3-3図に，概要図を第1.3-7図に，タイムチャートを第1.3-8図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器内の圧力を監視するため，可搬型計測器のケーブルを盤内に接続し，原子炉圧力指示値を確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて，逃がし安全弁（自動減圧機能）を閉とし，逃がし安全弁作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び仮設ケーブルを接続する。
- ④運転員等は，発電長に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は，運転員等に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて，接続した逃がし安全弁用可搬型蓄電池の操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放し，原子炉の減圧を開始しする。
- ⑦運転員等は中央制御室にて，接続した可搬型計測器の原子炉圧力

指示値の低下により減圧が開始されたことを確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁開放まで57分以内と想定する。

(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

a. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による逃がし安全弁（自動減圧機能）
駆動源確保

不活性ガス系からの窒素の供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素の供給圧力が低下した場合に、供給源を高圧窒素ガス供給系（非常用）に切り替えることで逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保する。

また、高圧窒素ガス供給系（非常用）からの供給期間中において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の窒素の供給圧力が低下した場合に、予備の高圧窒素ガスボンベへ切り替えを実施し、使用済みの高圧窒素ガスボンベを予備の高圧窒素ガスボンベと交換する。

(a) 手順着手の判断基準

「不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替」

逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な自動減圧系作動用
アキュムレータ圧力低警報が発報した場合。

「高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスボンベ切替」

高圧窒素ガスボンベから逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の
窒素を供給している期間中において、高圧窒素ガスボンベ圧力低警
報が発報した場合。

(b) 操作手順

高圧窒素ガス供給系（非常用）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-11図に，タイムチャートを第1.3-12図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に高圧窒素ガス供給系（非常用）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，高圧窒素ガスボンベ供給止め弁が開したことを確認する。あわせて，自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報が消灯することを確認する。
- ③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，自動減圧系作動用アキュムレータ供給圧力指示値が0.902MPa [gage] 以上であり，逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源が確保されていることを確認し，発電長に報告する。
- ④発電長は，運転員等に高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）への窒素供給中に，高圧窒素ガスボンベ圧力低警報が発生した場合，予備ボンベラックに配備している予備の高圧窒素ガスボンベと使用済みの高圧窒素ガスボンベの交換を指示する。
- ⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，予備の高圧窒素ガスボンベを運搬し，使用済みの高圧窒素ガスボンベと予備の高圧窒素ガスボンベの入れ替えを実施する。
- ⑥運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，使用済みの高圧窒素ガスボンベを予備の高圧窒素ガスボンベに切り替えを実施し，発電長に報告する。

⑦発電長は、運転員等に高圧窒素ガスポンベを交換した後の窒素供給圧力指示値の確認を指示する。

⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、高圧窒素ガスポンベを交換した後、窒素が供給されていることを自動減圧系作動用アキュムレータ供給圧力指示値により確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

高圧窒素ガス供給系（非常用）による逃がし安全弁（自動減圧機能）
駆動源確保

- ・中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合は1分以内と想定する。

高圧窒素ガスポンベ切替及び予備の高圧窒素ガスポンベへの交換による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保

- ・中央制御室運転員1名、現場運転員2名にて作業を実施した場合は281分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

（添付資料1.3.3-2）

b. 可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保

高圧窒素ガス供給系（非常用）からの供給期間中において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の窒素の供給圧力が低下した場合に、可搬型窒素

供給装置（小型）からの供給に切り替えを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

高圧窒素ガス供給系（非常用）から逃がし安全弁（自動減圧機能）へ作動用の窒素供給期間中に、高圧窒素ガスボンベ圧力低警報が発報した場合。

(b) 操作手順

可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-13図に、タイムチャートを第1.3-14図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備を依頼する。
- ②発電長は、運転員等に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための系統構成を指示する。
- ③運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟及び原子炉建屋原子炉棟にて、可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための系統構成を実施し、発電長に報告する。
- ④発電長は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑤発電長は、運転員等に窒素供給用ホースの接続を指示する。
- ⑥運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟及び原子炉建屋原子炉棟にて、窒素供給用ホースを接続し、発電長に報告する。
- ⑦災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置

(小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) の駆動源を確保するための準備を指示する。

⑧重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋附属棟東側屋外に配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。

⑨重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) の駆動源を確保するための準備が完了したことを報告する。

⑩災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) への駆動源の供給開始を連絡する。

⑪災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) への駆動源の供給開始を指示する。

⑫重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) への駆動源供給のための系統構成を実施し、可搬型窒素供給装置 (小型) を起動する。

⑬重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置 (小型) により逃がし安全弁 (自動減圧機能) の駆動源へ供給を開始し、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置 (小型) により逃がし安全弁 (自動減圧機能) の駆動源へ供給を開始したことを報告する。

⑭災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源の確保が完了したことを連絡する。

⑮発電長は、運転員等に可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし

安全弁（自動減圧機能）駆動源が確保されていることを指示する。

- ⑯運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、自動減圧系作動用アキュムレータ供給圧力指示値が0.902MPa [gage] 以上であり、可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源が確保されたことを確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、現場運転員2名及び重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保まで310分以内と想定する。

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

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(添付資料1.3.3-2)

(3) 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原子炉減圧機能が喪失した場合、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁(自動減圧機能)の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源喪失により、直流125V主母線盤2 A及び直流125V主母線盤2 Bの電圧喪失を確認した場合において、常設代替直流電源設備

又は可搬型代替直流電源設備による給電が可能な場合。

(b) 操作手順

常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備に関する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

代替直流電源による復旧後、逃がし安全弁(自動減圧機能)は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

(c) 操作の成立性

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

また、逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉減圧操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、代替直流電源設備により電源復旧後、逃がし安全弁開放まで2分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 代替交流電源設備による復旧

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により充電器を受電し、逃がし安全弁(自動減圧機能)の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、直流125V主母線盤 2 A 及び直流125V主母線盤 2 B の電源喪失を確認した場合において、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により、P/C 2 C 及び P/C 2 D の受電が完了している場合。

(b) 操作手順

常設代替交流電源設備に関する手順及び可搬型代替交流電源設備に

関する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

代替交流電源による復旧後、逃がし安全弁(自動減圧機能)は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

(c) 操作の成立性

常設代替交流電源設備に関する操作の成立性及び可搬型代替交流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

また、逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉減圧操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、代替直流電源設備により電源復旧後、逃がし安全弁開放まで2分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

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第1.3-19図に示す。

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）、又は代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（逃がし安全弁）を作動させて原子炉を減圧する。

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、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備により直流電源を確保し逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を復旧する。

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により充電器に給電することで直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を復旧する。

逃がし安全弁作動用窒素の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、高圧窒素ガスボンベにより逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用窒素を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）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、あらかじめ逃がし安全弁に必要な窒素の供給圧力を調整している。

1.3.2.3 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による原子炉の減圧を行う。

格納容器破損を防止するための手動による原子炉減圧の操作手順については、「1.3.2.1(1) a. 手動による原子炉減圧」にて整備する。

1.3.2.4 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) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」

インターフェイスシステム L O C A 発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し、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、格納容器外への漏えいを停止するための漏えい箇所の隔離、保有水を確保するための原子炉注水が必要となる。

漏えい箇所の隔離ができない場合は、逃がし安全弁により原子炉を減圧することで、原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材漏えいを抑制し、漏えい箇所の隔離を行う。

a. 手順着手の判断基準

非常用炉心冷却系の吐出圧力、原子炉水位、系統異常過圧警報等の漏

えいに関連する警報の発生及び漏えいが予測されるパラメータ変化によりインターフェイス L O C A の発生を判断した場合。

b. 操作手順

「二次格納施設制御」における操作手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.3-15図、第1.3-16図及び第1.3-17図にタイムチャートを第1.3-18図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に漏えい箇所を隔離し漏えいの抑制を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋原子炉棟への異常漏えい等を示すパラメータの変化及び警報発報により、漏えい箇所を特定し中央制御室からの遠隔操作にて隔離を実施し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に漏えい箇所の隔離ができない場合は、原子炉スクラム及び主蒸気隔離弁の閉操作を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、原子炉スクラム及び主蒸気隔離弁の閉操作を実施し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に原子炉建屋ガス処理系の停止操作及び中央制御室換気系の起動操作を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系の停止操作及び中央制御室換気系の起動操作を実施し、発電長に報告する。
- ⑦発電長は、運転員等に原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態で原子炉へ注水可能な系統又は代替注水系を1系統以上の起動後、原子炉減圧及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の起動操作を指示する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態で原子炉へ注水可能な系統又は代替注水系を1系統以上の起動

操作を実施する。

- ⑨運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁により原子炉急速減圧を行い、原子炉の減圧を実施することで、原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の起動操作を実施し、発電長に報告する。
- ⑪発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位異常低下（レベル２）設定点から原子炉水位低（レベル３）設定点の間で維持するよう指示する。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では原子炉へ注水可能な系統又は代替注水系により、原子炉水位を原子炉水位異常低下（レベル２）設定点から原子炉水位低（レベル３）設定点の間に維持し、発電長に報告する。
- ⑬発電長は、運転員等に漏えい箇所の隔離を指示する。
- ⑭運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作による漏えい箇所の隔離を実施し、発電長に報告する。
- ⑮発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持するよう指示する。
- ⑯運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では原子炉へ注水可能な系統又は代替注水系により、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間に維持し、発電長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作のうち、中央制御室からの隔離操作は、中央制御室運転員

2名にて作業を実施した場合、インターフェイスシステム L O C A 発生から漏えい箇所の隔離完了まで12分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

遠隔操作による隔離ができない場合の現場での隔離操作は、現場運転員3名及び重大事故対応要員1名にて作業を実施した場合、インターフェイスシステム L O C A 発生から漏えい箇所の隔離完了まで300分以内と想定する。

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

(中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性)

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

上記試験を行う際は、系統圧力を監視し上昇傾向にならないことを確認しながら操作し、系統圧力が上昇傾向になった場合は速やかに原子炉注入弁の閉操作を実施することとしている。しかし、隔離弁の隔離失敗等により閉操作が困難となり系統圧力が異常に上昇し、低圧設計部分の過圧を示す警報の発生及び漏えい関連警報が発生した場合には、同試験を実施していた非常用炉心冷却系でインターフェイスシステム L O C A が発生していると判断できる。これにより、漏えい箇所の特定及び隔離操作箇所の特定が容易であり、中央制御室からの遠隔隔離操作を速やかに行うことを可能とする。

(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の環境を考慮しても、現場での隔離操作は可能とする。

(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 L O C A 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 L O C A の検知について)

インターフェイスシステム L O C A 発生時は、非常用炉心冷却系等の吐出圧力、原子炉水位、系統異常過圧警報等のパラメータによりインターフェイスシステム L O C A と判断する。非常用炉心冷却系ポンプ室は、原子炉建屋原子炉棟内において各部屋が分離されているため、床漏えい検出器及び火災報知器により、漏えい場所を特定するための参考情報の入手並びに原子炉建屋原子炉棟内の状況を確認することを可能とする。

(添付資料1.3.3-3, 添付資料1.3.4, 添付資料1.3.5, 添付資料1.3.6)

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備による復旧手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。

可搬型窒素供給装置（小型）、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直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」に整備する。

操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.3－1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1／19）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	原子炉減圧の自動化 （過渡時自動減圧機能による減圧）	主要設備	過渡時自動減圧機能 逃がし安全弁（過渡自動減圧機能）	重大事故等対処設備	※1
				逃がし安全弁（安全弁機能）	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			関連設備	自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：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。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／19）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備			整備する手順書
フロント ライン系故障時	自動減圧系	（逃がし安全弁による原子炉減圧①） 手動による原子炉減圧①	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気系配管・クエンチャ 所内常設直流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 常設代替直流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備	

※1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：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。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／19）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備			整備する手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	（逃がし安全弁による原子炉減圧②） 手動による原子炉減圧②	主要設備	主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領
				逃がし安全弁（逃がし弁機能）	自主対策設備	
			関連設備	所内常設直流電源設備※ ² 常設代替交流電源設備※ ² 可搬型代替交流電源設備※ ² 常設代替直流電源設備※ ² 可搬型代替直流電源設備※ ² 燃料補給設備※ ²	重大事故等対処設備	
				逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備	

※1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：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。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／19）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	(タービン・バイパス弁による原子炉減圧)	主要設備	タービン・バイパス弁	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	タービン制御系	自主対策設備	

- ※1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
- ※2：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。
- ※3：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
- ：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／19）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	対応 手段	対応設備			整備する手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	(原子炉隔離時冷却系による減圧) 手動による原子炉減圧	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「急速減圧」 重大事故等対策要領
				復水貯蔵タンク	自主対策設備	
			関連設備	所内常設直流電源設備※2	重大事故等対応設備	
				原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	
				補給水系配管・弁	自主対策設備	

※1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：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。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／19）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	手動による原子炉減圧 (高圧代替注水系による減圧)	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処設備
				復水貯蔵タンク	自主対策設備
			関連設備	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁 常設代替直流電源設備※ ²	重大事故等対処設備
				補給水系配管・弁	自主対策設備
非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領					

※1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：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。

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

：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7／19）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備			整備する手順書
フロント系故障時	自動減圧系	代替逃がし安全弁駆動装置による減圧	主要設備	逃がし安全弁（逃がし弁機能）	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等対処設備	
				代替逃がし安全弁駆動装置	自主対策設備	

- ※1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
- ※2：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。
- ※3：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
- ：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8／19）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備			整備する手順書
サポート系故障時	常設直流電源系統	常設代替直流電源設備による 逃がし安全弁機能回復	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 常設代替直流電源設備※ ²	重大事故等対処設備	

※1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：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。
※3：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（9／19）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備			整備する手順書
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型代替直流電源設備による 逃がし安全弁機能回復	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 可搬型代替直流電源設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備	

※1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：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。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（10／19）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備			整備する手順書
サポート系故障時	常設直流電源系統	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による 逃がし安全弁機能回復	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	逃がし安全弁用可搬型蓄電池 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	

- ※1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
- ※2：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。
- ※3：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
- ：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（11／19）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備			整備する手順書
サポート系故障時	—	高圧窒素ガス供給系（非常用） による窒素確保	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	高圧窒素ガスポンプ 自動減圧機能用アキュムレータ 高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	重大事故等対処設備	

※1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：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。
※3：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（12／19）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備			整備する手順書
サポート系故障時	—	高圧窒素ガス供給系（小型） による窒素確保	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	高圧窒素ガスポンベ 自動減圧機能用アキュムレータ 高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・ 弁 燃料補給設備※ ²	重大事故等 対処設備	
				可搬型窒素供給装置（小型）	自主対策 設備	

※1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：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。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（13／19）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備			整備する手順書
サ ポ ー ト 系 故 障 時	全交流動力電源 常設直流電源	代替直流電源設備による復旧	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	常設代替直流電源設備※ ² 可搬型代替直流電源設備※ ² 燃料補給設備※ ²	重大事故等対処設備	

※1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：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。
※3：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（14／19）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備			整備する手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源	代替交流電源設備による復旧	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	常設代替交流電源設備※ ² 可搬型代替交流電源設備※ ² 燃料補給設備※ ²	重大事故等対処設備	

※1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：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。
※3：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（15／19）

（格納容器破損の防止）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備			整備する手順書
格納容器破損の防止	—	炉心損傷時における高圧溶融物放出／ 格納容器雰囲気直接加熱の防止①	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	

※１：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※２：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。
※３：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（16／19）

（格納容器破損の防止）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備			整備する手順書
格納容器破損の防止	—	炉心損傷時における 格納容器雰囲気直接加熱の防止②	主要設備	逃がし安全弁（逃がし弁機能）	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等 対処設備	
				逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備	

※1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：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。
※3：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

☐：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（17／19）

（インターフェイスシステム L O C A 発生）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備			整備する手順書
インターフェイスシステム L O C A 発生時	—	原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧①	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「二次格納施設制御」等
				高圧炉心スプレイ系注入弁 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 低圧炉心スプレイ系注入弁 残留熱除去系 A 系注入弁 残留熱除去系 B 系注入弁 残留熱除去系 C 系注入弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	

※1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：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。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（18／19）

（インターフェイスシステム L O C A 発生）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書
インターフェイスシステム L O C A 発生時	－	原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧②	主要設備	高圧炉心スプレイ系注入弁 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 低圧炉心スプレイ系注入弁 残留熱除去系 A 系注入弁 残留熱除去系 B 系注入弁 残留熱除去系 C 系注入弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				逃がし安全弁（逃がし弁機能）	自主対策設備
		関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等対処設備	
			逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備	
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「二次格納施設制御」等					

※1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：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。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（19／19）

（逃がし安全弁が作動可能な条件）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備			整備する手順書
逃がし安全弁が作動可能な条件	—	逃がし安全弁の背圧対策	主要設備	高圧窒素ガスポンペ	重大事故等対処設備	※3
			関連設備	高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	重大事故等対処設備	

※1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：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。
※3：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
■：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.3－2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／7）

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧		
「減圧冷却」	判断基準	補機監視機能 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水器真空度
	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力（S A）※ ¹
		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）※ ¹ 原子炉水位（燃料域）※ ¹ 原子炉水位（S A広帯域）※ ¹ 原子炉水位（S A燃料域）※ ¹
		格納容器内の水位 サプレッション・プール水位※ ¹
		格納容器内の温度 サプレッション・プール水温度※ ¹
		補機監視機能 復水器真空度
「急速減圧」	判断基準	補機監視機能 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水器真空度 復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力（S A）※ ¹
		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）※ ¹ 原子炉水位（燃料域）※ ¹ 原子炉水位（S A広帯域）※ ¹ 原子炉水位（S A燃料域）※ ¹
		格納容器内の水位 サプレッション・プール水位※ ¹
		格納容器内の温度 サプレッション・プール水温度※ ¹
		補機監視機能 復水器真空度 復水貯蔵タンク水位

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

※2：耐震Sクラス相当であり，S_s機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (2/7)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧		
「注水－１」	判断基準	補機監視機能
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力
	操作	原子炉圧力容器内の水位
		原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の圧力
		原子炉圧力 ※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
	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) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
	操作	格納容器内の放射線量率
		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
	操作	原子炉圧力容器内の温度
		原子炉圧力容器温度 ※ ¹

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

※2：耐震Sクラス相当であり，S_s機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (3/7)

