

女川原子力発電所 2 号炉

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

平成 3 0 年 7 月

東北電力株式会社

1. 重大事故等対策

- 1.0 重大事故等対策における共通事項
- 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
- 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
- 1.14 電源の確保に関する手順等
- 1.15 事故時の計装に関する手順等
- 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 1.17 監視測定等に関する手順等
- 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 1.19 通信連絡に関する手順等

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

- 2.1 可搬型設備等による対応

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

< 目 次 >

1.3.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 代替減圧

(b) 重大事故等対処設備

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

(b) 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

(c) 主蒸気逃がし安全弁が作動可能な環境条件

(d) 復旧

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

(b) 重大事故等対処設備

d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備

(a) インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応

(b) 重大事故等対処設備

e. 手順等

1.3.2 重大事故等時の手順

1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 代替減圧

a. 手動操作による減圧

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放

b. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放

(2) 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

a. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保

(3) 主蒸気逃がし安全弁の背圧を考慮した減圧

a. 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放

(4) 復旧

- a. 代替直流電源設備による復旧
- b. 代替交流電源設備による復旧

(5) 重大事故等時の対応手段の選択

- 1.3.2.3 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順
- 1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順
 - (1) 非常時操作手順書（徴候ベース）「原子炉建屋制御」
- 1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

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

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、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の減圧機能は、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）による減圧機能（以下「自動減圧系」という。）である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する対処設備を整備しており、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、主蒸気逃がし安全弁による減圧で冷却材の漏えいを抑制することとしており、これらの手順等について説明する。

1.3.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態にある場合には、発電用原子炉の減圧が必要である。発電用原子炉の減圧をするための設計基準事故対処設備として自動減圧系を設置している。

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

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

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

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

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

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

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

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 代替減圧

設計基準事故対処設備である自動減圧系の故障により発電用原子炉の減圧

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

i. 減圧の自動化

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

なお、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」における非常時操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、以下に示す「自動減圧系作動阻止機能」により自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。

代替自動減圧機能による減圧の自動化で使用する設備は以下のとおり。

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

ii. 手動操作による減圧

中央制御室からの手動操作により主蒸気逃がし弁機能用電磁弁又は自動減圧機能用電磁弁を作動させ、アキュムレータに蓄圧された窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁に供給することにより主蒸気逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。

主蒸気逃がし安全弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。

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

また、上記所内常設蓄電式直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

(b) 重大事故等対処設備

代替減圧で使用する設備のうち、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）、主蒸気逃がし安全弁、主蒸気系配管（排気管含む）、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張設備）として位置付ける。

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

（添付資料 1.3.1）

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である自動減圧系が故障した場合においても、発電用原子炉を減圧することができる。

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、可搬型代替直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池により主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。

i. 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復

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

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

- ・可搬型代替直流電源設備
- ・主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）
- ・主蒸気系 配管（排気管含む）
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

ii. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復
主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の回路に主蒸気逃がし安全弁用

可搬型蓄電池を接続し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。

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

- ・主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池
- ・主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）
- ・主蒸気系 配管（排気管含む）
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

(b) 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

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

i. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素ガス確保

主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給源を高圧窒素ガス供給系（常用）から高圧窒素ガス供給系（非常用）に切り替えることで窒素ガスを確保し、発電用原子炉を減圧する。また、主蒸気逃がし安全弁の駆動源を高圧窒素ガス供給系（非常用）から供給している期間中において、主蒸気逃がし安全弁の作動に伴い窒素ガスの圧力が低下した場合は、予備の高圧窒素ガスポンペに切り替えることで窒素ガスを確保し、発電用原子炉を減圧する。

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

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

(c) 主蒸気逃がし安全弁が作動可能な環境条件

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

i. 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁の背圧対策

想定される重大事故等時の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内の圧

力が最高使用圧力の2倍の状態（854kPa[gage]）となった場合においても確実に主蒸気逃がし安全弁を作動させることができるよう、作動に必要な窒素ガス供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで、より高い圧力の作動窒素ガスを供給する。

主蒸気逃がし安全弁の背圧対策として使用する設備は以下のとおり。

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

(d) 復旧

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

i. 代替直流電源設備による復旧

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

代替直流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替直流電源設備
- ・125V 代替充電器盤用電源車接続設備

ii. 代替交流電源設備による復旧

常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により充電器を受電し、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して主蒸気逃がし安全弁の機能を復旧する。

代替交流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

常設直流電源系統喪失時の減圧で使用する設備のうち、可搬型代替直流電源設備、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）、主蒸気系配管（排気管含む）及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置付ける。

主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧で使用する設備のうち、高圧窒素ガスポンベ、高圧窒素ガス供給系配管・弁、主蒸気系配

管・弁及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能付アキュムレータは重大事故等対処設備として位置付ける。

主蒸気逃がし安全弁が作動可能な環境条件で使用する設備のうち、高圧窒素ガスポンペ、ホース・弁及び代替高圧窒素ガス供給系配管・弁は重大事故等対処設備として位置付ける。

復旧で使用する設備のうち、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び所内常設蓄電式直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.3.1)

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は直流電源喪失が発生した場合においても、発電用原子炉を減圧することができる。

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

- ・主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池

給電開始までに時間を要するが、直流電源喪失が発生した場合においても、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することにより、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の機能を回復させることができることから、発電用原子炉を減圧する手段として有効である。

- ・125V 代替充電器盤用電源車接続設備

給電開始までに時間を要するが、給電可能であれば主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保できることから、発電用原子炉を減圧するための直流電源を確保する手段として有効である。

c. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により発電用原子炉を減圧する手段がある。

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし安全弁
- ・主蒸気系 配管（排気管含む）
- ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

(b) 重大事故等対処設備

原子炉格納容器の破損の防止で使用する設備のうち、主蒸気逃がし安全弁、主蒸気系配管（排気管含む）、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置付ける。

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

d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備

(a) インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応

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

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

また、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建屋原子炉区域内の圧力が上昇した場合において、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇を抑制し、環境を改善する手段がある。

なお、原子炉建屋ブローアウトパネルは開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による開放操作は必要としない。

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

- ・主蒸気逃がし安全弁
- ・主蒸気系 配管（排気管含む）
- ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

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

- ・HPCS 注入隔離弁

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

・原子炉建屋ブローアウトパネル

(b) 重大事故等対処設備

インターフェイスシステム LOCA 発生時における発電用原子炉の減圧で使用する設備のうち、主蒸気逃がし安全弁、主蒸気系配管（排気管含む）、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置付ける。

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

インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善で使用する原子炉建屋ブローアウトパネルは重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.3.1)

以上の重大事故等対処設備により、インターフェイスシステム LOCA が発生した場合においても、発電用原子炉を減圧することで、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいを抑制することができる。

e. 手順等

上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」、 「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」、 「c. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備」及び「d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

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

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

(添付資料 1.3.2)

1.3.2 重大事故等時の手順

1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 代替減圧

a. 手動操作による減圧

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

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

(a) 手順着手の判断基準

① 発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合

- ・主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合

② 急速減圧の場合

- ・低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系^{※1} 起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保され、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合

③ 炉心損傷後の原子炉減圧の場合

[低圧注水手段がある場合]

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

[注水手段がない場合]

- ・原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置）に到達した場合で、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合

※1: 「低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系又は低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の 1 系いずれかをいう。

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

(添付資料 1.3.7)

(b) 操作手順

主蒸気逃がし安全弁を使用した手動操作による減圧手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第 1.3.2 図，第 1.3.3 図，第 1.3.4 図に示す。

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

(c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 1 名で対応が可能である。

作業開始を判断してから手動操作による減圧を開始するまでの所要時間は下記のとおり。

- ・主蒸気逃がし安全弁による減圧：5 分以内で可能

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

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

自動減圧系機能喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合，低压注水系又は低压代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了し，主蒸気逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧する。また，原子炉水位低（レベル 1）到達 10 分後及び残留熱除去系ポンプ（低压注水モード）又は低压炉心スプレイ系ポンプ運転の場合は，代替自動減圧機能が自動で作動し発電用原子炉を減圧

する。

1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

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

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

(a) 手順着手の判断基準

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

- ・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系^{※1} 起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系 1 系^{※2} 以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置）に到達した場合。
- ・主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）作動用の窒素ガスが、確保されている場合。
- ・主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を可搬型代替直流電源設備から給電可能な場合。

※1: 「低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系又は低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の 1 系いずれかをいう。

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

(添付資料 1.3.7)

(b) 操作手順

可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第 1.3.3 図に、概要図を第 1.3.5 図に、タイムチャートを第 1.3.6 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、所内常設蓄電式直流電源設備による給電から 125V 代替蓄電池による給電への切替え操作を実施し、125V 直流主母線盤 2A-1 及び 2B-1 にて負荷電圧が規定電圧であることを確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、可搬型代替直流電源設備により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放に必要な制御電源及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 現場運転員 B 及び C は、可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の系統構成として、HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (A), (B) の全閉操作及び HPIN 非常用窒素ガス入口弁 (A), (B) の全開操作を実施する。
- ⑤ 現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉棟外）にて高圧窒素ガスポンベ出口圧力指示値が規定値以上であり、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の駆動源が確保されていることを確認し、発電課長に可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の準備完了を報告する。
- ⑥ 発電課長は、運転員に可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開放及び発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を手動で開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力の低下により減圧が開始されたことを確認し、発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部へ可搬型代替直流電源設備による直流電源の復旧を依頼する。
- ⑩ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、発電課長へ発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名により作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放まで 50 分以内で可能である。

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」にて整備する。

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

(添付資料 1. 3. 3)

b. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放

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

発電用原子炉の減圧状況の確認については、中央制御室の原子炉系プロセス計装盤 (A) に可搬型計測器を接続し、発電用原子炉の減圧を確認する。(可搬型計測器に関する手順については「1. 15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。)

(a) 手順着手の判断基準

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

- ・ 炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系^{※1} 起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系 1 系^{※2} 以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置）に到達した場合。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）作動用の窒素ガスが、確保されている場合。

※1: 「低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系又は低

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の1系いずれかをいう。

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

（添付資料 1.3.7）

(b) 操作手順

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.3.3 図に、概要図を第 1.3.7 図に、タイムチャートを第 1.3.8 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力の監視用として、中央制御室の原子炉系プロセス計装盤 (A) に、可搬型計測器のケーブルを接続し、可搬型計測器により原子炉圧力指示値を確認する。
- ③ 現場運転員 B 及び C は、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の系統構成として、HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (A), (B) の全閉操作及び HPIN 非常用窒素ガス入口弁 (A), (B) の全開操作を実施する。
- ④ 現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉棟外）にて高圧窒素ガスポンベ出口圧力指示値が規定値以上であり、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の駆動源が確保されていることを確認する。
- ⑤ 現場運転員 B 及び C は、中央制御室端子盤内の主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の回路に、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び仮設ケーブルを接続し、発電課長に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の準備完了を報告する。
- ⑥ 発電課長は、運転員に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開放及び発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。
- ⑦ 現場運転員 B 及び C は、中央制御室端子盤にて接続した主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の操作により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を開放し、発電用原子炉の減圧を開始する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、中央制御室の原子炉系プロセス計装盤 (A) に接続した可搬型計測器にて、原子炉圧力指示値の低下により減圧が開始さ

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

れたことを確認し、発電課長並びに現場運転員 B 及び C に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。

- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、発電課長へ発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

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

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.3.3)

(2) 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

a. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保

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

また、高圧窒素ガス供給系（非常用）から供給している期間中において、高圧窒素ガスポンベ出口圧力が低下した場合、高圧窒素ガスポンベ（待機）側へ切替えを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

『高圧窒素ガス供給系（常用）から高圧窒素ガス供給系（非常用）へ切替え』

高圧窒素ガス供給系原子炉格納容器入口圧力低警報が発生した場合。

『高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスポンベの切替え』

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

(b) 操作手順

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

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

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保の開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(A), (B)が全閉したことを確認する。なお、電源が確保ができない場合、現場運転員 B 及び C による現場での手動操作にて HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(A), (B)の全閉操作を実施する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、HPIN 非常用窒素ガス入口弁(A), (B)の全開操作を行い高圧窒素ガス供給系（非常用）より高圧窒素ガスを供給する。なお、電源が確保ができない場合、現場運転員 B 及び C による現場での手動操作にて HPIN 非常用窒素ガス入口弁(A), (B)の全開操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力指示値が規定値以上であることを確認し、発電課長に報告する。
- ⑤ 発電課長は、高圧窒素ガスポンベによる主蒸気逃がし安全弁への作動用窒素ガス供給中、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報が発生した場合、運転員に現場にて高圧窒素ガスポンベ（待機）側への切替えを指示する。
- ⑥ 現場運転員 B 及び C は、高圧窒素ガスポンベを使用側から待機側へ切替え操作を実施する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報が消灯したことを確認し、高圧窒素ガスポンベより主蒸気逃がし安全弁へ作動用窒素ガスが供給されたことを発電課長に報告する。

(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）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保完了までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保
中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合は約 5 分で可能である。
なお、現場にて系統構成実施の場合は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名にて作業を実施した場合は 50 分以内で可能である。
- ・ 高圧窒素ガスポンベ切替えによる主蒸気逃がし安全弁駆動源確保
現場運転員 2 名にて作業を実施した場合は 35 分以内で可能である。

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

(添付資料 1.3.3)

(3) 主蒸気逃がし安全弁の背圧を考慮した減圧

- a. 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放

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

(a) 手順着手の判断基準

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

- ・ 炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系1系^{*1}以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置）に到達した場合。

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

(b) 操作手順

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

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員Aは、代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁への作動窒素ガス供給に必要な電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員Aは、代替HPIN第一隔離弁が全閉であることを確認する。
- ④ 現場運転員B及びCは、代替高圧窒素ガス供給系(A)高圧窒素ガスポンベに作動窒素ガス供給用ホース及び安全弁用ホースを接続する。
- ⑤ 現場運転員B及びCは、代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放の系統構成として、高圧窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁を全開操作した後、代替HPIN窒素ガスポンベ供給止め弁、代替HPIN窒素ガスポンベ供給弁及び代替HPIN窒素ガス供給止め弁の全開操作を実施する。

- ⑥ 中央制御室運転員 A は、代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力指示値により高圧窒素ガスポンベの作動窒素ガス供給圧力が規定圧力以上であることを確認し、代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放の準備完了を発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、代替 HPIN 窒素排気出口弁の全閉操作及び代替 HPIN 第一隔離弁を全開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。
- ⑩ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、発電課長に発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

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

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同様とする。

(添付資料 1.3.3)

(4) 復旧

a. 代替直流電源設備による復旧

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

代替直流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運

転操作により対応する。

(c) 操作の成立性

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

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

b. 代替交流電源設備による復旧

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

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

(c) 操作の成立性

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

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

(5) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1. 3. 16 図に示す。

常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型

代替直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池により直流電源を確保して主蒸気逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。

常設直流電源喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型代替直流電源設備又は125V代替充電器盤用電源車接続設備により直流電源を確保して主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）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を充電し、直流電源を確保して主蒸気逃がし安全弁の機能を復旧する。

主蒸気逃がし安全弁作動用窒素ガスの喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合、高圧窒素ガス供給系（非常用）より窒素ガスを確保し、主蒸気逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。

なお、主蒸気逃がし弁の背圧対策として、想定される重大事故等の環境条件においても確実に主蒸気逃がし安全弁を作動させることができるように、作動に必要な作動窒素ガス供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで、より高い圧力の作動窒素ガスを供給する。

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

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

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

1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順

(1) 非常時操作手順書（徴候ベース）「原子炉建屋制御」

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

破損箇所の特定又は隔離ができない場合は、主蒸気逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧することで、原子炉建屋への原子炉冷却材の漏えいを抑制し、破断箇所の隔離を行う。

a. 手順着手の判断基準

非常用炉心冷却系の出口圧力上昇、原子炉建屋内の温度上昇若しくはエリア放射線モニタの指示値上昇等漏えいが予測されるパラメータの変化又は漏えい関

連警報の発生により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合。

b. 操作手順

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

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断し、運転員に破断箇所の特定及び隔離を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A, B 及び C は、発生した警報及びパラメータの変化から破損断所の特定及び中央制御室からの遠隔操作による隔離を実施する。
- ③ 発電課長は、破断箇所の特定及び中央制御室からの遠隔操作による隔離を実施できない場合、運転員に原子炉手動スクラムを指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A, B 及び C は、原子炉手動スクラムを実施する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に非常用炉心冷却系又は代替注水系の起動後、発電用原子炉の減圧操作、原子炉圧力容器内の水位低下操作及び原子炉建屋環境悪化(建屋温度, 建屋圧力, 建屋放射線量)抑制操作の開始を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A, B 及び C は、非常用炉心冷却系又は代替注水系の起動後、主蒸気逃がし安全弁により発電用原子炉の急速減圧を行い、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで発電用原子炉を減圧することで、原子炉建屋への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A, B 及び C は、非常用炉心冷却系又は代替注水系による注水がされていることを確認し、原子炉圧力容器内の水位を TAF から TAF +1000mm の間で維持する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A, B 及び C は、非常用ガス処理系を起動し、原子炉建屋放射能レベル及び燃料取替エリア放射能レベルが制限値以下の場合、原子炉建屋原子炉棟換気空調系の起動操作を実施し、原子炉建屋環境(建屋温度, 建屋圧力, 建屋放射線量)の悪化を抑制する。
- ⑨ 発電課長は、中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離ができない場合は、運転員に原子炉建屋にて隔離弁の全閉操作実施を指示する。
- ⑩ 現場運転員 D 及び E は、中央制御室からの遠隔操作により破断箇所を隔離できない場合は、蒸気漏えいに備え防護具（自給式呼吸器及び耐熱服）を装着し（中央制御室運転員 A 及び B は装着補助を行う）、原子炉建屋（管理区域）にて隔離弁を全閉することで原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを停止する。
- ⑪ 中央制御室運転員 A, B 及び C は、各種監視パラメータの変化から、破断箇所の隔離が成功していることを確認し、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水

位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。

- ⑫ 中央制御室運転員 A, B 及び C は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を起動し、発電用原子炉からの除熱を行う。

c. 操作の成立性

上記の操作のうち、中央制御室からの隔離操作は中央制御室運転員 3 名にて作業を実施した場合、インターフェイスシステム LOCA 発生から破断箇所の隔離完了まで 15 分以内で可能である。

中央制御室からの遠隔操作を実施できない場合の現場での隔離操作は、中央制御室運転員 3 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、インターフェイスシステム LOCA 発生から破断箇所の隔離完了まで 5 時間以内で可能である。

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

[中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性]

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

上記試験を行う際は、系統圧力を監視し上昇傾向にならないことを確認しながら操作し、系統圧力が上昇傾向になった場合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系統圧力が異常に上昇し、低圧設計部分の過圧を示す警報及び漏えい関連警報が発生した場合は、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 LOCA が発生していると判断することで漏えい箇所及び隔離すべき遠隔操作弁の特定が容易となり、中央制御室からの遠隔隔離操作を速やかに行うことが可能である。

[現場での隔離操作の成立性]

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

[溢水の影響]

隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステム LOCA により漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響を受けない。

[インターフェイスシステム LOCA の検知について]

インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉格納容器内外のパラメータ

等によりインターフェイスシステム LOCA と判断する。非常用炉心冷却系ポンプ設置室は、原子炉建屋内において各部屋が分離されているため、床漏えい検出器、放射線モニタ及び火災感知器により、漏えい箇所を特定するための参考情報の入手並びに原子炉建屋の状況確認が可能である。

(添付資料 1.3.3, 1.3.4, 1.3.5, 1.3.6)

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

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

第 1.3.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順
 対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/4)
 (フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	
フロントライン系故障時	自動減圧系	減圧の自動化	代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) 主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付き C, H の 2 個) 主蒸気系 配管 (排気管含む) 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対応設備	非常時操作手順書 (設備別) 「自動減圧機能による原子炉減圧」 ※1, ※2
			非常用交流電源設備	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	
		(主蒸気逃がし安全弁) 手動操作による減圧	主蒸気逃がし安全弁 主蒸気系 配管 (排気管含む) 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設蓄電式直流電源設備 ※3 常設代替直流電源設備 ※3 可搬型代替直流電源設備 ※3 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等 対応設備	非常時操作手順書 (微候ベース) 「減圧冷却」等 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」 非常時操作手順書 (設備別) 「手動操作による原子炉減圧」

※1: 代替自動減圧機能は, 運転員による操作不要の減圧機能である。

※2: 自動減圧系作動阻止機能の手順は, 「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

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

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/4）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流電源設備 ※3 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付） 主蒸気系 配管（排気管含む） 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（微候ベース） 「減圧冷却」等 非常時操作手順書（設備別） 「手動操作による原子炉減圧」等 重大事故等対応要領書 「電源車による125V代替充電器盤への給電（G母線接続）」
		主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付） 主蒸気系 配管（排気管含む） 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（微候ベース） 「減圧冷却」等 非常時操作手順書（設備別） 「可搬型蓄電池接続による主蒸気逃がし安全弁開放」
			主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池	自主対策設備
	—	高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンプ 高圧窒素ガス供給系 配管・弁 主蒸気系 配管・弁 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（設備別） 「高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁作動窒素ガス確保」

※1：代替自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：自動減圧系作動阻止機能の手順は，「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

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

対応手段，対応設備，手順書一覧（3/4）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
サポート系故障時	—	代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁の背圧対策	高圧窒素ガスボンベ ホース・弁 代替高圧窒素ガス供給系 配管・弁	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（微候ベース） 「減圧冷却」等 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「注水ストラテジ-1」等 非常時操作手順書（設備別） 「代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放」
	全交流動力電源 常設直流電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型代替直流電源設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（微候ベース） 「電源回復」 非常時操作手順書（設備別） 「125V 代替蓄電池による125V 直流主母線盤2A-1(2B-1)への給電」
			125V 代替充電器盤用電源車接続設備	自主対策設備 重大事故等対応要領書 「電源車による125V 代替充電器盤への給電（G 母線接続）」等
		代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 所内常設蓄電式直流電源設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（微候ベース） 「電源回復」 非常時操作手順書（設備別） 「M/C C(D)母線受電」 重大事故等対応要領書 「M/C C(D)母線受電」

※1：代替自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：自動減圧系作動阻止機能の手順は，「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

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

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/4）

（原子炉格納容器破損を防止，インターフェイスシステム LOCA 発生時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
原子炉格納容器の破損防止	—	高圧溶解物放出／格納容器 雰囲気直接加熱の防止	主蒸気逃がし安全弁 主蒸気系 配管（排気管含む） 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「注水ストラテジ-1」
インターフェイスシステム LOCA 発生時	—	発電用原子炉の減圧	主蒸気逃がし安全弁 主蒸気系 配管（排気管含む） 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備
		漏えい箇所の隔離	HPCS 注入隔離弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
		原子炉建屋原子炉区域内の 圧力上昇抑制及び環境改善	原子炉建屋ブローアウトパネル ※4	重大事故等対処設備

※1：代替自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：自動減圧系作動阻止機能の手順は，「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

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

第 1.3.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/6)

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

監視計器一覧 (2/6)

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

監視計器一覧 (3/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧			
非常時操作手順書 (設備別) 「手動操作による原子炉減圧」 等	判断基準	電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS (A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS (B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 大容量送水ポンプ(タイプ I) 出口圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS (A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS (B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力
非常時操作手順書 (設備別) 「可搬型蓄電池接続による主蒸気逃がし安全弁開放」	判断基準	電源の確保	125V 直流主母線盤 2A 電圧 125V 直流主母線盤 2B 電圧 125V 直流主母線盤 2A-1 電圧 125V 直流主母線盤 2B-1 電圧
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS (A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS (B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 大容量送水ポンプ(タイプ I) 出口圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS (A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS (B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力

監視計器一覧 (4/6)

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

監視計器一覧 (5/6)

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

監視計器一覧 (6/6)

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

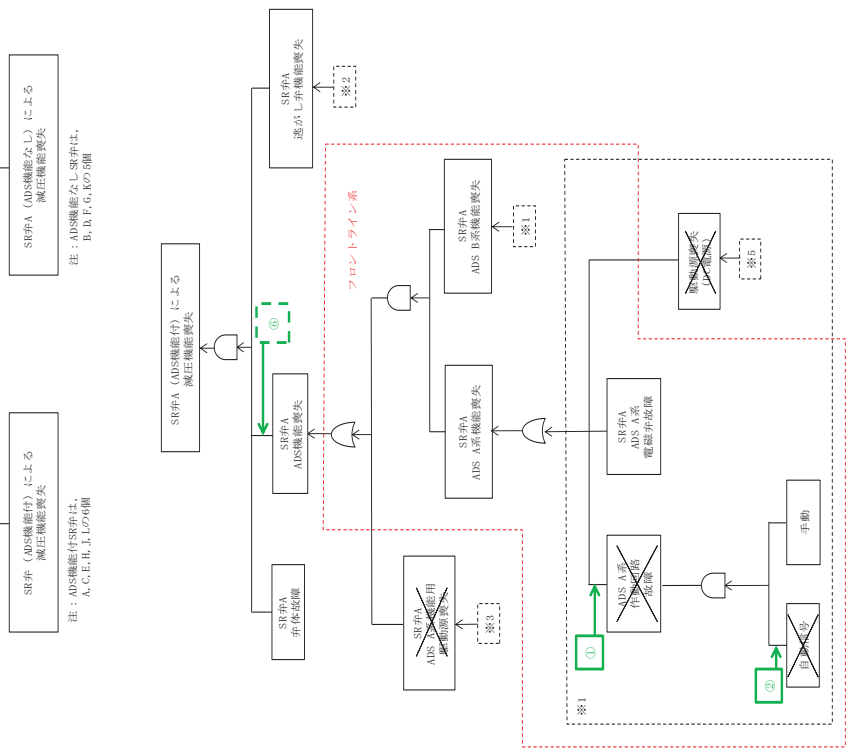
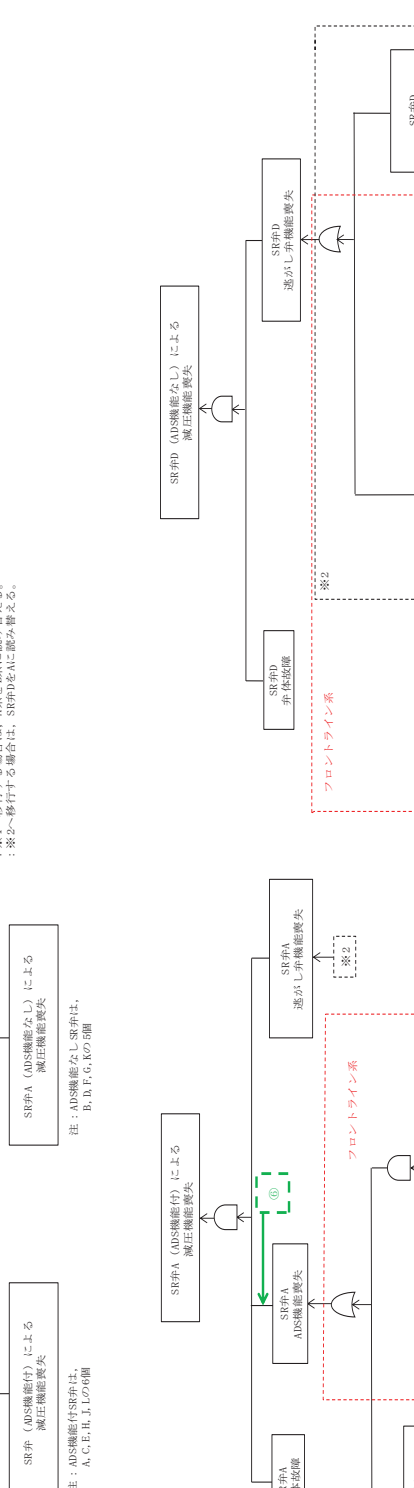
第 1.3.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	供給元	
		設備	母線
【1.3】 原子炉冷却材圧力 バウンダリを減圧 するための手順等	主蒸気逃がし安全弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
			125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
			125V 直流主母線 2B-1
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
			125V 直流主母線 2B-1
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
	125V 直流主母線 2B-1		
	可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
		125V 直流主母線 2B-1	
	主蒸気逃がし安全弁用 可搬型蓄電池	-	
	高圧窒素ガス供給系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
	代替高圧窒素ガス供給系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
非常用低圧母線 MCC 2D 系			
常設代替直流電源設備		125V 直流主母線 2A-1	
		125V 直流主母線 2B-1	
可搬型代替直流電源設備		125V 直流主母線 2A-1	
		125V 直流主母線 2B-1	

※：供給負荷は監視計器

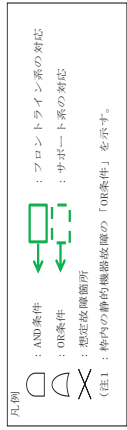
フロントライク系故障時の対応手段
 ①：減圧の自動化
 ②：手動操作による減圧（主蒸気速がし安全弁）
 サポート系故障時の対応手段
 ③：可搬型代替直流電源設備による主蒸気速がし安全弁機能回復
 ④：可搬型代替直流電源設備による主蒸気速がし安全弁機能回復
 ⑤：減圧装置から供給する「圧力」による減圧
 ⑥：代替高圧蒸気ガス供給系による減圧
 ⑦：可搬型代替直流電源設備による減圧
 ⑧：1.25V代替直流電源設備による減圧
 ⑨：常設代替直流電源設備による減圧
 ⑩：可搬型代替直流電源設備による減圧
 注：⑤の対策は、ADS機能付SR/FPA、E、J、Lの4種が対象。
 ；※1～移行する場合、A系をB系に部替替える。
 ；※2～移行する場合、SR/FPAをAに部替替える。

SR/FPAによる原子炉減圧機能喪失
 SR/FPA (ADS機能付) による減圧機能喪失
 SR/FPA (ADS機能なし) による減圧機能喪失
 注：ADS機能付SR/FPAは、A、C、E、H、J、Lの4種
 注：ADS機能なしSR/FPAは、B、D、F、G、Kの5種



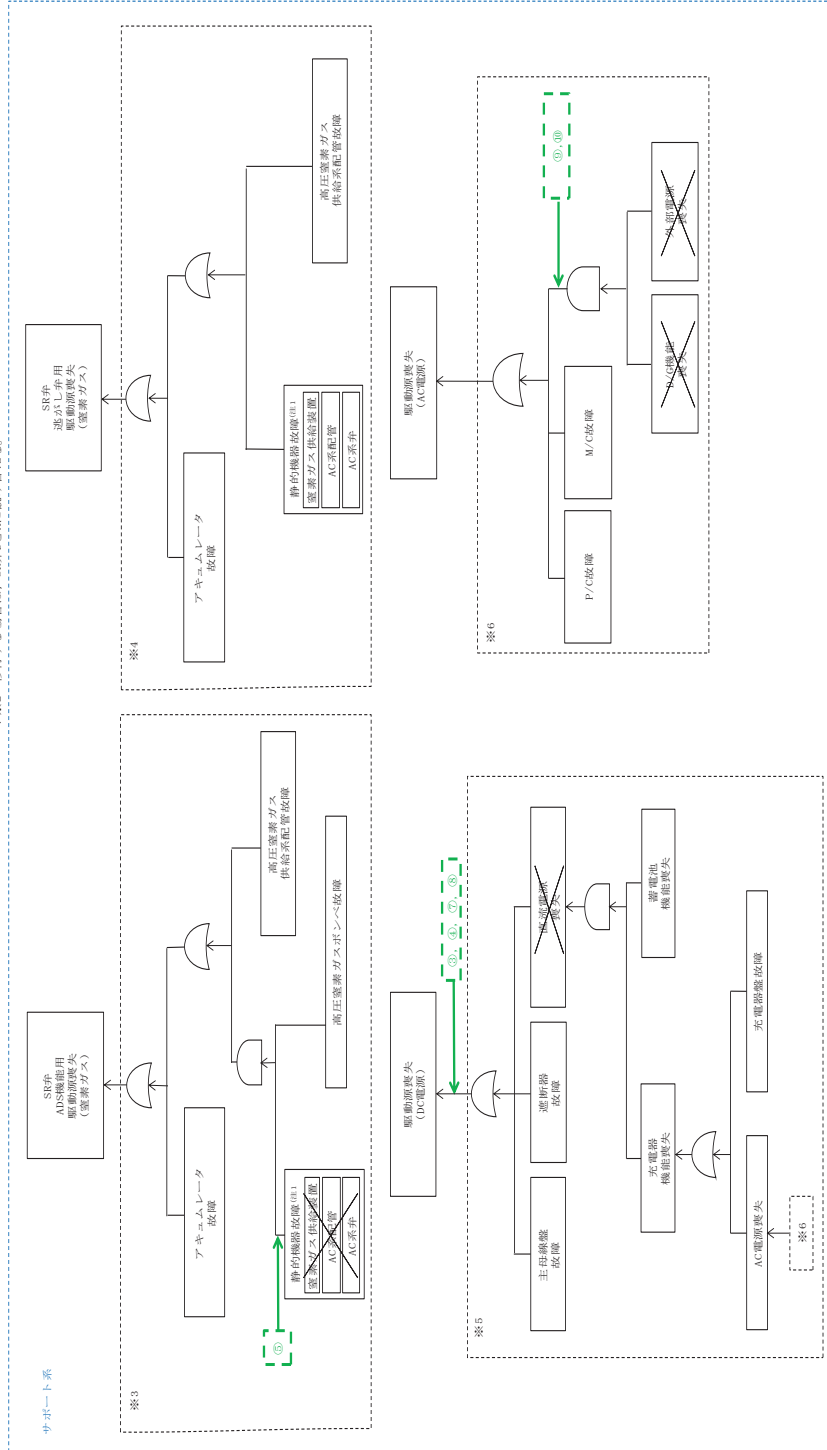
凡例
 Ⓚ AND条件
 Ⓜ OR条件
 ⊗ 想定故障箇所
 (注1：枠内の事前機器故障の「OR条件」を示す。
 ; フロントライク系
 ; サポート系