対応手順		重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ（計器）	
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順					
(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧					
a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	判断基準	電源	直流125V主母線盤 2 A 電圧 直流125V主母線盤 2 B 電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧		
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力		
	操作	電源	緊急用直流 125V 主母線盤電圧		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力（S A）※ ¹		
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力 窒素ガスボンベ出口圧力		
	b. 可搬型代替交流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	判断基準	電源	直流125V主母線盤 2 A 電圧 直流125V主母線盤 2 B 電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧	
補機監視機能			高圧窒素ガス供給系供給圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力		
操作		電源	緊急用直流 125V 主母線盤電圧 緊急用 P／C 電圧		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力（S A）※ ¹		
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力 窒素ガスボンベ出口圧力		

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

※2: 耐震 S クラス相当であり, S_s機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (4/7)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧			
c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	判断基準	電源	直流125V主母線盤 2 A 電圧 直流125V主母線盤 2 B 電圧
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
	操作	電源	緊急用直流 125V 主母線盤電圧
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力（S A）※ ¹
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力 窒素ガスポンベ出口圧力
	d. 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放	判断基準	電源
補機監視機能			高圧窒素ガス供給系供給圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
操作		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力（S A）※ ¹
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力 代替逃がし安全弁駆動装置窒素ガスポンベ出口圧力

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

※2：耐震 S クラス相当であり， S s 機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (5/7)

対応手順		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧			
a. 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保	判断基準	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力 自動減圧系作動用アキュムレータ圧力 低警報 高圧窒素ガスポンベ圧力低警報
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力 窒素ガスポンベ出口圧力
b. 可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保	判断基準	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力 高圧窒素ガスポンベ圧力低警報
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

※2: 耐震Sクラス相当であり, S_s機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (6/7)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.4 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) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「二次格納施設制御」	判断基準	格納容器バイパスの監視
		原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1 原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1 ドライウエル雰囲気温度 ※1 ドライウエル圧力 ※1 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※1 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ※1 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※1 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ※1 主蒸気流量 給水流量
(1) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「二次格納施設制御」	判断基準	漏えい関連警報
		ISOLATION SYS MS LINE PRESS LOW ISOLATION SYS MS LINE FLOW HIGH LDS CUW ΔF HIGH OR CONT. TROUBLE RCIC PUMP SUCTION PRESS HIGH RCIC STEAM LINE BREAK ΔP HIGH LDS MS TUNNEL TEMP HI LDS T/B MS LINE TEMP HI LDS RCIC EQUIP AREA TEMP HI LDS RCIC PIPE AREA TEMP HI LDS CUW ROOMS TEMP HI LDS RHR EQUIP AREA TEMP HI プロセス放射線モニタ 火災報知器 原子炉建屋内放射線モニタ 原子炉建屋内ダストモニタ 床漏えい 原子炉建屋サンプ液位 原子炉建屋サンプ温度 原子炉建屋内異常漏えい HPCS SPRAY HEAD TO TOP OF CORE- PLATE ΔP HIGH HPCS PUMP SUCTION PRESS HI/LO RHR INJECTION VALVE ΔP LOW RHR PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LO RHR SHUTDOWN HEADER PRESS HIGH LPCS INJECTION VALVE ΔP LOW LPCS PUMP ABNORMAL HI/LO DISCH PRESS

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

※2: 耐震 S クラス相当であり, S s 機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (7/7)

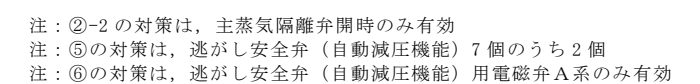
対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.4 インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応手順		
(1) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「二次格納施設制御」	操作	格納容器バイパスの監視
		原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1 原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1 ドライウエル雰囲気温度 ※1 ドライウエル圧力 ※1 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※1 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ※1 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※1 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ※1 主蒸気流量 給水流量
		原子炉圧力容器への注水量
		補機監視機能
		水源の確保
		格納容器内の温度
		最終ヒートシンクの確保
		残留熱除去系熱交換器入口温度 ※1 残留熱除去系熱交換器出口温度 ※1 残留熱除去系系統流量 ※1 残留熱除去系海水系系統流量 ※1

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

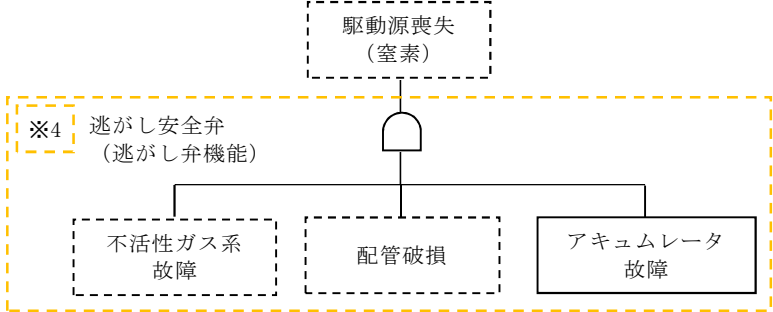
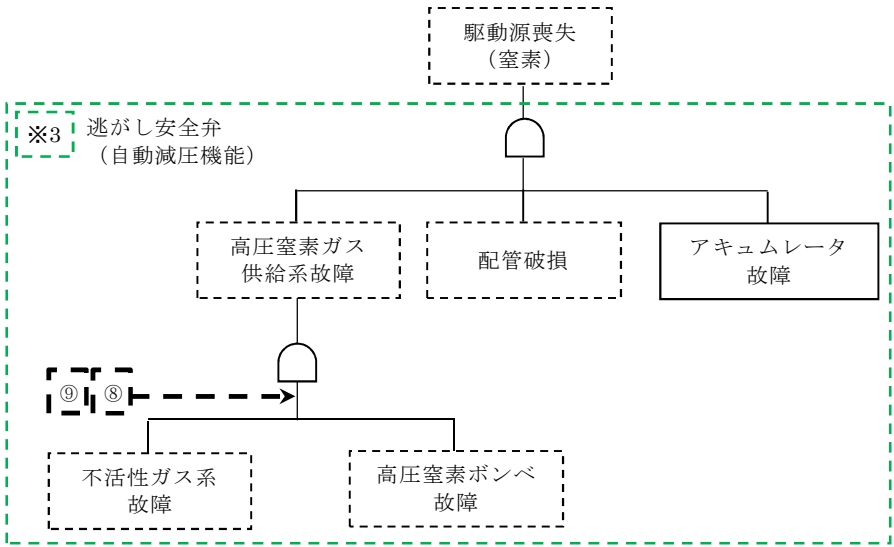
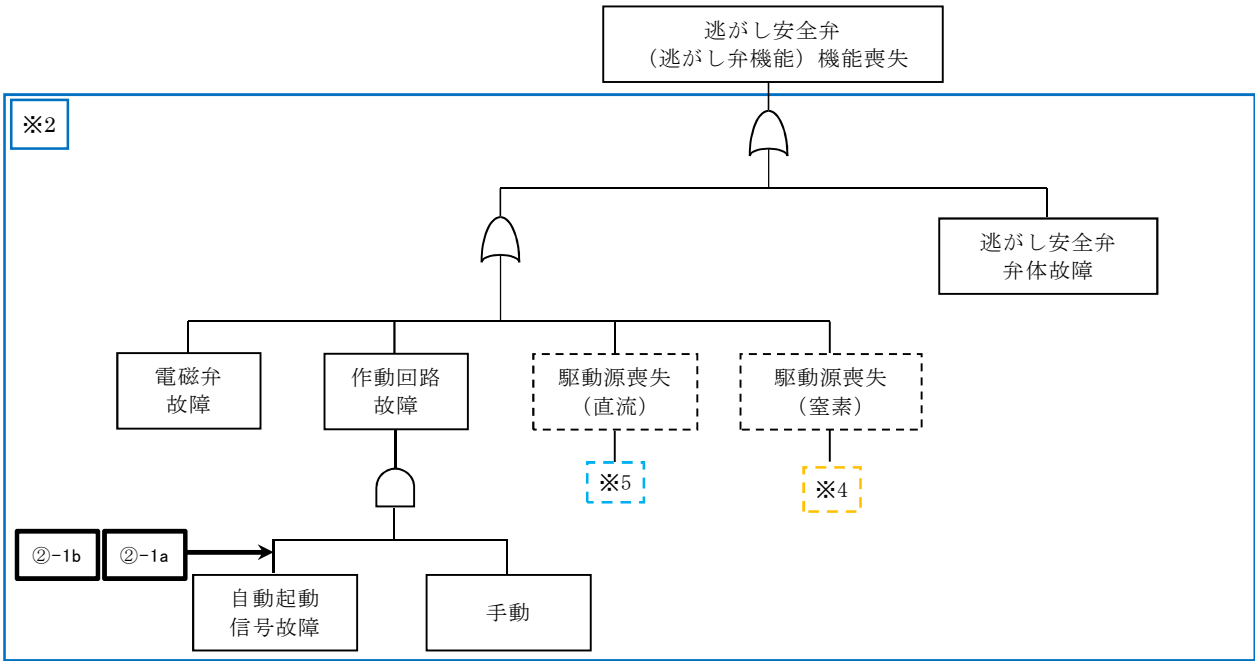
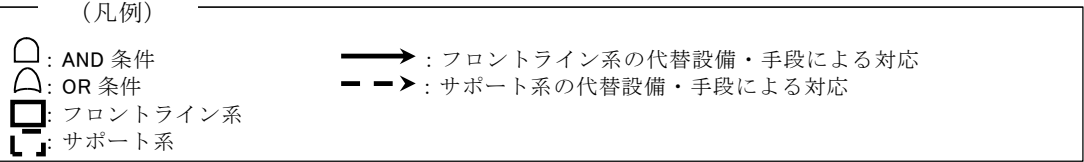
※2：耐震 S クラス相当であり，S_s機能維持を担保することが可能な計器を示す。

第1.3－3表 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
【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	逃がし安全弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流 125V 主母線盤
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流125V主母線盤

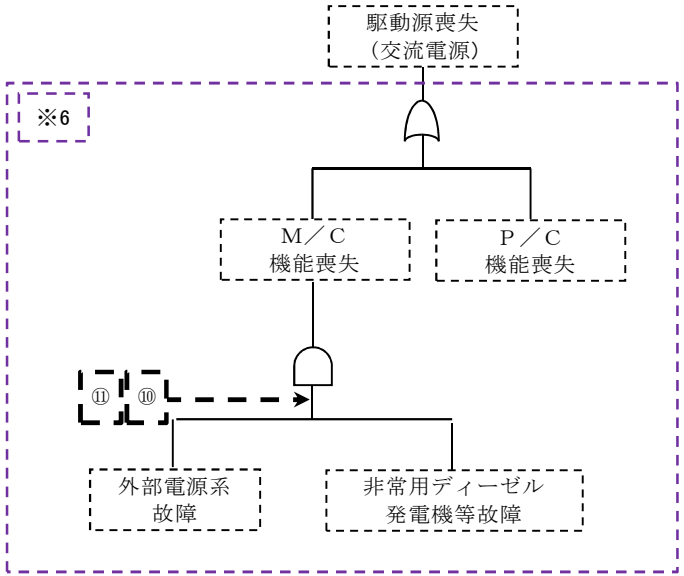
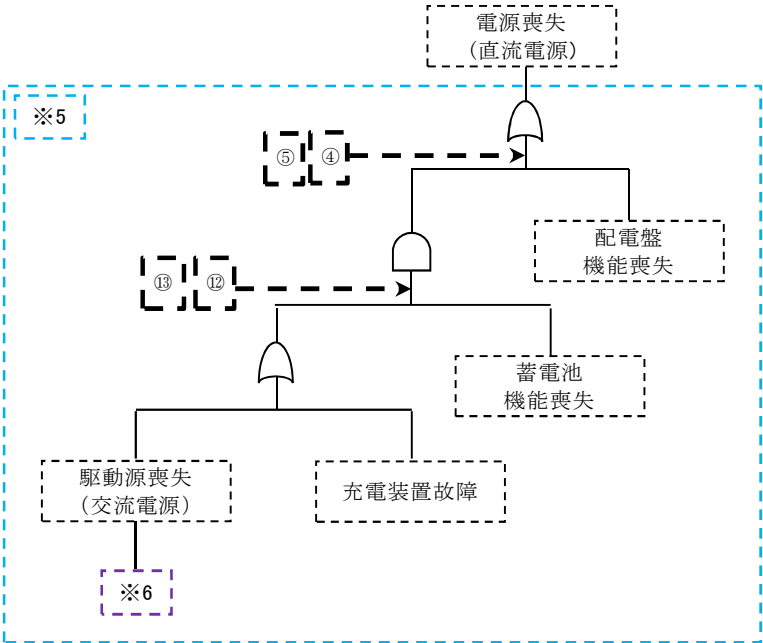
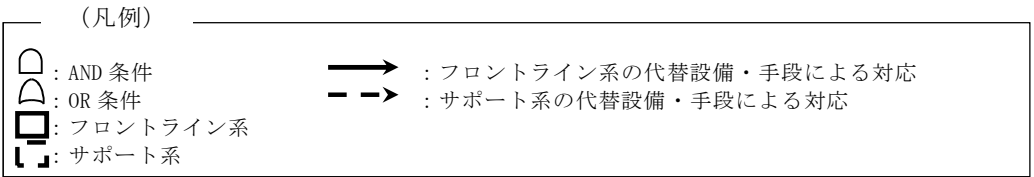


58



① 原子炉減圧の自動化 (過渡時自動減圧機能) ・ 過渡時自動減圧機能 ・ 逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能) B 及び C	④ 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
②-1a 手動による原子炉の減圧 (逃がし安全弁) ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)	⑤ 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
②-1b 手動による原子炉の減圧 (逃がし安全弁) ・ 逃がし安全弁 (逃がし安全弁)	⑥ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能) ● 及び ●
②-2 手動による原子炉の減圧 (タービン・バイパス弁) ・ タービン・バイパス弁	⑦ 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による窒素確保 ・ 高圧窒素ガスポンペ
②-3 手動による原子炉の減圧 (原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系) ・ 原子炉隔離時冷却系ポンペ ・ 高圧代替注水系ポンペ ・ 復水貯蔵タンク	⑧ 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保 ・ 可搬型窒素供給装置 (小型)
③ 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧 ・ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) A, G, S 及び V	⑨ 常設代替交流電源設備による復旧 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
	⑩ 可搬型代替交流電源設備による復旧 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
	⑪ 常設代替直流電源設備による復旧 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
	⑫ 可搬型代替直流電源設備による復旧 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)

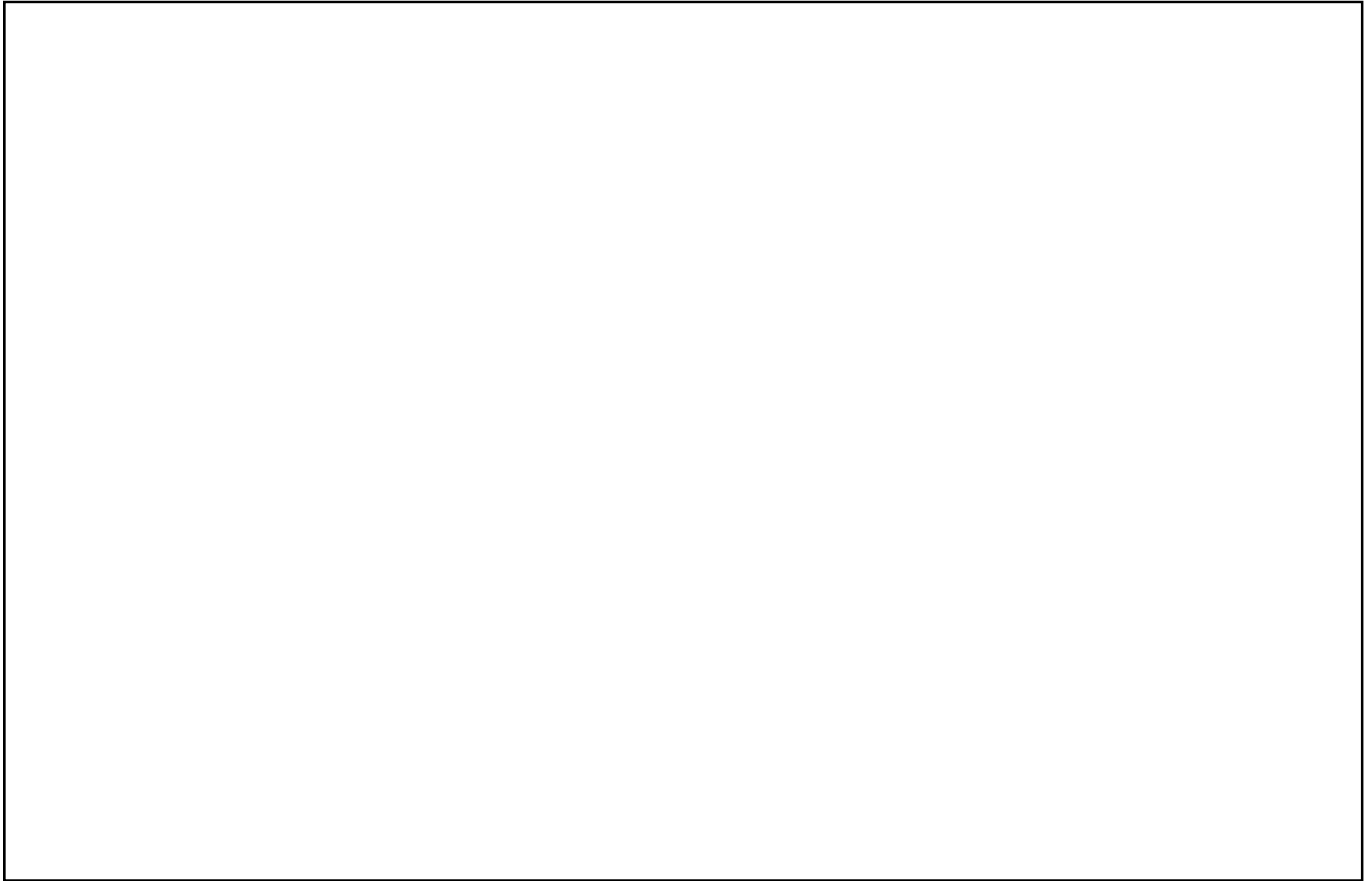
第1.3-1図 機能喪失原因対策分析 (2/3)



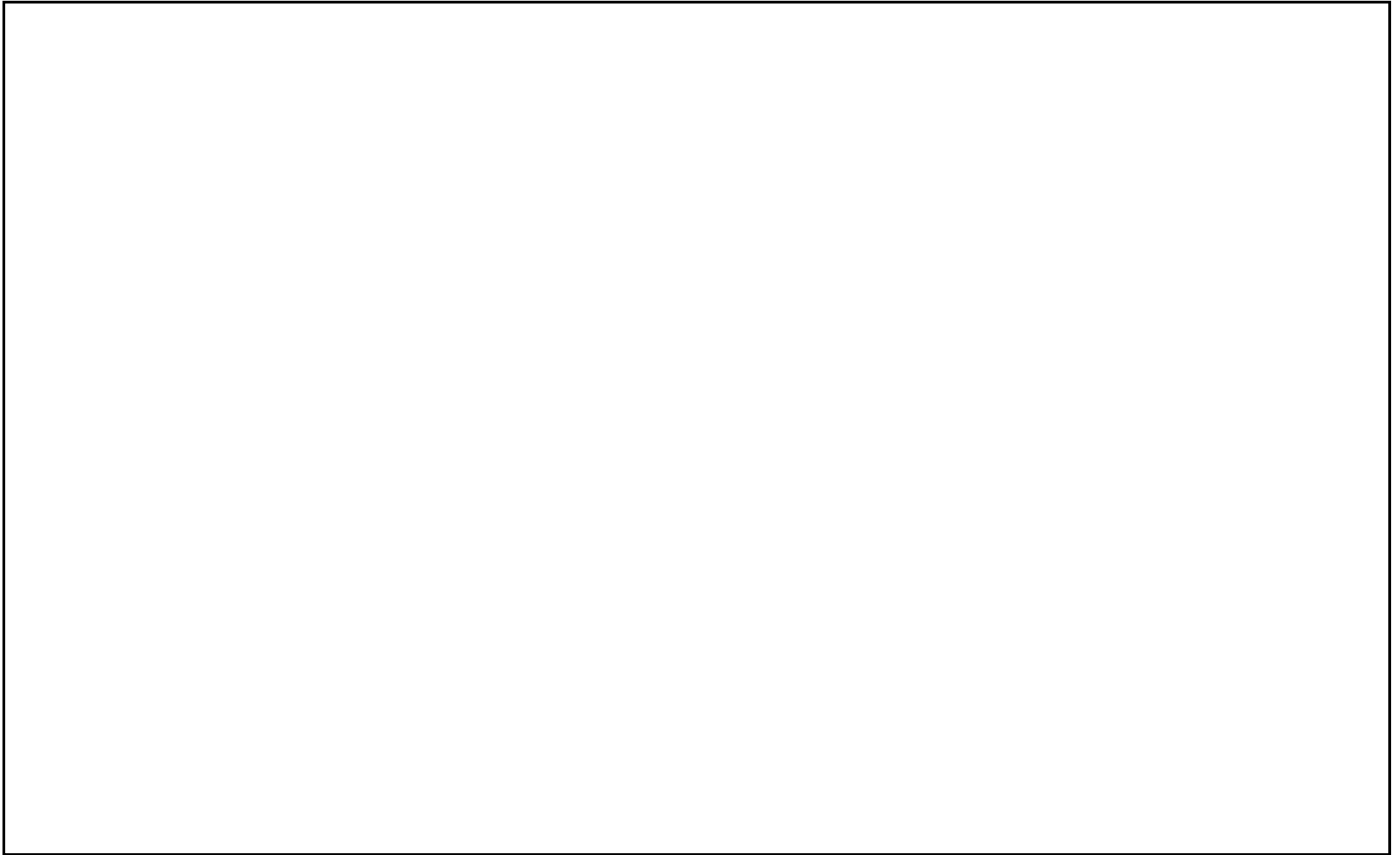
① 原子炉減圧の自動化 (過渡時自動減圧機能) ・ 過渡時自動減圧機能 ・ 逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能) B 及び C	④ 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
②-1a 手動による原子炉の減圧 (逃がし安全弁) ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)	⑤ 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
②-1b 手動による原子炉の減圧 (逃がし安全弁) ・ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	⑥ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能) ● 及び ●
②-2 手動による原子炉の減圧 (タービン・バイパス弁) ・ タービン・バイパス弁	⑦ 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による窒素確保 ・ 高圧窒素ガスポンペ
②-3 手動による原子炉の減圧 (原子炉隔離時冷却系又は 高圧代替注水系) ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ ・ 高圧代替注水系ポンプ ・ 復水貯蔵タンク	⑧ 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保 ・ 可搬型窒素供給装置 (小型)
③ 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧 ・ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) A, G, S 及び V	⑨ 常設代替交流電源設備による復旧 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
	⑩ 可搬型代替交流電源設備による復旧 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
	⑪ 常設代替直流電源設備による復旧 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
	⑫ 可搬型代替直流電源設備による復旧 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)

注：④及び⑤の対策は，逃がし安全弁（自動減圧機能）用電磁弁 A 系のみ有効

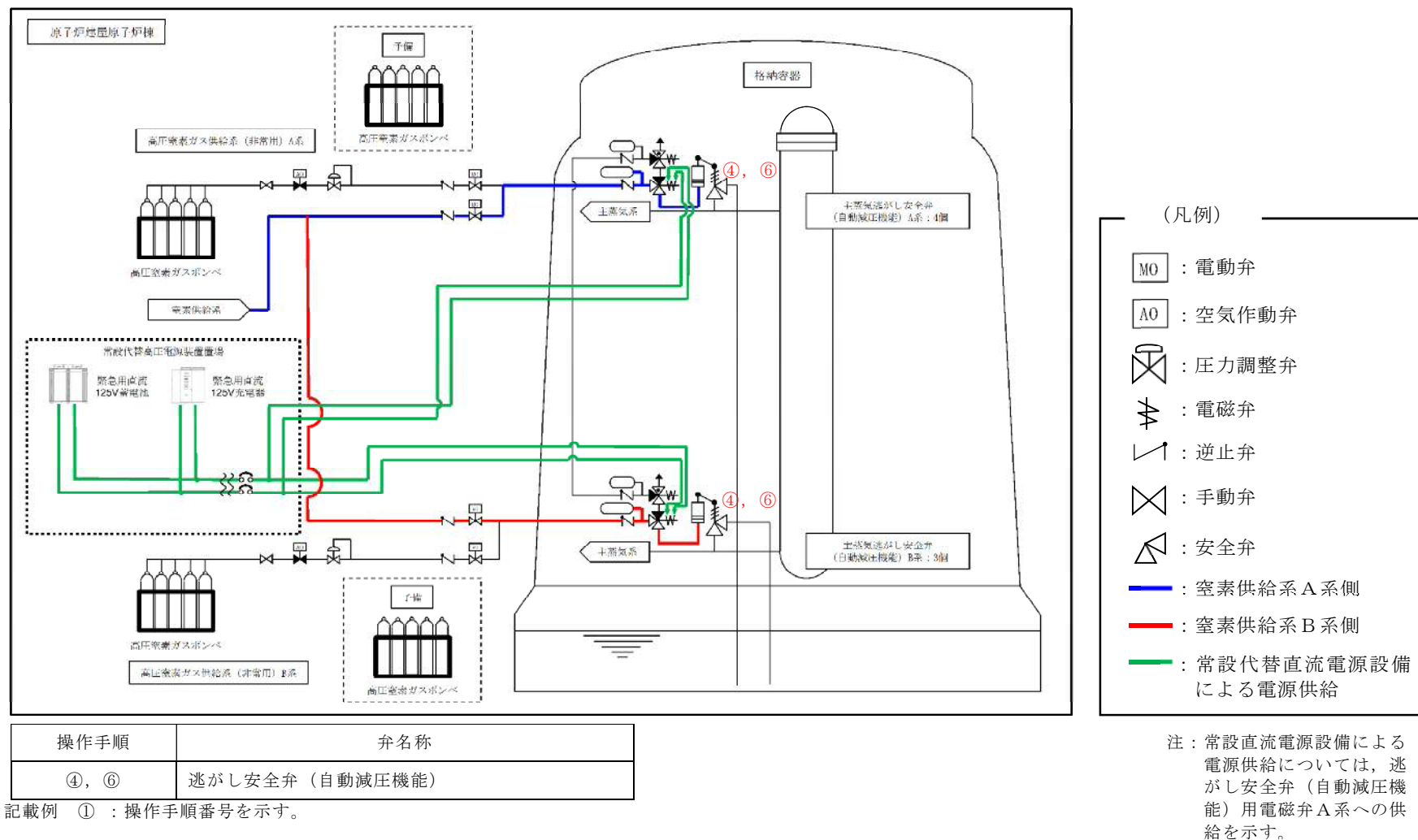
第1.3－1図 機能喪失原因対策分析（3／3）



第1.3－3図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）不測事態 「急速減圧」における対応フロー



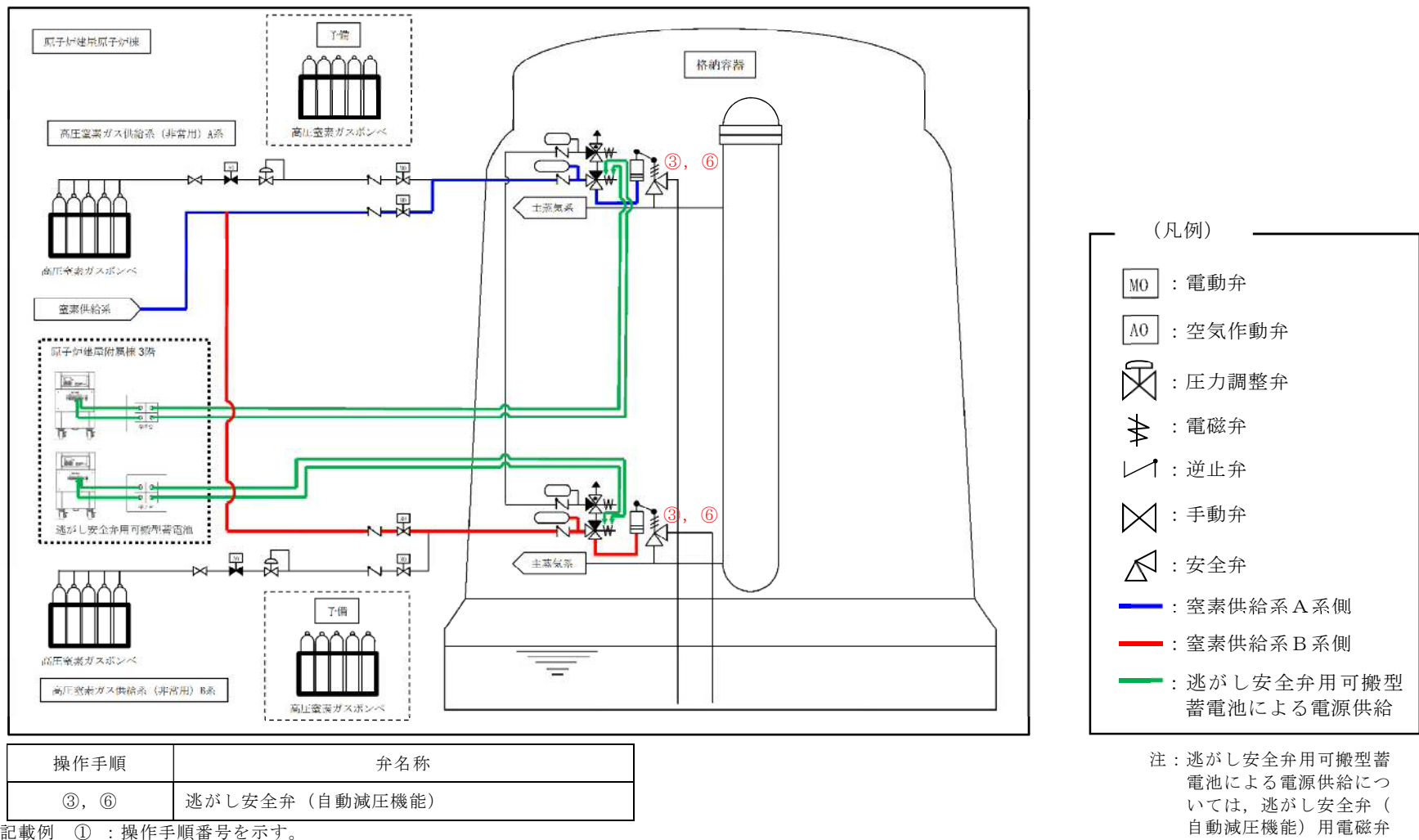
第1.3-4図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」における対応フロー



第1.3-5図 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 概要図

			経過時間(分)									備考	
			1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数		常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 6分										
常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	運転員A (中央制御室)	1					必要な負荷の電源切替操作						
							減圧開始操作						

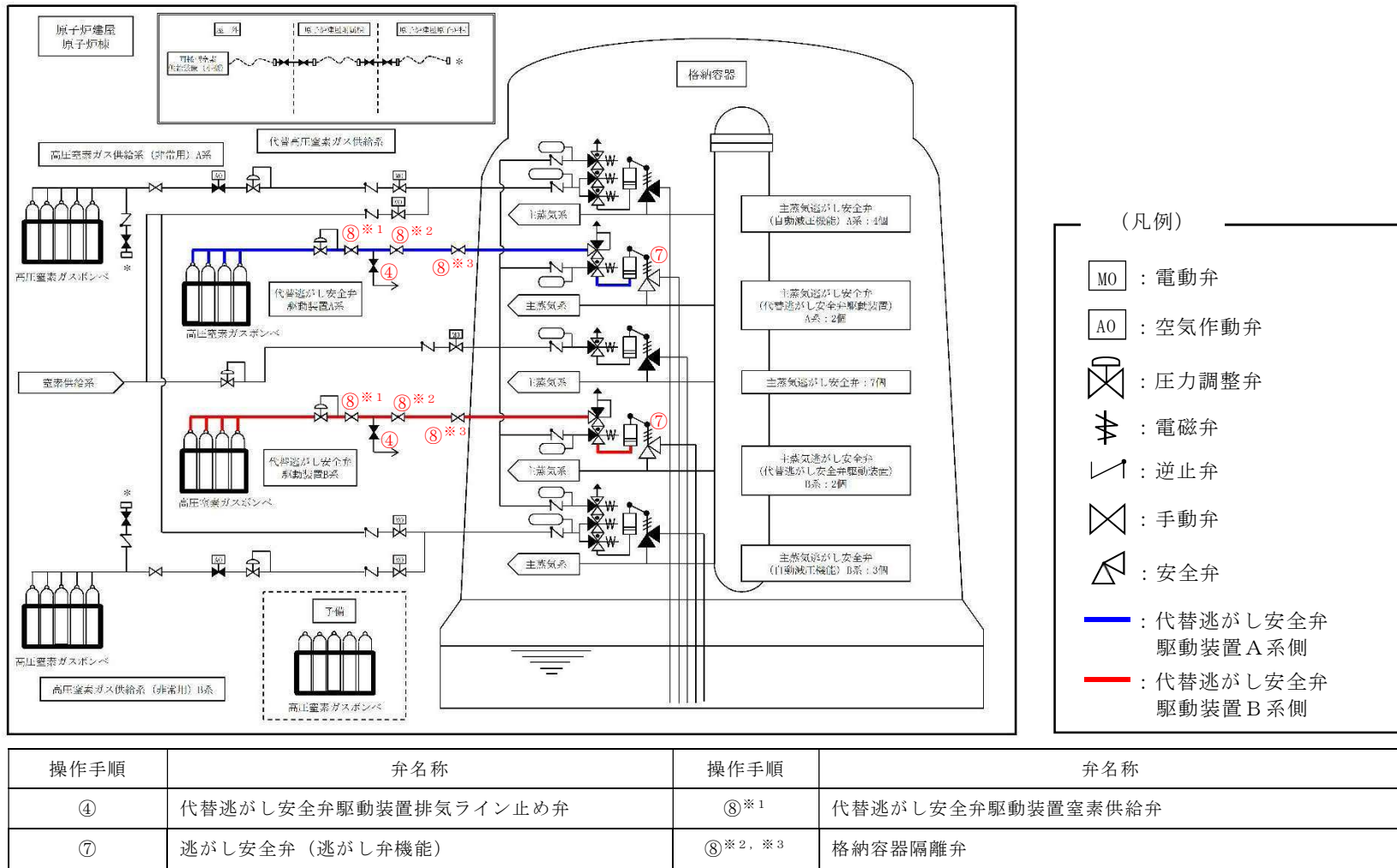
第1.3－6図 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放
タイムチャート