第 1.3.1 図 機能喪失原因対策分析(1/2)

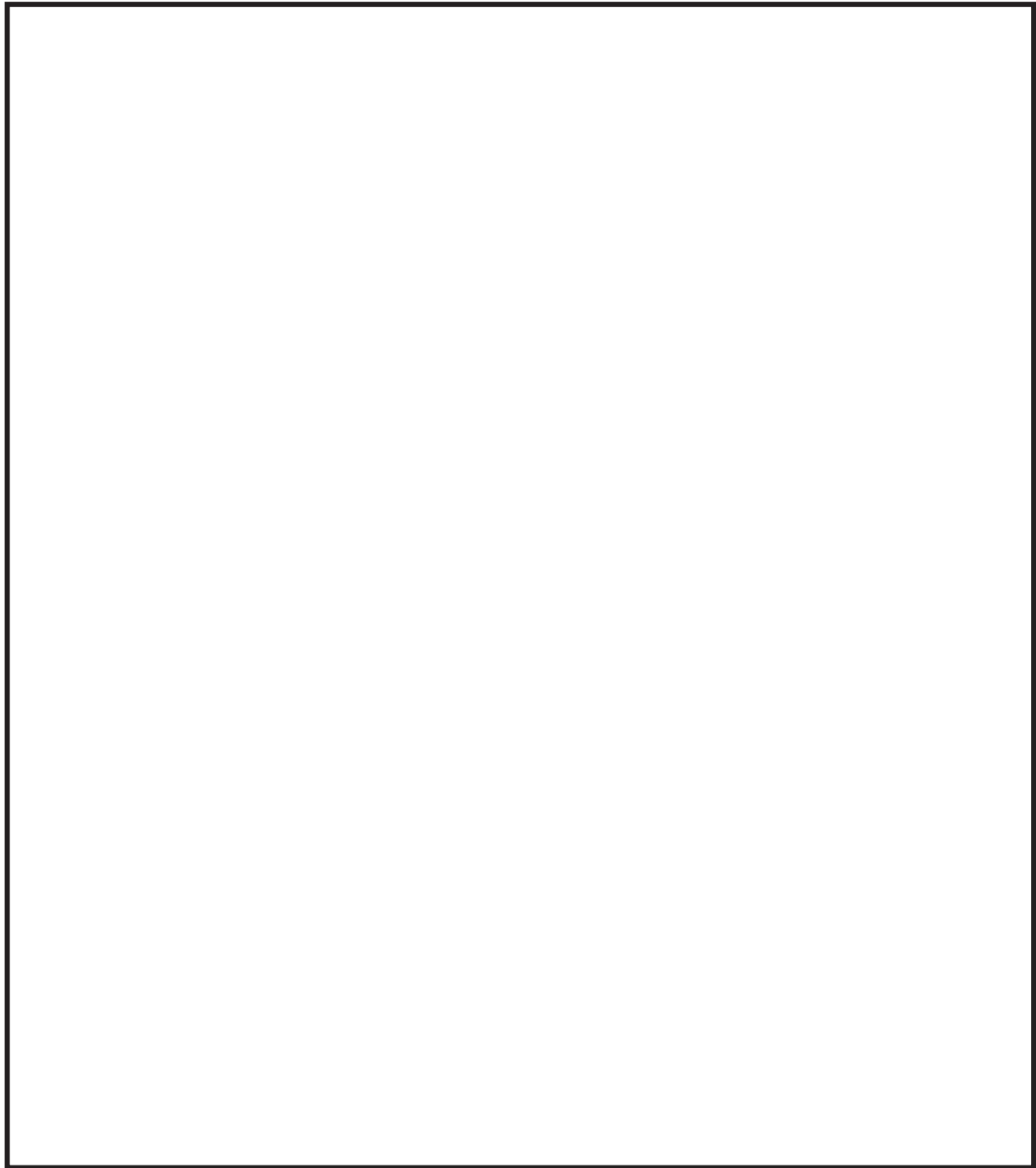


フロントライン系故障時の対応手段
 ①：運転の停止
 ②：手動操作による減圧（主蒸気速がし安全弁）
 サポート系故障時の対応手段
 ③：運転の停止
 ④：主蒸気速がし安全弁動作による主蒸気速がし安全弁機能回復
 ⑤：主蒸気速がし安全弁動作による可搬設備動作による主蒸気速がし安全弁機能回復
 ⑥：代静高圧蒸気ガス供給系（非常用）による減圧
 ⑦：可搬設備動作による減圧
 ⑧：常設代替電源設備による復旧
 ⑨：可搬代替電源設備による復旧

注：⑥の故障は、ADS機能付SRV A、E、Lの1個が対象。
 ※1～移行する場合、SRVを空に置き替える。
 ※2～移行する場合、SRV Dを空に置き替える。

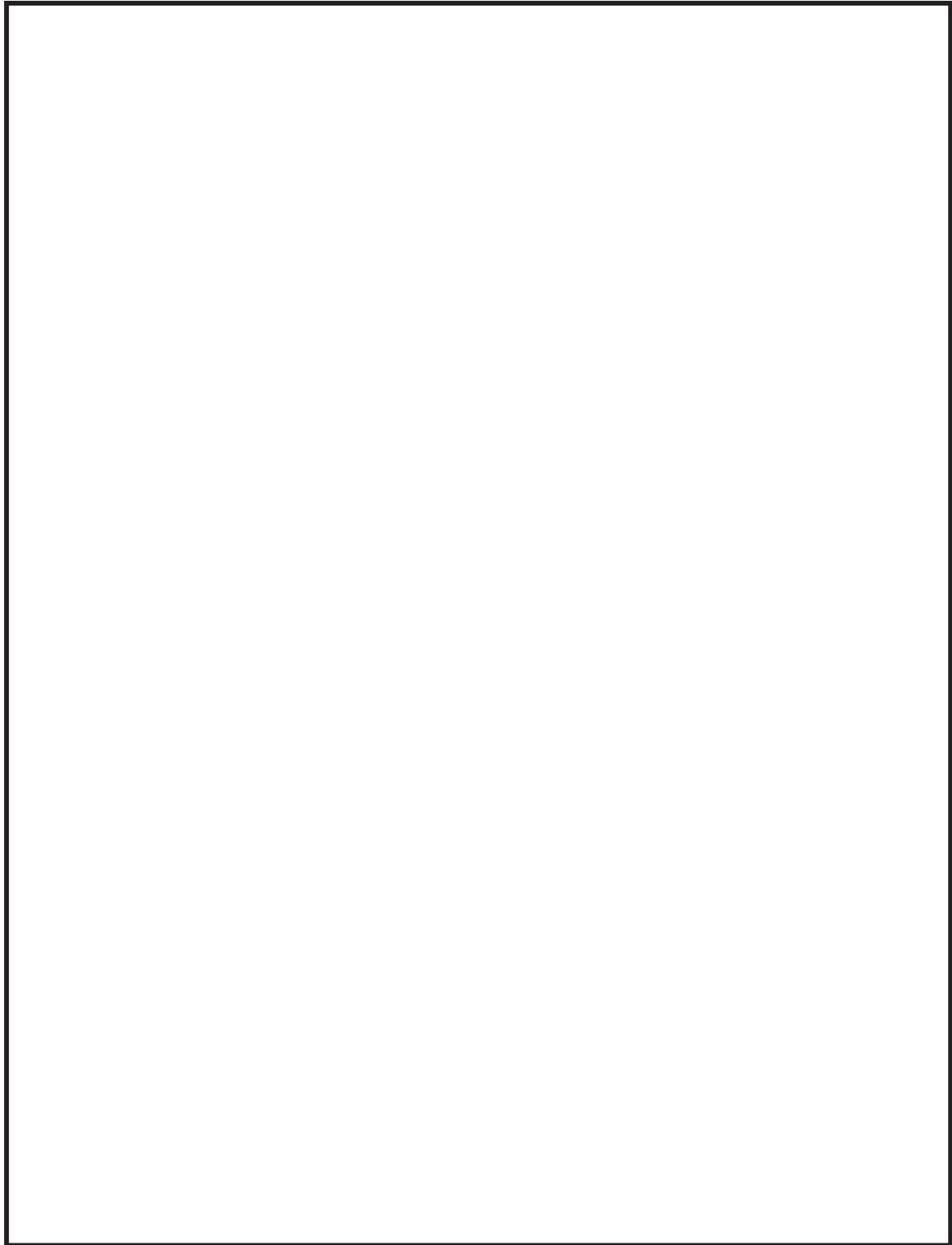


第 1.3.1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)



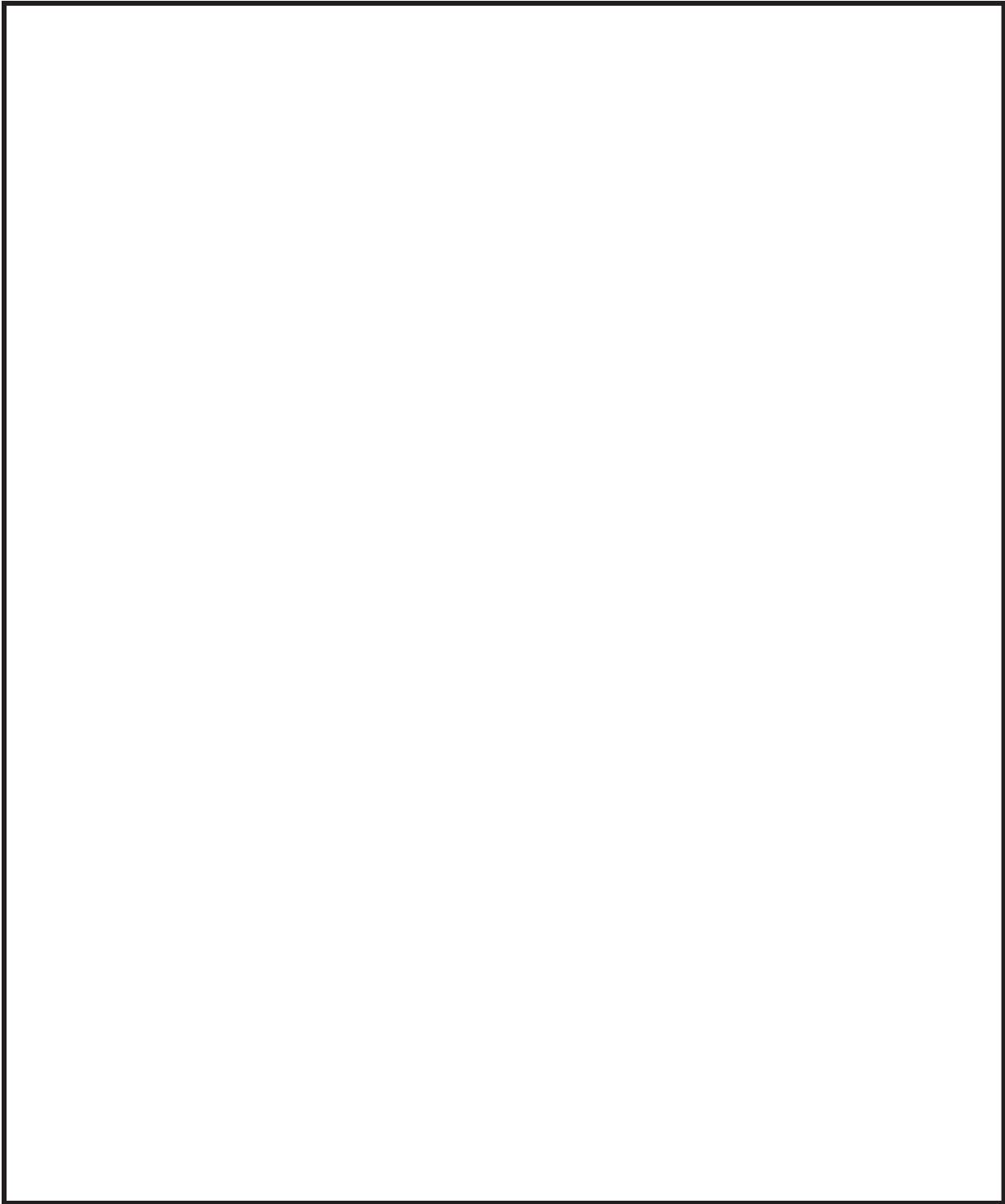
第 1.3.2 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「減圧冷却」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



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

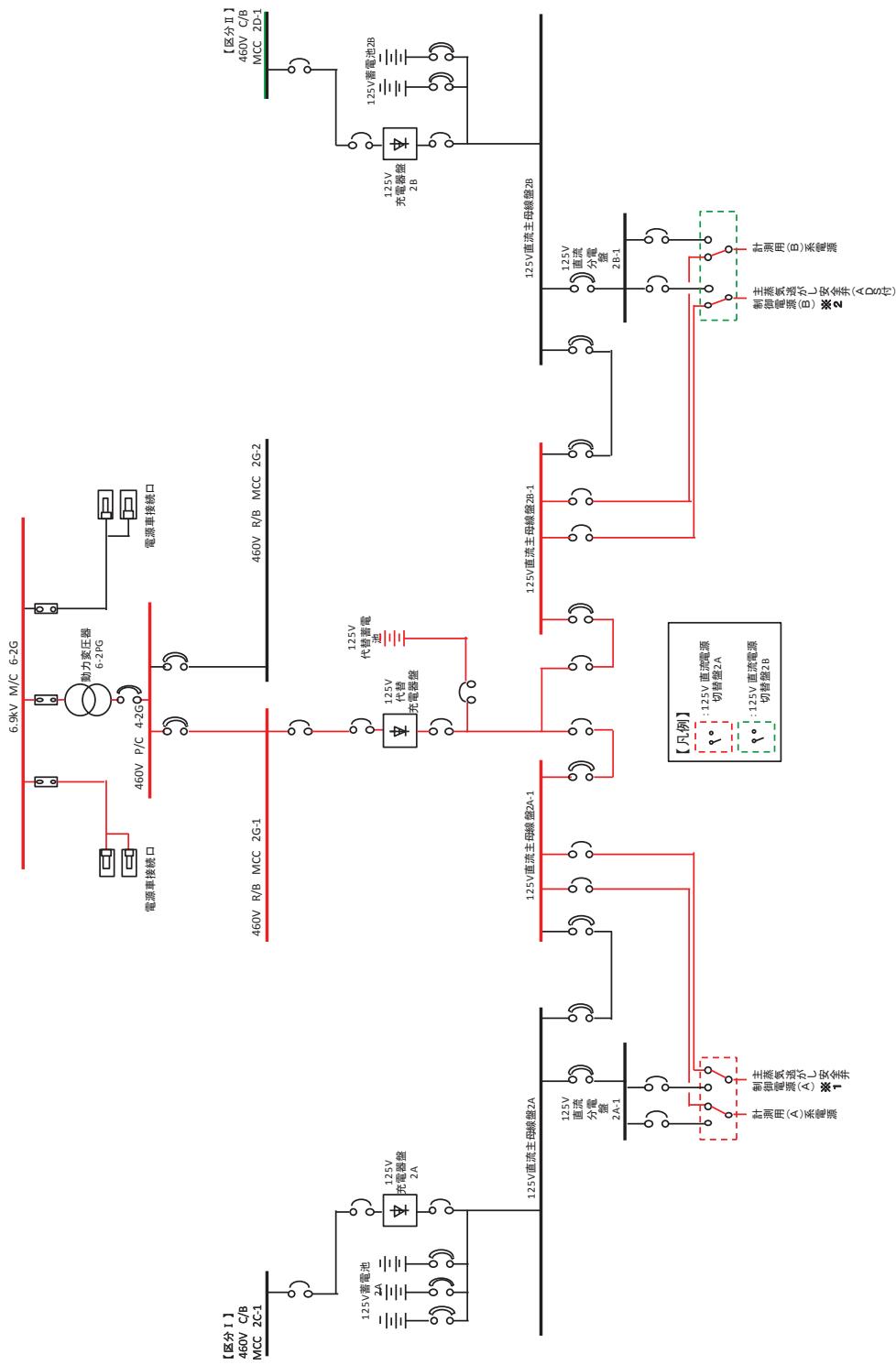
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



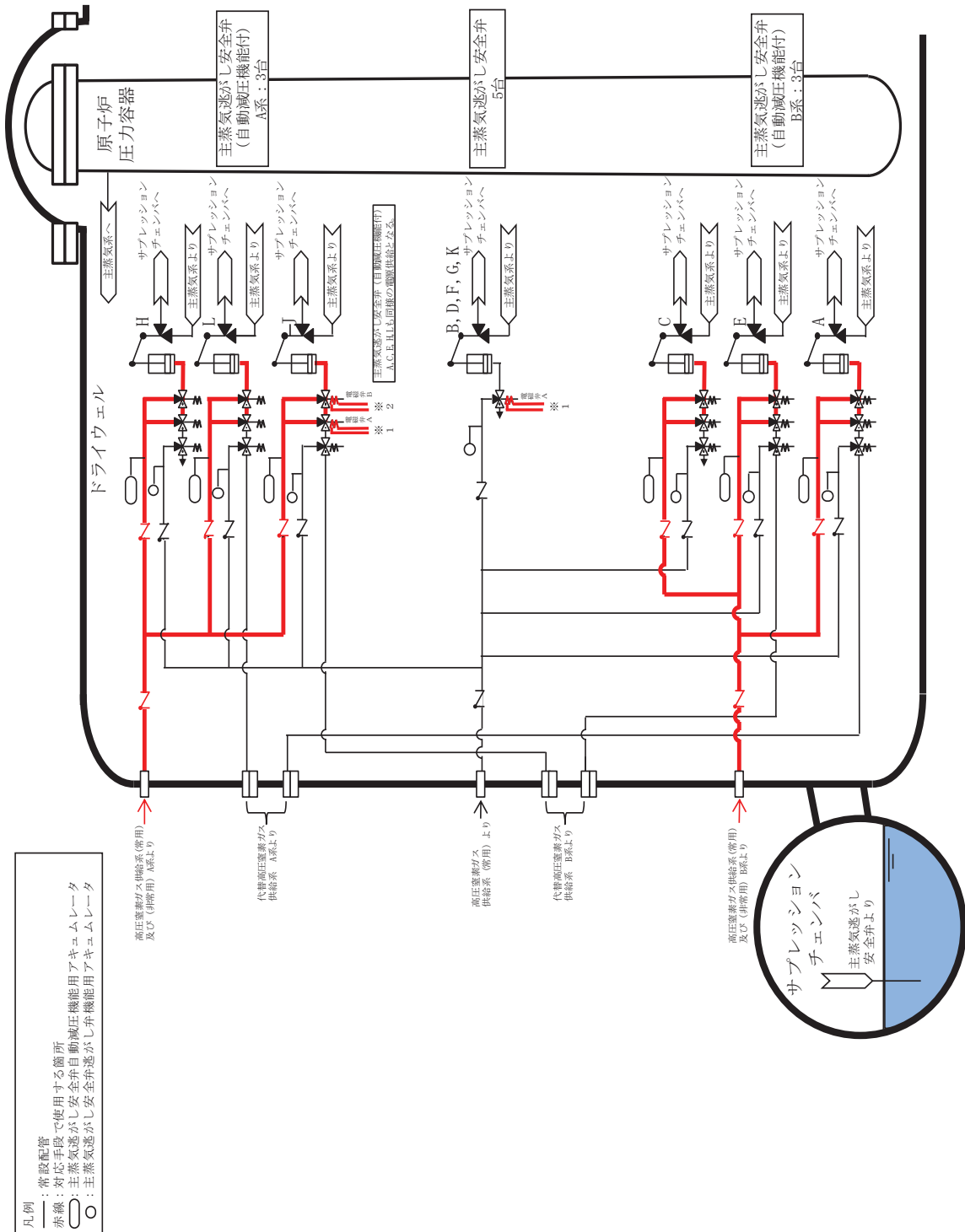
第 1.3.4 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「損傷炉心への注水」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

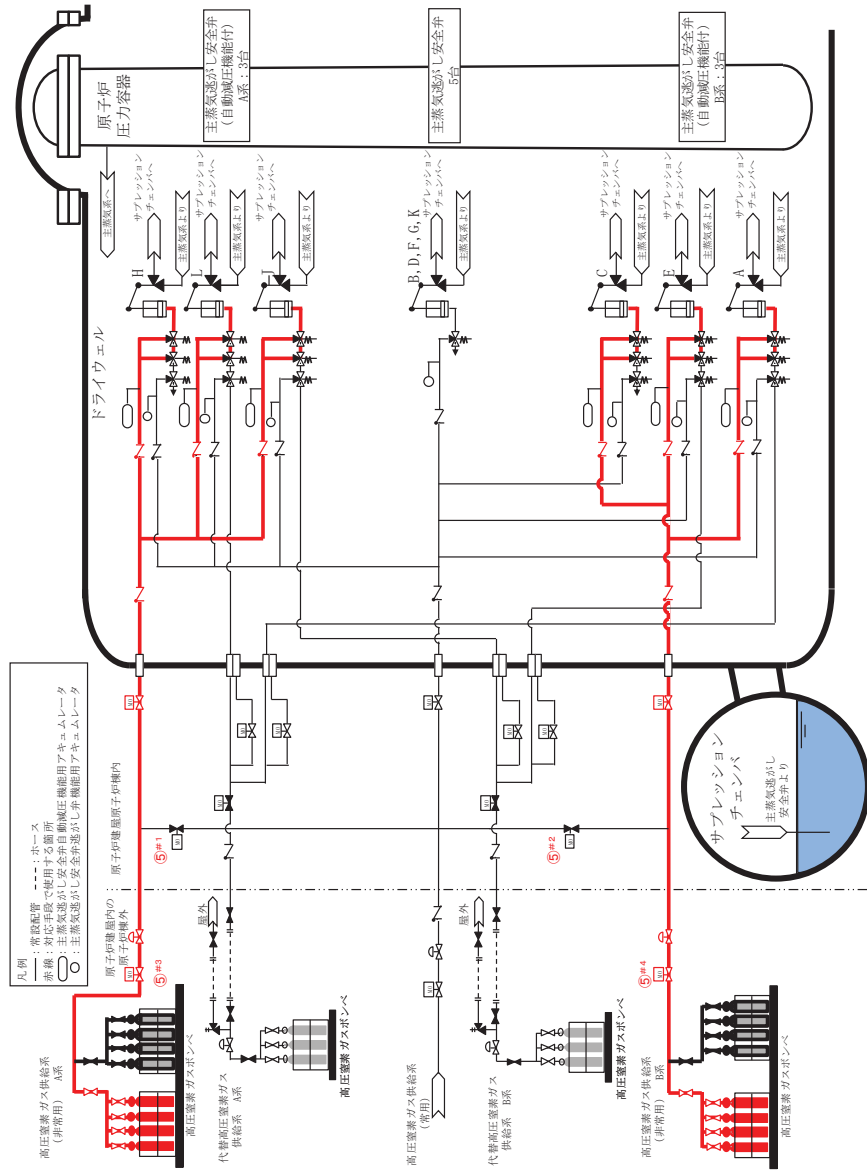
凡例
赤線：対応手段で使用する箇所



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



第 1.3.5 図 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放 概要図 (2/3)



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

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

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																				備考		
		10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m	110m	120m	130m	140m	150m	160m	170m	180m	190m	200m			
可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放	中央制御室運転員A	約50分 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放																				操作手順		
		受電切替え ^{※1}																						
	減圧操作及び減圧確認 ^{※1}																							⑦⑧
	高圧窒素ガス供給系(非常用)系統構成 ^{※1}																							④⑤
	1																							
	2																							

※1：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

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

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																			備考				
		10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m	110m	120m	130m	140m	150m	160m	170m	180m	190m		200m			
主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁開放	1 中央制御室運転員A	約95分	▽																			操作手順			
				可搬型計測器接続※1																				②	
					減圧確認																			⑧	
						↑																			
							高圧窒素ガス供給系(非常用)系統構成※1																	③④	
	2 現場運転員B, C						可搬型蓄電池, ケーブル接続※1																⑤		
								減圧操作開始※1																⑦	

※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

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

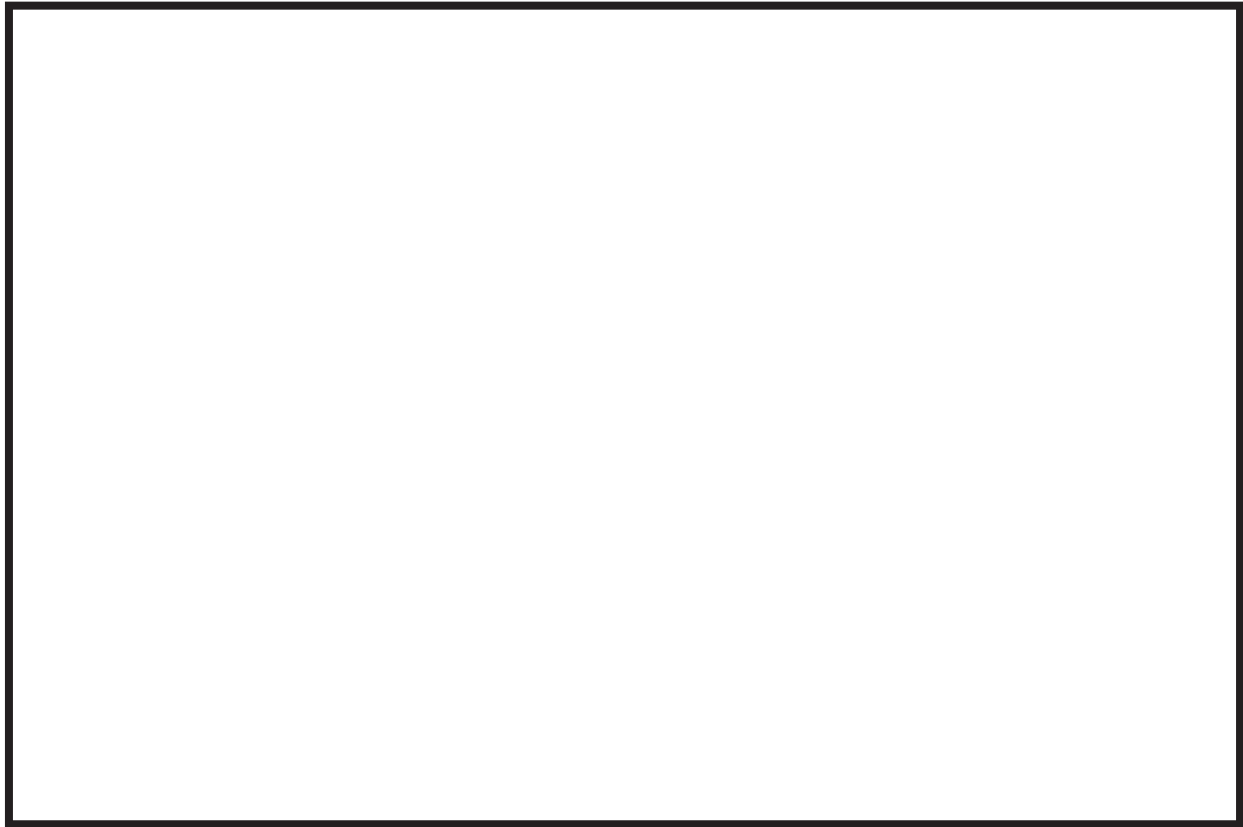
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																			備考
		10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m	110m	120m	130m	140m	150m	160m	170m	180m	190m	
高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保	中央制御室運転員A	高圧窒素ガス供給系原子炉格納容器入口圧力低警報発生 約50分 高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保																			操作手順
	1	窒素ガス供給確認																			⑦
	2	移動及びび系統構成※1																			②③

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

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																			備考
		10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m	110m	120m	130m	140m	150m	160m	170m	180m	190m	
高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保	現場運転員B, C	高圧窒素ガス供給系窒素ガスボンベ出口圧力低警報発生 約35分 高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保																			操作手順
	2	移動及びびボンベ切替え※1																			⑥

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

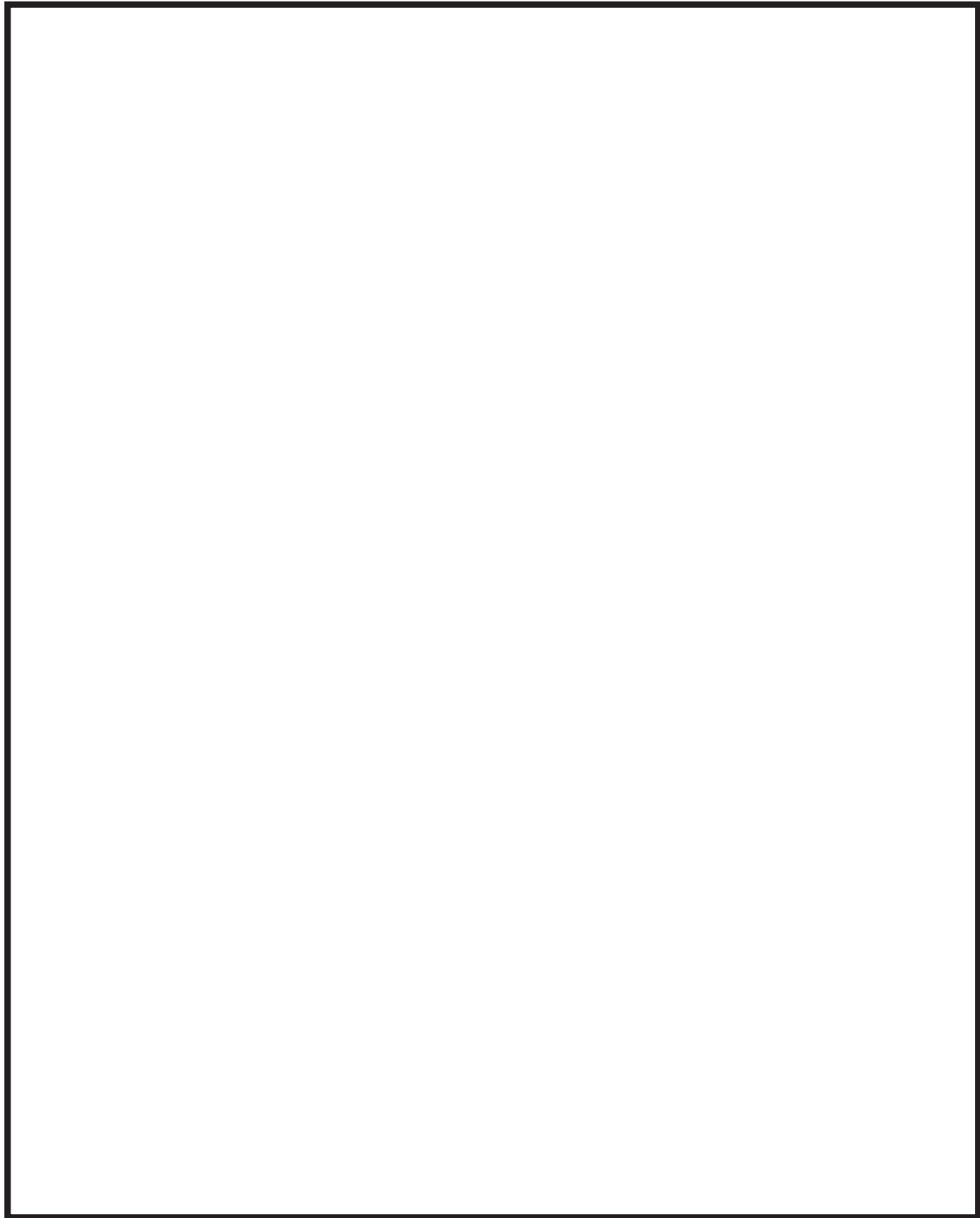
第 1.3.10 図 高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保 タイムチャート



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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

1.3-55



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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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

※1: 破断の規模によっては, 現場での隔離操作の所要時間は5時間以内となる。

※2: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

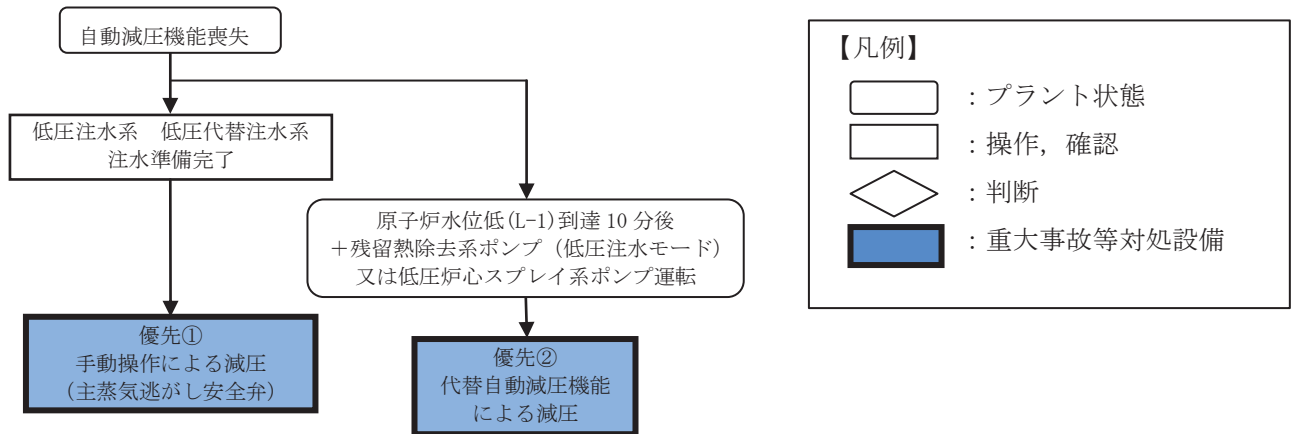
※3: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※4: 保護具装着時間に余裕を見込んだ時間