第1.3-7図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放 概要図



第1.3－8図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 タイムチャート



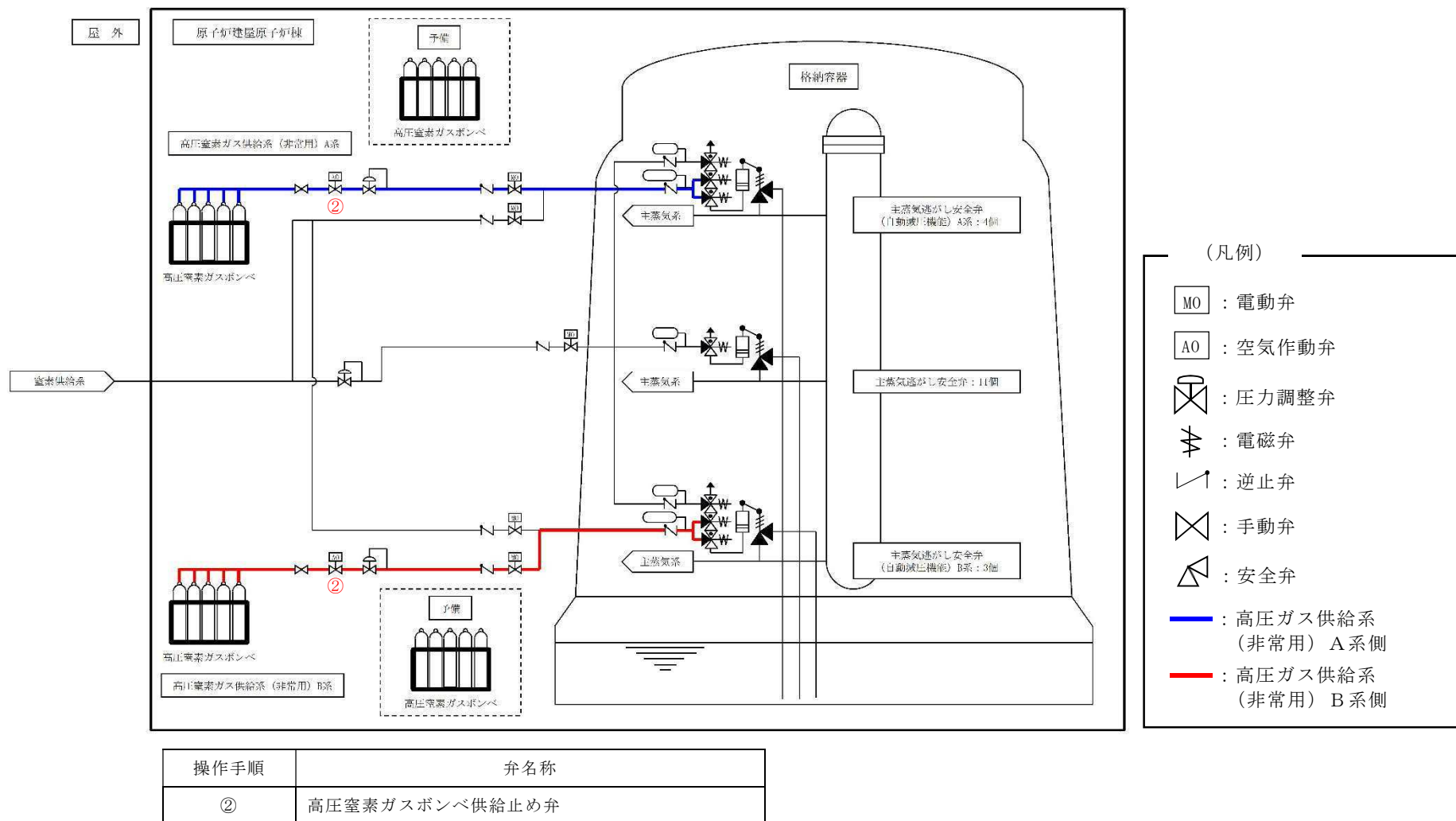
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1: 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.3-9図 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁 (逃がし弁機能) 開放 概要図

		経過時間（分）												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放 102 分												
代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放	運転員 A （中央制御室）	1	可搬型計測器接続											
	運転員 C、D （現場）	2												

第 1.3－10 図 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放 タイムチャート



記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第 1.3-11 図 高圧窒素ガス供給系（非常用）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 概要図

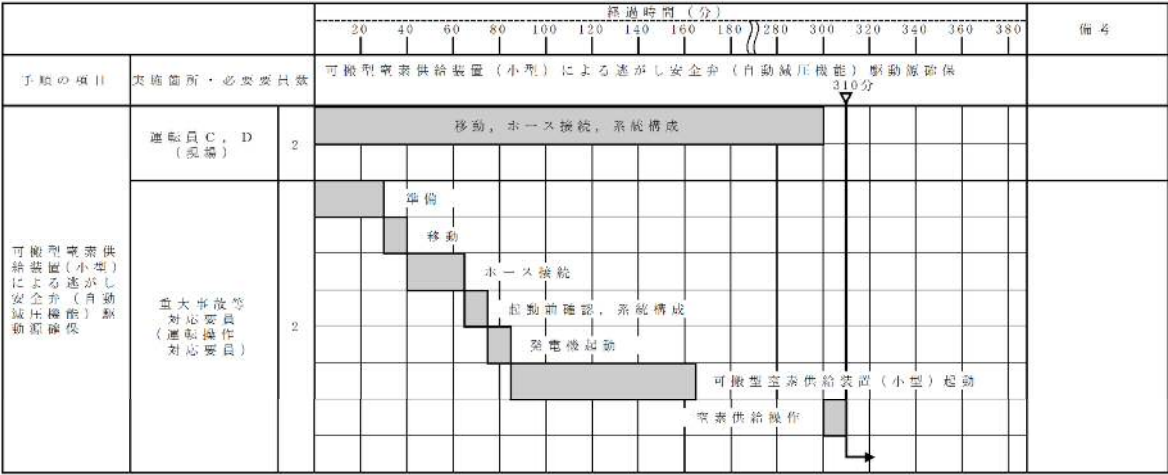


第 1.3－12 図 高圧窒素ガス供給系（非常用）による逃がし安全弁
（自動減圧機能）駆動源確保 タイムチャート



※1: 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

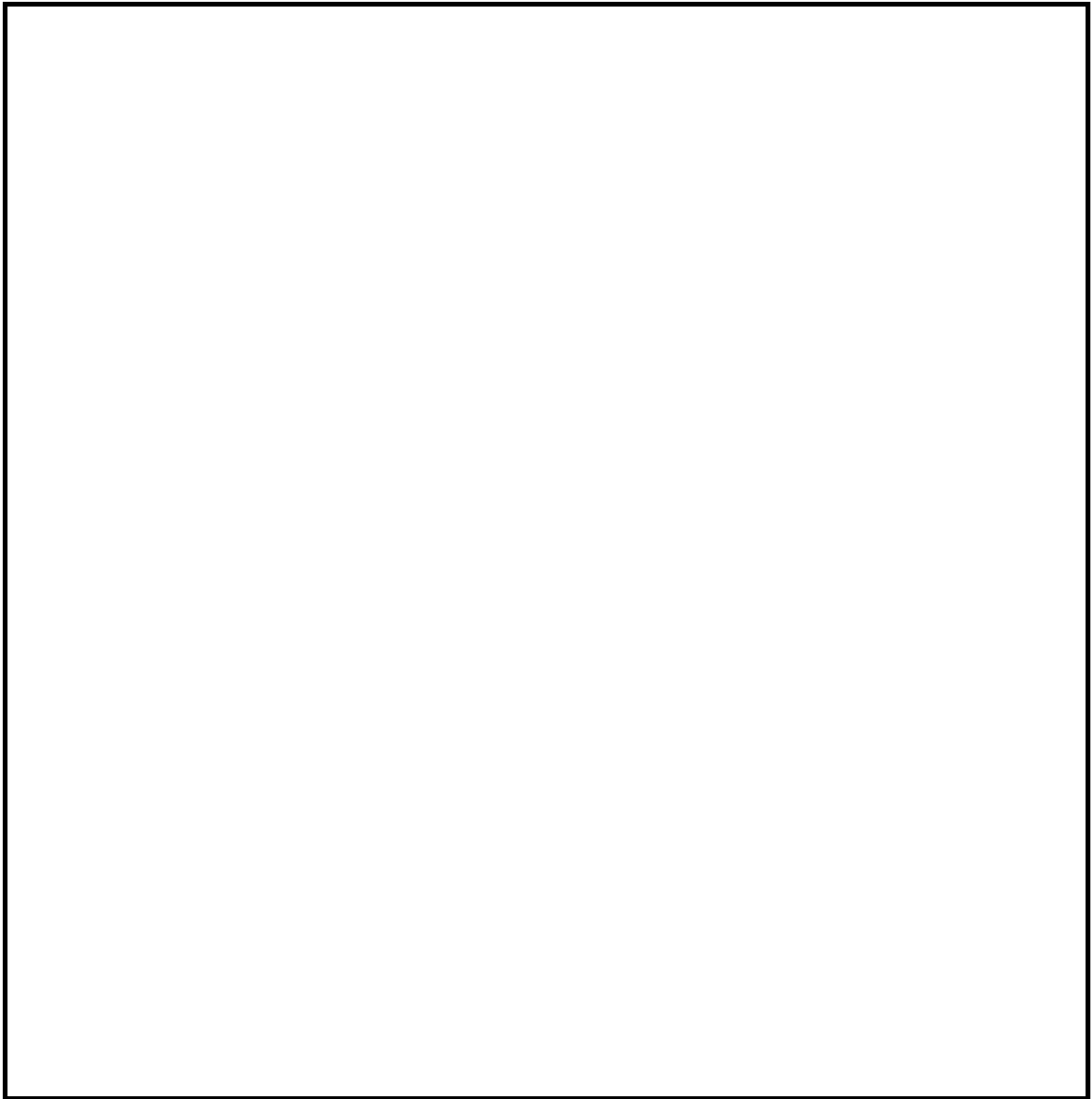
第 1.3-13 図 可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 概要図



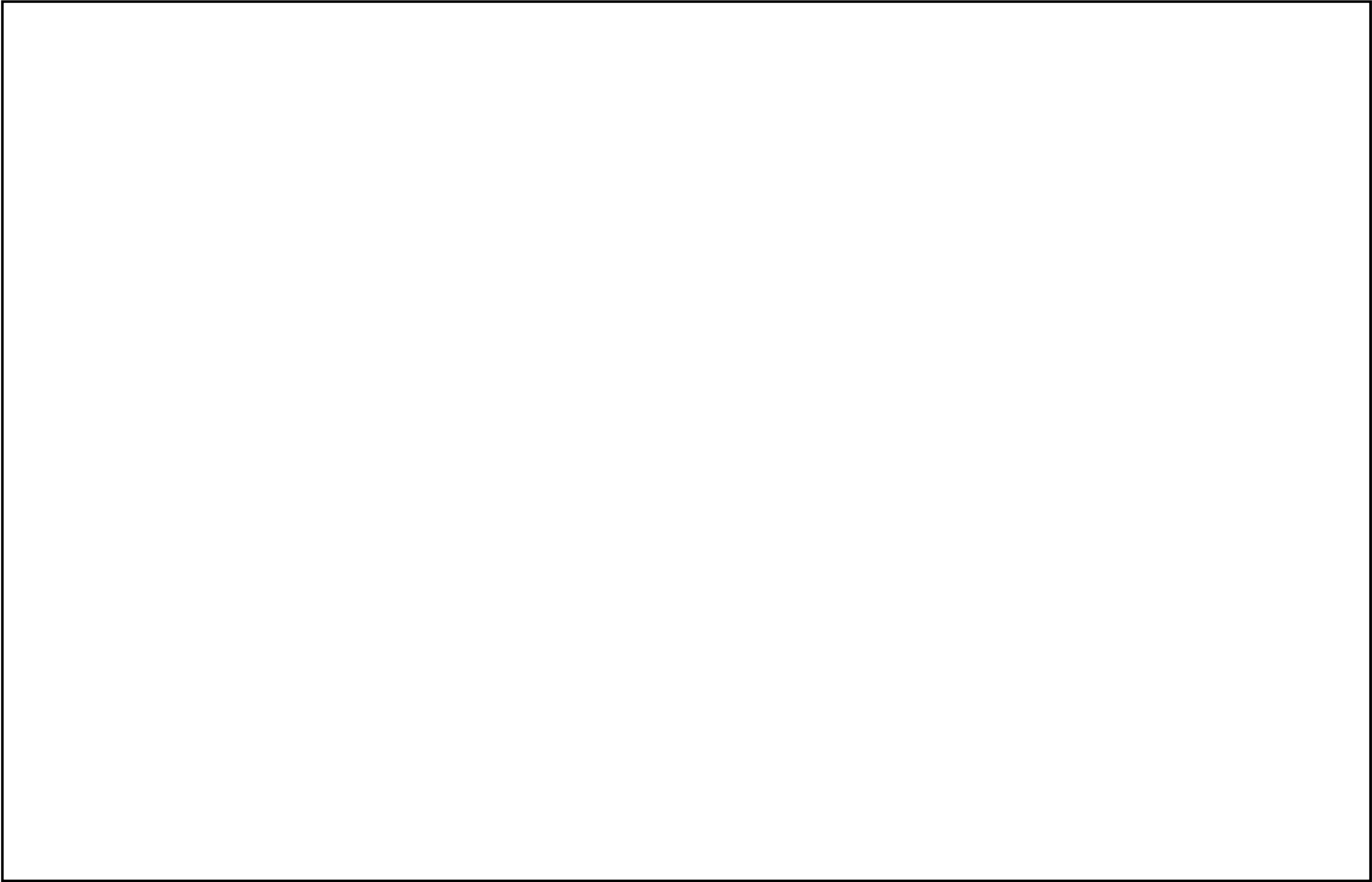
第 1.3-14 図 可搬型窒素供給装置(小型)による逃がし安全弁(自動減圧機能)駆動源確保 タイムチャート



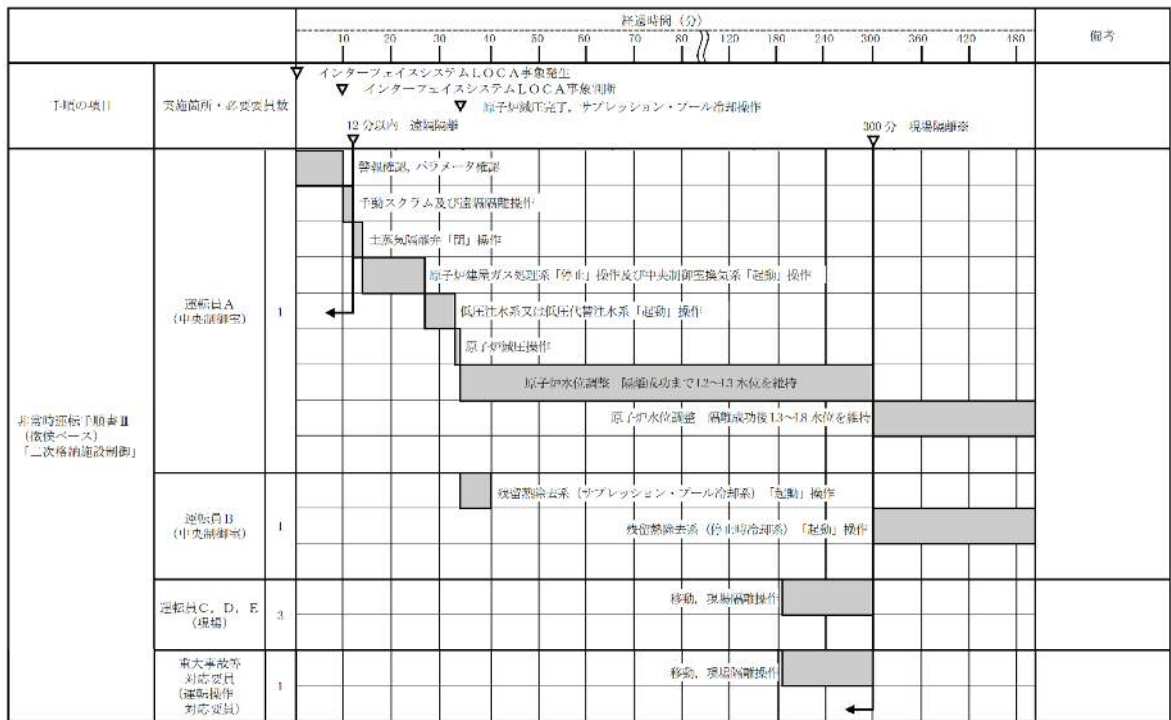
第 1.3-15 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 原子炉制御「スクラム」
における二次格納施設制御の対応フロー



第 1.3-16 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「二次格納施設制御」に
おける対応フロー



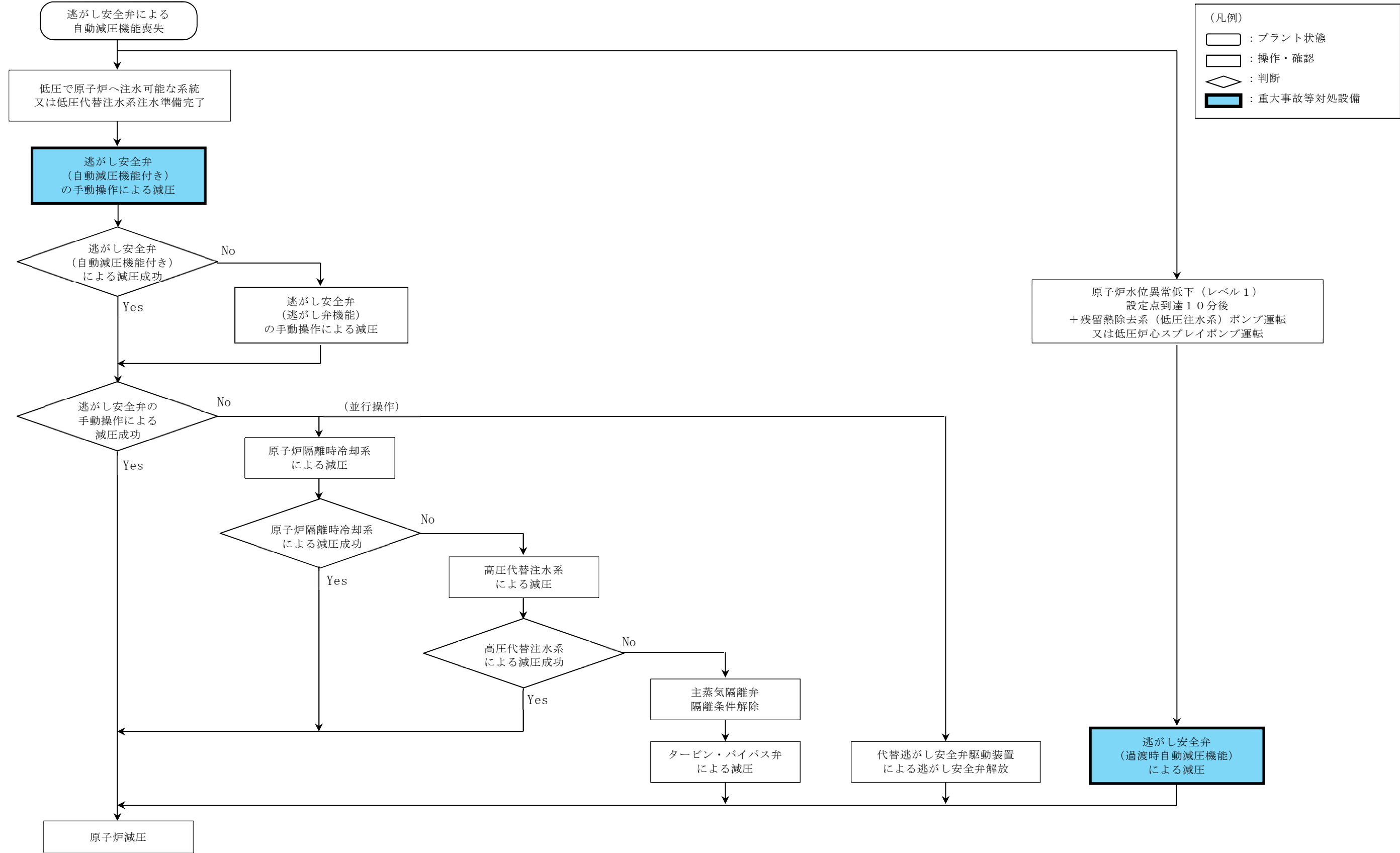
第 1.3－17 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）不測事態 「急速減圧」における対応フロー



※：漏えい量によらず，現場での隔離操作の所要時間は300分以内と想定する。

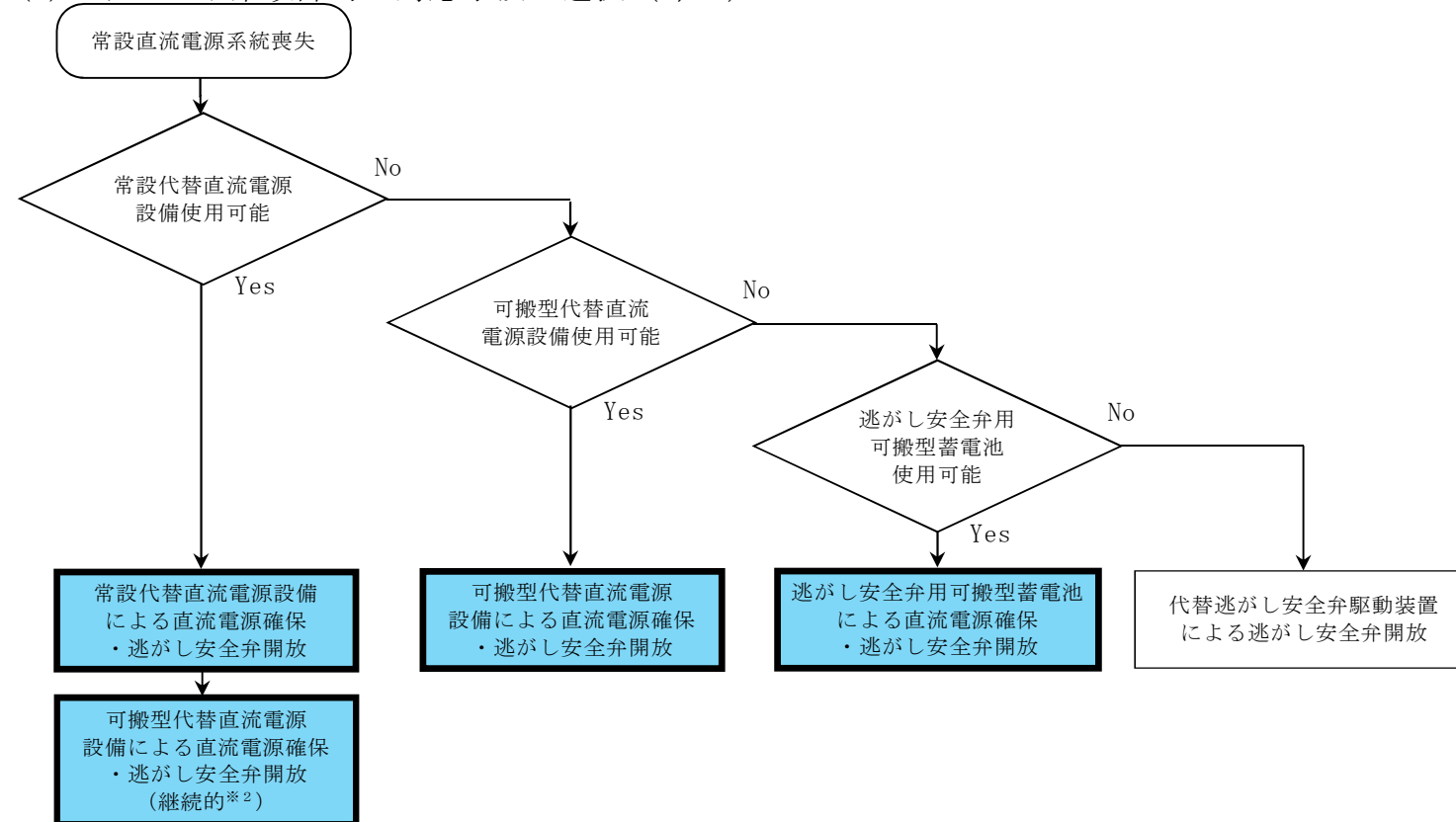
第 1.3-18 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」 タイムチャート（中央制御室からの遠隔操作による漏えい箇所の隔離ができない場合）

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択

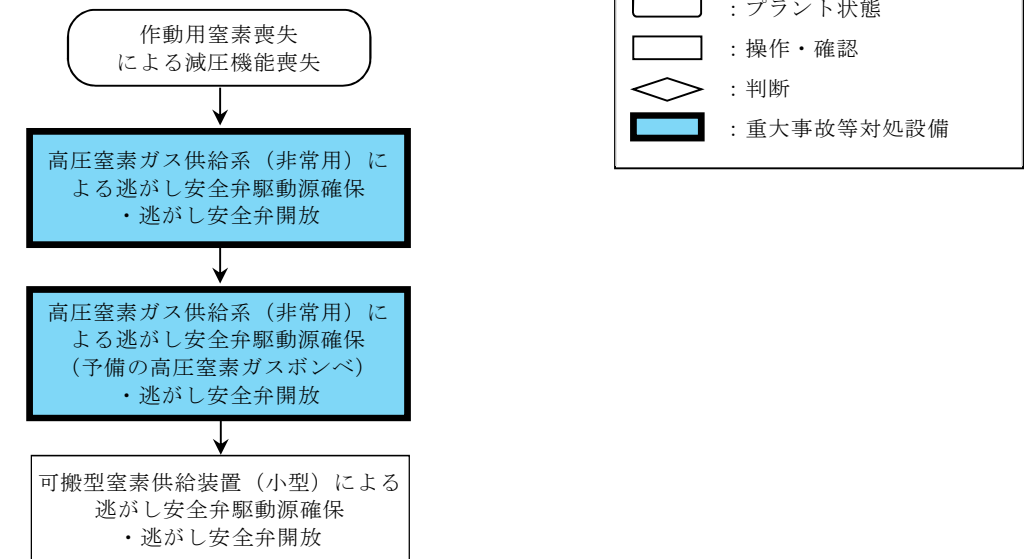


第 1.3-19 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1 / 2)

(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (1/3)



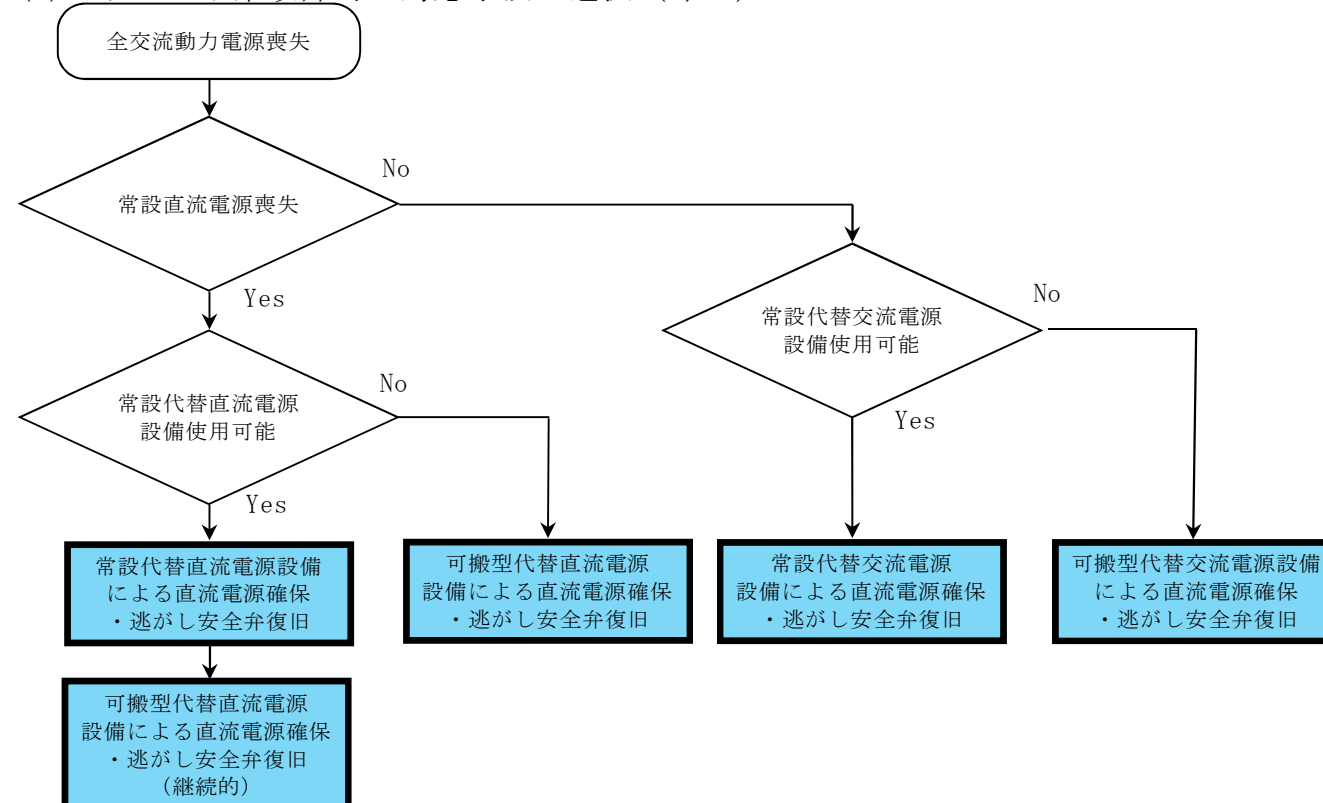
(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (2/3)



(凡例)

	: プラント状態
	: 操作・確認
	: 判断
	: 重大事故等対処設備

(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (3/3)



※2：常設代替直流電源設備による直流電源確保後は、可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を継続的に供給可能とする。

第 1.3-19 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2 / 2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／4）

技術的能力審査基準（1.3）	番号	設置許可基準規則（第46条）	技術基準規則（第61条）	番号
【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压の状態であって、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。	①	【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压の状態であって、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。	【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压の状態であって、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。	⑦
【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。	—	【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。	【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。	—
(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。	②	(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWR の場合）。	(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWR の場合）。	⑧
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。	③	(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。	(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。	⑨
c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。	④	b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。	b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。	⑩
(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。	⑤			
(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）	—	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。	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。	⑪
(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。	⑥			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／4）

 ：重大事故等対処設備
 ：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	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	対応可能な人 数で対応可能	備考
（過渡時自動減圧機能による減圧） 原子炉減圧の自動化	過渡時自動減圧機能	既設	① ⑦ ⑧	—	—	—	—	—	—
	逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）	既設							
	逃がし安全弁（安全弁機能）	既設							
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設							
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設							
	自動減圧系の起動阻止スイッチ	新設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	既設							
（逃がし安全弁による原子炉の減圧） 手動による原子炉の減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設	① ⑦	（タービン・バイパス系） 手動による原子炉の減圧	タービン・バイパス系	常設	3分以内	1名	自主対策とする理由は 本文参照
	逃がし安全弁（逃がし弁機能）	既設			タービン制御系	常設			
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設			—	—			
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設		（原子炉隔離時冷却系） 手動による原子炉の減圧	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設	22分以内	1名	自主対策とする理由は 本文参照
	逃がし弁機能用アキュムレータ	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	所内常設直流電源設備	既設			原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			主蒸気系配管・弁	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			補給水系配管・弁	常設			
	常設代替直流電源設備	新設			所内常設直流電源設備	常設			
	可搬型代替直流電源設備	新設	—	（高圧代替注水系） 手動による原子炉の減圧	常設高圧代替注水系ポンプ	常設	11分以内	1名	自主対策とする理由は 本文参照
	燃料補給設備	新設			復水貯蔵タンク	常設			
	—	—			高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	常設			
	—	—			原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	常設			
	—	—			主蒸気系配管・弁	常設			
	—	—			高圧炉心スプレイ系配管・弁	常設			
	—	—			補給水系配管・弁	常設			
	—	—			常設代替直流電源設備	常設			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／4）

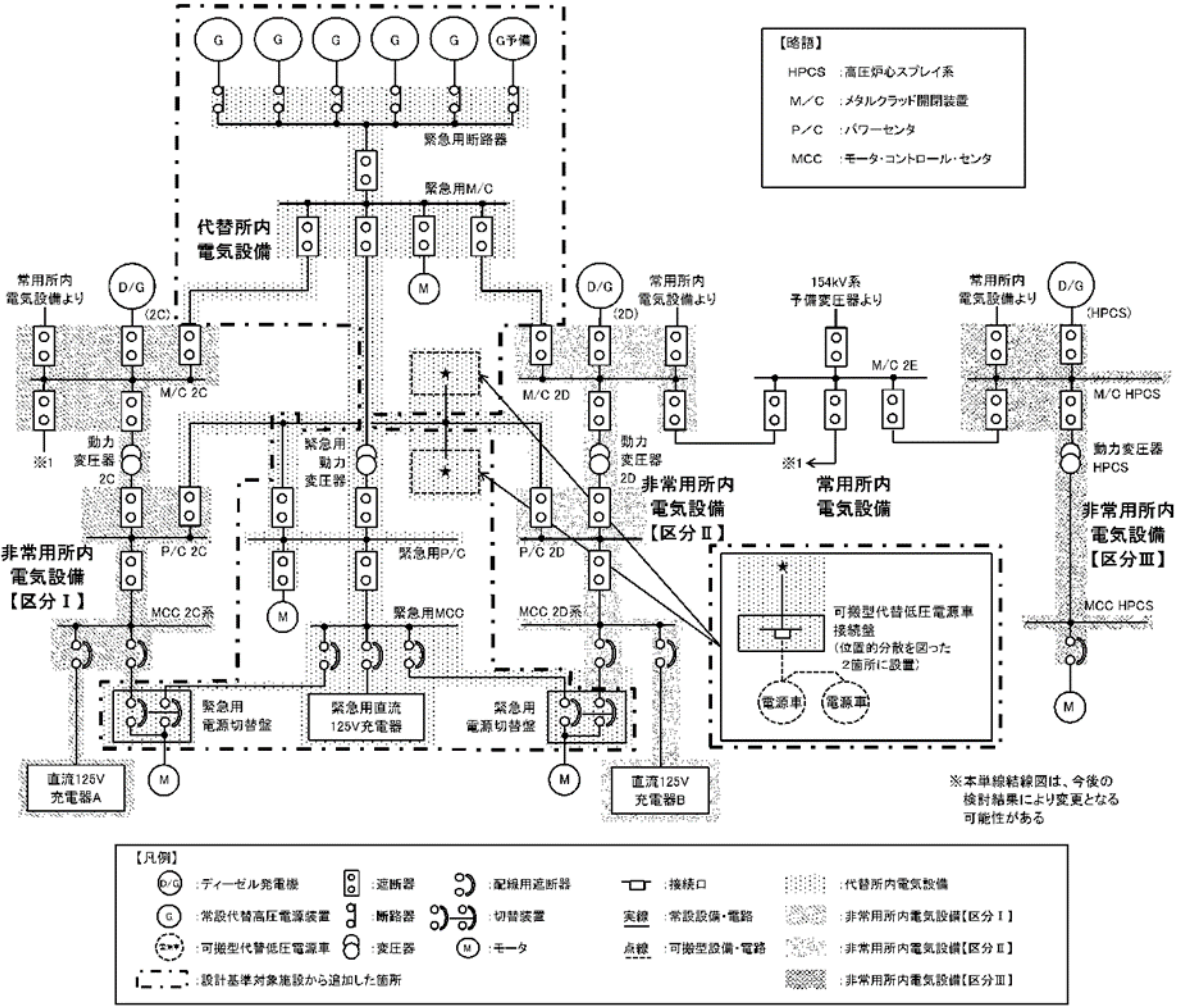
■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	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	対応可能な人 数で対応可能	備考
常設代替直流電源設備による 逃がし安全弁機能回復	常設代替直流電源設備	新設	① ② ⑦ ⑨	代替逃がし安全弁駆動装置 による減圧	代替逃がし安全弁駆動装置	常設	102分以内	3名	自主対策とする理由は 本文参照
	逃がし安全弁 （自動減圧機能）	既設			逃がし安全弁（逃がし弁機能）	常設			
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設			主蒸気系配管・クエンチャ	常設			
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設			逃がし弁機能用アキュムレータ	常設			
可搬型代替直流電源設備による 逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流電源設備	新設	① ② ⑦ ⑨	—	—	—	—	—	—
	燃料補給設備	新設							
	逃がし安全弁 （自動減圧機能）	既設							
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設							
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設							
逃がし安全弁用可搬型蓄電池 による逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	新設	① ② ⑦ ⑨	—	—	—	—	—	—
	逃がし安全弁 （自動減圧機能）	既設							
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設							
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設							
	—	—							
高圧窒素ガス供給系（非常用） による作動窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンプ	既設 新設	① ③ ⑦ ⑩	可搬型窒素供給装置（小型） による作動窒素ガス確保	可搬型窒素供給装置（小型）	可搬	310分以内	4名	自主対策とする理由は 本文参照
	自動用減圧機能用アキュムレータ	既設			燃料補給設備	常設			
	高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	既設			自動用減圧機能用アキュムレータ	常設			
	—	—			高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	常設			
	—	—			—	—			
逃がし安全弁の 背圧対策	高圧窒素ガスポンプ	既設 新設	① ④ ⑦ ⑪	—	—	—	—	—	—
	高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	既設							
	—	—							
代替直流電源設備 による復旧	常設代替直流電源設備	新設	① ⑤ ⑦	—	—	—	—	—	—
	可搬型代替直流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
代替交流電源設備 による復旧	常設代替交流電源設備	新設	① ⑤ ⑦	—	—	—	—	—	—
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							