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

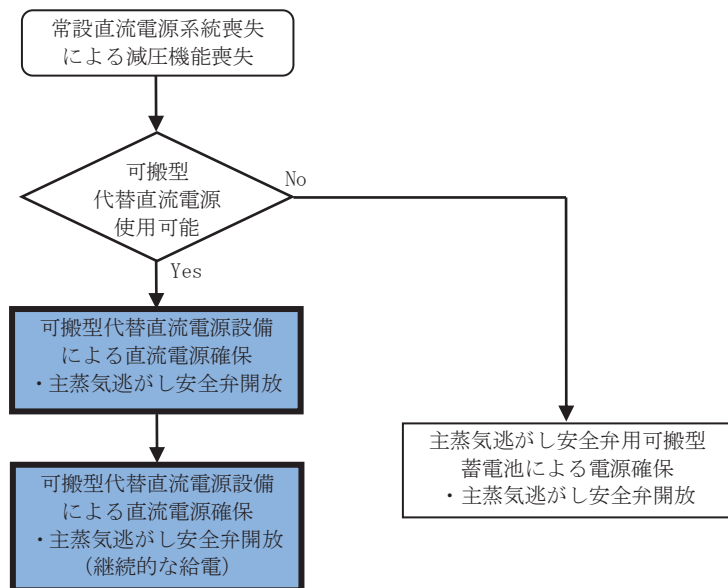
第 1.3.15 図 インターフェイスシステム LOCA 発生時の原子炉の減圧タイムチャート

(1) フロント系故障時の対応手段の選択

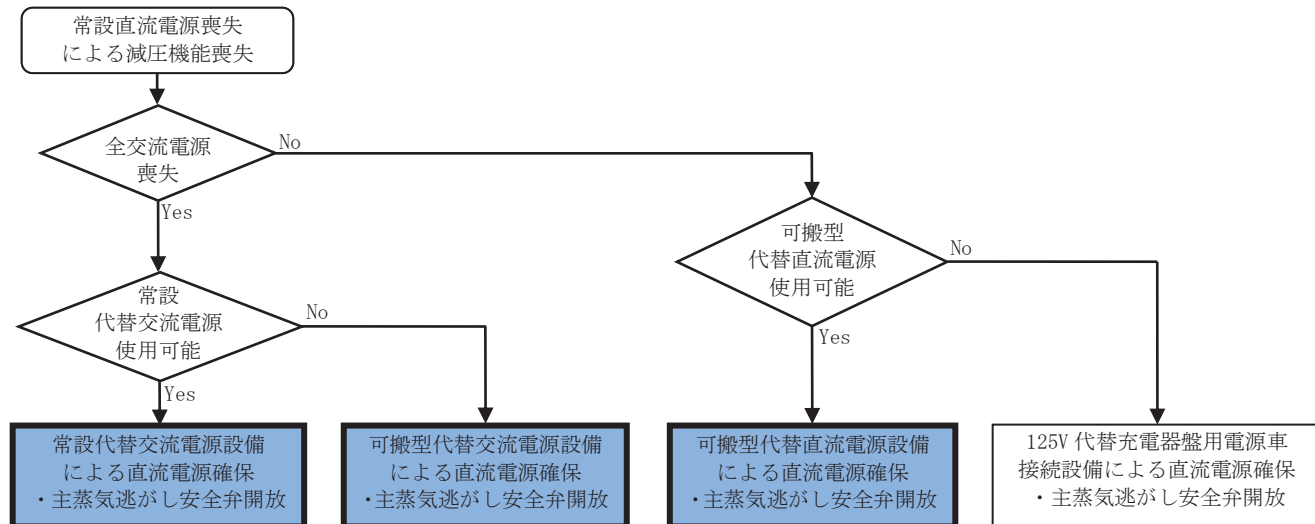


第 1. 3. 16 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

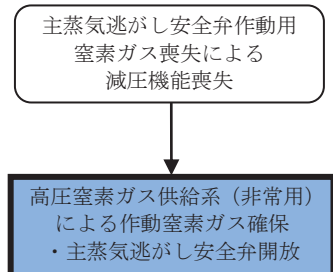
(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (1/4)



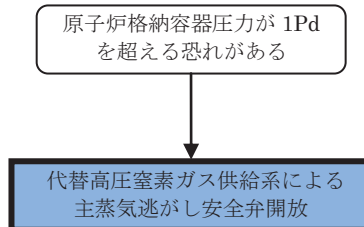
(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (2/4)



(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (3/4)



(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (4/4)



第 1.3.16 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/4）

技術的能力審査基準（1.3）	番号	設置許可基準規則（46条）	技術基準規則（61条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第61条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
		<p>(1) 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>	⑧
<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>	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>	⑨
<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>	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>	⑩
<p>c) 減圧用の弁が動作可能な環境条件を明確にすること。</p>	④	<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に動作すること。</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動作すること。</p>	⑪
<p>(2) 復旧 a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を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>	⑤			
<p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR） a) SGTR発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を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>	⑥			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/4）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
減圧の自動化	代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能)	既設	① ⑦ ⑧	-	-	-	-	-	
	ATWS 緩和設備 (自動減圧系 作動阻止機能)	既設 新設							
	主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付 A, C, E, H, J, L の 6 個)	既設							
	主蒸気系 配管 (排気管含む)	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
手動操作による減圧	主蒸気逃がし安全弁	既設	① ⑦	-	-	-	-	-	
	主蒸気系 配管 (排気管含む)	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用 アキュムレータ	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							
	所内常設蓄電式直流 電源設備	既設 新設							
	常設代替直流電源 設備	新設							
	可搬型代替直流電源 設備	既設							
	常設型代替交流電源 設備	既設							
	可搬型代替交流電源 設備	既設							
主蒸気逃がし安全弁機能回復 可搬型代替直流電源設備による	可搬型代替直流電源 設備	新設	① ② ⑦ ⑨	主蒸気逃がし安全弁 可搬型蓄電池接続による 主蒸気逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁 用可搬型蓄電池	可搬	95 分	3 名	自主対策 とする理 由は本文 参照
	主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付)	既設			主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付)	既設			
	主蒸気系 配管 (排気管含む)	既設			主蒸気系 配管 (排気管含む)	既設			
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設			主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設			
	-	-			-	-			

※ 1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順書」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/4）

■：重大事故等対処設備

■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順書」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/4）

■：重大事故等対処設備

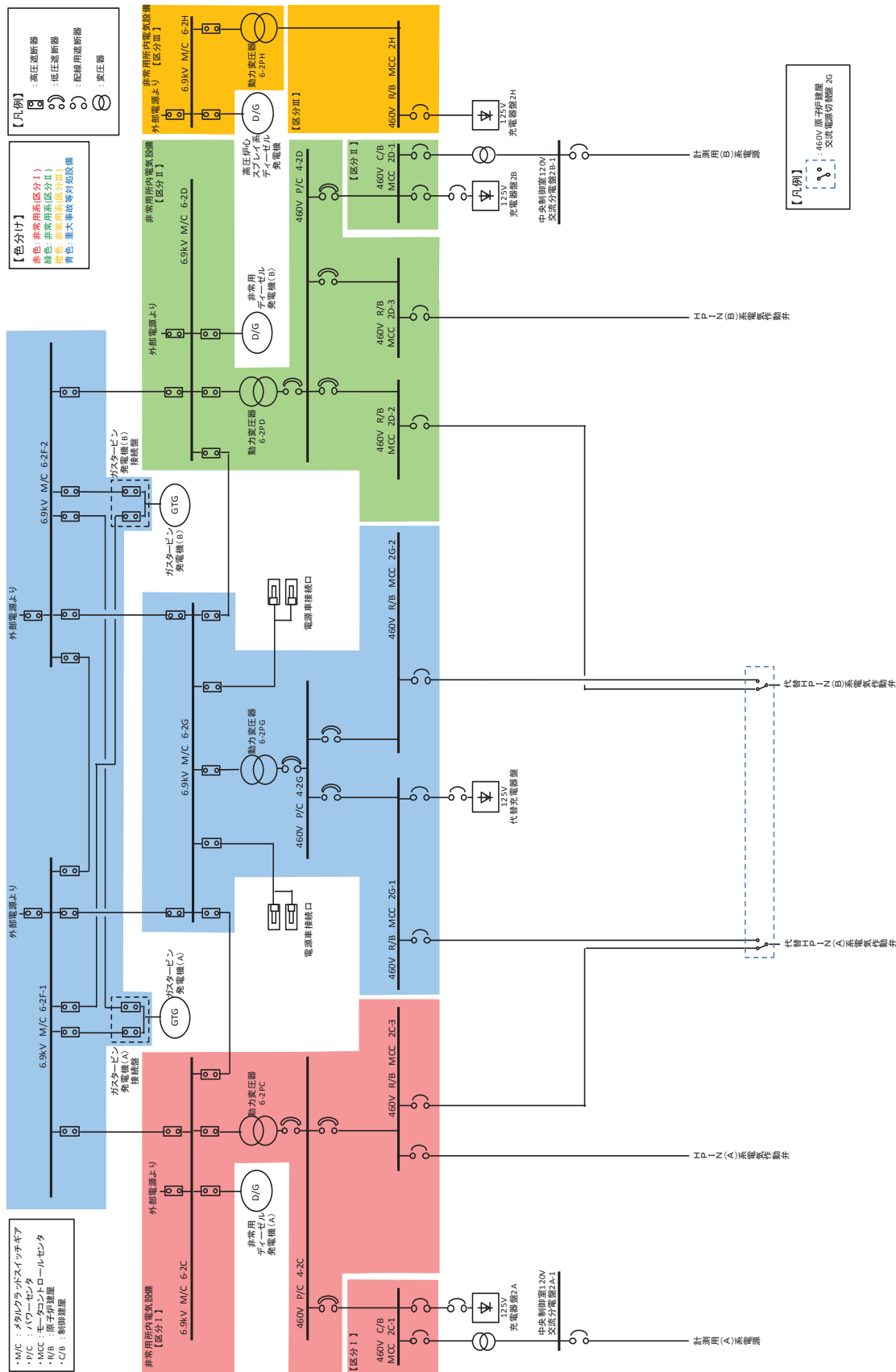
■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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

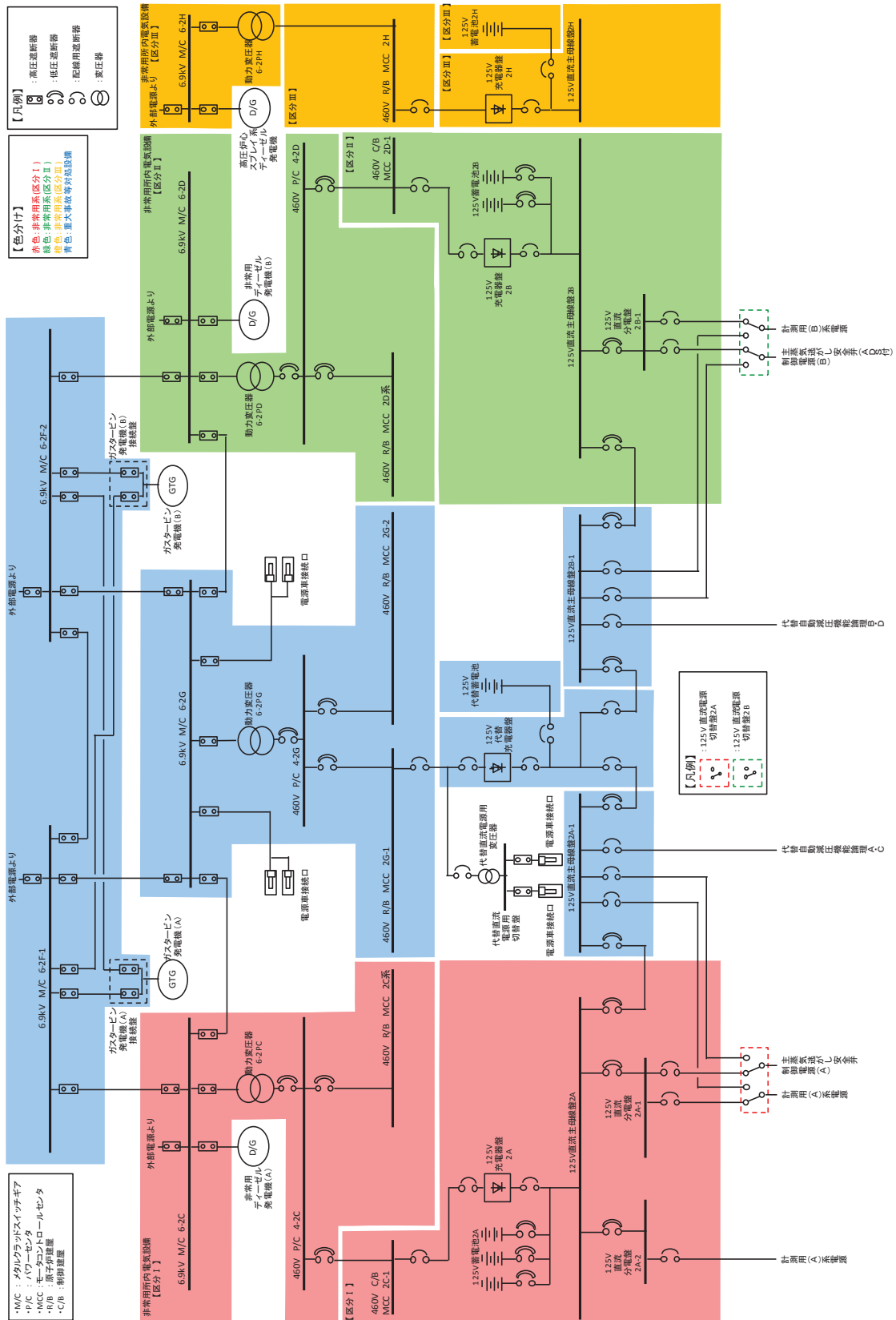
※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順書」にて整備する。

対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.3.2



第1図 電源構成図 (交流電源)



第2図 電源構成図 (直流電源)

重大事故等対策の成立性

1. 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放

a. 操作概要

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

b. 作業場所

原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数 : 2名（現場運転員2名）

想定時間 : 50分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

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

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

操作性：通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



系統構成

2. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放

a. 操作概要

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

b. 作業場所

制御建屋 （非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：95分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

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

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

操作性：通常の端子操作であり，容易に接続が実施可能である。

操作に必要な資機材は操作場所近傍に配備する。

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保

(1) 高圧窒素ガス供給系（非常用）へのライン切替え

a. 操作概要

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

b. 作業場所

原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数 : 2 名 (現場運転員 2 名)

想定時間 : 50 分 (訓練実績等)

d. 操作の成立性について

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

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

操作性：通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) 高圧窒素ガスボンベ（待機側）への切替え

a. 操作概要

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

b. 作業場所

原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉棟外）

c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数 : 2名（現場運転員2名）

想定時間 : 35分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

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

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

操作性：通常のボンベ切替え操作であり、容易に実施可能である。

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



系統構成



高圧窒素ガスボンベ



ポンベ切替え

4. 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放

a. 操作概要

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

b. 作業場所

原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉棟外）

c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数 : 2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 : 20 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

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

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

操作性：設備設置工事のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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

(1) 高圧炉心スプレイ系の現場隔離操作

a. 操作概要

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

b. 作業場所

原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）

c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数 : 2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 : 70 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

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

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

操作性：通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



HPCS 注入隔離弁



耐熱服 (イメージ)



自給式呼吸器

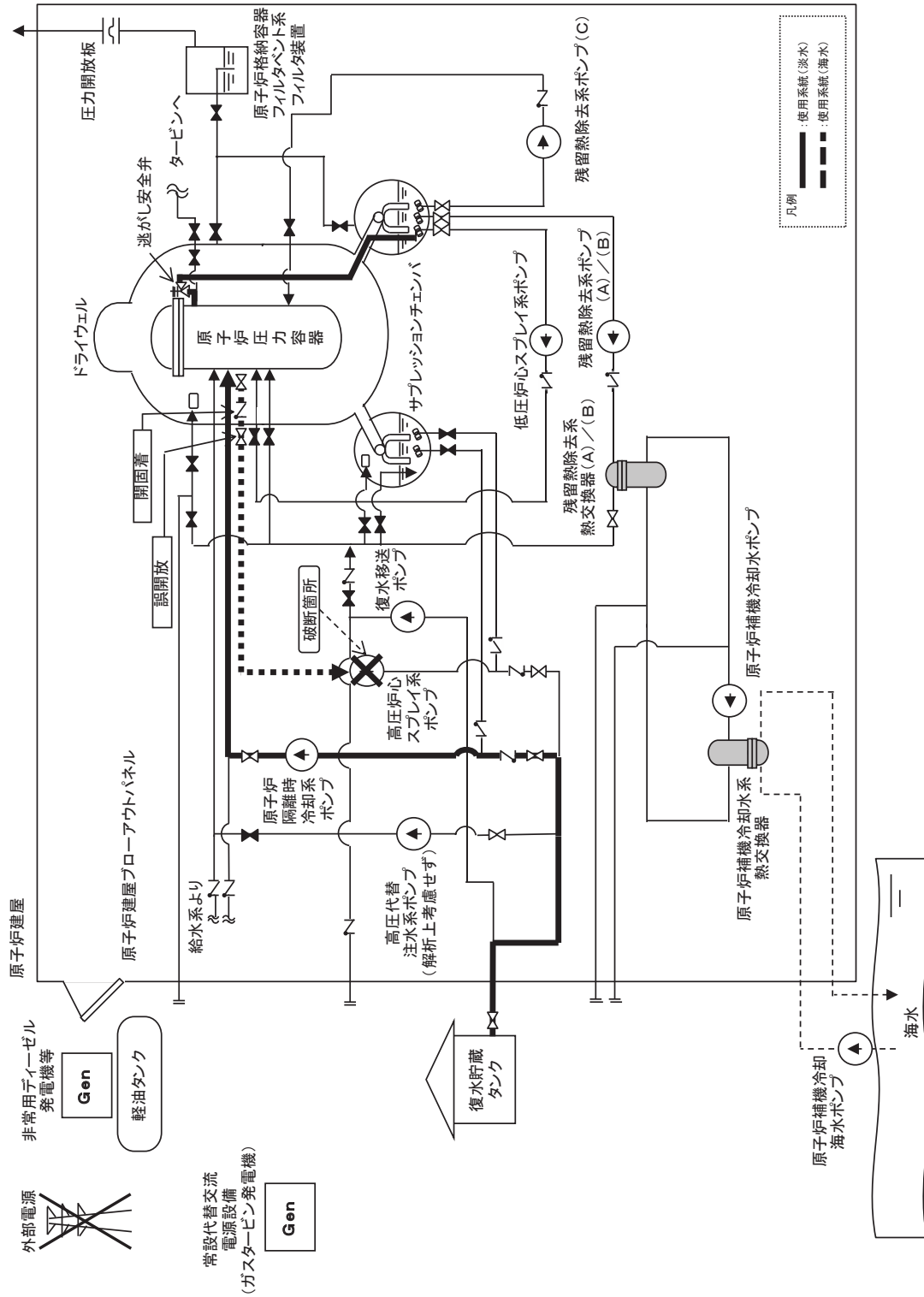


図1 格納容器バイパス（インターフェースシステム LOCA）時の重大事故等対策の概要図（1/4）

（原子炉注水）

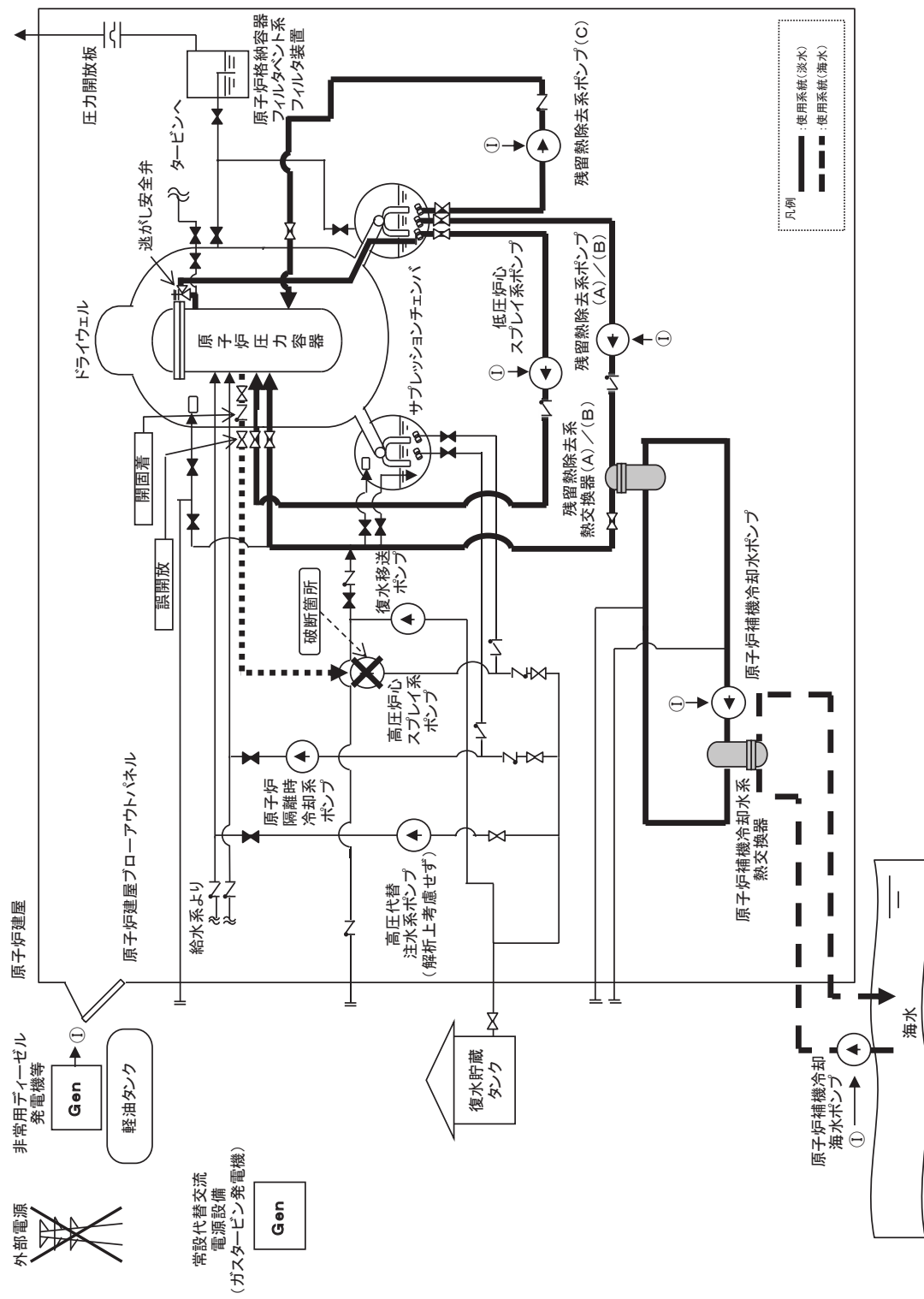


図2 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）時の重大事故等対策の概要図（2/4）

（原子炉急速減圧及び原子炉注水）

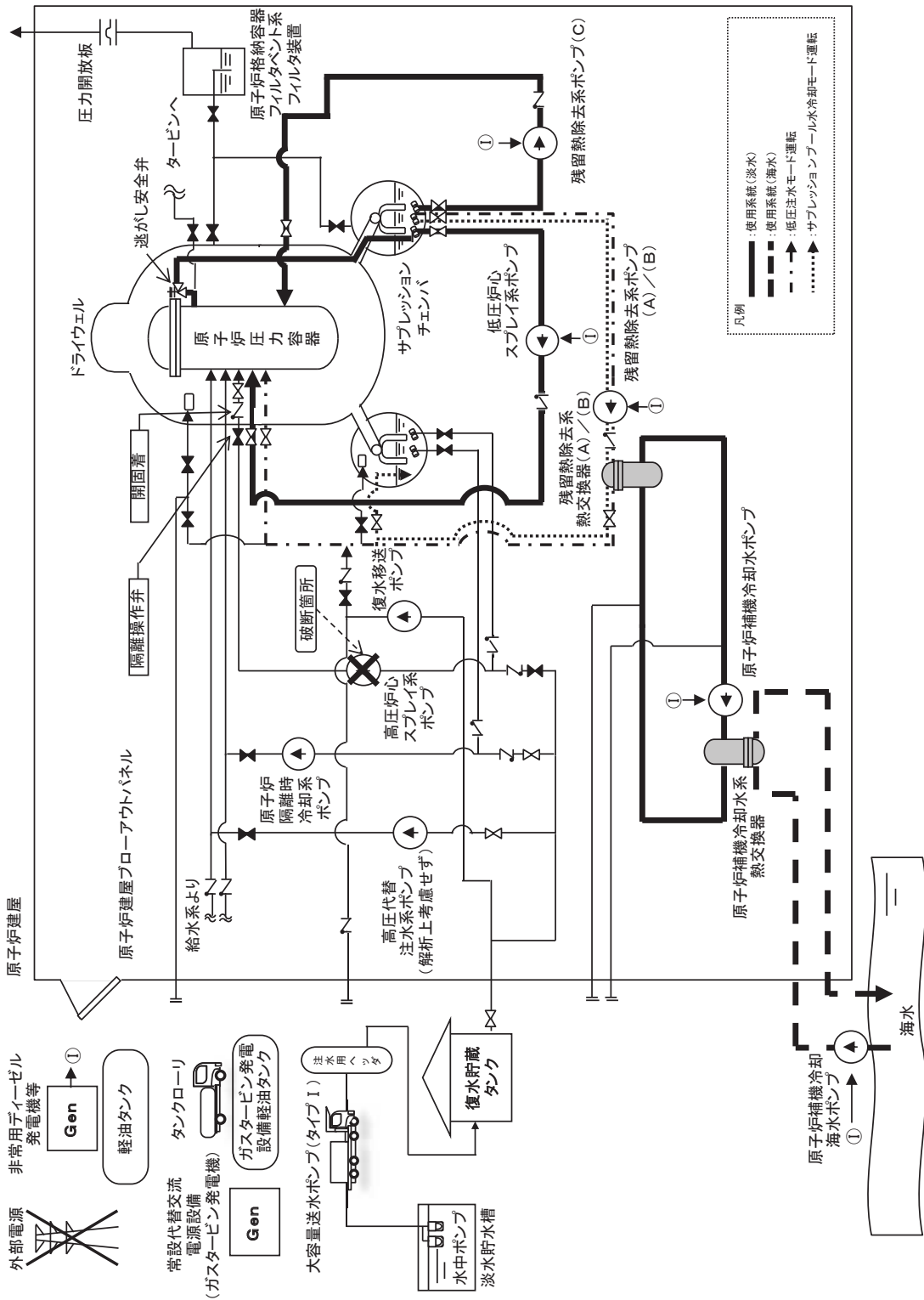


図3 格納容器バイパス (インターフェースシステム LOCA) 時の重大事故等対策の概要図 (3/4)
(原子炉注水及び格納容器除熱)

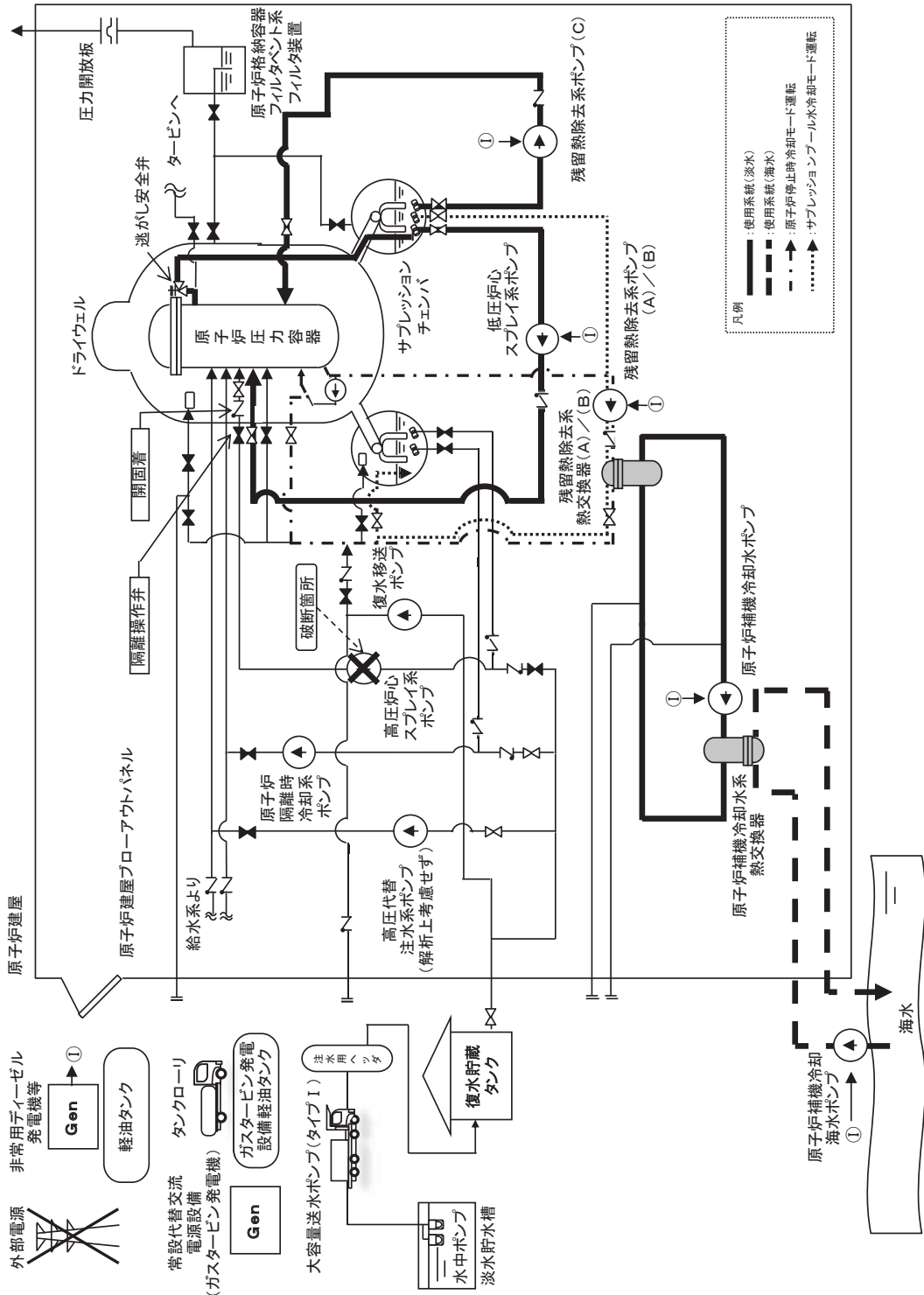


図4 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 時の重大事故等対策の概要図 (4/4)

(原子炉注水, 格納容器除熱及び原子炉冷却)

インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境について

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

1. インターフェイスシステム LOCA における破断面積の設定

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

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

2. 現場の想定

(1) 評価の想定と事故進展解析

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

前提条件：

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

事象進展：

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

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

事象発生直後：

原子炉自動スクラム

約 15 秒後：

原子炉隔離時冷却系自動起動

30 分後：

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

約 5 時間後：

インターフェイスシステム LOCA 発生箇所隔離

(2) 評価の結果

a. 温度・湿度・圧力の想定

主要なパラメータの時間変化を図 2 から図 4 に示す。

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

b. 冷却材漏えいによる影響

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

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

(3) 現場の線量率の想定について

a. 評価の想定

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

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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

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

b. 評価の方法

原子炉建屋内の空間線量率は, 以下のサブマージョンモデルにより計算する。

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

ここで、

D : 放射線量率 (Gy/h)

Q_{γ} : 原子炉建屋原子炉棟内放射エネルギー (Bq)

V_{RB} : 原子炉建屋原子炉棟内気相部容積 [115, 000m³]

E_{γ} : γ 線エネルギー (0.5MeV/dis)

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

R : 評価対象部屋の空間容積と等価な半球の半径 (m)

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

V_R : 評価対象エリア 気相部容積 [5, 100m³]

c. 評価の結果

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

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3. 現場の隔離操作

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

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

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

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

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

（出典：消費者庁 News Release（平成25年2月27日））

4. まとめ

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

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

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

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

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表2 インターフェイスシステム LOCA 時の追加放出量