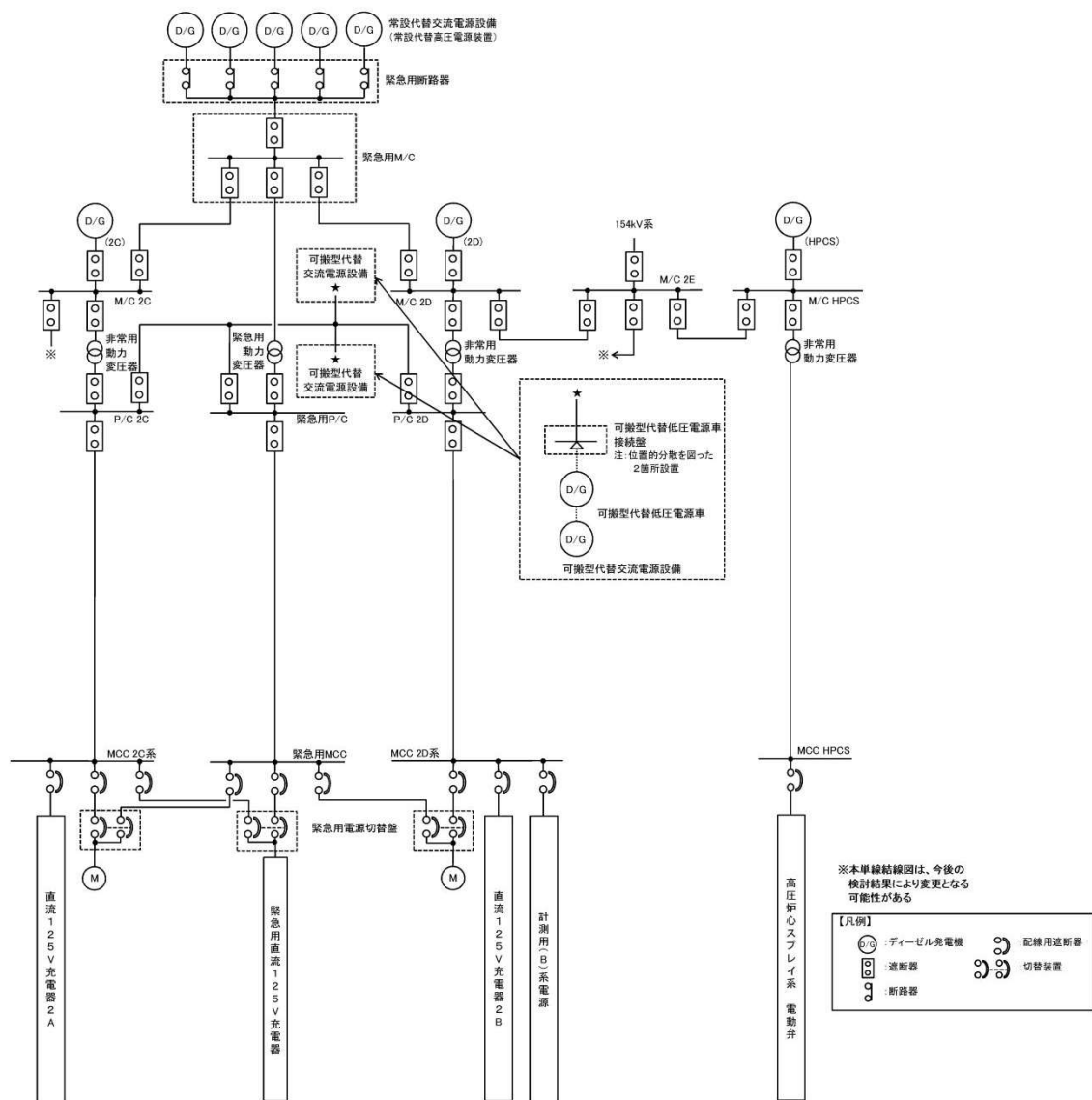
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／4）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策										
機能	機器名称	新設 既設	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	対応可能な人 数で対応可能	備考					
炉心損傷時における 格納容器雰囲気直接加熱の防止	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設	① ⑦	－	－	－	－	－	－					
	逃がし安全弁（逃がし弁機能）	既設												
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設												
	自動用減圧機能用アキュムレータ	既設												
	逃がし弁機能用アキュムレータ	既設												
	－	－												
原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設	① ⑥ ⑦											
	逃がし安全弁（逃がし弁機能）	既設												
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設												
	自動用減圧機能用アキュムレータ	既設												
	逃がし弁機能用アキュムレータ	既設												
原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離	高压炉心スプレイ系注入弁	既設	① ⑥ ⑦							－	－	－	－	－
	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	既設												
	低压炉心スプレイ系注入弁	既設												
	残留熱除去系A系注入弁	既設												
	残留熱除去系B系注入弁	既設												
	残留熱除去系C系注入弁	既設												



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



重大事故対策の成立性

1. 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放

(1) 操作概要

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁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により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の電磁弁排気側へ窒素を供給することで逃がし安全弁を開放する。

(2) 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地下1階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁開放に必要な要員数（3名）、所要時間（102分以内）のうち、現場での系統構成，減圧操作，減圧確認に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：2名（現場運転員2名）

所要時間目安：100分以内（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

(4) 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，
P H S 端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央
制御室との連絡が可能である。

2. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保

(1) 予備の高圧窒素ガスボンベへの交換

a. 操作概要

逃がし安全弁開保持期間中に、逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の高圧窒素ガス供給系（非常用）の高圧窒素ガスボンベ圧力低警報が発生した場合に、予備の高圧窒素ガスボンベへの切り替えを実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

高圧窒素ガス供給系（非常用）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保に必要な要員数（3名）、所要時間（281分以内）のうち、予備の高圧窒素ガスボンベへの交換に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：2名（現場運転員2名）

所要時間目安：280分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

(2) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素供給

a. 操作概要

逃がし安全弁開保持期間中に、逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の高圧窒素ガス供給系（非常用）が予備の高圧窒素ガスボンベから供給している場合において、高圧窒素ガスボンベ圧力低警報が発生した場合に、可搬型窒素供給装置（小型）からの供給に切り替えを実施する。

b. 作業場所

屋外（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保に必要な要員数（4名）、所要時間（310分以内）のうち、可搬型窒素供給装置（小型）からの供給に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（現場運転員2名、重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：310分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。



可搬型窒素供給装置（小型）起動



可搬型窒素供給装置（小型）系統構成

3. インターフェイスシステム L O C A 発生時の漏えい停止操作（残留熱除去系の場合）

(1) 操作概要

インターフェイスシステム L O C A 発生時は、格納容器外への漏えいを停止するための破断箇所の隔離が必要となる。中央制御室からの遠隔操作により隔離ができない場合は、逃がし安全弁により原子炉を減圧し、原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材漏えいを抑制した後、破断箇所の隔離操作を実施する。

(2) 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

インターフェイスシステム L O C A 発生時の残留熱除去系からの漏えい停止操作に必要な要員数（6名）、所要時間（300分以内）のうち、現場での系統構成、減圧操作、減圧確認に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：4名（現場運転員3名、重大事故等対応要員1名）

所要時間目安：115分以内

(4) 操作の成立性について

作業環境：操作現場の温度は作業時間において約41℃程度、湿度は100%程度となる可能性があるが、放射線防護具（PVA、アノラック、個人線量計、長靴・胴長靴、自給式呼吸用保護具、綿手袋、ゴム手袋）を装着する

ことにより作業可能である。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。



現場手動隔離操作
(放射線防護具装着)



自給式呼吸用保護具

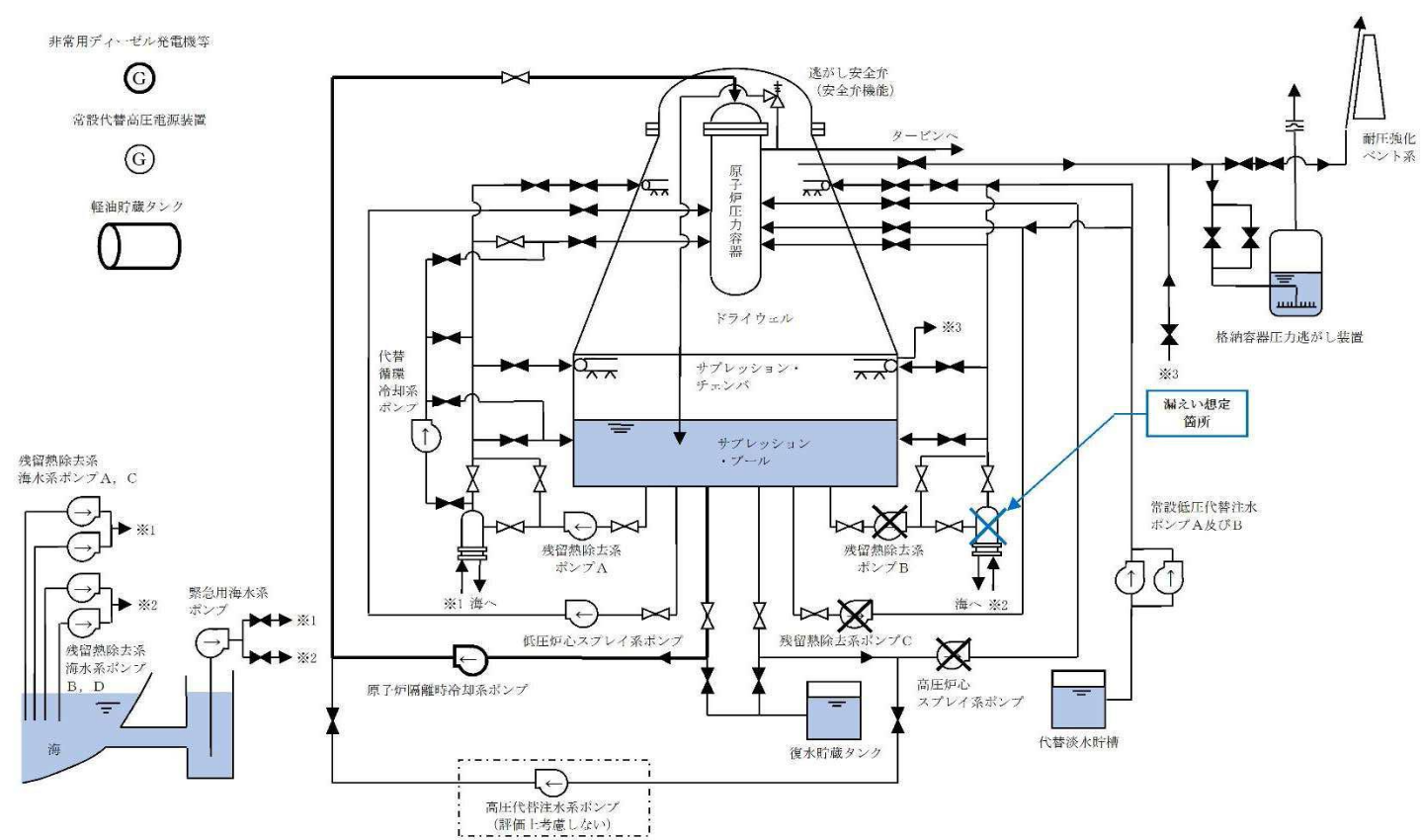


自給式呼吸用保護具装着状態
(前面)

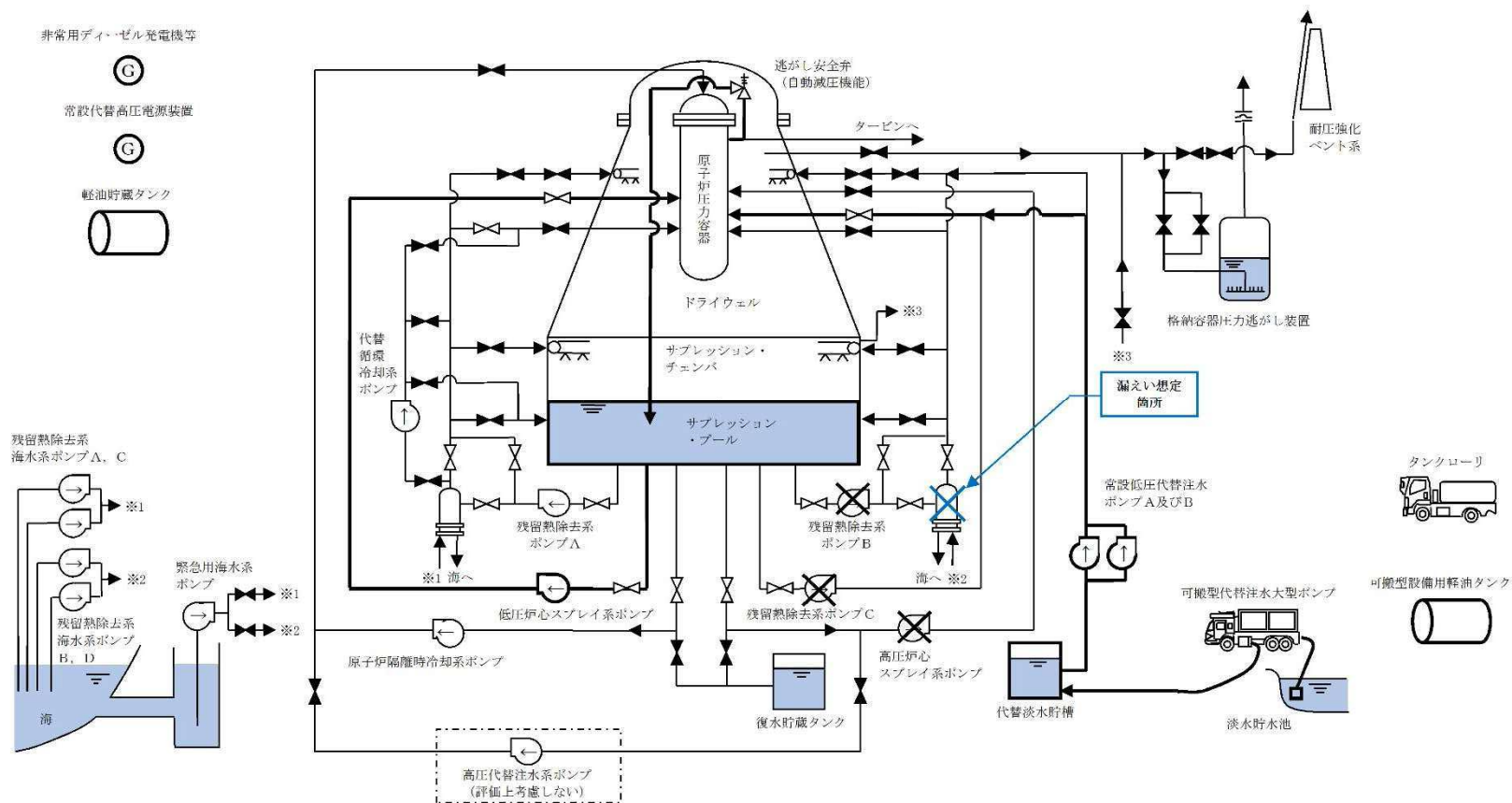


自給式呼吸用保護具装着状態
(後面)

インターフェイスシステム L O C A 時の概要図

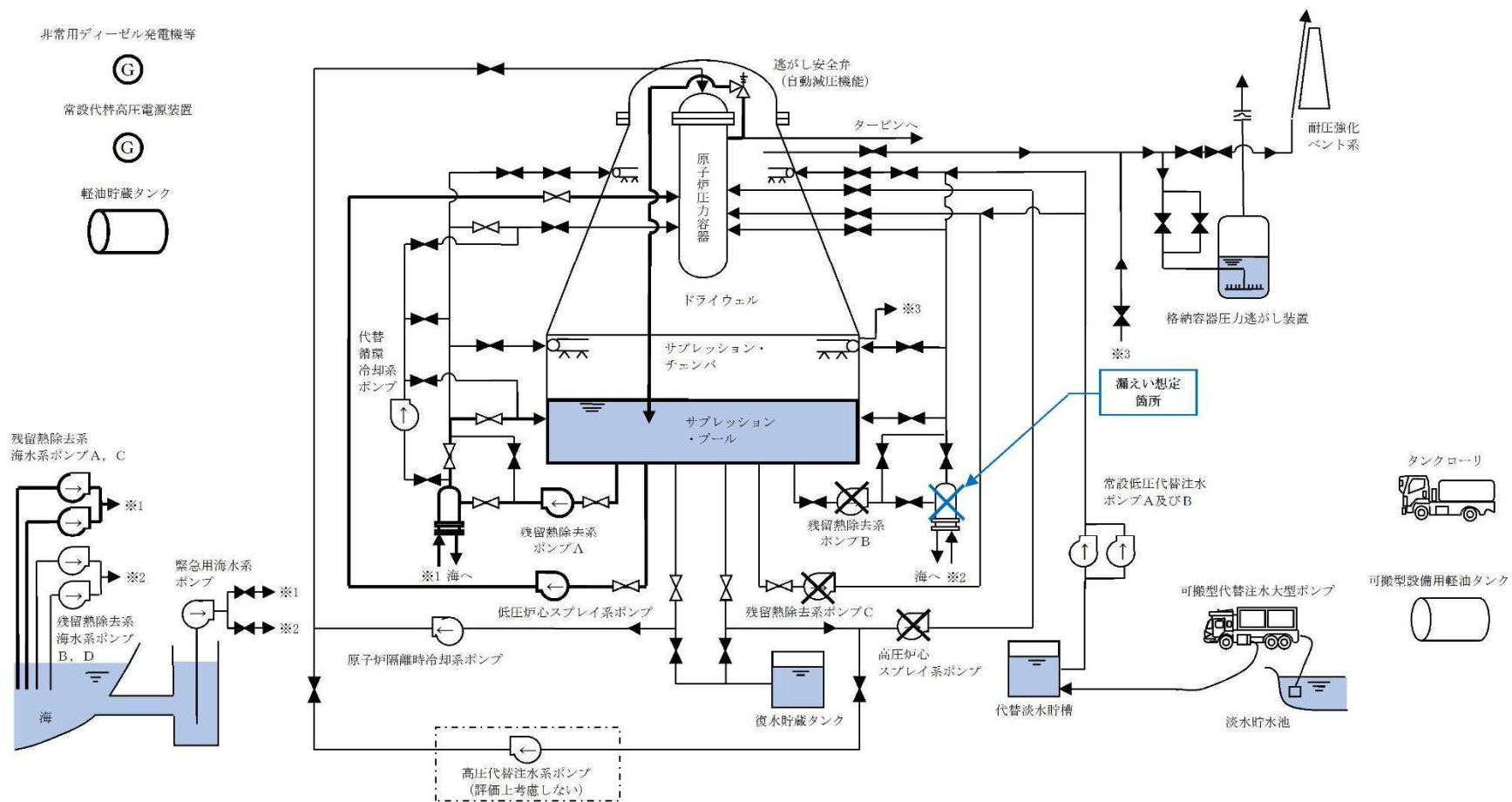


第 1 図 格子容器バイパス（I S L O C A）時の重大事故等対策の概要図（1／3）
（原子炉隔離時冷却系による原子炉注水）



第 2 図 格納容器バイパス（I S L O C A）時の重大事故等対策の概要図（2／3）

（低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水段階）



第3図 格納容器バイパス (I S L O C A) 時の重大事故等対策の概要図 (3/3)
 (残留熱除去系B系隔離後の低圧炉心スプレイ系による原子炉注水
 及び残留熱除去系による格納容器除熱段階)