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

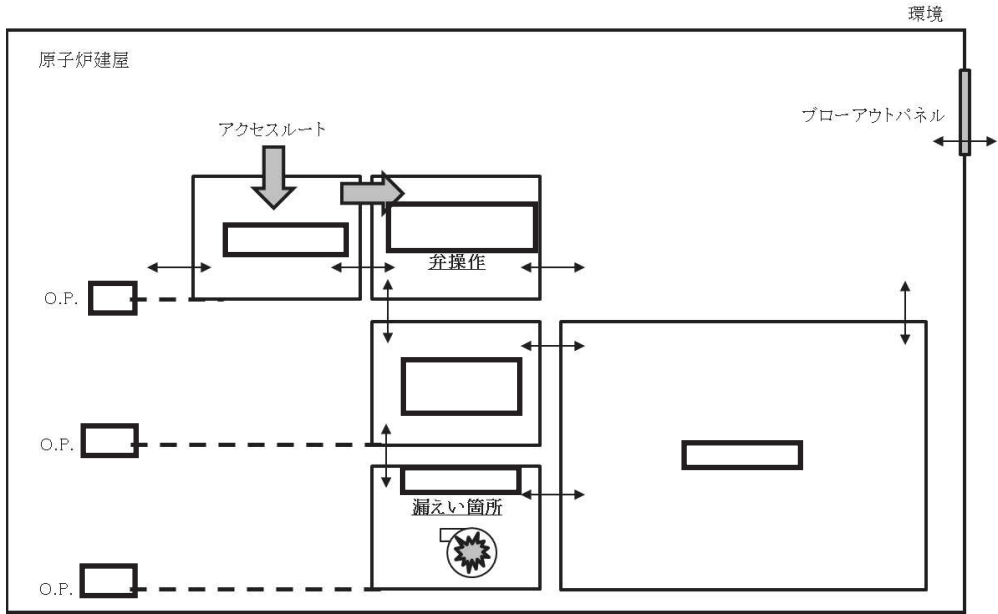


図1 インターフェイスシステム LOCA における原子炉建屋ノード分割モデル

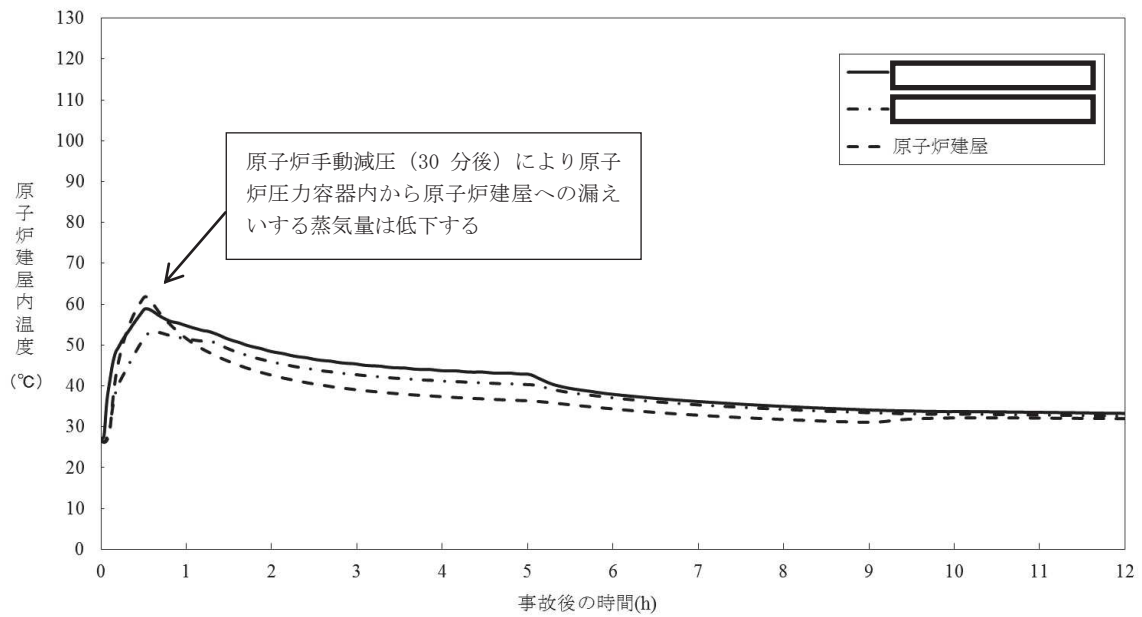


図2 原子炉建屋内の温度の時間変化 (インターフェイスシステム LOCA)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1. 3-85

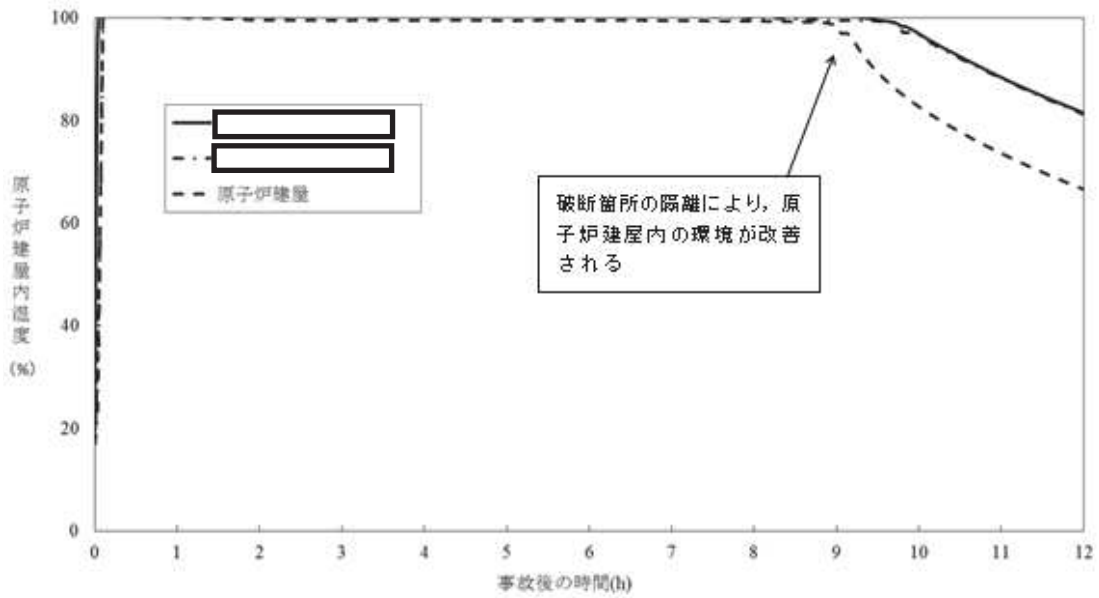


図3 原子炉建屋内の湿度の時間変化（インターフェイスシステム LOCA）

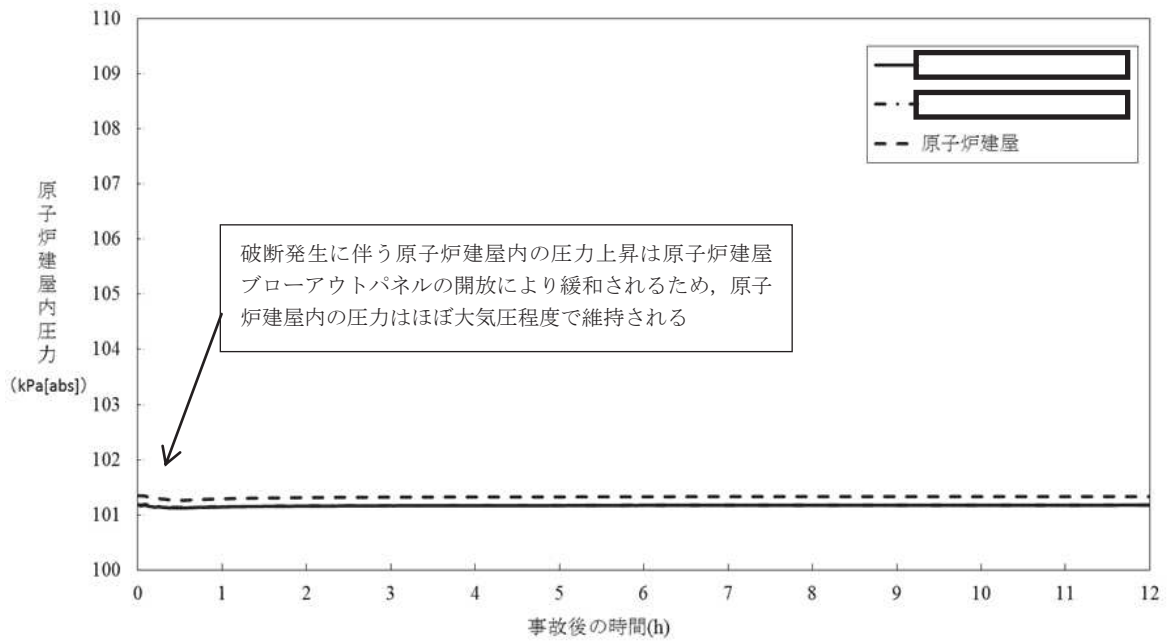


図4 原子炉建屋内の圧力の時間変化（インターフェイスシステム LOCA）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

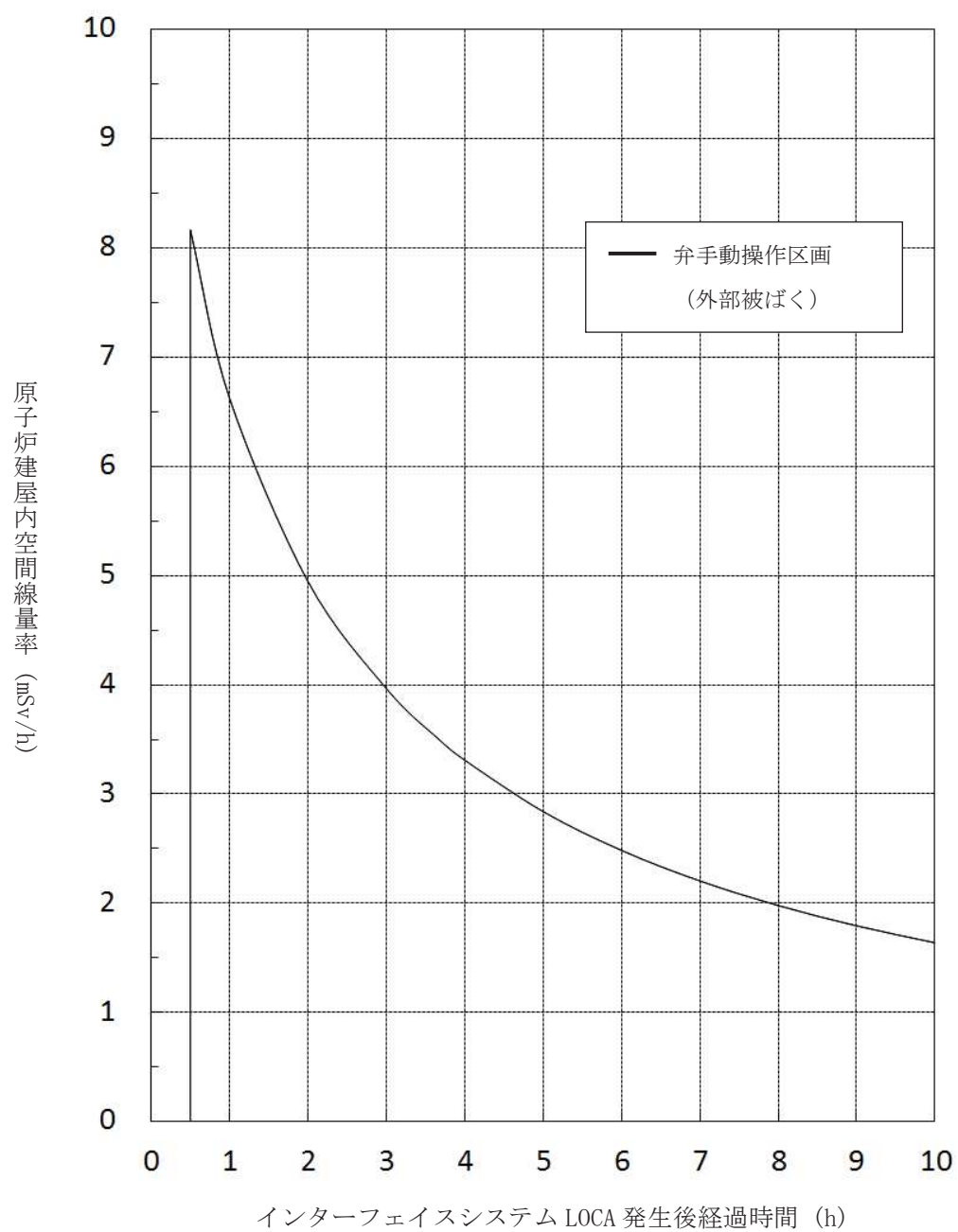
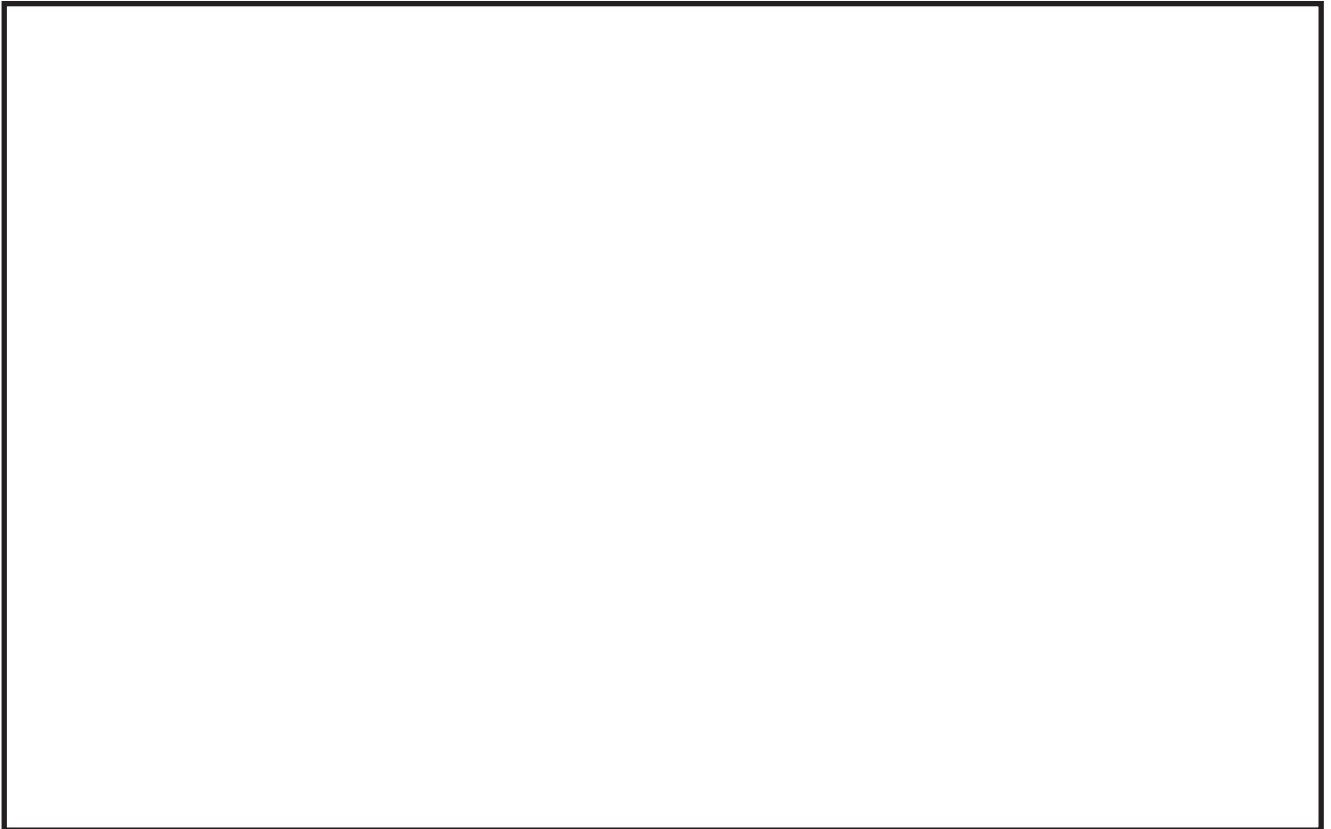
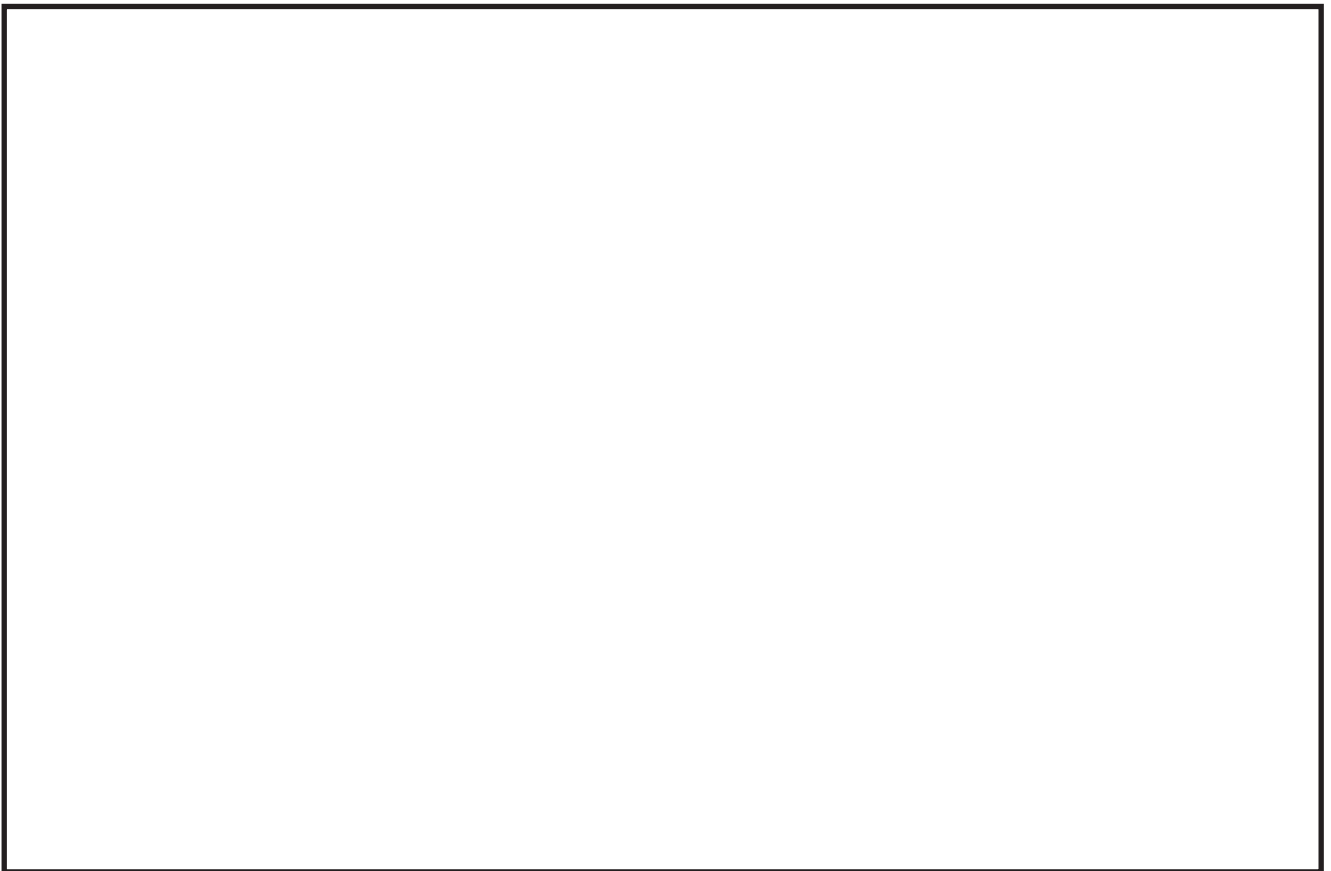


図5 原子炉建屋内線量率の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



(a) 平面図



(b) 断面図

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1. 3-88

インターフェイスシステムLOCA発生時の検知手段について

(1) インターフェイスシステムLOCA発生時の判断について

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

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

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

(2) ISLOCA、格納容器内でのLOCAの判別について

ISLOCA、格納容器内でのLOCA発生時のパラメータ比較を表1に示す。

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

表1 ISLOCAと格納容器内でのLOCA発生時のパラメータ比較

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

※漏えい量により変動しない場合がある。

(3) ISLOCAの漏えい場所（エリア）特定方法について

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

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

高圧炉心スプレイ系の漏えい確認設備概要を図1に示す。

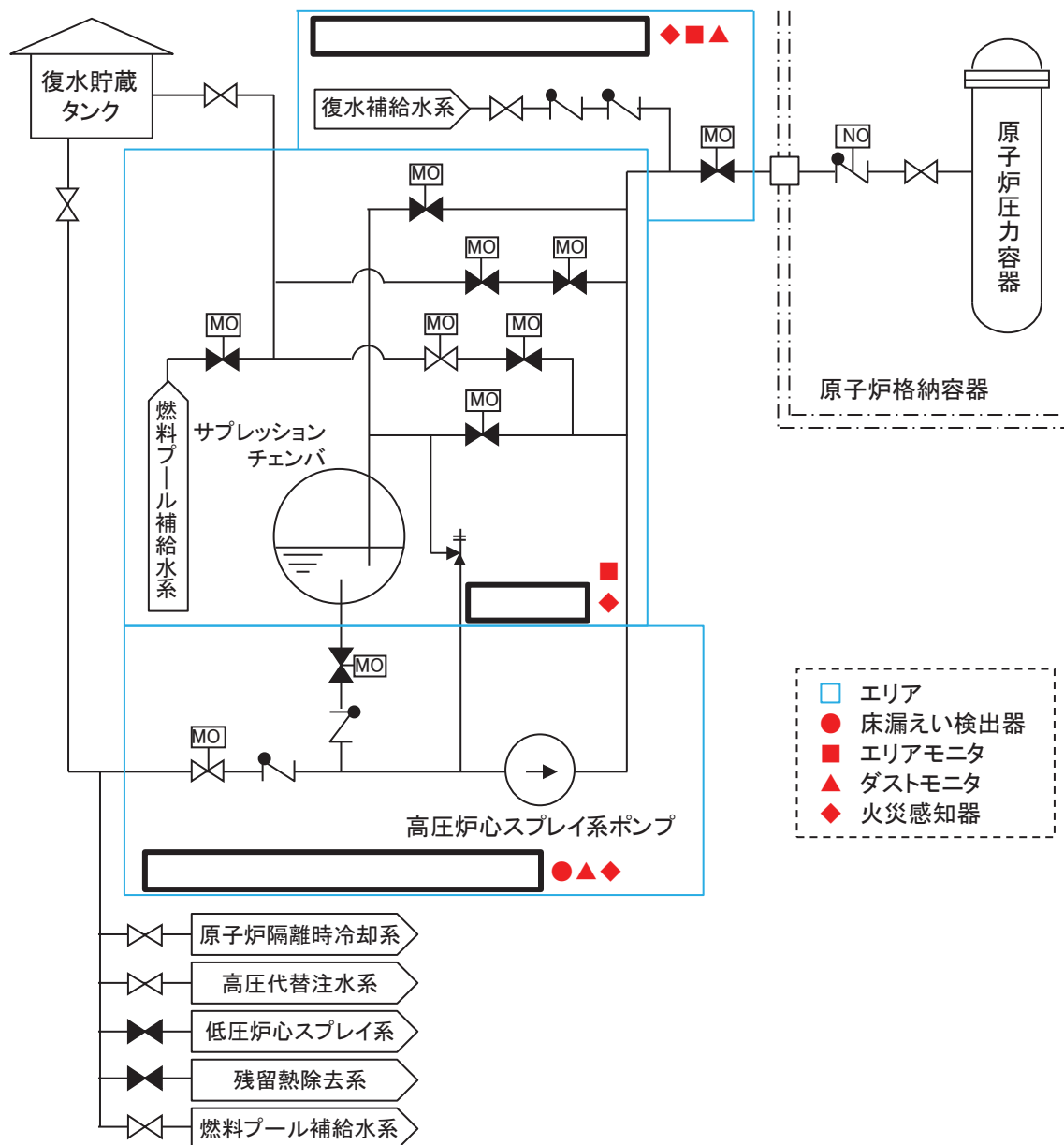


図1 高圧炉心スプレイ系漏えい確認設備概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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

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

1. 低圧代替注水系以外の注水手段がない場合

【判断基準】

高圧注水系の不調等により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）～原子炉水位高（レベル 8）に維持不可で原子炉圧力容器内の水位が低下している場合は、著しい炉心損傷の抑制を目的として、原子炉圧力容器への注水準備が完了している系統が低圧代替注水系（常設）復水移送ポンプ 1 台のみであっても急速減圧操作を実施する。

【理由】

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

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

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

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

以上

解釈一覧
1. 判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容		解釈
1.3.2.1	フロント ライン系故障時の対 応手順	(1)代替減圧	a. 手動操作による減圧	主蒸気逃がし安全作動用窒素ガスが確保(高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力指示値が圧力低警報値()以上)され、かつ作動電磁弁が正常(電磁弁電源断警報なし)な状態
1.3.2.2	サポート 系故障時の対応手順	(1)常設直流電源系 統喪失時の減圧	a. 可搬型代替直流電源 設備による主蒸気逃が し安全弁(自動減圧機能 付)開放 b. 主蒸気逃がし安全弁 用可搬型蓄電池による 主蒸気逃がし安全弁(自 動減圧機能付)開放	高圧窒素ガス供給系窒素ボンベ出口圧力指示値 が低警報設定値()以上確保さ れている場合
		(2)主蒸気逃がし安 全弁作動窒素ガス 喪失時の減圧	a. 高圧窒素ガス供給系 (非常用)による主蒸気 逃がし安全弁駆動源確 保	高圧窒素ガス供給系窒素ボンベ出口圧力指示値 が低警報設定値()以上確保さ れている場合
			高圧窒素ガス供給系原子炉格納容 器入口圧力低警報が発生した場合	HPIN 常用系原子炉格納容器入口圧力低警報 ()以下)が発生している場合
			高圧窒素ガス供給系窒素ガスボン ベ出口圧力低警報が発生した場合	HPIN 窒素ガスボンベ出口圧力低警報 ()以下)が発生している場合

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧 (1/2)

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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧 (2/2)

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

3. 弁番号及び弁名称一覧

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

1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等

< 目次 >

1.8.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段及び設備

(a) 原子炉格納容器下部注水

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

(a) 原子炉圧力容器への注水

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 手順等

1.8.2 重大事故等時の手順

1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順

(1) 原子炉格納容器下部注水

a. 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

c. ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水

1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順

(1) 原子炉圧力容器への注水

a. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

c. ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

e. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

f. 制御棒駆動水压系による原子炉圧力容器への注水

1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

添付資料 1.8.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.8.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.8.3 重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

添付資料 1.8.4 解釈一覧

1. 操作手順の解釈一覧
2. 弁番号及び弁名称一覧

1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

(1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却

a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

(2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止

a) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）を抑制すること及び熔融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止することにより原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する対処設備を整備している。

また、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備を整備している。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.8.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIによる原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する必要がある。

また、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する必要がある。

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

なお、対応手段の選定は電源の有無に依存しないことから、交流電源を確保するための対応手段を含めることとする。

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

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十一条及び技術基準規則第六十六条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.8.1表に整理する。

a. 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段及び設備

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器の破損に至る可能性がある場合、あらかじめ原子炉格納容器下部に注水しておくことで、原子炉圧力容器が破損に至った場合においても、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却性を向上させ、MCCIの抑制及び熔融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触防止を図る。

また、原子炉圧力容器破損後は原子炉格納容器下部に注水を継続することで、

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却し、MCCI の抑制及び熔融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触防止を図る。

(a) 原子炉格納容器下部注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、原子炉格納容器下部へ注水する手段がある。

i. 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水
原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水で使用される設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・補給水系 配管・弁
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・燃料プール補給水系 弁
- ・原子炉格納容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・代替所内電気設備

ii. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水で使用される設備は以下のとおり。

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

なお、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡

水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

iii. ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水

ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・ろ過水系 配管・弁
- ・補給水系 配管・弁
- ・原子炉格納容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉格納容器下部注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、補給水系配管・弁、高圧炉心スプレイ系配管・弁、燃料プール補給水系弁、原子炉格納容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、代替所内電気設備、燃料補給設備、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース延長回収車及びホース・注水用ヘッド・接続口は重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

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

（添付資料 1.8.1）

以上の重大事故等対処設備により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することができる。

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

- ・ろ過水ポンプ、ろ過水タンク、ろ過水系 配管・弁

耐震性が確保されておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが、ろ過水系が健全であれば、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心冷却する手段として有効である。

b. 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

(a) 原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉压力容器へ注水する手段がある。

i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉压力容器への注水

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉压力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 A 系 配管・弁
- ・残留熱除去系 B 系 配管・弁
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・燃料プール補給水系 弁
- ・原子炉压力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・代替所内電気設備

ii. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・淡水貯水槽（No. 1）
- ・淡水貯水槽（No. 2）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッダ・接続口
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉压力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

iii. ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・ろ過水系 配管・弁
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

iv. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧代替注水系ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁
- ・主蒸気系 配管
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・高圧代替注水系（注水系）配管・弁
- ・補給水系 配管
- ・高圧炉心スプレー系 配管・弁
- ・燃料プール補給水系 弁
- ・原子炉冷却材浄化系 配管
- ・復水給水系 配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備

また、上記所内常設蓄電式直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

v. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入系ポンプ
- ・ほう酸水注入系貯蔵タンク
- ・ほう酸水注入系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

vi. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・制御棒駆動水ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・制御棒駆動水圧系 配管
- ・補給水系 配管
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・常設代替交流電源設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、補給水系配管・弁、残留熱除去系 A 系配管・弁、高圧炉心スプレイ系配管・弁、燃料プール補給水系弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッダ・接続口、補給水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、高圧代替注水系ポンプ、復水貯蔵タンク、高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、高圧代替注水系（注

水系)配管・弁, 補給水系配管, 高圧炉心スプレー系配管・弁, 燃料プール補給水系弁, 原子炉冷却材浄化系配管, 復水給水系配管・弁・スパーチャ, 原子炉圧力容器, 所内常設蓄電式直流電源設備, 常設代替直流電源設備, 可搬型代替直流電源設備, 常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備のうち, ほう酸水注入系ポンプ, ほう酸水注入系貯蔵タンク, ほう酸水注入系配管・弁, 原子炉圧力容器, 常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.8.1)

以上の重大事故等対処設備により溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し, 原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却することができる。

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

・残留熱除去系 B 系 配管・弁

低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)を使用する場合には, 残留熱除去系 A 系配管と同等の流量は確保できないが, 設備が健全であれば原子炉圧力容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段として有効である。

・ろ過水ポンプ, ろ過水タンク, ろ過水系 配管・弁

耐震性が確保されておらず, 復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが, ろ過水系が健全であれば, 原子炉圧力容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段として有効である。

・制御棒駆動水压系

発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず, 加えて耐震性が確保されていないが, 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉圧力容器下部に落下した溶融炉心を冷却し, 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として有効である。

c. 手順等

上記「a. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備」及び「b. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は, 運転員及び重大事故等対応要員の対応として, 非常時操作手順書(徴候ベース), 非常時操作手順書(シビアアクシデント), 非常時操作

手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める（第 1.8.1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.8.2 表，第 1.8.3 表）。

（添付資料 1.8.2）

1.8.2 重大事故等時の手順

1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順

(1) 原子炉格納容器下部注水

a. 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため原子炉格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ドライウェル水位を監視し必要に応じて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

[原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

原子炉圧力容器への全注水機能が喪失し原子炉水位（レベル0）に達した場合又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候^{*1}及び破損によるパラメータの変化^{*2}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の喪失、制御棒の位置表示の喪失数増加、制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※2：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

(b) 操作手順

原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8.1図、第1.8.2図、第1.8.3図及び第1.8.4図に、概要図を第1.8.7図に、タイムチャートを第1.8.8図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源が

確保されていることを状態表示にて確認する。

- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、CRD 復水入口弁^{※1}、MUWC サンプルリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁^{※2}、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ※1：制御棒駆動水圧系に異常がなく、制御棒駆動水ポンプを運転する場合は CRD 復水入口弁を全開のままとする。
- ※2：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。
- ④ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプの水源確保として、復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作）を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプの起動操作を実施し、復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁の全開操作を実施し、発電課長に原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。
- ⑧^a 原子炉格納容器下部への初期水張りの場合
中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁の開操作を実施し、原子炉格納容器下部注水流量指示値の上昇（100m³/h）及び原子炉格納容器下部水位の位置表示により注水されたことを確認し、発電課長に報告する。
なお、総注水量約 90m³（原子炉格納容器下部水位にて+3.4m 相当）到達後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。
- ⑧^b 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合
中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁を開し、崩壊熱除去に必要な注水流量（35m³/h 以上）で注水し、ドライウエル水位にてドライウエル床面より 0.23m 上に水位があることを表すランプが点灯後、注水を停止する。その後、ドライウエル床面より 0.02m 上に水位があることを表すランプが消灯した場合に、ドライウエル床面より 0.23m 上に水位があることを表すランプが点灯するまで注水を継続する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで 15 分以内で

可能である。

b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため原子炉格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ドライウェル水位を監視し必要に応じて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

[原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

原子炉圧力容器への全注水機能が喪失し原子炉水位（レベル0）に達した場合又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。


[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]


原子炉圧力容器の破損の徴候^{*1}及び破損によるパラメータの変化^{*2}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の喪失、制御棒の位置表示の喪失数増加、制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※2：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

(b) 操作手順

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手順の概要（原子炉・格納容器下部注水接続口  使用）は以下のとおり。

（原子炉・格納容器下部注水接続口  を使用して原子炉格納容器下部へ注水する手順も同様）。手順の対応フローを第1.8.1図、第1.8.2図、第1.8.3図及び第1.8.4図に、概要図を第1.8.9図に、タイムチャートを第1.8.10図に示す。

① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。

② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器下部注水系（可搬型）によ

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

る原子炉格納容器下部への注水準備のため、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホース敷設及び接続を依頼する。

- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、復水補給水系バイパス流防止として、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁の全開操作を実施し、発電課長に原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を行い、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は、系統構成完了を確認後、大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を発電所対策本部に依頼する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動、原子炉・格納容器下部注水弁及び緊急時原子炉北側外部注水入口弁の全開操作を実施し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑨ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。
- ⑩^a 原子炉格納容下部への初期水張りの場合
中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁の開操作を実施し、原子炉格納容器下部注水流量指示値の上昇（100m³/h）及び原子炉格納容器下部水位の位置表示により注水されたことを確認し発電課長に報告する。
なお、総注水量約 90m³（原子炉格納容器下部水位にて+3.4m 相当）到達後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。
- ⑩^b 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合
中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁を開し、崩壊熱除去に必要な注水流量（35m³/h 以上）で注水し、ドライウエル水位にてドライウエル床面より 0.23m 上に水位があることを表すランプが点灯後、注水を停止する。その後、ドライウエル床面より 0.02m 上に水位があることを表すランプが消灯した場合に、ドライウエル床面より 0.23m 上に水位があることを表すランプが点灯するまで注水を継続する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで 6 時間 25 分以内で可能である。

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

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

（添付資料 1.8.3）

c. ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、ろ過水ポンプにより原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ドライウェル水位を監視し必要に応じて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

[原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

原子炉圧力容器への全注水機能が喪失し原子炉水位（レベル 0）に達した場合又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合。

[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※1}及び破損によるパラメータの変化^{※2}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の喪失、制御棒の位置表示の喪失数増加、制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※2：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

(b) 操作手順

ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8.1 図、第 1.8.2 図、第 1.8.3 図及び第 1.8.4

図に、概要図を第 1.8.11 図に、タイムチャートを第 1.8.12 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水に必要なポンプ、電気作動弁、監視計器の電源及び電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、復水補給水系バイパス流防止として、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、ろ過水ポンプの起動操作を実施し、ろ過水ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、FW 系連絡第一弁及び FW 系連絡第二弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁の全開操作を実施し、発電課長にろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。
- ⑦ 発電課長は、運転員にろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。
- ⑧^a 原子炉格納容器下部への初期水張りの場合
中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁の開操作を実施し、原子炉格納容器下部注水流量指示値の上昇及び原子炉格納容器下部水位の位置表示により注水されたことを確認し、発電課長に報告する。
なお、総注水量約 90m³ (原子炉格納容器下部水位にて+3.4m 相当) 到達後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。
- ⑧^b 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合
中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁を開し、原子炉格納容器下部注水流量指示値の上昇により注水されたことを確認してドライウェル水位にてドライウェル床面より 0.23m 上に水位があることを表すランプが点灯後、注水を停止する。その後、ドライウェル床面より 0.02m 上に水位があることを表すランプが消灯した場合に、ドライウェル床面より 0.23m 上に水位があることを表すランプが点灯するまで注水を継続する。

(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、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで 20 分以内で可能である。

1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順

(1) 原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ熔融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器へ注水することにより原子炉圧力容器の破損遅延又は防止を図る。

a. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水を実施する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※において、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合。

※：格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水については、「1.4.2.1(1)a.(a) i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。手順の対応フローを第1.8.5図及び第1.8.6図に示す。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水開始まで15分以内で可能である。

b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、低圧代替注水系（可搬型）

による原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合*において、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合。

※：格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

低压代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水については、「1.4.2.1(1)a.(b) 低压代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。手順の対応フローを第1.8.5図及び第1.8.6図に示す。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び重大事故等対応要員9名にて作業を実施し、作業開始を判断してから低压代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで6時間25分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大容量送水ポンプ（タイプI）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、車両付属の作業照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで夜間における作業性を確保している。

c. ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水給水系及び非常用炉心冷却系による、原子炉圧力容器への注水ができない場合は、ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合*において、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合。

※：格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水については、「1.4.2.1(1)a.(c)ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。手順の対応フローを第1.8.5図及び第1.8.6図に示す。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施し、作業開始を判断してからろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水開始まで20分以内で可能である。

d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、所内常設蓄電式直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により高圧代替注水系の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※において、原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失した場合。

※：格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水については、「1.2.2.1(1)a.中央制御室からの高圧代替注水系起動」の操作手順と同様である。手順の対応フローを第1.8.5図及び第1.8.6図に示す。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから高压代替注水系による原子炉压力容器への注水開始まで 15 分以内で可能である。

- e. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入
損傷炉心への注水する場合、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合*において、損傷炉心へ注水する場合。

※：格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉压力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8.5 図に、概要図を第 1.8.13 図に、タイムチャートを第 1.8.14 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、ほう酸水注入系ポンプ（A）又は（B）の起動操作（ほう酸水注入系ポンプ起動スイッチを「ポンプ A」位置（B 系を起動する場合は「ポンプ B」位置）にすることで、SLC タンク出口弁及び SLC 注入電動弁が全開となり、ほう酸水注入系ポンプが起動し、原子炉压力容器へのほう酸水注入が開始される。）を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、原子炉压力容器へのほう酸水注入が開始されたことをほう酸水注入系ポンプ出口圧力指示値の上昇、ほう酸水注入系貯蔵タンク水位指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。また、発電用原子炉が未臨界であることを継続して監視する。
- ⑤ 発電課長は、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水の全量注入完了を確認後、運転員にほう酸水注入系ポンプの停止を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、ほう酸水注入系ポンプを停止し、発電課長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで 15 分以内で可能である。

f. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設代替交流電源設備により制御棒駆動水圧系の電源を確保し、原子炉圧力容器の下部への注水を実施することで、原子炉圧力容器の下部に落下した熔融炉心を冷却し、原子炉圧力容器の破損の進展を抑制する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*}において、原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失した場合。

※：格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水については、「1.2.2.3 (1) b. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。手順の対応フローを第 1.8.5 図に示す。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始まで 20 分以内で可能である。

1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

復水貯蔵タンク、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）への水の補給手順並びに水源から接続口までの大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

復水移送ポンプ、ろ過水ポンプ、高圧代替注水系、ほう酸水注入ポンプ、制御棒駆動水ポンプ、電気作動弁及び監視計器への電源供給手順並びに電源車、大容量送水ポンプ（タイプ I）への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手

順等」にて整備する。

1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

(1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.8.15 図に示す。

代替交流電源設備により交流電源を確保し、淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2) が使用可能な場合において、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) の準備が完了している場合は、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (初期水張り) を実施する。淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) が使用できない場合、又は原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) の準備が完了していない場合において、復水貯蔵タンクが使用可能な場合は、原子炉格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 (初期水張り) を実施する。復水貯蔵タンクが使用できない場合は、ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水 (初期水張り) を実施する。

また、原子炉圧力容器が破損し、原子炉格納容器下部へ落下した熔融炉心を冠水冷却する場合においても、初期水張りを実施する際と同様の順で対応手段を選択し、原子炉格納容器下部へ注水する。

(2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.8.15 図に示す。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合には、代替交流電源設備により交流電源が確保できるまでは、交流電源を必要としない高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水を行う。代替交流電源設備により交流電源が確保できた段階で、高圧代替注水系に併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合には、淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2) が使用可能な場合において低圧代替注水系 (可搬型) の準備が完了している場合は、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水を行う。淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) が使用できない場合、又は低圧代替注水系 (可搬型) の準備が完了していない場合において、復水貯蔵タンクが使用可能な場合は、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水を行う。復水貯蔵タンクが使用できない場合は、ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水を行う。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧及び低圧の場合には、制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を行う。

なお、原子炉圧力容器への注水を行う際は、ほう酸水注入系によるほう酸水注入を並行して行う。

第 1.8.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却	—	原子炉格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3a」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる格納容器下部注水」
		原子炉格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	大容量送水ポンプ (タイプ I) ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース・注水用ヘッド・接続口 ※1 補給水系 配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3a」 等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による格納容器下部注水」 「大容量送水ポンプ (タイプ I 又はタイプ II) による送水」 ※1
		淡水貯水槽 (No. 1) ※1 ※5 淡水貯水槽 (No. 2) ※1 ※5	自主対策設備	
		ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3a」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる格納容器下部注水」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※4：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

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

対応手段，対応設備，手順書一覧 (2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 A 系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対応設備	非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 1」 等※3 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる原子炉注水」
			残留熱除去系 B 系 配管・弁		
		低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	大容量送水ポンプ (タイプ I) ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対応設備	非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 1」 等※3 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による原子炉注水」 「大容量送水ポンプ (タイプ I 又はタイプ II) による送水」 ※1
			淡水貯水槽 (No. 1) ※1 ※5 淡水貯水槽 (No. 2) ※1 ※5		
		ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	自主対策設備	非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 1」 等※3 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※4：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

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

対応手段，対処設備，手順書一覧（3/3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	原子炉高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 常設代替直流電源設備 ※2 可搬型代替直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「注水ストラテジ - 1」 等※4 非常時操作手順書 （設備別） 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（中央制御室）」
		原子炉ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替直流電源設備 ※2	非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「注水ストラテジ - 1」 等 非常時操作手順書 （設備別） 「ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入」
		原子炉制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 制御棒駆動水圧系 配管 補給水系 配管 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） 常設代替交流電源設備 ※2	非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「注水ストラテジ - 1」 ※4 非常時操作手順書 （設備別） 「制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※4：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

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

第 1.8.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/7)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1)原子炉格納容器下部注水系 a. 原子炉格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3a」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる格納容器下部注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 ・原子炉格納容器下部温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		制御棒の位置	制御棒位置指示系
		制御棒駆動機構の温度	制御棒駆動機構温度
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	
	操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位
		原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
水源の確保		復水貯蔵タンク水位	

監視計器一覧 (2/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1)原子炉格納容器下部注水系 b. 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3a」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による格納容器下部注水」 「大容量送水ポンプ (タイプ I 又はタイプ II) による送水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 ・原子炉格納容器下部温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		制御棒の位置	制御棒位置指示系
		制御棒駆動機構の温度	制御棒駆動機構温度
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)	
	操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位
		原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (3/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1)原子炉格納容器下部注水系 c. ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3a」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる格納容器下部注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 ・原子炉格納容器下部温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		制御棒の位置	制御棒位置指示系
		制御棒駆動機構の温度	制御棒駆動機構温度
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	ろ過水タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位
		原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水流量
		補機監視機能	ろ過水ポンプ出口圧力
		水源の確保	ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (4/7)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 a. 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 1」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (5/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉压力容器への注水 b. 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉压力容器への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による原子炉注水」 「大容量送水ポンプ (タイプ I 又はタイプ II) による送水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 ・原子炉压力容器下鏡部温度
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (6/7)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 c. ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	ろ過水タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	ろ過水ポンプ出口圧力
		水源の確保	ろ過水タンク水位
	1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水		
	非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (中央制御室)」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率
原子炉圧力容器内の温度			原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
原子炉圧力容器内の水位			原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
原子炉圧力容器内の圧力			原子炉圧力
電源の確保			125V 直流主母線 2B-1 電圧
水源の確保			復水貯蔵タンク水位
操作		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量
		補機監視機能	高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

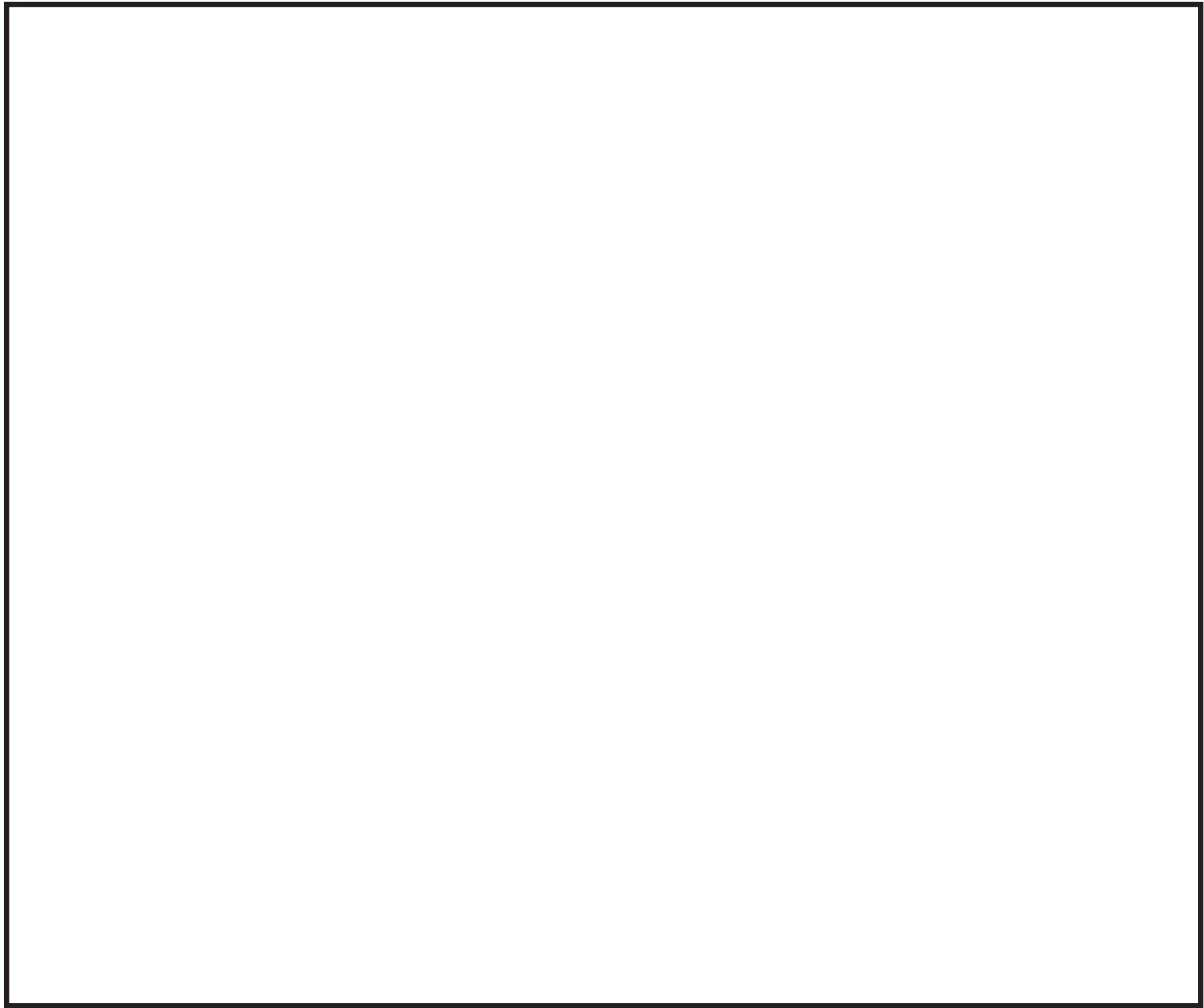
監視計器一覧 (7/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉压力容器への注水 e. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 1」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 ・原子炉压力容器下鏡部温度
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		補機監視機能	ほう酸水注入系ポンプ出口圧力
		水源の確保	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位
		1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉压力容器への注水 f. 制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水	
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 1」 非常時操作手順書 (設備別) 「制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 ・原子炉压力容器下鏡部温度
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 ・原子炉压力容器下鏡部温度
		原子炉压力容器への注水量	制御棒駆動水ポンプ出口流量
		補機監視機能	アキュムレータ充填水圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

第 1.8.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

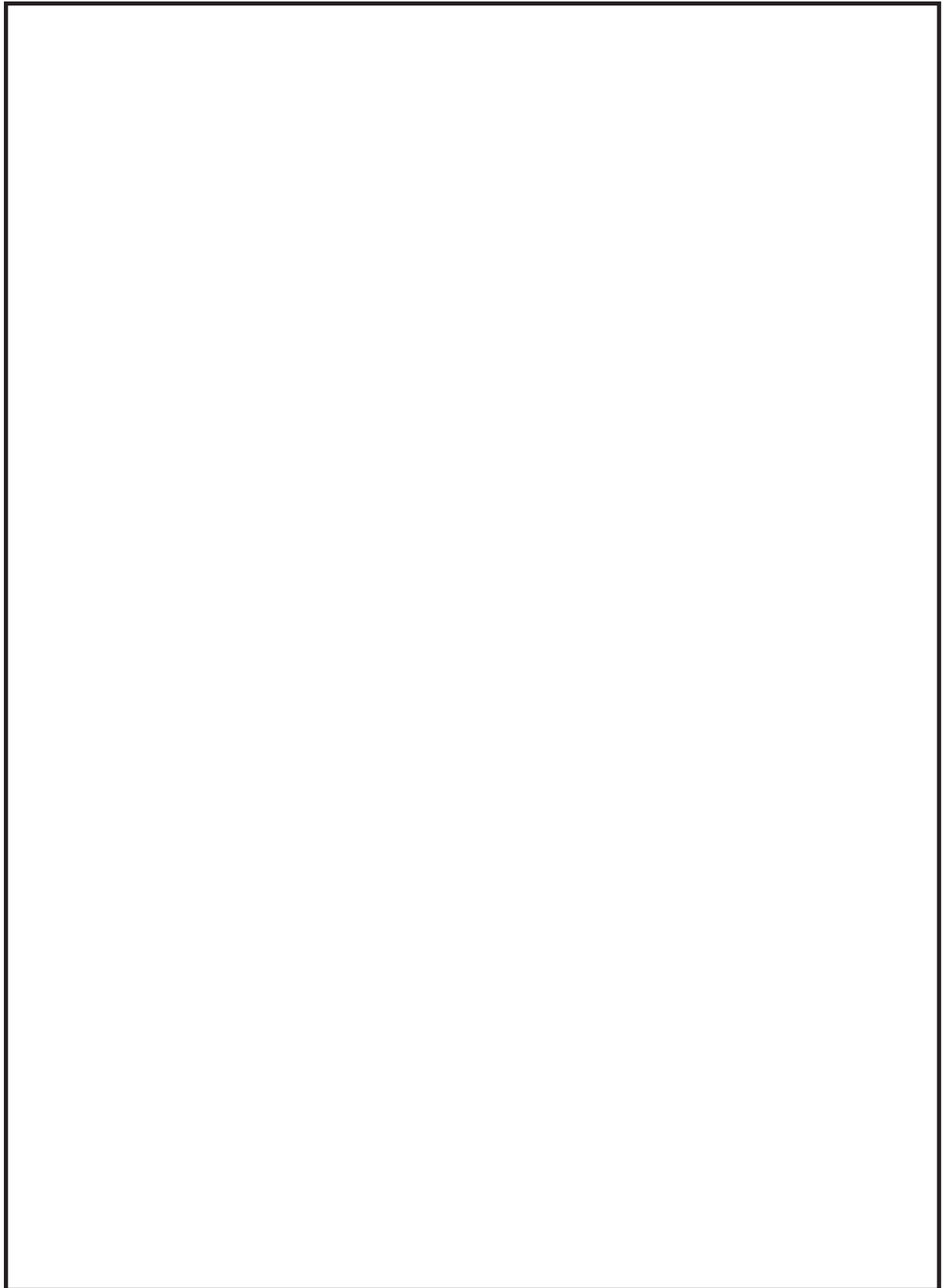
対象条文	供給対象設備	供給元	
		設備	母線
【1.8】 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	復水移送ポンプ 復水補給水系 弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	燃料プール補給水系 弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	高圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
	原子炉隔離時冷却系 弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
	ほう酸水注入系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
非常用低圧母線 MCC 2D 系			
可搬型代替交流電源設備		非常用低圧母線 MCC 2C 系	
		非常用低圧母線 MCC 2D 系	
計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
		非常用低圧母線 MCC 2D 系	
	可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
		非常用低圧母線 MCC 2D 系	
	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A	
		125V 直流主母線 2B	
	常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
		125V 直流主母線 2B-1	
	可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
		125V 直流主母線 2B-1	

※：供給負荷は監視計器



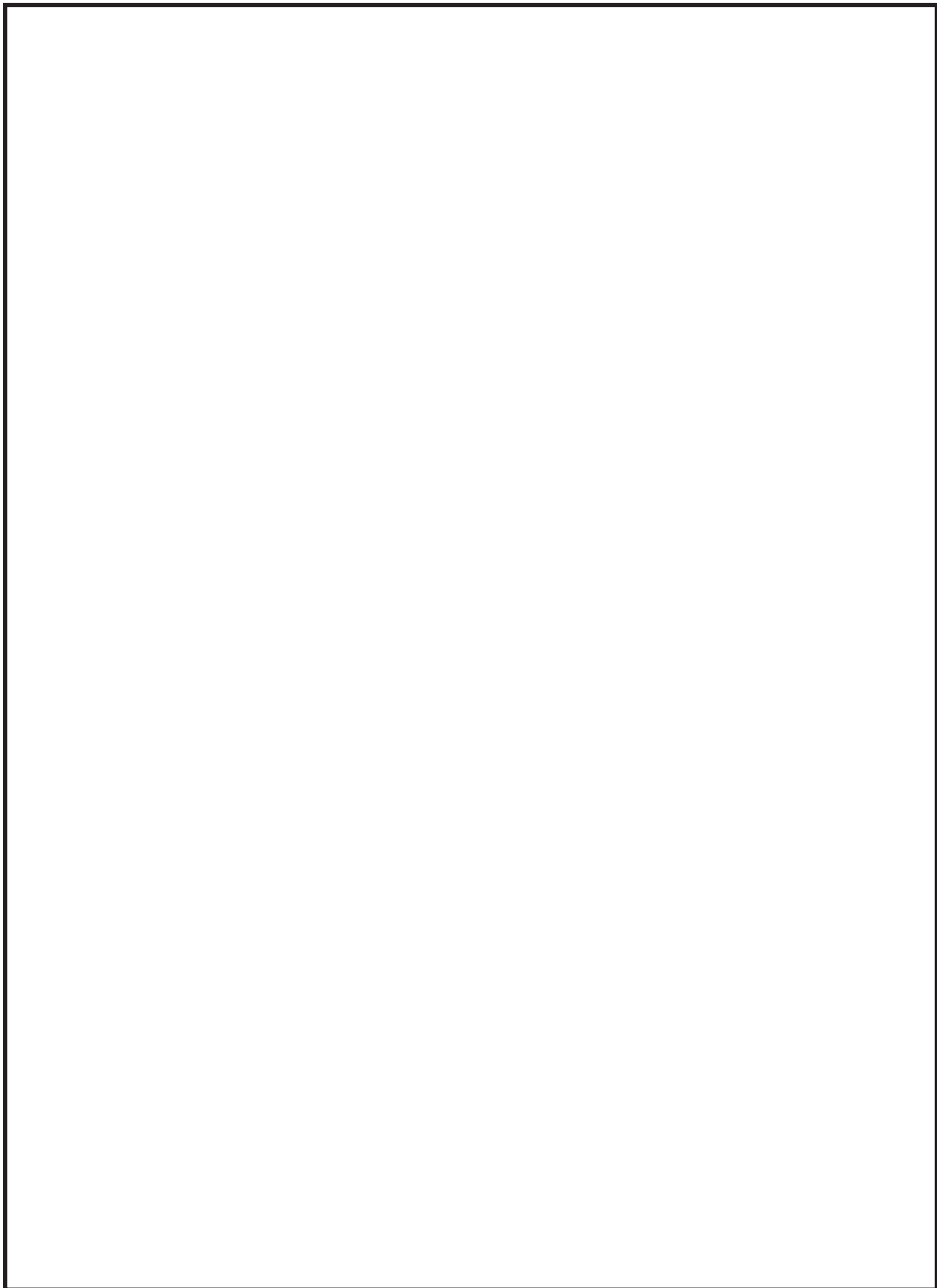
第 1.8.1 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「炉心損傷初期対応」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



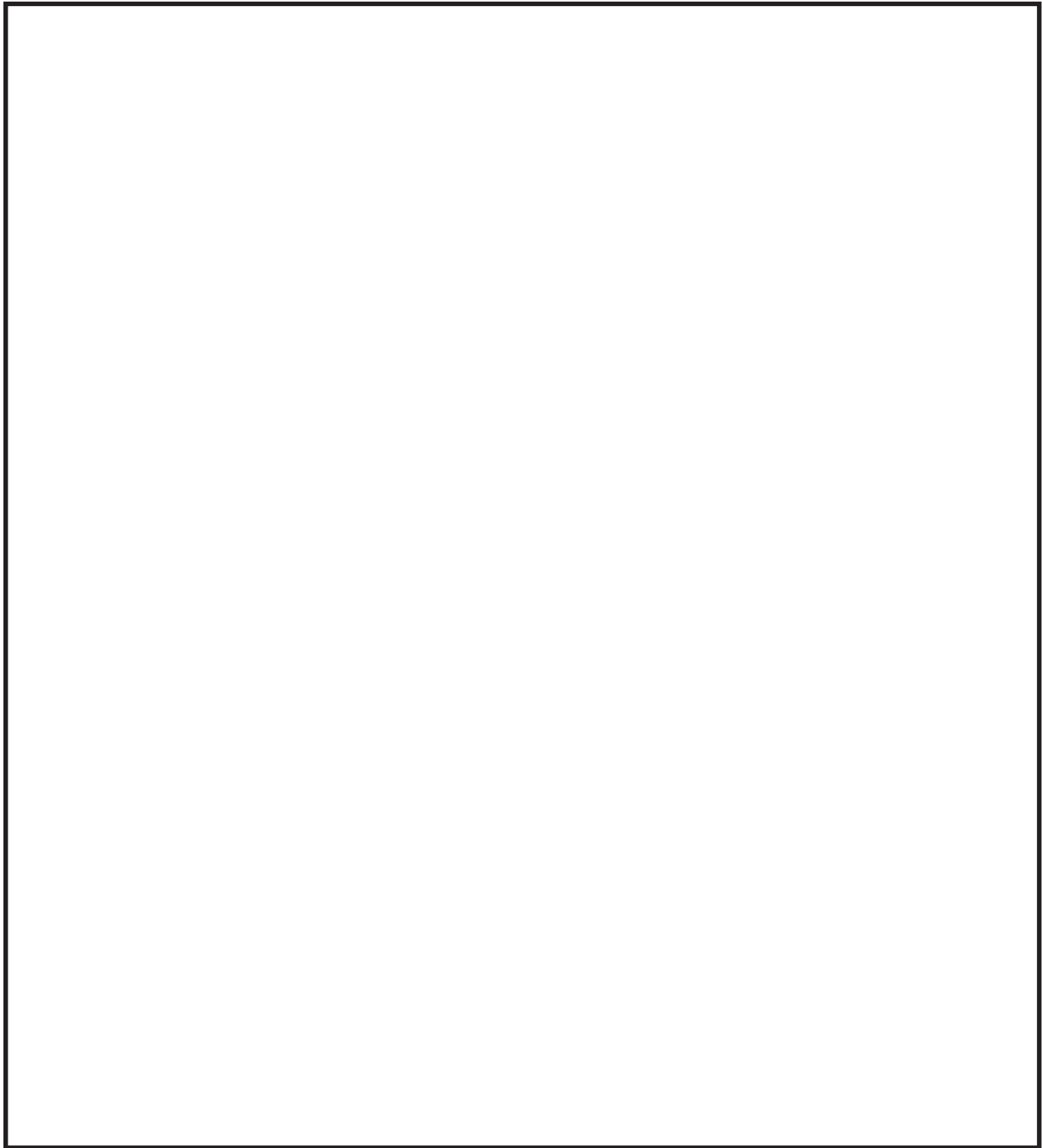
第 1.8.2 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 破損前のペデスタル初期注水」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



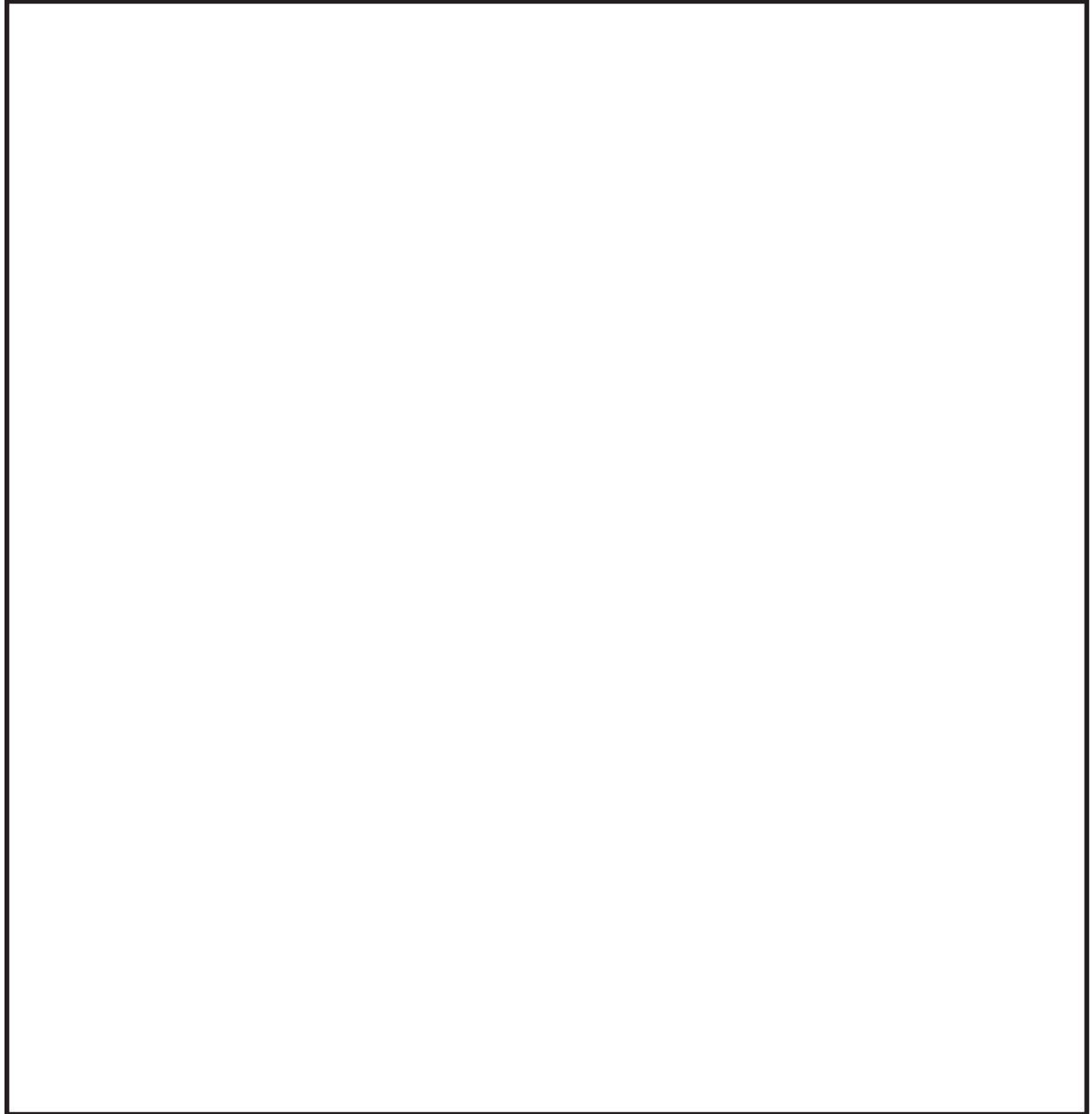
第 1.8.3 図 非常時操作手順書(シビアアクシデント)「RPV 破損後のペDESTAL注水」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