インターフェイスシステム L O C A 発生時の破断面積及び現場環境等について
事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）」（以下「I S L O C A」という。）では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続し格納容器外に敷設された配管を有する系統において、高圧設計部分と低圧設計部分を分離する隔離弁の誤開放等により低圧設計部分が過圧され、格納容器外での原子炉冷却材の漏えいが発生することを想定する。

I S L O C A の評価対象となる系統は、確率論的リスク評価（以下「P R A」という。）での対象系統の選定の考え方に従い以下の条件を基に選定している。原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し格納容器外に敷設された配管を第 1 図に、P R A での選定結果を第 1 表に示す。

①出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁が閉止されており、隔離弁の誤開放等により低圧設計部が過圧されることで I S L O C A 発生可能性がある系統を選定

②閉状態の弁が直列に 4 弁以上設置されている系統は発生頻度の観点で除外

また、P R A において選定された対象系統のうち、残留熱除去系停止時冷却モード配管については、通常運転中に隔離弁の開閉試験を実施しない系統であるため、対象外とした。なお、これらの配管についても隔離弁 2 弁の内部リークにより I S L O C A が発生する可能性があるが、1 弁の内部リークが発生した時点で弁間差圧上昇を知らせる警報が発報し、容易に認知が可能である。また、弁間差圧の上昇を認知した場合には、内部リークを停止する対応を実施し、それでも内部リークが停止しない場合には速やかにプラント停止操作に移行する。

以上により， I S L O C A の評価対象としては，以下が選定された。

- ・ 高圧炉心スプレイ系
- ・ 原子炉隔離時冷却系
- ・ 低圧炉心スプレイ系
- ・ 残留熱除去系（A系，B系）
- ・ 残留熱除去系（C系）

これらの評価対象に対して構造健全性評価を実施し，この結果に基づき有効性評価における破断面積を設定する。

(1) インターフェイスシステム L O C A における破断面積の設定

隔離弁の誤開等により残留熱除去系の低圧設計部分が過圧されたとしても，漏えいが発生しないことを構造健全性評価により確認した。

そこで，残留熱除去系の過圧範囲のうち最も大きなシール構造であり，損傷により原子炉冷却材が流出した際の影響が最も大きい熱交換器フランジ部に対して，保守的に弁開放直後の圧力ピーク値（8.2MPa [gage]），原子炉冷却材温度（288℃）に晒され続け，かつ，ガスケットに期待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。

その結果，破断面積は約 21cm² となり，有効性評価のインターフェイスシステム L O C A では，残留熱除去系熱交換器フランジ部に約 21cm² の漏えいが発生することを想定する。

なお，他の系統においてインターフェイスシステム L O C A が発生したとしても，低圧設計部の機器設計は同等であり，本構造健全性評価の結果から破損が発生することはないと考えられる。また，残留熱除去系 A 系及び B 系以外の系統は，加圧範囲に熱交換器のような大きなシール構造を有する機器は設置されていない。

(2) 現場の想定

有効性評価の想定のとおり，残留熱除去系 B 系におけるインターフェイスシステム L O C A 発生時の原子炉冷却材の漏えい量及び原子炉建屋内の環境（雰囲気温度，湿度及び圧力）を評価した。

原子炉建屋内の環境評価特有の評価条件を第 1 表に，原子炉建屋のノード分割図を第 1 図に示す。

○溢水による影響

・評価の結果

東側区画は，インターフェイスシステム L O C A による冷却材漏えいが発生する西側区画とは物理的に分離されていることから，溢水による東側区画のアクセス性への影響はない。また，注入弁は西側区画の 3 階に設置されており，この場所において注入弁の現場閉止操作を実施するが，西側区画の 3 階まで滞留することはないため，操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。

○雰囲気温度・湿度による影響

・評価の結果

主要なパラメータの時間変化は第 2-1 図から第 4-2 図に示す。

東側区画における温度・湿度については，初期値から有意な上昇がなく，アクセス性への影響はない。また，アクセスルート及び操作場所のうち，事象発生 2 時間から有効性評価において現場隔離操作の完了タイミグとして設定している 5 時間までの雰囲気温度の最大値は約 41℃程度であり，操作場所へのアクセス及び操作は可能である。

○放射線による影響

・評価の想定

原子炉冷却材圧力バウンダリが喪失すると，原子炉冷却材が直接原子炉

建屋内に放出される。

漏えいした冷却材中から気相に移行す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原子炉建屋内の線量率について評価した。

評価上考慮する核種は現行設置許可と同じものを想定し（詳細は第2表参照）、線量評価の条件となる I-131 の追加放出量は、実績データから保守的に設定した。

運転開始から施設定期検査による原子炉停止時等に測定している I-131 の追加放出量の最大値は約 41Ci（約 1.5×10^{12} Bq）[昭和 62 年 4 月 9 日（第 8 回施設定期検査）]であり、評価に使用する I-131 の追加放出量は、実績値を包絡する値として 100Ci（ 3.7×10^{12} Bq）と設定した。

また、放出される放射性物質には、冷却材中に含まれる放射性物質があるが、追加放出量と比較すると数%程度であり、追加放出量で見込んだ余裕分に含まれるため考慮しないものとする。

原子炉建屋内の作業の被ばく評価においては、放射線防護具（自給式呼吸用保護具等）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する。

・評価の結果

原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が、原子炉建屋内に瞬時に移行するという保守的な条件で評価した結果、線量率は最大でも約 5.2mSv/h 程度であり、時間減衰によって低下するため、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。

(3) まとめ

インターフェイスシステム LOCA 時の原子炉建屋内環境を想定した場合でも、インターフェイスシステム LOCA 対応に必要な設備の健全

性は維持される。また，中央制御室の隔離操作に失敗した場合でも，現場での隔離操作が可能であることを確認した。

第 1 表 原子炉建屋内の環境評価条件

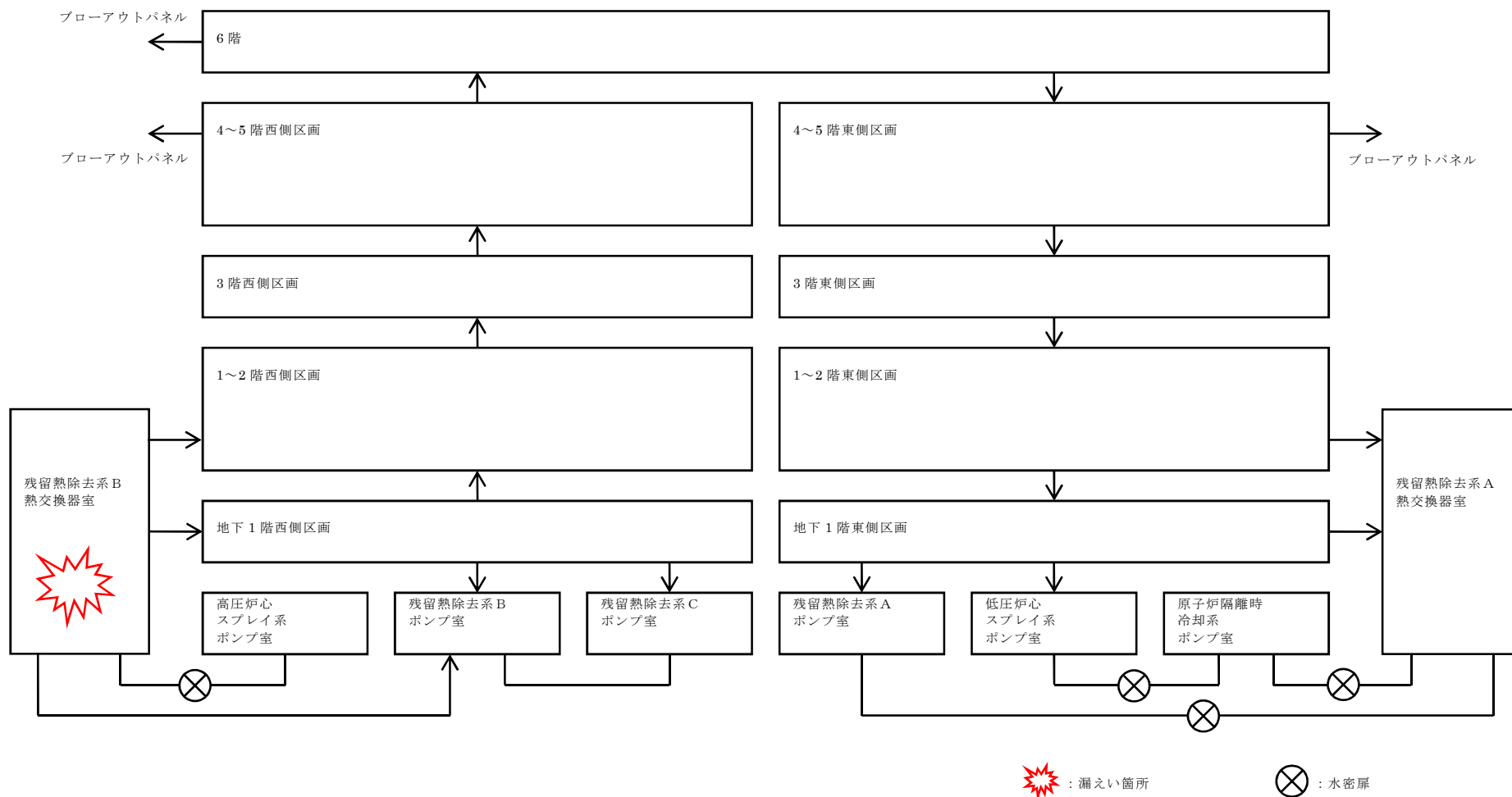
項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP 4	—
原子炉建屋モデル	分割モデル	原子炉建屋東西の物理的分離等を考慮して設定
原子炉建屋壁から環境への放熱	考慮しない	雰囲気温度，湿度，圧力及び放射線量の観点から厳しい想定として設定
原子炉建屋換気系	期待しない	雰囲気温度，湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定
ブローアウトパネル開放圧力	6.9kPa [gage]	ブローアウトパネル設定値を設定
破損系統の隔離	事象発生から 5 時間	雰囲気温度，湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定

第 2 表 評価条件（追加放出量）

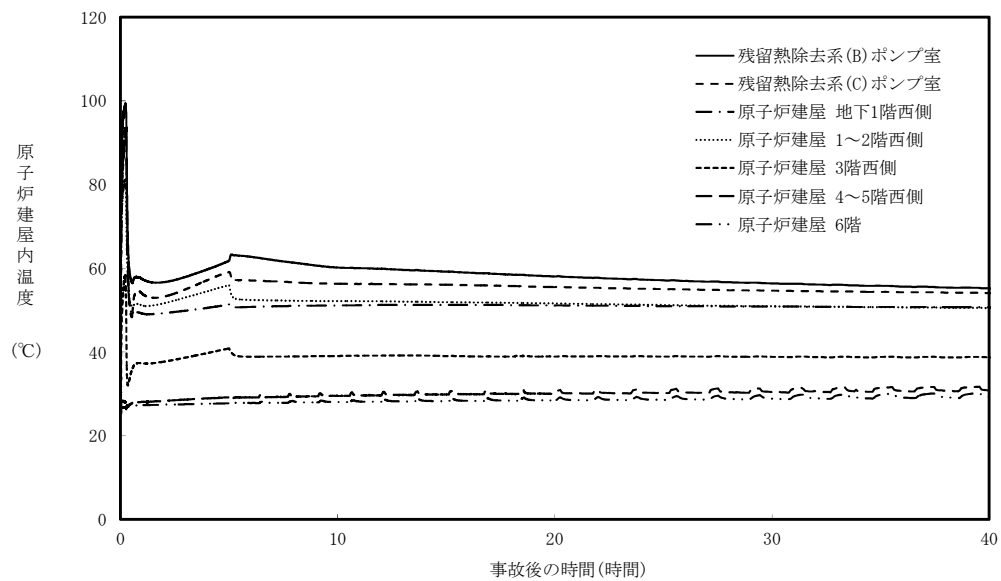
項 目	評価値	実績値 (最大)
I-131 追加放出量 (Bq)	3.7×10^{12}	1.5×10^{12}
希ガス及びハロゲン等の 追加放出量 (γ 線 0.5MeV 換算値) (Bq)	2.3×10^{14}	—

第3表 インターフェイスシステムLOCA時の追加放出量

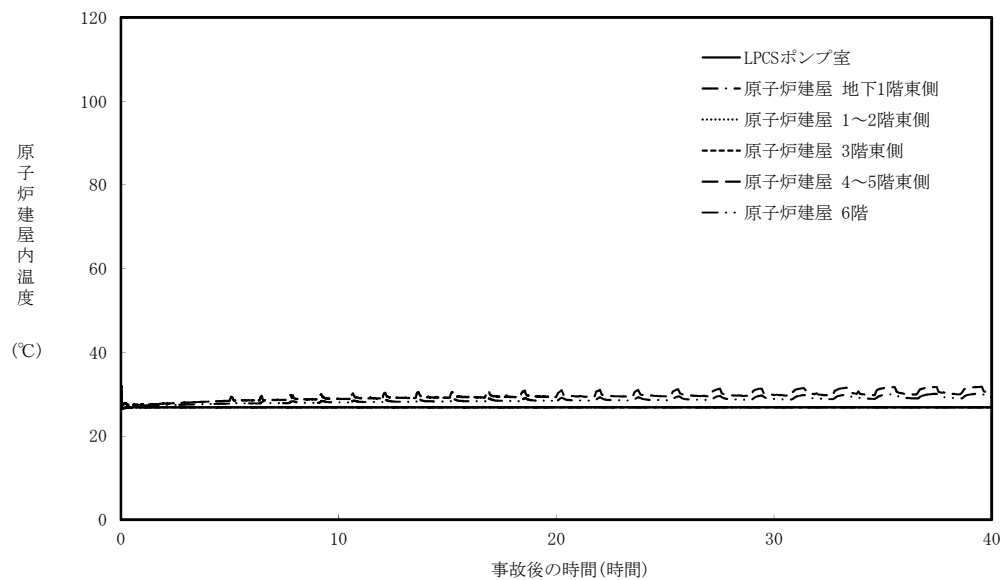
核 種	収 率 (%)	崩壊定数 (d ⁻¹)	γ線実効エネルギー (MeV)	追加放出量 (Bq)	追加放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)
I-131	2.84	8.60E-02	0.381	3.70E+12	2.82E+12
I-132	4.21	7.30	2.253	5.48E+12	2.47E+13
I-133	6.77	8.00E-01	0.608	8.82E+12	1.07E+13
I-134	7.61	1.90E+01	2.75	9.91E+12	5.45E+13
I-135	6.41	2.52	1.645	8.35E+12	2.75E+13
Br-83	0.53	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	5.4	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	1.950	9.33E+12	3.64E+13
Xe-131m	0.040	5.82E-02	0.020	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	0.250	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 合計	—	—	—	1.29E+14	2.28E+14