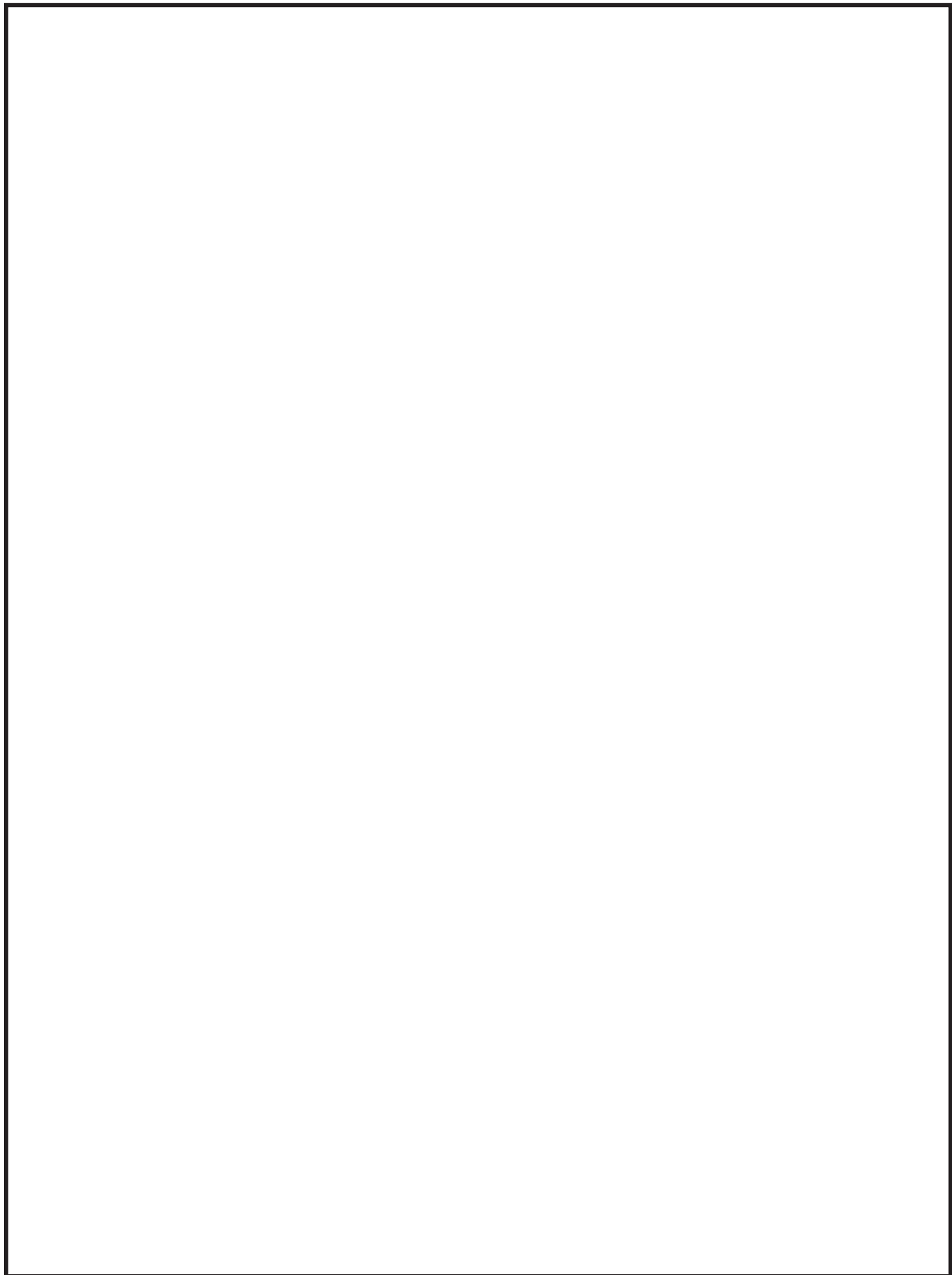
第 1.8.4 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「長期の RPV 破損後の注水」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



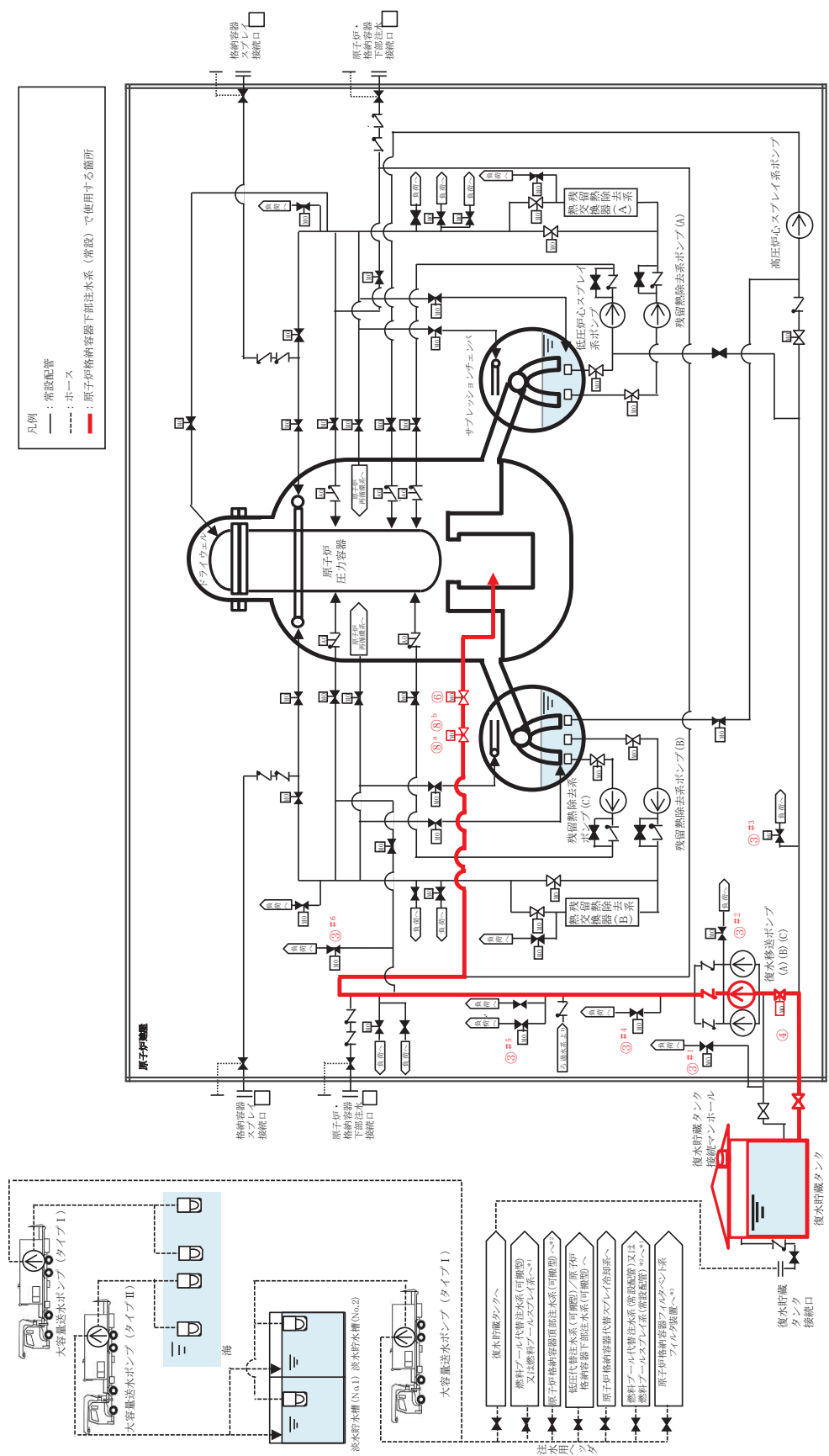
第 1.8.5 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「損傷炉心への注水」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.8.6 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「長期の損傷炉心への注水」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



* 1: 同時使用は考慮しない
 * 2: 自主対策設備
 * 3: 海を水源とした補給は行わない

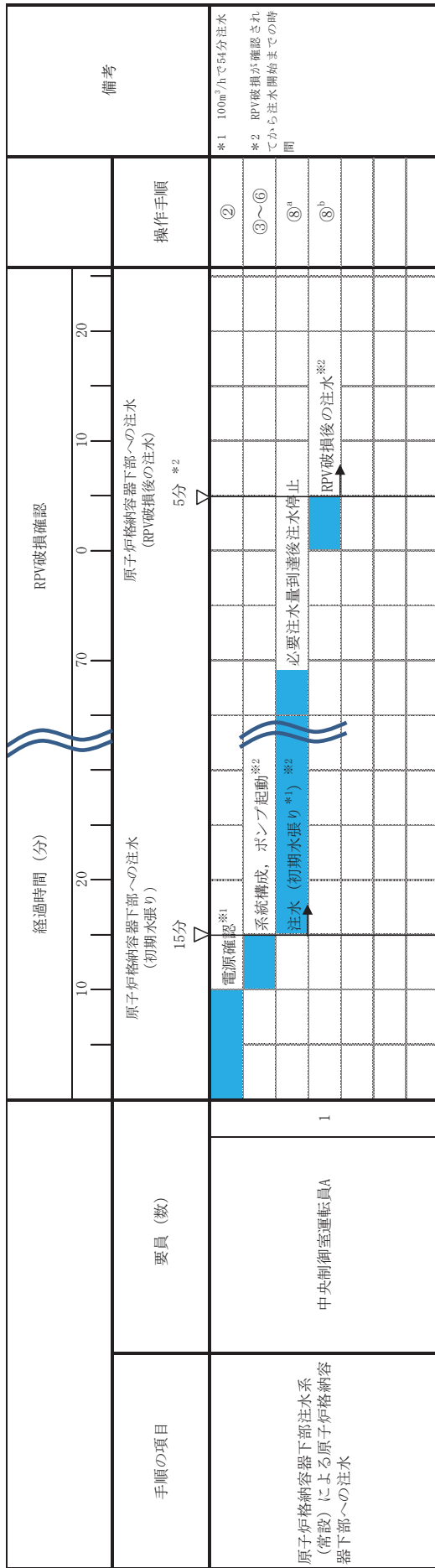
第 1.8.7 図 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（1/2）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ ^{#1}	CRD 復水入口弁	P13-M0-F010	中央制御室
③ ^{#2}	MWC サンプリング取出止め弁	P13-M0-F022	中央制御室
③ ^{#3}	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-M0-F001	中央制御室
③ ^{#4}	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ ^{#5}	R/B BIF 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ ^{#6}	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
④	復水貯蔵タンク 常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	P13-M0-F073	中央制御室
⑥	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	P13-M0-F180	中央制御室
⑧ ^a ⑧ ^b	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	P13-M0-F179	中央制御室

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

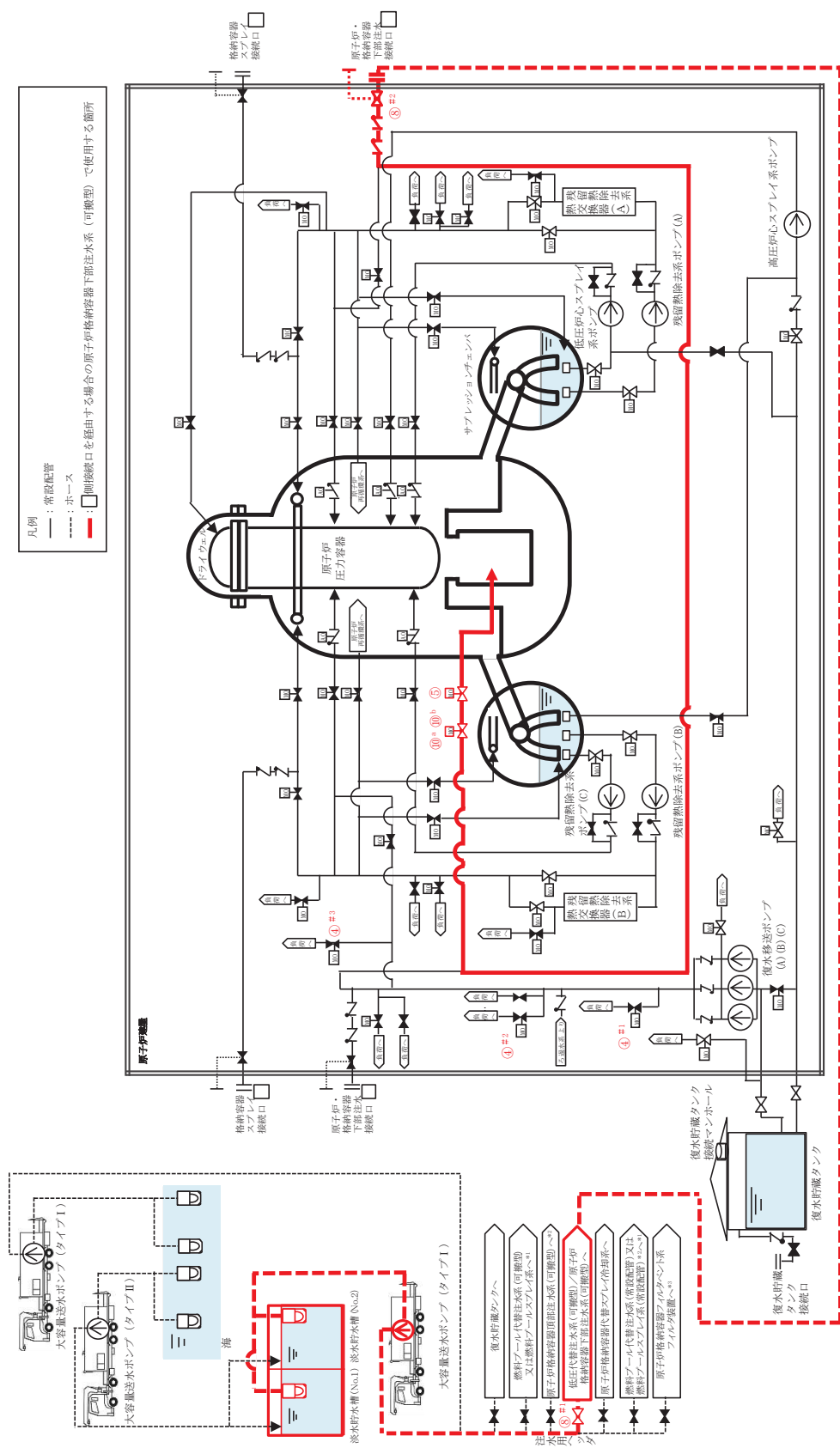
第 1.8.7 図 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（2/2）



※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間]に余裕を見込んだ時間

第 1.8.8 図 原子炉格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート



* 1: 同時使用は考慮しない
 * 2: 自主対策設備
 * 3: 海を水源とした補給は行わない

第 1.8.9 図 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（1/2）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④ ^{#1}	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
④ ^{#2}	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
④ ^{#3}	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑤	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	P13-M0-F180	中央制御室
⑧ ^{#1}	原子炉・格納容器下部注水弁	P70-D001-4	屋外
⑧ ^{#2}	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	P13-F172	屋外
⑩ ^a ⑩ ^b	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	P13-M0-F179	中央制御室

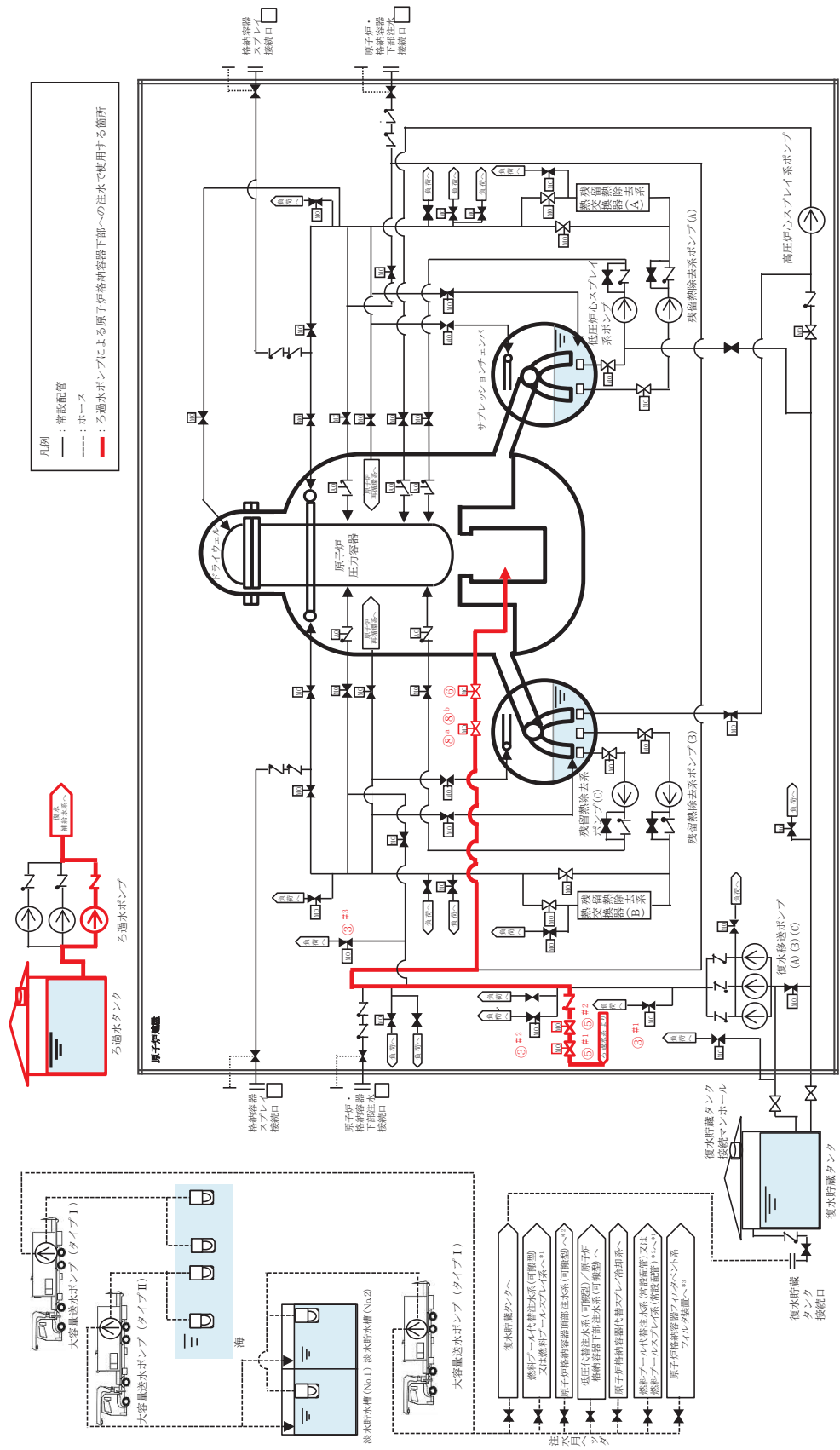
#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.8.9 図 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（2/2）

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)		RPV破損確認(分)		備考			
		1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12	1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12	0	10				
原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水	中央制御室運転員A	電源確認 ^{※1}					*1 100m ³ /h で54分注水 *2 RPV破損が確認されてから注水開始までの時間		
		系統構成 ^{※2}							
	重大事故等対応要員A~C	1	注水 (初期水張り ^{※3})						
			必要注水量到達後注水停止						
		3	大容量送水ポンプ (タイプI) の移動, 設置 ^{※5}						
			大容量送水ポンプ (タイプI) の移動, 設置 ^{※5}						
			送水準備・送水 (水張り・系統監視) ^{※6}						
			送水準備・送水 (水張り・系統監視) ^{※6}						
			送水準備・送水 (水張り・系統監視) ^{※6}						
			送水準備・送水 (水張り・系統監視) ^{※6}						
	重大事故等対応要員D~F	3	ホースの敷設, 接続 ^{※7}						
			送水準備・送水 (水張り・系統確認) ^{※6}						
			送水準備・送水 (水張り・系統確認) ^{※6}						
	重大事故等対応要員G~I	3	注水用ヘッダ運搬, 設置 ^{※8}						
ホースの敷設, 接続 ^{※8}									
3		注水用ヘッダ運搬, 設置 ^{※8}							
		ホースの敷設, 接続 ^{※8}							

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

第 1.8.10 図 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート



*1: 同時使用は考慮しない
 *2: 目土対策設備
 *3: 海水水源とした補給は行わない

第 1.8.11 図 ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水 概要図 (1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ ^{#1}	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ ^{#2}	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ ^{#3}	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑤ ^{#1}	FW 系連絡第一弁	P13-M0-F190	中央制御室
⑤ ^{#2}	FW 系連絡第二弁	P13-M0-F191	中央制御室
⑥	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	P13-M0-F180	中央制御室
⑧ ^a ⑧ ^b	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	P13-M0-F179	中央制御室

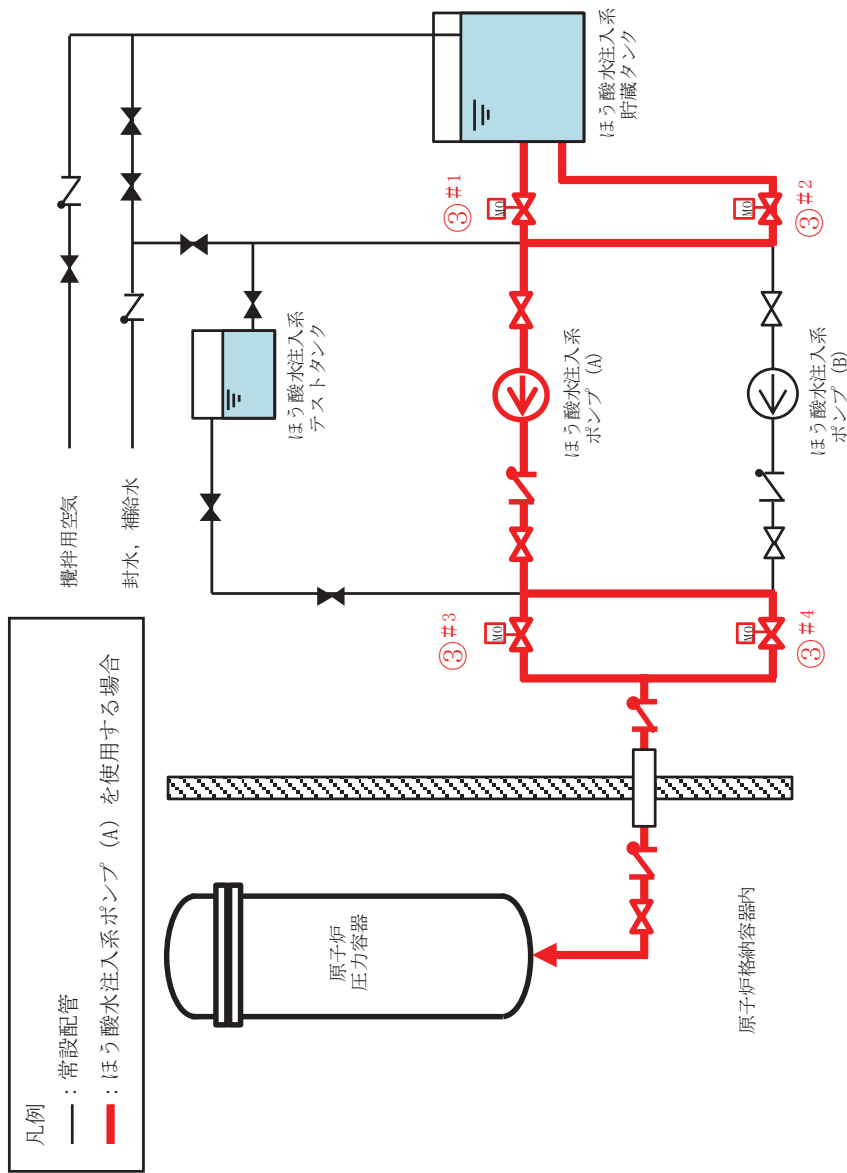
#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.8.11 図 ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水 概要図 (2/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)		備考
		原子炉格納容器下部への注水 (初期水張り)	RPV破損確認 原子炉格納容器下部への注水 (RPV破損後の注水)	
ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水	中央制御室運転員A	10	130	*1 50m ³ /hで108分注水 *2 RPV破損が確認され てから注水開始までの時 間
		20	0	
		30	0	
		40	0	
		50	0	
		60	0	
		70	0	
		80	0	
		90	0	
		100	0	
110	0			
120	0			
130	0			
140	0			
150	0			
160	0			
170	0			
180	0			
190	0			
200	0			
210	0			
220	0			
230	0			
240	0			
250	0			
260	0			
270	0			
280	0			
290	0			
300	0			
310	0			
320	0			
330	0			
340	0			
350	0			
360	0			
370	0			
380	0			
390	0			
400	0			
410	0			
420	0			
430	0			
440	0			
450	0			
460	0			
470	0			
480	0			
490	0			
500	0			
510	0			
520	0			
530	0			
540	0			
550	0			
560	0			
570	0			
580	0			
590	0			
600	0			
610	0			
620	0			
630	0			
640	0			
650	0			
660	0			
670	0			
680	0			
690	0			
700	0			
710	0			
720	0			
730	0			
740	0			
750	0			
760	0			
770	0			
780	0			
790	0			
800	0			
810	0			
820	0			
830	0			
840	0			
850	0			
860	0			
870	0			
880	0			
890	0			
900	0			
910	0			
920	0			
930	0			
940	0			
950	0			
960	0			
970	0			
980	0			
990	0			
1000	0			

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2：機器の操作時間及び動作時間(余裕を見込んだ時間)

第 1.8.12 図 ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③#1	SLC タンク 出口 弁 (A)	C41-M0-F001A	中央制御室
③#2	SLC タンク 出口 弁 (B)	C41-M0-F001B	中央制御室
③#3	SLC 注入 電動弁 (A)	C41-M0-F006A	中央制御室
③#4	SLC 注入 電動弁 (B)	C41-M0-F006B	中央制御室

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

第 1.8.13 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 概要図

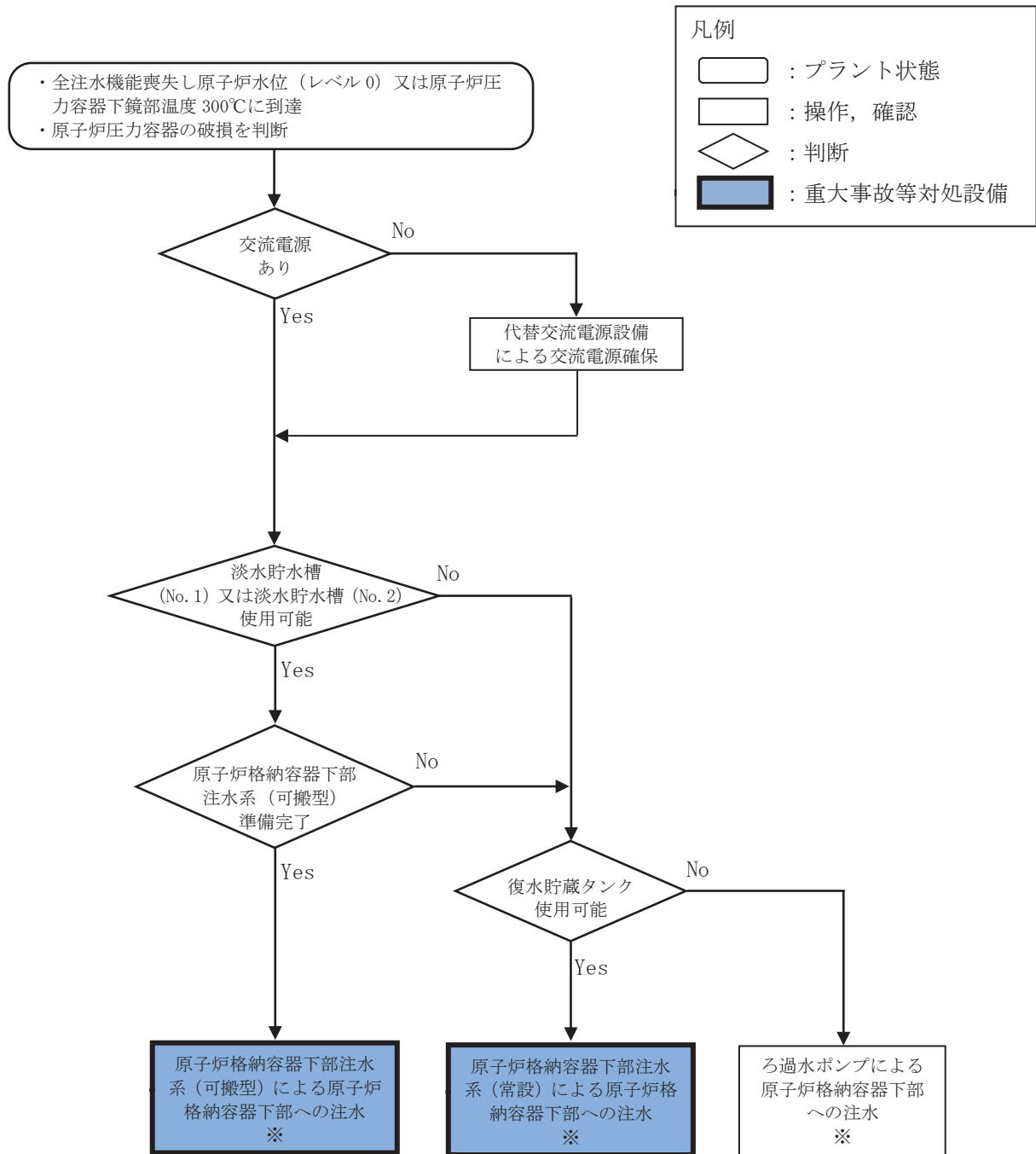
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70							
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	中央制御室運転員A	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始												操作手順	
		電源確認※1													
	1		ポンプ起動, 注水開始※2												③

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.8.14 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 タイムチャート

(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

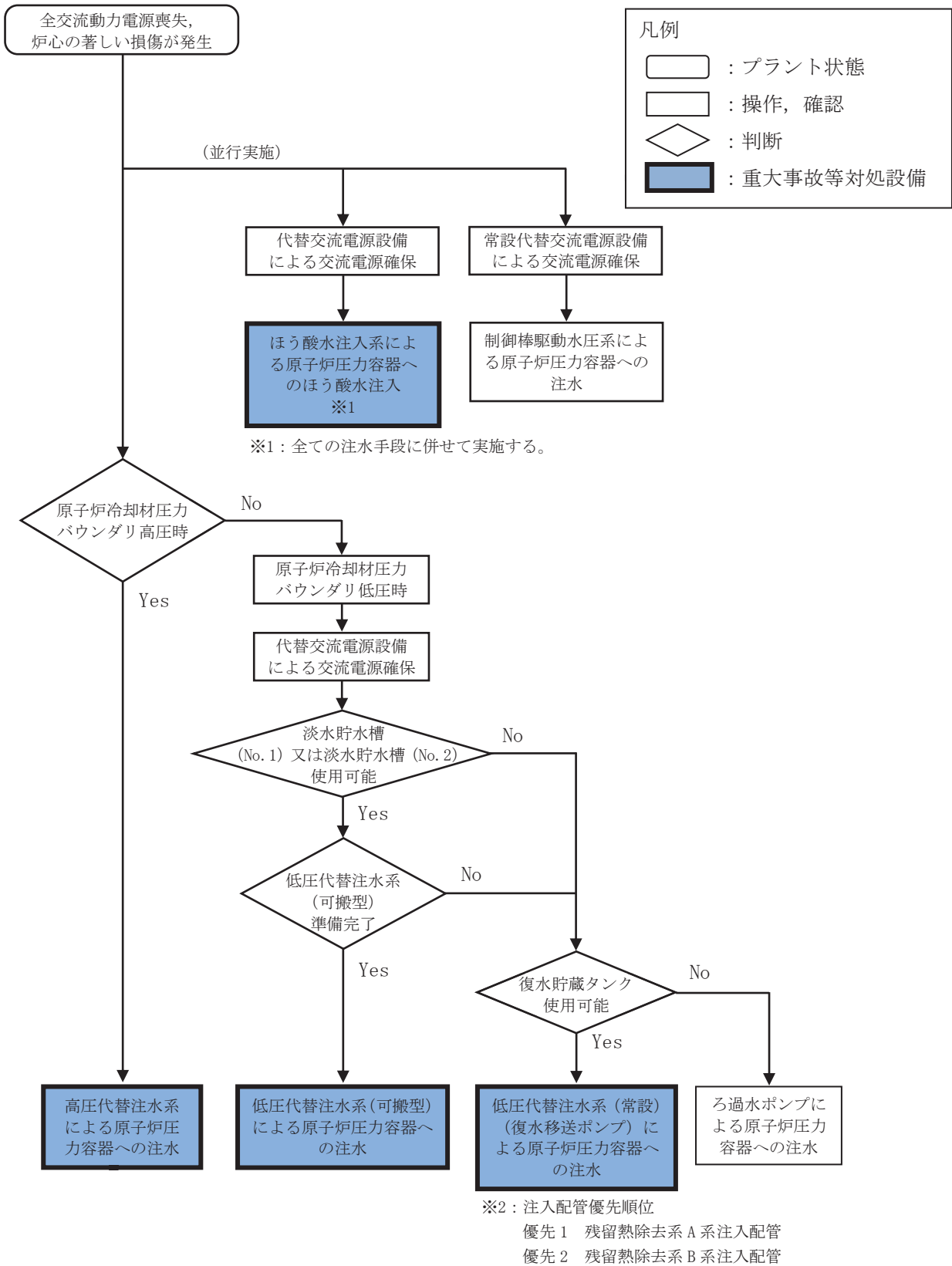


※ : 【全注水機能喪失し原子炉水位 (レベル0) 又は原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃に到達した場合】 原子炉格納容器下部への初期水張りを実施

【原子炉圧力容器の破損を判断した場合】 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心の冠水冷却を実施

第 1.8.15 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止



第 1.8.15 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（1.8）	番号	設置許可基準規則（51条）	技術基準規則（66条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p>【解釈】 1 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	—	<p>【解釈】 1 第51条に規定する「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	<p>【解釈】 1 第66条に規定する「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	—
<p>（1）原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却 a）炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a）原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i）原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p>	<p>a）原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i）原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p>	⑤
<p>（2）熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a）熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>	③	<p>ii）原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。） b）これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>ii）原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。） b）これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑥
				⑦

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/4)

 : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ	既設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	原子炉格納容器下部への注水によるろ過水ポンプによる	ろ過水ポンプ	常設	20分	1名	自主対策設備とする理由は本文参照
	復水貯蔵タンク	既設			ろ過水タンク	常設			
	補給水系 配管・弁	既設 新設			ろ過水系 配管・弁	常設			
	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	既設 新設			補給水系 配管・弁	常設			
	燃料プール補給水系 弁	既設 新設			原子炉格納容器	常設			
	原子炉格納容器	既設			常設代替交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	常設 可搬			
	可搬型代替交流電源設備	新設			代替所内電気設備	常設			
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設			—	—			
	代替所内電気設備	新設			—	—			
原子炉格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	大容量送水ポンプ(タイプI)	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	—	—	—	—	—	—
	淡水貯水槽 (No. 1) ※1	新設							
	淡水貯水槽 (No. 2) ※1	新設							
	ホース延長回収車	新設							
	ホース・注水用ヘッダ・接続口	新設							
	補給水系 配管・弁	既設 新設							
	原子炉格納容器	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	新設							
燃料補給設備	既設 新設								

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/4)

: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策											
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考						
低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による 原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ	既設	① ③ ④	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による 原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ	常設	15分	1名	自主対策とする理由は本文参照						
	復水貯蔵タンク	既設			復水貯蔵タンク	常設									
	補給水系 配管・弁	既設 新設			補給水系 配管・弁	常設									
	残留熱除去系 A 系 配管・弁	既設			残留熱除去系 B 系 配管・弁	常設									
	高圧炉心スプレイ 系 配管・弁	既設 新設			高圧炉心スプレイ 系 配管・弁	常設									
	燃料プール補給水系 弁	既設			燃料プール補給水系 弁	常設									
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設									
	常設代替交流電源 設備	新設			常設代替交流電源 設備	常設									
	可搬型代替交流電源 設備	新設			可搬型代替交流電源 設備	常設 可搬									
	所内常設蓄電式直 流電源設備	既設 新設			所内常設蓄電式直 流電源設備	常設									
	代替所内電気設備	新設			代替所内電気設備	常設									
	低圧代替注水系(可搬型)による 原子炉圧力容器への注水	大容量送水ポンプ (タイプ I)			新設	① ③ ④				-	-	-	-	-	-
		淡水貯水槽 (No. 1) ※1			新設										
淡水貯水槽 (No. 2) ※1		新設													
ホース延長回収車		新設													
ホース・注水用ヘッ ダ・接続口		新設													
補給水系 配管・弁		既設 新設													
残留熱除去系 配 管・弁		既設													
原子炉圧力容器		既設													
常設代替交流電源 設備		新設													
可搬型代替交流電 源設備		新設													
代替所内電気設備		新設													
燃料補給設備	既設 新設														

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

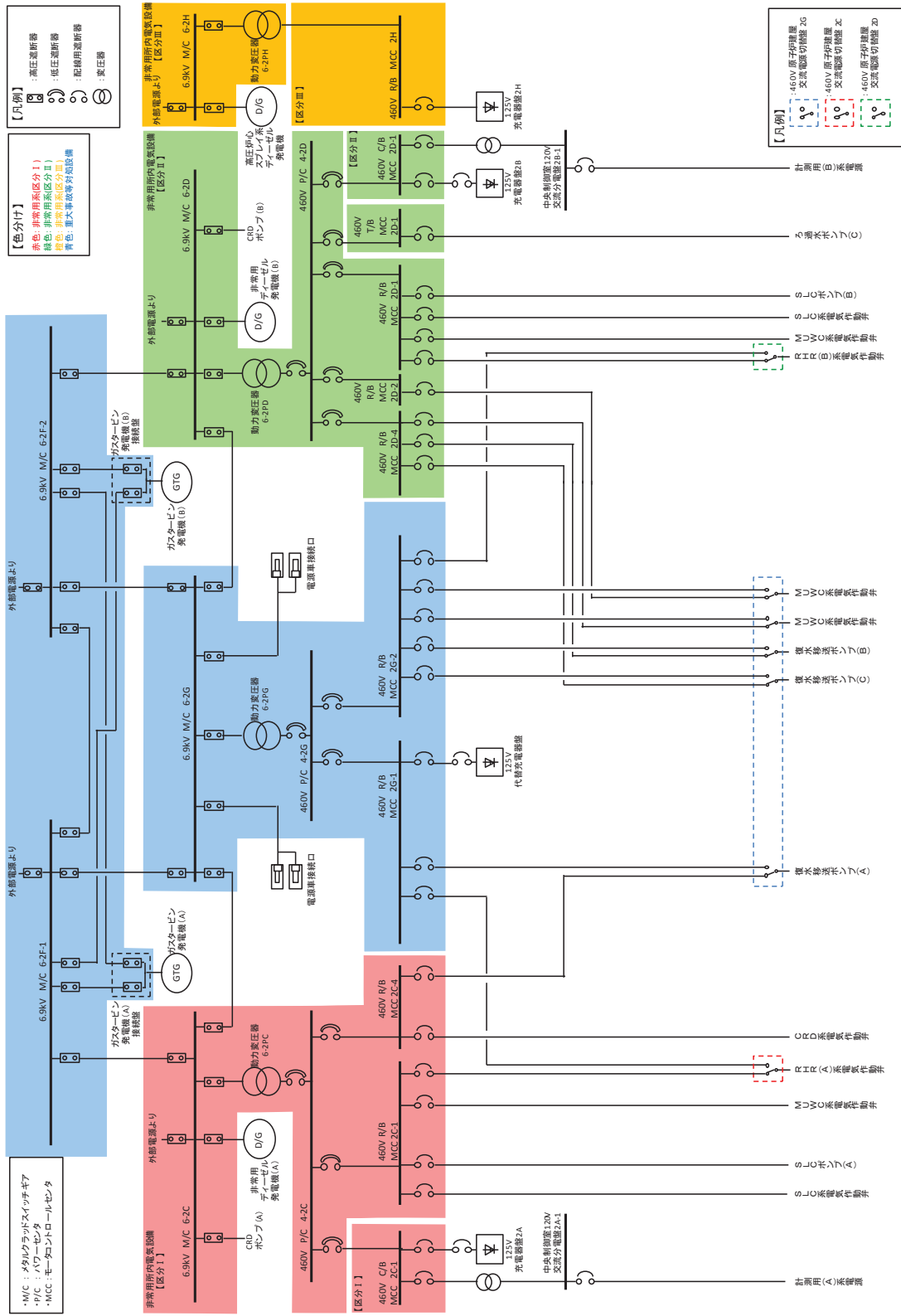
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/4）

: 重大事故等対処設備

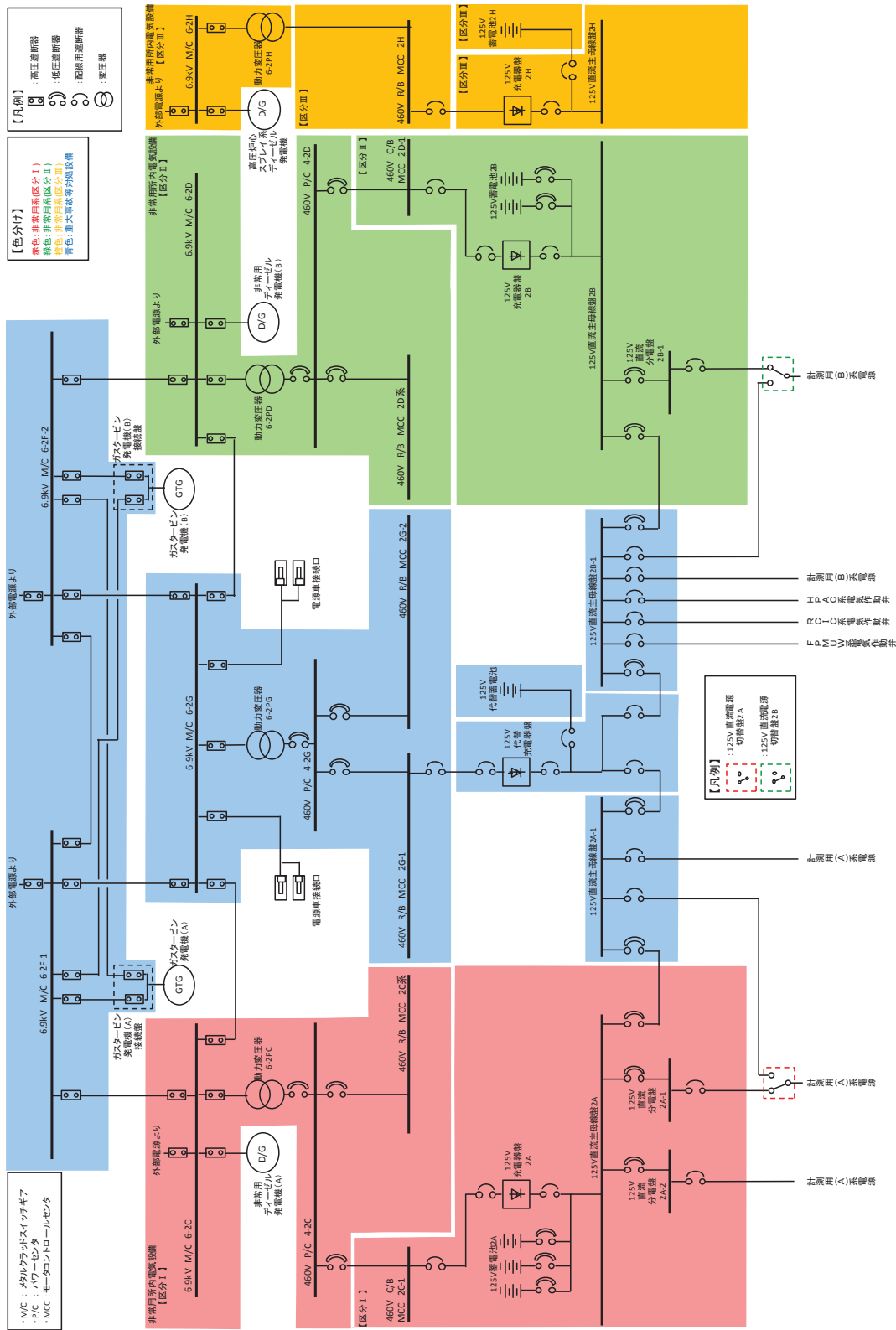
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水	高圧代替注水系ポンプ	新設	① ③ ④	原子炉压力容器による ろ過水ポンプによる注水	ろ過水ポンプ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	復水貯蔵タンク	既設			ろ過水タンク	常設			
	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設			ろ過水系 配管・弁	常設			
	主蒸気系 配管	既設			補給水系 配管・弁	常設			
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設			残留熱除去系 配管・弁	常設			
	高圧代替注水系（注水系）配管・弁	新設			原子炉压力容器	常設			
	補給水系 配管	既設			常設代替交流電源設備	常設			
	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	既設			可搬型代替交流電源設備	常設 可搬			
	燃料プール補給水系 弁	既設			代替所内電気設備	常設			
	原子炉冷却材浄化系 配管	既設	—	—	—	—	—	—	—
	復水給水系 配管・弁・スパージャ	既設	—	—	—	—	—	—	—
	原子炉压力容器	既設	—	—	—	—	—	—	—
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設	—	—	—	—	—	—	—
	常設代替直流電源設備	既設	—	—	—	—	—	—	—
	可搬型代替直流電源設備	新設	—	—	—	—	—	—	—
	常設代替交流電源設備	新設	—	—	—	—	—	—	—
	可搬型代替交流電源設備	新設	—	—	—	—	—	—	—
	原子炉压力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ	既設	① ③ ④	原子炉压力容器による 制御棒駆動水圧系による注水	制御棒駆動水ポンプ	常設	20分	1名
ほう酸水注入系貯蔵タンク		既設	復水貯蔵タンク			常設			
ほう酸水注入系配管・弁		既設	制御棒駆動水圧系配管			常設			
原子炉压力容器		既設	補給水系 配管			常設			
常設代替交流電源設備		新設	原子炉压力容器			常設			
可搬型代替交流電源設備		新設	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）			常設			
—		—	常設代替交流電源設備			常設			

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

対応手段として選定した設備の電源構成図



第1図 電源構成図 (交流電源)



第2図 電源構成図 (直流電源)

重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

(1) 操作概要

発電所対策本部は、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所並びにホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

現場では、指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続を実施し、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）により送水する。

(2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺、原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び時間

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数： 9名（重大事故等対応要員）

想定時間： 6時間 20分（訓練実績等）

(4) 作業の成立性

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、夜間における作業性を確保している。

放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を行う。

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

操作性：注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。

また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として、電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携

帯)により発電所対策本部に連絡することが可能である。



大容量送水ポンプ (タイプ I)



ホース敷設, 接続



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ (タイプ I) の起動

解釈一覧

1. 操作手順の解釈一覧

手順		操作手順記載内容		解釈
1.8.2.1	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順	(1) 原子炉格納容器下部注水	a. 原子炉格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ出口圧力指示値が [] 以上
1.8.2.2	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順	(1) 原子炉圧力容器への注水	e. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位指示値が容量換算で []

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
P13-MO-F010	CRD 復水入口弁	中央制御室
P13-MO-F022	MUWC サンプリング取出止め弁	中央制御室
P15-MO-F001	FPMUW ポンプ吸込弁	中央制御室
P13-MO-F070	T/B 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-MO-F071	R/B B1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-MO-F171	R/B 1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-MO-F073	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	中央制御室
P13-MO-F180	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	中央制御室
P13-MO-F179	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	中央制御室
P70-D001-4	原子炉・格納容器下部注水弁	屋外
P13-F172	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	屋外
P13-F175	緊急時原子炉東側外部注水入口弁	屋外
P13-MO-F190	FW 系連絡第一弁	中央制御室
P13-MO-F191	FW 系連絡第二弁	中央制御室
C41-MO-F001A	SLC タンク 出口弁 (A)	中央制御室
C41-MO-F001B	SLC タンク 出口弁 (B)	中央制御室
C41-MO-F006A	SLC 注入電動弁 (A)	中央制御室
C41-MO-F006B	SLC 注入電動弁 (B)	中央制御室

1.15 事故時の計装に関する手順等

< 目 次 >

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

1.15.2 重大事故等時の手順等

1.15.2.1 監視機能喪失

(1) 計器の故障

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

- a. 代替パラメータによる推定
- b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

- a. 所内常設蓄電式直流電源設備からの給電
- b. 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は号炉間電力融通設備からの給電
- c. 代替所内電気設備による給電
- d. 常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備又は125V代替充電器盤用電源車接続設備からの給電
- e. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視
- f. 重大事故等時の対応手段の選択

1.15.2.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

1.15.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順

- 添付資料 1. 15. 1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1. 15. 2 重大事故等の対処に必要なパラメータの選定
- 添付資料 1. 15. 3 重大事故等対処に係る監視事項
- 添付資料 1. 15. 4 重大事故等対策の成立性
- 添付資料 1. 15. 5 可搬型計測器の必要個数整理
- 添付資料 1. 15. 6 代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の
影響について

1.15 事故時の計装に関する手順等

【要求事項】

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

【解釈】

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

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため、計器の故障（検出器の測定値不良、ケーブルの断線等）時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。

1. 15. 1 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

重大事故等時において、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を実施するため、発電用原子炉施設の状態を把握することが重要である。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、技術的能力に係る審査基準（以下「審査基準」という。）1. 1～1. 14 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出する（以下「抽出パラメータ」という。）。

なお、審査基準 1. 16～1. 19 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータについては、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるための手順ではないため、各々の手順にて整理する。

（添付資料 1. 15. 3）

抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ^{※1}（以下「主要パラメータ」という。）及び主要パラメータを計測するための重大事故等対処設備を選定する。

※1：原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保、原子炉建屋内の水素濃度、原子炉格納容器内の酸素濃度、使用済燃料プールの監視。

また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて対応する手段を整備し、重大事故等対処設備を選定する（第 1. 15. 1 図，第 1. 15. 2 図）（以下「機能喪失原因対策分析」という。）。

さらに、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等、想定される重大事故等の対応に必要なパラメータの記録手順及びそのために必要となる重大事故等対処設備を選定する。

抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することができないパラメータについては、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータ（以下「補助パラメータ」という。）に分類し、第 1. 15. 4 表に整理する。

なお、重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯）については、各条文の設置許可基準規則第四十三条への適合方針のうち、(2)操作性（設置許可基準規則第四十三条第1項二）にて、適合性を整理する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※2}を選定する。

※2 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、審査基準だけでなく、設置許可基準規則第五十八条及び技術基準規則第七十三条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料 1. 15. 1）

主要パラメータは以下のとおり分類する。

- ・重要監視パラメータ

主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

- ・有効監視パラメータ

主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。

代替パラメータは以下のとおり分類する。

- ・重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

- ・有効監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

また、主要パラメータ及び代替パラメータを計測する設備を以下のとおり分類する。

主要パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要計器

重要監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備として位置付ける計器をいう。

- ・常用計器

主要パラメータを計測する計器のうち、重要計器以外の自主対策設備の計器をいう。

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要代替計器

重要代替監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備として位置付ける計器をいう。

- ・常用代替計器

代替パラメータを計測する計器のうち、重要代替計器以外の自主対策設備の計器をいう。

なお、主要パラメータが重大事故等対処設備で計測できず、かつその代替パラメータについても重大事故等対処設備で計測できない場合は、重大事故等時に発電用原子炉施設の状態を把握するため、主要パラメータを計測する計器の1つを重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。

(添付資料 1. 15. 2)

以上の分類により抽出した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第 1. 15. 2 表に示す。あわせて、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化するために、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無についても整理する。

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

重大事故等の対処に必要なパラメータを計測又は監視し、記録する手順等を整備する。

(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、監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合を想定する。また、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失による計器電源の喪失を想定する。

- a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に主要パラメータを計測する計器が故障した場合、発電用原子炉施設の状態を把握するため、多重化された計器の他チャンネル^{※3}の計器により計測する手段及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する手段がある。(第 1.15.3 表)

※3 チャンネル: 単一故障を想定しても、パラメータの監視機能が喪失しないように、1つのパラメータを測定原理が同じである複数の計器で監視しており、多重化された監視機能のうち、検出器から指示部までの最小単位をチャンネルと呼ぶ。

他チャンネルによる計測に使用する計器は以下のとおり。

- ・ 主要パラメータの他チャンネルの重要計器
- ・ 主要パラメータの他チャンネルの常用計器

代替パラメータの計測に使用する計器は以下のとおり。

- ・ 重要代替計器
- ・ 常用代替計器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、主要パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、当該パラメータの他チャンネルの重要計器は重大事故等対処設備として位置付ける。代替パラメータによる推定に使用する設備のうち、重要代替計器は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.15.1)

以上の重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができる。また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 主要パラメータの他チャンネルの常用計器及び常用代替計器

耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。

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

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲を超えた場合は、発電用原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータを計測する計器により必要とするパラメータの値を推定する手段及び可搬型の計測器により計測する手段がある。

代替パラメータによる推定に使用する設備は以下のとおり。

- ・重要代替計器
- ・常用代替計器

可搬型の計器による計測に使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、主要パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に、発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な設備のうち、重要代替計器及び可搬型計測器は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.15.1)

以上の重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができる。また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・常用代替計器

耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。

- c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備

(a) 対応手段

監視する計器に供給する電源（以下「計器電源」という。）が喪失し、監視機能が喪失した場合に、代替電源（交流、直流）及び代替所内電気設備から給電し、当該パラメータの計器により計測又は監視する手段がある。

また、計器電源が喪失した場合に、電源（乾電池）を内蔵した可搬型の計測器を用いて計測又は監視する手順がある。計器の電源構成図を第 1. 15. 4 図に示す。

代替電源（交流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 号炉間電力融通設備

代替電源（直流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 可搬型代替直流電源設備
- ・ 125V 代替充電器盤用電源車接続設備

代替所内電気設備による給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替所内電気設備

可搬型の計測器により計測又は監視する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、代替所内電気設備及び可搬型計測器は、重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1. 15. 1)

以上の重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができる。また、以下の設備は、プラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 125V 代替充電器盤用電源車接続設備

給電開始までに時間を要するが、給電可能であれば重大事故等の対処に必要なパラメータの監視が可能となることから、代替手段として有効である。

- ・ 号炉間電力融通設備

号炉間電力融通設備で使用する設備の耐震性は確保されていないが、3号炉の非常用ディーゼル発電機及び電路の健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等時において、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等、想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する手段がある。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、データ収集装置、SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置により構成される。

また、重大事故等時の有効監視パラメータが使用できる場合はパラメータを記録する手段がある。

有効監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）
- ・中央制御室記録計

なお、その他の記録として、警報発生及びプラントトリップ状態を記録する手段がある。

警報発生及びプラントトリップ状態を記録する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計算機

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、原則、安全パラメータ表示システム（SPDS）へ記録するが、監視が必要な時に現場で監視する計器、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む）の値及び可搬型計測器により計測したパラメータの値は、記録用紙に記録する手順を整備する。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備である安全パラメータ表示システム（SPDS）は、重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1. 15. 1)

以上の重大事故等対処設備により、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録することができる。また、以下の設備は、プラント状況に

よっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。
あわせて、その理由を示す。

- ・プロセス計算機

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

e. 手順等

上記の「a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備」、「b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備」、「c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備」及び「d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対策要員の対応として、重大事故等対応要領書に定める。

(第 1. 15. 1 表)

1. 15. 2 重大事故等時の手順等

1. 15. 2. 1 監視機能喪失

(1) 計器の故障

主要パラメータを計測する計器が、故障により計測することが困難となった場合、当該パラメータを推定する手段を整備する。

(第 1. 15. 3 表)

a. 手順着手の判断基準

重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータを計測する重要計器が故障した場合^{*1}。

※1：重要計器の指示値に、以下のような変化があった場合

- ・通常時や事故時に想定される値から、大きな変動がある場合
- ・複数ある計器については、それぞれの指示値の差が大きい場合
- ・計器信号の喪失に伴い、指示値が計測範囲外にある場合
- ・計器電源の喪失に伴い、指示値の表示が消滅した場合

b. 操作手順

計器の故障の判断及び対応手順は、以下のとおり。

- ①中央制御室運転員 A は、発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータについて、他チャンネルの重要計器がある場合には、当該計器により当該パラメータを計測する。また、当該パラメータの常用計器で監視可能であれば確認に使用する。
- ②中央制御室運転員 A は、読み取った指示値が正常であることを、計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認する。
- ③当該パラメータが計測範囲外又はプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がある場合には、発電課長はあらかじめ選定した重要代替監視パラメータによる計測を運転員に指示する。
- ④中央制御室運転員 A は、読み取った指示値により、主要パラメータを推定する。なお、常用代替計器が使用可能であれば、推定に使用する。

c. 操作の成立性

上記の計測及び推定は、中央制御室運転員 1 名で対応が可能である。速やかに作業ができるように推定手順を整備する。

d. 代替パラメータによる推定方法

主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータによる推定を行う。

計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ、関連するパラメータを複数確認し、得られた情報の中から有効な情報を評価することで、発電用原子炉施設の状態を把握する。

推定に当たっては、使用する計器が複数ある場合、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件等、以下に示す事項及び計測される値の不確かさを考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。

- ・ 基準配管に水を満たした構造の計器で計測するパラメータについては、急激な原子炉減圧等により基準配管の水が蒸発し、不確かな指示を示すことがある。そのような状態が想定される場合は、関連するパラメータを複数確認し、パラメータを推定する。なお、原子炉水位、原子炉圧力及び圧力抑制室水位を除き、基準配管の水位変動に起因する不確かさを考慮する必要はない。
- ・ 常用代替計器が監視機能を維持している場合、重大事故等の対処に有効な情報を得ることができる。ただし、環境条件や不確かさを考慮し、重要計器又は重要代替計器で測定されるパラメータの値との差異を評価し、パラメータの値、信頼性を考慮した上で使用する。
- ・ 重大事故等時に最も設置雰囲気的环境が厳しくなるのは、炉心損傷及び原子炉圧力容器が破損した状況であるため、原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線量率等が厳しい環境下においても、その監視機能を維持できる重要代替計器を優先して使用する。また、重大事故等時と校正時の状態変化による影響を考慮する。
- ・ 圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。
- ・ 推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

(添付資料 1. 15. 6)

代替パラメータによる主要パラメータの推定ケースは以下のとおりであり、具体的な推定方法については、第 1. 15. 3 表に整理する。

- ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）から推定するケース
- ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化、注水量又は出口圧力から推定するケース
- ・流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定するケース
- ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定するケース
- ・圧力、温度又は水位を水の飽和状態の関係により推定するケース
- ・注水量を注水先の圧力及び温度の傾向監視により推定するケース
- ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定するケース
- ・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定するケース
- ・水素濃度を装置の動作状況により推定するケース
- ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定するケース
- ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内の圧力により推定するケース
- ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（水位及び温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮へいが確保されていることを推定するケース
- ・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（圧力抑制室圧力）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定するケース

（添付資料 1. 15. 6）

e. 重大事故等時の対応手段の選択

主要パラメータを計測する計器が故障した場合の対応手段の優先順位を以下に示す。

主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合に、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、他チャンネルの重要計器により主要パラメータを計測する。

他チャンネルの重要計器の故障により計測することが困難となった場合は、他チャンネルの常用計器により主要パラメータを計測する。

主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、第 1. 15. 3 表にて定める優先順位にて代替計器により代替パラメータを計測し、主要パラメータを推定する。

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

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

なお、計器の計測範囲を超えた場合には、可搬型計測器により計測することも可能である。可搬型計測器により計測可能な計器について第 1.15.2 表に示す。

(添付資料 1.15.5)

・原子炉圧力容器内の温度

原子炉圧力容器内の温度を計測する計器の計測範囲は 0～500℃である。原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部以下になった場合、原子炉圧力容器温度の計測範囲を超える場合があるが、重大事故等時における原子炉格納容器下部注水判断の温度は 300℃であり、計器の計測範囲内で計測が可能である。

また、原子炉圧力容器温度が 300℃以上の場合は炉心損傷状態と推定して対応する。

・原子炉圧力容器内の圧力

原子炉圧力容器内の圧力を計測する計器の計測範囲は、0～10MPa [gage] である。重大事故等時の原子炉圧力は最大で 9.26MPa [gage] であり、重大事故等時において原子炉圧力容器内の圧力は、計器の計測範囲内で計測が可能である。

・原子炉圧力容器内の水位

原子炉圧力容器内の水位を計測する原子炉水位（広帯域）の計測範囲は、原子炉圧力容器基準点から 13,130mm 上方を基準に -3,800～1,500mm である。また、原子炉水位（燃料域）の計測範囲は、原子炉圧力容器基準点から 9,000mm 上方を基準に -3,800～1,300mm である。

原子炉水位制御範囲レベル 3～レベル 8（原子炉圧力容器基準点から 13,130mm 上方を基準に 310～1,470mm）及び有効燃料棒底部まで計測できるため、重大事故等時において原子炉圧力容器内の水位は、計測の計測範囲内で計測が可能である。

原子炉圧力容器内の水位のパラメータである、原子炉水位の計測範囲を超えた場合、高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、代替循環冷却ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に

必要な水量の差を算出し、前回推定した冷却材体積に加算することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。

また、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度により監視可能である。

・原子炉圧力容器への注水量

原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータは、高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）、代替循環冷却ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量及び残留熱除去系ポンプ出口流量である。

高圧代替注水系ポンプ出口流量の計測範囲は、 $0\sim 120\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である高圧代替注水系ポンプの最大注水量は $90.8\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）の計測範囲は、 $0\sim 220\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である復水移送ポンプの低圧代替注水時（残留熱除去系 A 系ライン）における最大注水量は $145\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）の計測範囲は、 $0\sim 220\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である大容量送水ポンプ（タイプ I）の低圧代替注水時（残留熱除去系 B 系ライン）における最大注水量 $145\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の計測範囲は、 $0\sim 100\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である直流駆動低圧注水ポンプの原子炉注水時における最大注水量は $80\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

代替循環冷却ポンプ出口流量の計測範囲は、 $0\sim 200\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である代替循環冷却ポンプの原子炉注水時における最大注水量は $150\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の計測範囲は、 $0\sim 150\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量は $90.8\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の計測範囲は、 $0\sim 1,500\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量は $1,050\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の計測範囲は、0～1,500³/hとしており、計測対象である低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量は1,050³/hであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

残留熱除去系ポンプ出口流量の計測範囲は、0～1,500³/hとしており、計測対象である残留熱除去系ポンプの最大注水量は1,136³/hであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

- ・原子炉格納容器への注水量

原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータは、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイ流量及び代替循環冷却ポンプ出口流量である。

原子炉格納容器下部注水流量の計測範囲は、0～110³/hとしており、計測対象である復水移送ポンプの原子炉格納容器下部注水時における最大流量は50³/hであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

原子炉格納容器代替スプレイ流量の計測範囲は、0～100³/hとしており、計測対象である大容量送水ポンプ（タイプ I）の原子炉格納容器代替スプレイ時における最大流量は88³/hであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

代替循環冷却ポンプ出口流量の計測範囲は、0～200³/hとしており、計測対象である代替循環冷却ポンプの原子炉格納容器スプレイ時における最大注水量は150³/hであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

- a. 代替パラメータによる推定

重大事故等時において、計器の計測範囲を超えた場合、代替パラメータによる推定を行う手順を整備する。

- (a) 手順着手の判断基準

重大事故等時に、原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合。

- (b) 操作手順

原子炉圧力容器内の水位の計測範囲を超えたかどうかの判断及び対応手順は以下のとおり。

- ①中央制御室運転員 A は、原子炉水位の他チャンネル値を確認し、他チャンネルの値も同じ傾向か否かを確認する。また、当該パラメータの常用計器が監視可能であれば確認に使用する。

- ②中央制御室運転員 A は、読み取った値が正常であるかどうかをプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことにより確認する。
- ③原子炉水位の計測範囲を超えた場合、発電課長は運転員に主要パラメータの重要代替計器による計測を指示する。
- ④中央制御室運転員 A は原子炉注水系のうち、機器動作状態にある重要代替計器の流量計から指示値を読み取る。
- ⑤中央制御室運転員 A は読み取った指示値を発電課長に報告する。
- ⑥発電課長は発電所対策本部へ重要代替監視パラメータの値から主要パラメータの推定を依頼する。
- ⑦発電所対策本部は、発電課長に主要パラメータの推定を連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の計測及び推定は、中央制御室運転員 1 名で対応が可能である。速やかに作業ができるように推定手順を整備する。

b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

重大事故等時において、主要パラメータが計器の計測範囲を超えた場合、可搬型計測器により計測を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時に、主要パラメータが計器の計測範囲を超過し、値が確認できない場合。

(b) 操作手順

可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第 1. 15. 5 図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づきパラメータの監視が困難と判断した場合には、運転員に可搬型計測器によるパラメータの計測開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し、残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。
- ③中央制御室運転員 A は、測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続し、測定を開始する。
- ④中央制御室運転員 A は、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、換算表により工学値に換算し、記録する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は1測定点当たり、中央制御室運転員1名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は5分以内で可能である

操作は中央制御室にて対応可能であるが、円滑に作業ができるように照明を整備する。

1. 15. 2. 2 計測に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

全交流動力電源喪失、直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合に、代替電源（交流、直流）から計器へ給電する手順及び可搬型計測器により、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

a. 所内常設蓄電式直流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に所内常設蓄電式直流電源設備からの給電に関する手順は、「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

なお、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器について第 1. 15. 2 表に示す。

b. 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は号炉間電力融通設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は号炉間電力融通設備からの給電に関する手順は、「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

c. 代替所内電気設備による給電

非常用所内電気設備の機能喪失し、必要な設備へ給電できない場合に、代替所内電気設備による給電に関する手順は、「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

d. 常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備又は 125V 代替充電器盤用電源車接続設備からの給電

全交流動力電源が喪失し直流電源が枯渇するおそれがある場合に、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備又は 125V 代替充電器盤用電源車接続設備からの給電に関する手順は、「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

e. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを可搬型計測器により計測又は監視を行う手順を整備する。

可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか 1 つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は、いずれか 1 つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。

なお、可搬型計測器により計測可能な計器について第 1. 15. 2 表に示す。

(a) 手順着手の判断基準

計器電源が喪失し、中央制御室でパラメータの監視ができない場合。

(b) 操作手順

可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また、タイムチャート第 1. 15. 5 図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づきパラメータの監視が困難と判断した場合には、運転員に可搬型計測器によるパラメータの計測開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し、残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。
- ③中央制御室運転員 A は、測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続し、測定を開始する。
- ④中央制御室運転員 A は、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、換算表により工学値に換算し、記録する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は 1 測定点当たり、中央制御室運転員 1 名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は 5 分以内で可能である。

操作は中央制御室にて対応可能であるが、円滑に作業ができるように照明を配備する。

f. 重大事故等時の対応手段の選択

全交流動力電源喪失、直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合に、計器に給電する対応手段の優先順位を以下に示す。

全交流動力電源喪失が発生した場合には、所内常設蓄電式直流電源設備から計測可能な計器に給電される。

所内常設蓄電式直流電源設備から給電されている間に常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は号炉間電力融通設備から計器に給電する。なお、非常用所内電源設備が機能喪失した場合には、代替所内電気設備から計器に給電する。

常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が困難となった場合で直流電源が枯渇するおそれがある場合は、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備又は 125V 代替充電器盤用電源車接続設備から計器に給電する。

代替電源（交流，直流）からの給電が困難となった場合は，可搬型計測器により重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

1. 15. 2. 3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム(SPDS)により計測結果を記録する。

ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。

主要パラメータのうち記録可能なものについて、自主対策設備であるプロセス計算機により計測結果を記録する。併せて、警報発生及びプラントトリップ状態を記録する。

有効監視パラメータの計測結果の記録について整理し、第 1. 15. 5 表に示す。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合。