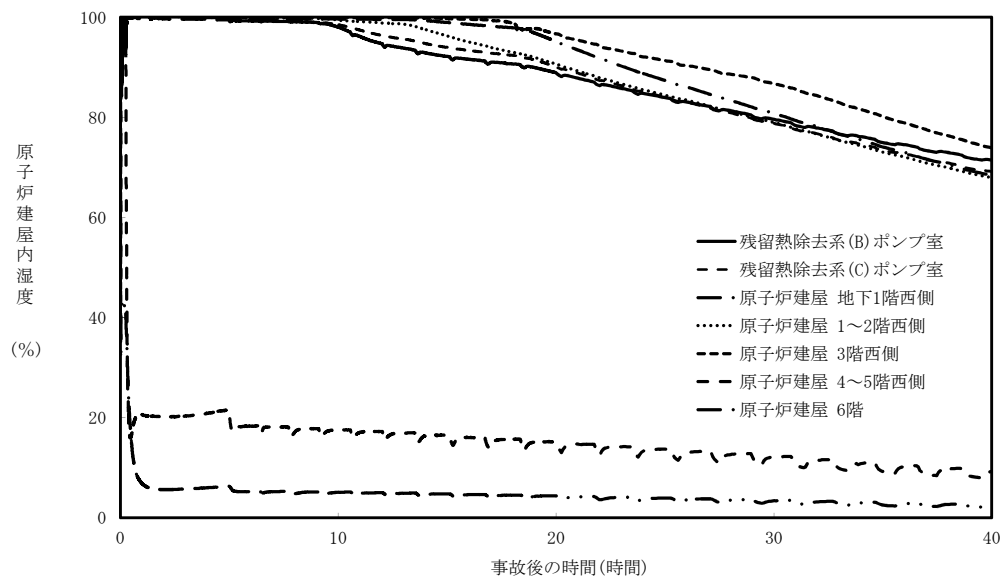
第 1 図 原子炉建屋内ノード分割モデル



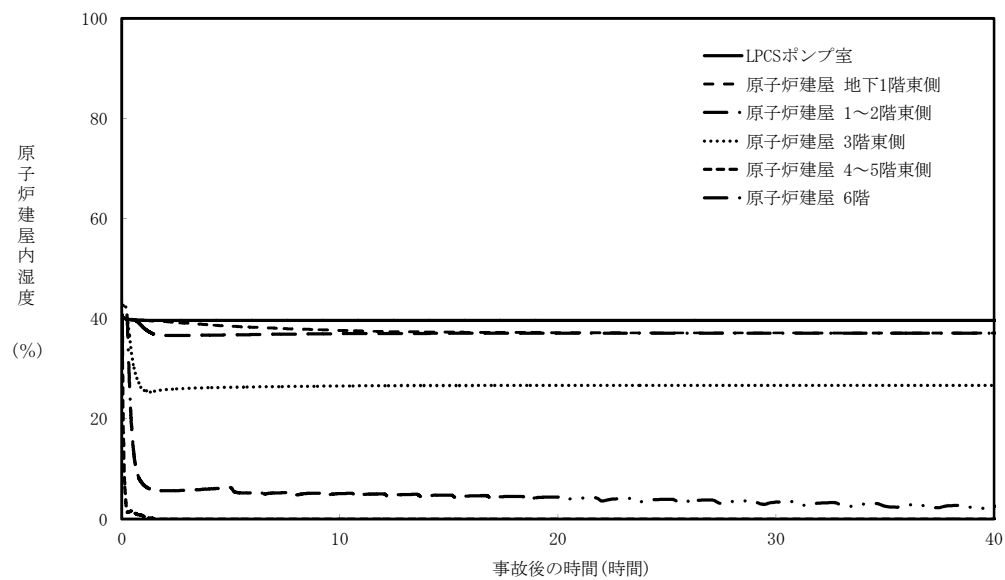
第2-1図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（西側区画）



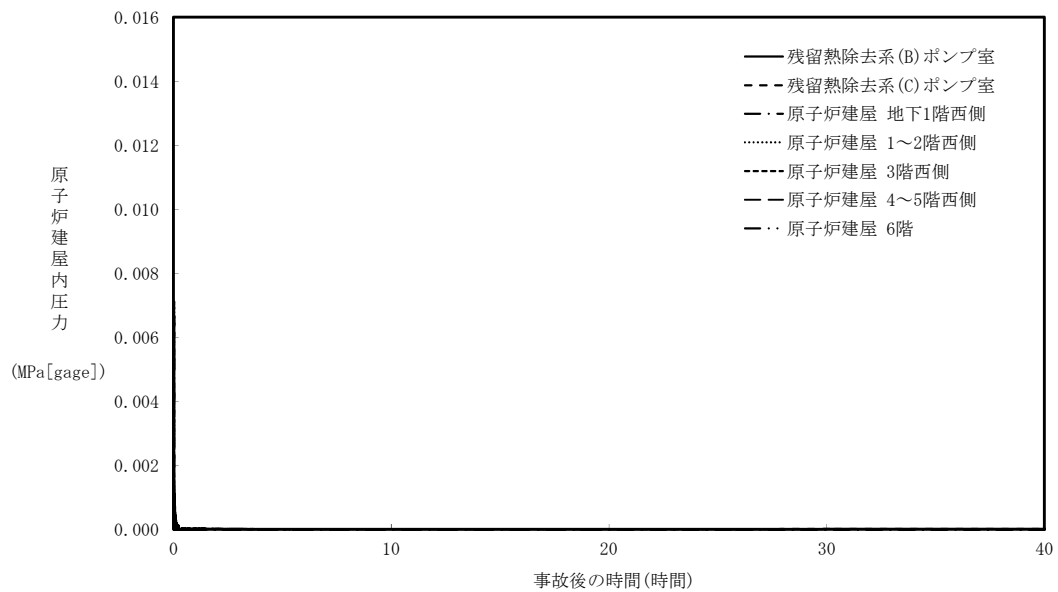
第2-2図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（東側区画）



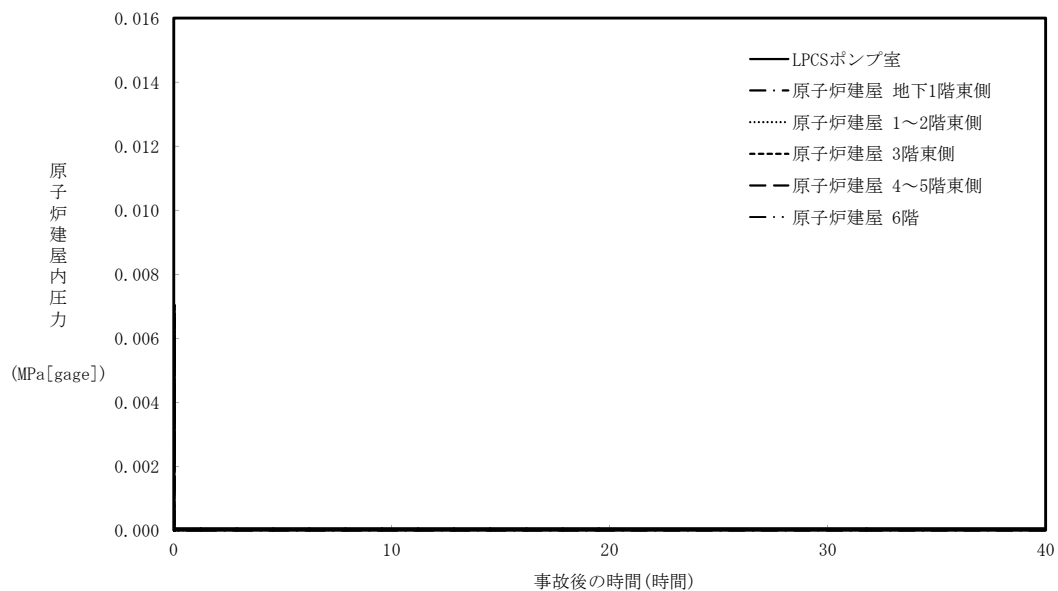
第 3－1 図 原子炉建屋内の湿度の推移（西側区画）



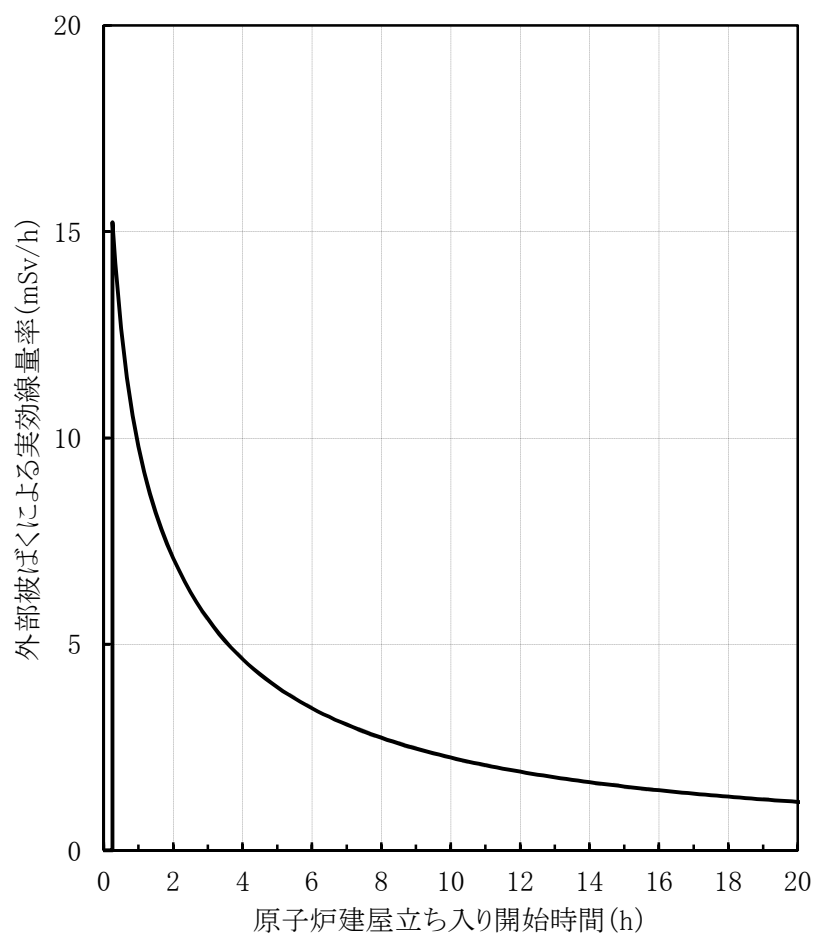
第 3－2 図 原子炉建屋内の湿度の推移（東側区画）



第 4－1 図 原子炉建屋内の圧力の推移（西側区画）



第 4－2 図 原子炉建屋内の圧力の推移（東側区画）



第 5 図 原子炉建屋立ち入り開始時間と線量率の関係

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) インターフェイスシステム L O C A 発生時の判断方法について

第1表にインターフェイスシステム L O C A と格納容器内での L O C A 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 L O C A と格納容器内での L O C A 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 L O C A と判別することができる。

第1表 インターフェイスシステム L O C A と格納容器内での L O C A 発生時のパラメータ比較

	各パラメータ	I S L O C A	格納容器内での L O C A
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※
格納容器 パラメータ	格納容器内圧力	変化なし	上昇
	ドライウェル雰囲気温度	変化なし	上昇
	格納容器ドレン流量	変化なし	上昇
格納容器外 パラメータ	残留熱除去系系統圧力	上昇	変化なし
	原子炉建屋床ドレンサンプ ポンプ運転頻度	増加※	変化なし
	原子炉建屋内空間線量率	上昇	変化なし

※漏えい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 L O C A の認知について

インターフェイスシステム L O C A は、定期試験等により低圧設計部と高圧設計部を隔離する弁の開操作を実施する際に発生する事故である。低圧設計部に原子炉圧力が負荷された場合、系統の異常過圧を知らせる警報（RHR ABNORMAL HI/LO PRESS）が発報するため、これを認知した時点で隔離弁を閉止する手順となっている。さらに残留熱除去系の熱交換器室には室温上昇及び室内への漏水を検知し発報する警報（LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT TEMP HIGH 及び RHR Hx AREA FLOODING）が設置されているため、インターフェイスシステム L O C A 発生を容易に認知することができる。

これらの警報以外にも第 2 表に示すとおり原子炉圧力、水位等のパラメータ変化を確認することで総合的にインターフェイスシステム L O C A の発生を確認し、中央制御室からの遠隔隔離操作を試みる。仮に中央制御室からの遠隔隔離が出来ない場合は、現場手動操作により弁を閉止することで漏えい系統を隔離する。

第2表 インターフェイスシステムLOCA発生を認知するパラメータ等

パラメータ等	インターフェイスシステムLOCA発生時の変化
警報「RHR PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LO」	残留熱除去系ポンプ出口圧力が約 2.7MPa [gage] まで上昇したことを検知し発報する。(通常時約 0.49MPa [gage])
警報「RHR Hx AREA FLOODING」	床面より約 300 mm水位が形成されたことを検知し発報する。(通常時 0 mm)
警報「LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT TEMP HIGH」	室温が 74℃まで上昇したことを検知し発報する。(通常時約 20～40℃)
火災警報	漏えい発生場所近傍の火災警報が発報する。
原子炉建屋空間線量率	漏えい発生場所近傍のエリアモニタが上昇する。
原子炉建屋ダストモニタ	漏えい発生場所近傍のダストモニタが上昇する。
原子炉圧力	原子炉圧力が低下する
原子炉水位	原子炉水位が低下する
主蒸気流量と給水流量とのミスマッチ	原子炉水位を自動で一定に制御するため、インターフェイスシステムLOCA発生により給水流量が増加しミスマッチが拡大する。
警報「R/B FD SUMP LEAKAGE HIGH」 「R/B FD SUMP LEVEL HI-HI」等	漏えい水のサンプへの流入によりサンプポンプ運転頻度が増加又は連続運転となる。また、サンプ液位が通常運転液位を超えたことを検知し警報が発報する。

解釈一覧

判断基準の解釈一覧 (1/3)

手順			判断基準記載内容	解釈
1.3.2.1 フロントライン系故障 時の対応手順	(1) 代替減圧	a. 手動による原子炉 減圧	復水器が使用可能であり、タービン・バイパス弁 の開操作が可能な場合。	復水器真空度が主蒸気隔離弁閉設定値（真空度 24.0kPa）未満に維持可能な状態
		①原子炉を冷温停止に 移行するために減圧 する場合	復水器が使用不可能で、逃がし安全弁の開操作が 可能な場合。	主蒸気隔離弁閉不能、タービン・バイパス弁が動 作不能、又は復水器真空度が主蒸気隔離弁閉設定 値（真空度24.0kPa）未満に維持不可能な状態
		a. 手動による原子炉 減圧 ②急速減圧の場合	低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水 系1系統以上起動により原子炉注水手段が確保さ れ、逃がし安全弁の開操作が可能な場合。	—
			逃がし安全弁が使用できない場合は、復水貯蔵タ ンクが使用可能で、原子炉隔離時冷却系又は高圧 代替注水系の復水貯蔵タンク循環運転が可能な場 合。	—
			逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器が使用 可能であり、タービン・バイパス弁の開操作が 可能な場合。	復水器真空度が主蒸気隔離弁閉設定値（真空度 24.0kPa）未満に維持可能な状態
		a. 手動による原子炉 減圧	高圧注水系統が使用できない場合で低圧注水系統 1系統以上が使用可能な場合。	—
		③炉心損傷後の原子炉 減圧の場合	原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料有効長 底部から燃料有効長の20%高い位置）に到達した 場合。	原子炉水位計（燃料域）にて燃料有効長底部から 燃料有効長の20%高い位置

判断基準の解釈一覧 (2/3)

手順			判断基準記載内容	解釈
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順	(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧	a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	炉心損傷前の原子炉減圧は、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上起動により原子炉注水手段が確保されている場合。	—
			炉心損傷後の原子炉減圧は、高圧注水系統が使用できない場合で低圧注水系統1系統以上が使用可能な場合。	—
			原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置）に到達した場合。	原子炉水位計（燃料域）にて燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置
			逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の窒素が確保されている場合。	自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低（0.902MPa [gage] 以下）警報が発報していない場合。
		b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	緊急用直流125V主母線盤が受電している場合。	緊急用直流125V主母線電圧にて受電していることが確認された場合。
			緊急用直流125V主母線盤が受電している場合。	緊急用直流125V主母線電圧にて受電していることが確認された場合。
		c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	炉心損傷前の原子炉減圧は、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上起動により原子炉注水手段が確保されている場合。	—
			炉心損傷後の原子炉減圧は、高圧注水系統が使用できない場合で低圧注水系統1系統以上が使用可能な場合。	—

判断基準の解釈一覧 (3/3)

手順			判断基準記載内容	解釈
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順	(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧	c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置）に到達した場合。	原子炉水位計（燃料域）にて燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置
			逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の窒素が確保されている場合。	自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低（0.902MPa [gage] 以下）警報が発報していない場合。
		d. 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない場合において、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上起動により原子炉注水手段が確保されている場合。	—
	(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧	a. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保	自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報が発報した場合。	自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低（0.902MPa [gage] 以下）警報が発報した場合。
			高圧窒素ガスポンベ圧力低警報が発報した場合。	高圧窒素ガスポンベ圧力低（5.0MPa [gage] 以下）警報が発報した場合。
		b. 可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保	高圧窒素ガスポンベ圧力低警報が発報した場合。	高圧窒素ガスポンベ圧力低（5.0MPa [gage] 以下）警報が発報した場合。
	(3) 復旧	a. 代替直流電源設備による復旧	直流125V主母線盤2 A及び直流125V主母線盤2 Bの電圧喪失を確認した場合。	—
		b. 代替交流電源設備による復旧	P/C 2 C及びP/C 2 Dの受電が完了している場合。	—

操作手順の解釈一覧（1／2）

手 順			操作手順記載内容	解釈
1.3.2.2 サポート系故障時 の対応手順	(1) 常設直流電源 系統喪失時の 減圧	d. 代替逃がし安 全弁駆動装置 による逃がし 安全弁（逃が し弁機能）開 放	代替逃がし安全弁駆動装置窒素ポンベ圧 力指示値が0.5MPa〔gage〕以上	代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし 安全弁開放必要圧力0.5MPa〔gage〕以上
			代替逃がし安全弁駆動装置排気ライン止 め弁	—
			代替逃がし安全弁駆動装置窒素供給弁	—
			格納容器隔離弁	—
	(2) 逃がし安全弁 の作動に必要な 窒素喪失時の 減圧	a. 高圧窒素ガス 供給系（非常 用）による逃 がし安全弁 （自動減圧機 能）駆動源確 保	代替逃がし安全弁駆動装置窒素ポンベ供 給圧力指示値が0.5MPa〔gage〕以上	代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし 安全弁開放必要圧力0.5MPa〔gage〕以上
			高圧窒素ガスポンベ供給止め弁	—
			自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低 警報が消灯	自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低 （0.902MPa〔gage〕以下）警報設定点以 上
			自動減圧系作動用アキュムレータ供給圧 力指示値が0.902MPa〔gage〕以上	自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低 （0.902MPa〔gage〕以下）警報設定点以 上
			高圧窒素ガスポンベ圧力低警報が発生し た場合	高圧窒素ガスポンベ圧力低（5.0MPa 〔gage〕以下）警報が発報した場合。

操作手順の解釈一覧（2／2）

手 順			操 作 手 順 記 載 内 容	解 釈
1.3.2.2 サポート系故障時の 対応手順	(2) 逃がし安全弁 の作動に必要な窒素喪失時の減圧	b. 可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保	可搬型窒素供給装置（小型）の暖気運転は約1.5時間運転し停止	暖気運転約 1.5 時間経過後に停止する。
			自動減圧系作動用アキュムレータ供給圧力指示値が0.902MPa〔gage〕以上	自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低（0.902MPa〔gage〕以下）警報設定点以上
1.3.2.3 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) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」		逃がし安全弁により原子炉急速減圧を行い	逃がし安全弁により原子炉の急速減圧（～約 0MPa〔gage〕）を行い