(2) 操作手順

重大事故等が発生し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を記録する手順の概要は以下のとおり。

a. 安全パラメータ表示システム(SPDS)による記録

安全パラメータ表示システム(SPDS)は、常時記録であり、非常用電源又は代替電源から給電可能で、約 14 日間の記録容量を持っている。重大事故等時のパラメータの値を継続して確認できるよう、記録された計測結果が記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。

b. 現場指示計の記録

現場運転員又は重大事故等対策要員は、現場操作時に監視する手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータの現場指示計がある場合には、記録用紙へ記録する。

c. 可搬型計測器の記録

中央制御室運転員は、「1. 15. 2. 1(2)b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」又は「1. 15. 2. 2(1)e. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」で得られた可搬型計測器で計測されたパラメータの値を記録用紙に記録する。

d. プロセス計算機の記録

(a) 運転日誌

プロセス計算機が稼動状態にあれば、定められたプロセスの計測結果を定時ごとに自動で記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

(b) 警報記録

プロセス計算機が稼働状態にあれば、プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発生時、警報の状態を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

プラントの過渡変化による重要警報のファーストヒット警報発生時、その発生順序（シーケンス）、トリップ状態、工学的安全施設作動信号及び工学的安全施設の作動状況を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

(c) プラント診断支援機能

プロセス計算機が稼働状態にあれば、事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため、定められたプロセス値のデータを自動で収集、記録し、中央制御室運転員等は、中央制御室にて事象発生後に手動で帳票印刷する。

(3) 操作の成立性

安全パラメータ表示システム(SPDS)による記録は、安全パラメータ表示システム(SPDS)の記録容量（約14日間）を超える前に、緊急時対策建屋内にて重大事故等対策要員1名で行う。室内での端末操作であるため、対応が可能である。

現場指示計の記録は記録用紙への記録であり、現場運転員又は重大事故等対策要員1名にて対応が可能である。

可搬型計測器の記録は記録用紙への記録であり、中央制御室運転員1名にて対応が可能である。

プロセス計算機による記録の帳票印刷は、中央制御室内にて、中央制御室運転員1名で対応が可能である。

1.15.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順

審査基準 1.9, 1.10 及び 1.14 については、各審査基準において要求事項があるため、以下のとおり各々の手順において整備する。

原子炉格納容器内の水素濃度監視に関する手順は「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。

原子炉建屋内の水素濃度監視に関する手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

全交流動力電源喪失時の電源確保に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.15.1 表 事故時に必要な計装に関する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧

分類	機能喪失の想定する 重大事故等対処設備	対応 手段	対応設備		手順書		
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネル による計測	当該パラメータの他チャンネルの重要計器	重大事故等 対処設備	重大事故等対応要領書 「重要パラメータの推定」		
			当該パラメータの他チャンネルの常用計器	自主対 策設備			
		代替パラメータ による推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備			
			常用代替計器	自主対 策設備			
	計器の計測範囲 (把握能力) を 超えた場合	代替パラメータ による推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備			
			常用代替計器	自主対 策設備			
	可搬型計測器 による計測	可搬型計測器	重大事故等 対処設備	重大事故等対応要領書 「可搬型計測器によるパラメータ監視」			
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源 (交流) からの給電	常設代替交流電源設備	重大事故等 対処設備	重大事故等対応要領書 (1.14で整理)		
			可搬型代替交流電源設備				
			号炉間電力融通設備	自主対 策設備			
		代替電源 (直流) からの給電	所内常設蓄電式直流電源設備	重大事故等 対処設備			
			常設代替直流電源設備				
			可搬型代替直流電源設備				
				125V代替充電器盤用電源車接続設備		自主対 策設備	
		代替所内電気 設備による給電		代替所内電気設備		重大事故等 対処設備	
		可搬型計測器 による計測		可搬型計測器		重大事故等 対処設備	重大事故等対応要領書 「可搬型計測器によるパラメータ監視」
		—	—	パラメータ記録		安全パラメータ表示システム (SPDS) (データ収集装置, SPDS伝送装置, SPDS表示装置)	重大事故等 対処設備
プロセス計算機	自主対 策設備						

第 1.15.2 表 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) (1/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	図1.15.3 No.
① 原子 の炉 温度 圧力 容器 内	原子炉圧力容器温度	5	0~500℃	最大値：約297℃ ^{*4}	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準 (300℃) に対して500℃までを監視可能。	C (Ss)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	熱電対	可	①
	原子炉圧力 ^{*1}				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位 (広帯域) ^{*1}				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位 (燃料域) ^{*1}									
② 原子 の炉 圧力 容器 内	原子炉圧力	2	0~10MPa [gauge]	最大値：約8.11MPa [gauge]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (9.26MPa [gauge]) を包絡する範囲として設定。	S	区分 I, II 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	②
	高圧代替注水システム入口蒸気圧力 ^{*1}	1	0~10MPa [gauge]	最大値：約8.11MPa [gauge]	高圧代替注水システムタービンの最高使用圧力 (8.62MPa [gauge]) を監視可能。	-(Ss)	区分 II 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	③
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 ^{*1}	1	0~10MPa [gauge]	最大値：約8.11MPa [gauge]	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの最高使用圧力 (8.62MPa [gauge]) を監視可能。	S	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	④
	原子炉水位 (広帯域) ^{*1}				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
原子炉水位 (燃料域) ^{*1}										
	原子炉圧力容器温度 ^{*1}				「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					

*1：重要代替監視パラメータを示す。
 *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 *3：局部出力領域モニタの検出器は12個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 *4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *5：計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のごととする (ドライヤスカート底部付近)。
 *6：計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のごととする (有効燃料棒頂部付近)。
 *7：計測範囲の帯は、原子炉格納容器下部 (ベデスタル底部) のところとする。
 *8：計測範囲の帯は、ドライヤセル床面 のところとする。
 *9：計測範囲の帯は、使用済燃料貯蔵フラッシュ上端 (O.P. 25920mm) のところとする。
 *10：重大事故等時に使用される設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。
 *11：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *12：原子炉格納容器下部注水時に溶融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時 (原子炉格納容器下部注水時) に原子炉圧力容器等レベル時) に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
 *13：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 *14：検出点2箇所。
 *15：所内常設蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分I直流電源又は区分II直流電源とした計器である。

枠組みの内容は防護上の観点から公開できません。

第 1.15.2 表 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) (2/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No.
③	原子炉水位 (広帯域)	2	-3, 800~1, 500mm ^{*5}	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7, 832~-1, 470mm) ^{*5}	炉心の冷却状態を確認する上で原子炉水位制御範囲 (レベル3~レベル8) 及び有効燃料棒底部まで監視可能。	S	区分 I, II 直流電源 125V代替	差圧式水位 検出器	可	③
	原子炉水位 (燃料域)	2	-3, 800~1, 300mm ^{*6}	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3, 702~-5, 600mm) ^{*6}		S	区分 I, II 直流電源 125V代替	差圧式水位 検出器	可	④
④	高压代替注水系ポンプ出口流量 ^{*1}				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ^{*1}									
	高压炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 ^{*1}									
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) ^{*1}									
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ^{*1}									
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ^{*1}									
	代替循環冷却ポンプ出口流量 ^{*1}									
	低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 ^{*1}									
	残留熱除去系ポンプ出口流量 ^{*1}									
	原子炉圧力容器温度 ^{*1}					「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
原子炉圧力 ^{*1}				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
圧力抑制室圧力 ^{*1}				「③原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						

* 1: 重要代替監視パラメータを示す。
 * 2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 * 3: 局部出力領域モニタの検出器は12個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 * 4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 * 5: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のごととする (ドライヤスカート底部付近)。
 * 6: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のごととする (有効燃料棒頂部付近)。
 * 7: 計測範囲の帯は、原子炉格納容器下部 (ベデスタル底部) (ベデスタル底部) のところとする。
 * 8: 計測範囲の帯は、ドライケル床面 (O.P. 25920mm) のところとする。
 * 9: 計測範囲の帯は、使用済燃料貯蔵トラック上端 (O.P. 25920mm) のところとする。
 * 10: 重大事故等時に使用される設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な急激な変化時を含む) に関する値なし。
 * 11: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 * 12: 原子炉格納容器下部注水時に溶解炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時 (原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉圧力容器零レベル時) に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
 * 13: 4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 * 14: 検出点2箇所。
 * 15: 所内常設蓄電池直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分I直流電源又は区分II直流電源とした計器である。

枠組みの内容は防護上の観点から公開できません。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故対処設備) (3/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No.
④ 原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	0~120m ³ /h	- ^{*10}	高压代替注水系ポンプの最大注水量 (90.8m ³ /h) を監視可能。	(Ss)	区分 II 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	㉓
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	0~150m ³ /h	0~90.8m ³ /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (90.8m ³ /h) を監視可能。	S	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	㉔
	高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0~1,500m ³ /h	(高压側) 0~318m ³ /h (低压側) 0~1,050m ³ /h	高压炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (318m ³ /h, 1,050m ³ /h) を監視可能。	S	区分 III 直流電源	差圧式流量 検出器	可	㉕
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	0~220m ³ /h	- ^{*10}	復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ (タイプ I) を用いた低圧代替注水系 (残留熱除去系 A 系ライン) における最大注水量 (145m ³ /h) を監視可能。	B (Ss)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	㉖
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	0~220m ³ /h	- ^{*10}	大容量送水ポンプ (タイプ I) を用いた低圧代替注水系 (残留熱除去系 B 系ライン) における最大注水量 (145m ³ /h) を監視可能。	B (Ss)	区分 II 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	㉗
	直流通動低圧注水ポンプ出口流量	1	0~100m ³ /h	- ^{*10}	直流通動低圧注水ポンプを用いた原子炉注水時における最大注水量 (80m ³ /h) を監視可能。	(Ss)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	㉘
	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	0~200m ³ /h	- ^{*10}	代替循環冷却ポンプを用いた原子炉注水時における最大注水量 (150m ³ /h) を監視可能。	(Ss)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	㉙
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0~1,500m ³ /h	0~1,050m ³ /h	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (1,050m ³ /h) を監視可能。	S	区分 I, II 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	㉚
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	0~1,500m ³ /h	0~1,136m ³ /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (1,136m ³ /h) を監視可能。	S	区分 I, II 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	㉛
	原子炉水位 (広帯域) ^{*1}				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位 (燃料域) ^{*1}				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	復水貯蔵タンク水位 ^{*1}				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。					
	圧力抑制室水位 ^{*1}				「⑤原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					

* 1: 重要代替監視パラメータを示す。
* 2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
* 3: 局所出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
* 4: 設計基準事故時に規定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
* 5: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。
* 6: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。
* 7: 計測範囲の帯は、原子炉格納容器下部 (ベネスタル底部) のところとする。
* 8: 計測範囲の帯は、ドライウェル床面 のところとする。
* 9: 計測範囲の帯は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P. 25920mm) のところとする。
* 10: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常が過渡変化時を含む) に関する値なし。
* 11: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h (経過時間は約10Sv/h) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
* 12: 原子炉格納容器下部注水時に格納炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時 (原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉圧力容器等レベル時) に原子炉格納容器下部への初期水取りする場合の必要注水量は50m³/h。
* 13: 4個の静的熱媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
* 14: 検出点2箇所。
* 15: 所内常設置電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分 I 直流電源又は区分 II 直流電源とした計器である。

枠組みの内容は防護上の観点から公開できません。

第 1.15.2 表 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) (4/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	電源 ^{*5}	検出器 の種類	可搬型 計測器	図1.15.3 No.
⑤ 原子炉格納容器注水量容器への	原子炉格納容器下部注水流速	1	0~110m ³ /h	- ^{*10}	復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ(タイプI)を用いた原子炉格納容器下部注水系による最大注水量(35m ³ /h, 50m ³ /h) ^{*12} を監視可能。	区分I 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	0~100m ³ /h	- ^{*10}	大容量送水ポンプ(タイプI)を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による最大注水量(88m ³ /h)を監視可能。	区分I, II 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	0~200m ³ /h	- ^{*10}	代替循環冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイ時における最大注水量(150m ³ /h)を監視可能。	区分I 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
	原子炉格納容器下部水位 ^{*1}				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウエル水位 ^{*1}								
	復水貯蔵タンク水位 ^{*1}				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウエル温度 ^{*1}				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウエル圧力 ^{*1}				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	圧力抑制室圧力 ^{*1}								
⑥ 原子炉格納容器内の	ドライウエル温度	11	0~300°C	最大値: 146°C	原子炉格納容器の限界温度(200°C)を監視可能。 原子炉格納容器の限界圧力(2Pd: 86.4kPa [gage])におけるサブレッションプールの飽和温度(約178°C)を監視可能。	区分I 直流電源 125V代替 直流電源	熱電対	可	⑤
	圧力抑制室内空気温度 ^{*2}	4	0~300°C	最大値: 97°C		区分II 直流電源 125V代替 直流電源	熱電対	可	⑥
	サブレッションプール水温度 ^{*2}	16	0~200°C	最大値: 97°C		区分II 直流電源 125V代替 直流電源	測温抵抗体	可	⑦
	ドライウエル圧力 ^{*1}								
	圧力抑制室圧力 ^{*1}				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				

* 1: 重要代替監視パラメータを示す。
 * 2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 * 3: 局部出力領域モニタの検出器は12個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 * 4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 * 5: 計測範囲の零は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のところとする(ドライヤスカート底部付近)。
 * 6: 計測範囲の零は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のところとする(有効燃料棒頂部付近)。
 * 7: 計測範囲の零は、原子炉格納容器下部(ベデスタル底部)の \square のところとする。
 * 8: 計測範囲の零は、ドライウエル床面(0. P. 25920mm)のところとする。
 * 9: 計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵フロッグ上端(0. P. 25920mm)のところとする。
 * 10: 重大事故等時に使用される設備のため、設計基準事故等(運転時の異常な過渡変化時を含む)に関する値なし。
 * 11: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約110Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 * 12: 原子炉格納容器下部注水時に熔融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時(原子炉圧力容器等レベル時)に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
 * 13: 4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 * 14: 検出点2箇所。
 * 15: 所内常設電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分I直流電源又は区分II直流電源とした計器である。

枠組みの内容は防護上の観点から公開できません。

第 1.15.2 表 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) (5/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源*15	検出器 の種類	可搬型 計測器	図1.15.3 No.
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力*2	1	0~1MPa [abs]	最大値: 330kPa [gage]	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 854kPa [gage]) を監視可能。	C (Ss)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑧
	圧力抑制室圧力*2	1	0~1MPa [abs]	最大値: 210kPa [gage]						
⑧ 原子炉格納容器内の水位	ドライウェル温度*1	⑥ 原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。								
	圧力抑制室内空気温度*1	⑥ 原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。								
⑨ 原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	0~5m (O.P. -3900~1100mm)	0.05m (O.P. -3850mm)	外部水源注水量限界 (通常運転水位+約2m (O.P. -1914mm)) を把握できる範囲を監視可能。	C (Ss)	区分 I, II 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑩
	原子炉格納容器下部水位	12	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m*7 (O.P. -2000mm, - 1500mm, -1000mm, - 500mm, 0mm, 500mm)	-*10	重大事故等時において、原子炉格納容器下部への注水によるベズスタル部の蓄水状況を監視可能。	(Ss)	区分 I, II 直流電源 125V代替 直流電源	電極式 水位検出器	可	⑪
	ドライウェル水位	6	0.02m, 0.22m, 0.34m*8 (O.P. -1170mm, 1380mm, 1490mm)	-*10	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な水深があることを監視可能。	(Ss)	区分 I, II 直流電源 125V代替 直流電源	電極式 水位検出器	可	⑫
	高圧代替注水系ポンプ出口流量*1	④ 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。								
原子炉隔離降冷系ポンプ出口流量*1	④ 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。									
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量*1	④ 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。									
残留熱除去系洗淨ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン蒸浄流量) *1	④ 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。									
残留熱除去系洗淨ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) *1	④ 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。									
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量*1	④ 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。									
代替循環冷却ポンプ出口流量*1	④ 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。									
原子炉格納容器下部注水流量*1	④ 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。									
原子炉格納容器代替スプレイ流量*1	④ 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。									
復水貯蔵タンク水位*1	④ 水源の確保を監視するパラメータと同じ。									

*1: 重要代替監視パラメータを示す。
 *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 *3: 昇部出力順降モニタの検出器は194個であり、平均出力順降モニタの各子ヤンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *5: 計測範囲は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のごととする (ドライヤスカート底部付近)。
 *6: 計測範囲は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のごととする (有効燃料棒頂部付近)。
 *7: 計測範囲は、原子炉格納容器下部 (ベズスタル底部) のところとする。
 *8: 計測範囲は、ドライウェル床面 (O.P. 25920mm) のところとする。
 *9: 計測範囲の帯は、使用済燃料貯蔵ラップ上端 (O.P. 25920mm) のところとする。
 *10: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。
 *11: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放熱モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h (経過時間は約10Sv/h) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *12: 原子炉格納容器下部注水時に溶融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時 (原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉圧力容器等レベル時) に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
 *13: 4個の静的軸煤式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 *14: 検出点21箇所。
 *15: 所内常設蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分 I 直流電源又は区分 II 直流電源とした計器である。

枠組みの内容は防護上の観点から公開できません。

第 1.15.2 表 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) (6/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No.
⑨ 原子 炉格納 濃納 濃度 容器 内の	格納容器内水素濃度 (D/W) ^{*2}	2	0~100vol%	0~1.9vol%	重大事故等時において、原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能。 重大事故等時において、炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~100vol%) を監視可能。	-(Ss)	区分 I, II 直流電源 125V代替 直流電源	水素吸蔵材 料式水素 検出器	-	⑩
	格納容器内水素濃度 (S/C) ^{*2}	2	0~100vol%	0~1.9vol%						
	格納容器内雰囲気気水素濃度 ^{*2}	2	0~30vol%	0~1.9vol%	計器、サンプリング 装置: 区分 I, II 交流計測制御電源	S	熱伝導率 式水素 検出器	-	-	⑪
	格納容器内雰囲気気水素濃度 ^{*2}	2	0~100vol%	0~1.9vol%						
⑩ 原 子 炉 格 納 濃 度 容 器 内 の	格納容器内雰囲気気放射線モニタ (D/W)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	10Sv/h未満 ^{*11}	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合) は約 10Sv/h を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	S	区分 I, II 直流電源 125V代替 直流電源	電離箱	-	⑫
	格納容器内雰囲気気放射線モニタ (S/C)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	10Sv/h未満 ^{*11}	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合) は約 10Sv/h を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	S	区分 I, II 直流電源 125V代替 直流電源	電離箱	-	⑬
⑪ 未 鑑 界 の 維 持 又 は 監 視	起動領域モニタ ^{*2}	8	中性子源領域 $10^{-1} \sim 10^6$ cps ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9$ nv) 中間領域 0~40%又は 0~125% ($1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13}$ nv)	定格出力の 約8倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域モニタによって監視可能。	S	区分 I, II 無停電交流電源	核分裂 電離箱	-	⑭
	平均出力領域モニタ ^{*2}	6 ^{*3}	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14}$ hw)	定格出力の 約8倍	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示値に基づき操作を伴うものではないことから、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。 また、重大事故等時においても代替原子炉再循環ポンプトリップ機能等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	S	区分 I, II 無停電交流電源	核分裂 電離箱	-	⑮

* 1: 重要代替監視パラメータを示す。

* 2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

* 3: 局所出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。

* 4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する過熱温度。

* 5: 計測範囲の警は、原子炉圧力容器警レベルより1.313cm上のこととする (ドライヤスカスカート底部付近)。

* 6: 計測範囲の警は、原子炉圧力容器警レベルより900cm上のこととする (有効燃料棒頂部付近)。

* 7: 計測範囲の警は、原子炉格納容器下部 (Sデズタル底部) のところとする。

* 8: 計測範囲の警は、ドライフェル床面 のところとする。

* 9: 計測範囲の警は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P. 25920mm) のところとする。

* 10: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。

* 11: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことから、この値を下回る。

* 12: 原子炉格納容器下部注水時に溢流炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時 (原子炉格納容器下部注水時 (原子炉格納容器警レベル時) に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h)。

* 13: 4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。

* 14: 検出点21箇所。

* 15: 所内常設置電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分I直流電源又は区分II直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

第 1.15.2 表 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) (7/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	図1.15.3 No.
⑬ 最終 ヒート シンク の 確保	サブプレッションポンプ水温度 ^{*2}			「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	代替循環冷却ポンプ出口流量			「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位 (広帯域) ^{*1}			「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位 (燃料域) ^{*1}			「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉圧力容器温度 ^{*1}			「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	ドライウエール圧力 ^{*1}			「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	圧力抑制室圧力 ^{*1}			「⑤原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	ドライウエール温度 ^{*1}									
	圧力抑制室内空気温度 ^{*1}									
	原子炉格納容器下部水位 ^{*1}									
	ドライウエール水位 ^{*1}									

*1: 重要代替監視パラメータを示す。
 *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 *3: 局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *5: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上とする (ドライヤスカート底部付近)。
 *6: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上とする (有効燃料棒頂部付近)。
 *7: 計測範囲の帯は、原子炉格納容器下部 (ペデスタル底部) (ペデスタル底部) のところとする。
 *8: 計測範囲の帯は、ドライウエール床面 (ペデスタル底部) のところとする。
 *9: 計測範囲の帯は、使用済燃料貯蔵ラック上層 (O.P. 2592mm) のところとする。
 *10: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。
 *11: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *12: 原子炉格納容器下部注水時に溶融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時 (原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
 *13: 4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 *14: 検出点24箇所。
 *15: 所内常設装置電式直流通電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流通電源、区分Ⅰ直流通電源又は区分Ⅱ直流通電源とした計器である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

第 1.15.2 表 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) (8/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	電源 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No.	
⑫ 最終 トシ ンク の 確 保	原子炉格納容器入口圧力(広帯域)	1	-0.1~1MPa[Geige]	-*10	原子炉格納容器フィルタタレント系フィルタ装置の最高使用圧力(854kPa [geige])を監視可能。	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	④	
	原子炉格納容器出口圧力(広帯域)	1	-0.1~1MPa[Geige]	-*10	原子炉格納容器フィルタタレント系フィルタ装置の最高使用圧力(854kPa [geige])を監視可能。	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑧	
	原子炉格納容器水位(広帯域)	3	[]	-*10	原子炉格納容器フィルタタレント系フィルタ装置底部を計測範囲の零とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位 []及び下限水位 []を監視可能。	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑧	
	原子炉格納容器水温度	3	0~200℃	-*10	原子炉格納容器フィルタタレント系フィルタ装置の最高使用温度(200℃)を監視可能。	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	熱電対	可	⑨	
	原子炉格納容器出口水素濃度	1	0~30vol%	-*10	原子炉格納容器フィルタタレント系による原子炉格納容器ベント後に酸素による酸素を専断し、原子炉格納容器フィルタタレント系の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度(4vol%)未満であることを監視可能。	計器、サンプリング 装置、 区分 I 交流計測制御 電源 代替交流計測制御 電源	熱伝導率式 水素検出器	-	⑩	
	原子炉格納容器出口放射線モニタ	2	10 ⁻² ~10 ⁵ msv/h	-*10	原子炉格納容器フィルタタレント系による原子炉格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率(1.9×10 ⁵ msv/h)を監視可能。	区分 I、II 直流電源 125V代替 直流電源	電離箱	-	⑬	
	トライウエル圧力 ^{*1}	「①」原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。								
	圧力抑制室圧力 ^{*1}	「②」原子炉圧力容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内水素濃度(D/W) ^{*1}	「③」原子炉圧力容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内水素濃度(S/C) ^{*1}	「④」原子炉圧力容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ。								

*1: 重要代替監視パラメータを示す。
 *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 *3: 局部出力領域モニタの検出器は12個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *5: 計測範囲の零は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のところとする(ドライヤスカート底部付近)。
 *6: 計測範囲の零は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のところとする(有効燃料棒頂部付近)。
 *7: 計測範囲の零は、原子炉格納容器下部(ベデスタル底部) [] のところとする。
 *8: 計測範囲の零は、原子炉格納容器下部(ベデスタル底部) [] のところとする。
 *9: 計測範囲の零は、ドライウエル床面 [] のところとする。
 *10: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等(運転時の異常な過渡変化時を含む)に関する値なし。
 *11: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *12: 原子炉格納容器下部注水時に溶融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時(原子炉圧力容器等レベル時)に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
 *13: 4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 *14: 検出点24箇所。
 *15: 所内常設装置式直流通電設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分I直流電源又は区分II直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

第 1.15.2 表 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) (9/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No.
耐 強 化 ベ ン ト 系	ドライウェル温度 ^{*2}									
	圧力抑制室内空気温度 ^{*2}				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
	サブレーションポンプーブル水温度 ^{*1}									
⑫ 最 終 ヒ ト シ ン ク の 確 保	ドライウェル圧力 ^{*2}				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	圧力抑制室圧力 ^{*2}									
確 保	残留熱除去系ポンプ出口流量				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ (ただし、個数は2とする)。					
	原子炉補機冷却水系系統流量 ^{*1}	2	0~4,000m ³ /h	0~2,800m ³ /h	原子炉補機冷却水系のポンプ2台あたりの定格流量 (2,800m ³ /h) を監視可能。	S	区分 I、II 無停電交流電源	差圧式流量 検出器	可	㉓
	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 ^{*1}	2	0~1,500m ³ /h	0~950m ³ /h	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の最大流量 (950m ³ /h) を監視可能。原子炉補機代替冷却水系 (サブレーションポンプーブル水冷却モード) の運転を行う場合に必要な流量 (392m ³ /h) を監視可能。	C(SS)	区分 I、II 無停電交流電源	差圧式流量 検出器	可	㉔
	原子炉圧力容器温度 ^{*1}				「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
確 保	サブレーションポンプーブル水温度 ^{*1}				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
	残留熱除去系ポンプ出口圧力 ^{*1}				「③格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。					

* 1: 重要代替監視パラメータを示す。
* 2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
* 3: 原子炉出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
* 4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
* 5: 計測範囲の値は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。
* 6: 計測範囲の値は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。
* 7: 計測範囲の値は、原子炉格納容器下部 (サブスタスタル底部) () のところとする。
* 8: 計測範囲の値は、ドライウェル床面 () のところとする。
* 9: 計測範囲の値は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P. 25920mm) のところとする。
* 10: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。
* 11: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
* 12: 原子炉格納容器下部注水時に溶融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下箭注水時 (原子炉圧力容器上部注水時) に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
* 13: 4個の熱的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
* 14: 検出点21箇所。
* 15: 所内常設器電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分 I 直流電源又は区分 II 直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

第 1.15.2 表 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) (10/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No.
原子炉の圧力状態	原子炉水位 (広帯域) ^{*2}									
	原子炉水位 (燃料域) ^{*2}									
⑬ 格納容器内圧力	原子炉圧力 ^②									
	原子炉圧力容器温度 ^{*1}									
	ドライウェル温度 ^②									
	ドライウェル圧力 ^②									
⑭ 格納容器内の状態	格納容器内圧力									
	格納容器内圧力抑制電圧 ^カ									
⑮ 原子炉建屋内の監視	原子炉建屋内残留熱除去系ポンプ出口圧力	1	0~12MPa [gauge]	最大値：10.8MPa [gauge]	高压炉心スプレイ系の運転時における高压炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力 (10.8MPa [gauge]) を監視可能。	S	区分 III 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉞
	原子炉建屋内残留熱除去系ポンプ出口圧力	1	0~5MPa [gauge]	最大値：4.41MPa [gauge]	低圧炉心スプレイ系の運転時における低圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力 (4.41MPa [gauge]) を監視可能。	S	区分 I 交流計測制御電源	弾性圧力 検出器	可	㉞
	原子炉建屋内残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0~4MPa [gauge]	最大値：3.73MPa [gauge]	残留熱除去系の運転時における残留熱除去系ポンプの最高使用圧力 (3.73MPa [gauge]) を監視可能。	C (Ss)	区分 I, II 交流計測制御電源	弾性圧力 検出器	可	㉞
原子炉圧力 ^カ										

* 1：重要代替監視パラメータを示す。
 * 2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 * 3：局所出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 * 4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 * 5：計測範囲の警は、原子炉圧力容器警レベルより1.313cm上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。
 * 6：計測範囲の警は、原子炉圧力容器警レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。
 * 7：計測範囲の警は、原子炉格納容器下部 (<スプレイ部) のところとする。
 * 8：計測範囲の警は、ドライウェル表面 のところとする。
 * 9：計測範囲の警は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P. 25920mm) のところとする。
 * 10：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。
 * 11：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 * 12：原子炉格納容器下部注水時に溶融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時 (原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉圧力容器警レベル時) に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
 * 13：4個の動的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 * 14：検出点21箇所。
 * 15：所内備設蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分 I 直流電源又は区分 II 直流電源とした計器である。

枠組みの内容は防護上の観点から公開できません。

第 1.15.2 表 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) (11/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No.
④ 水 源 の 確 保	復水貯蔵タンク水位	1	0~3.200m ³ (0. P. 9586~19772mm)	0~3.173m ³ (0. P. 9586~ 19680mm)	重大事故等時において復水貯蔵タンクの底部からオーバーフローレベル (0~3.173m ³) を監視可能。	C (Ss)	区分 I 直流電源 125V 代替 直流電源	差圧式水位 検出器	可	㉔
	圧力制御室水位				⑬原子炉格納容器内の水位 I を監視するパラメータと同じ。					
	高圧代替注水系ポンプ出口流量 ^{*1}									
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ^{*1}									
	高圧炉心スプレイスポンプ出口流量 ^{*1}									
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 ヘッドスプレイスライン洗浄流量) ^{*1}									
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系 格納容器冷却ライン洗浄流量) ^{*1}									
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ^{*1}									
	原子炉格納容器下部注水流量 ^{*1}									
	代替循環冷却ポンプ出口流量 ^{*1}									
	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量 ^{*1}									
	残留熱除去系ポンプ出口流量 ^{*1}									
原子炉水位 (広帯域) ^{*1}										
原子炉水位 (燃料域) ^{*1}										
高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ^{*1}	1	0~15MPa [gauge]	— * 10	— * 10	高圧代替注水系の運転時における高圧代替注水系ポンプの最高使用圧力 (14.0MPa [gauge]) を監視可能。	-(Ss)	区分 II 直流電源 125V 代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉕
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 ^{*1}	1	0~15MPa [gauge]	最大値: 11.8MPa [gauge]	— * 10	原子炉隔離時冷却系の運転時における原子炉隔離時冷却系ポンプの最高 使用圧力 (11.8MPa [gauge]) を監視可能。	S	区分 I 直流電源 125V 代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉖
復水移送ポンプ出口圧力 ^{*1}	1	0~1.5MPa [gauge]	— * 10	— * 10	低圧代替注水系 (密設) の運転時における復水移送ポンプの最高使用圧 力 (1.37MPa [gauge]) を監視可能。	B (Ss)	区分 I 直流電源 125V 代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉗
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力 ^{*1}	1	0~1.5MPa [gauge]	— * 10	— * 10	直流駆動低圧注水ポンプの運転時における直流駆動低圧注水ポンプの最 高使用圧力 (1.37MPa [gauge]) を監視可能。	-(Ss)	区分 I 直流電源 125V 代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉘
代替循環冷却ポンプ出口圧力 ^{*1}	1	0~4MPa [gauge]	— * 10	— * 10	代替循環冷却系の運転時における代替循環冷却ポンプの最高使用圧力 (3.73MPa [gauge]) を監視可能。	-(Ss)	区分 I 直流電源 125V 代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉙
高圧炉心スプレイスポンプ出口圧力 ^{*1}					⑬格納容器バイパスの監視 を監視するパラメータと同じ。					
低圧炉心スプレイスポンプ出口圧力 ^{*1}										
残留熱除去系ポンプ出口圧力 ^{*1}										

* 1: 重要代替監視パラメータを示す。
 * 2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 * 3: 局部出力領域モニタの検出器は12個であり、平均出力領域モニタの各チャネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 * 4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 * 5: 計測範囲の等は、原子炉圧力容器等レベルより1.315cm上のごととする (ドライヤスカート底部付近)。
 * 6: 計測範囲の等は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のごととする (有効燃料棒頂部付近)。
 * 7: 計測範囲の等は、原子炉格納容器下部 (マニスタタル底部) のところとする。
 * 8: 計測範囲の等は、ドレイウエル床面 (0. P. 25920mm) のところとする。
 * 9: 計測範囲の等は、使用済燃料貯蔵トラック上層 (0. P. 25920mm) のところとする。
 * 10: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。
 * 11: 炉心損傷は、原子炉停止直後の経過時間における格納容器内蒸気気放熱線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 * 12: 原子炉格納容器下部注水時に格納炉心を冷却する場合の必要注水量は0.5m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時 (原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉圧力容器等レベル時) に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
 * 13: 4個の静的無雑音式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 * 14: 検出点21箇所。
 * 15: 炉内常設電式直流電源設備からの結電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分 I 直流電源又は区分 II 直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

第 1.15.2 表 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) (12/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No.
④ 原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	7	0~10vol%	— ^{*10}	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能(なお、静的触媒式水素再結合装置にて、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である3vol%未満に低減する)。	-(Ss)	区分Ⅰ、Ⅱ 交流計測制御 電源 代替交流計測制御 電源 区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替直流電源	触媒式水素 検出器 熱伝導率式 水素検出器	—	⑤
	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 ^{*1}	8 ^{*13}	0~500℃	— ^{*10}	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合装置動作時に想定される温度範囲を監視可能。	-(Ss)	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	熱電対	可	⑥
	格納容器内窒素濃度	2	0~30vol%	約4.3vol%	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲(0~4.3vol%)を監視可能。	S	計器、サブプリアリング 装置： 区分Ⅰ、Ⅱ 交流計測制御電源	熱磁気風式 酸素検出器	—	⑬
⑥ 原子炉格納容器内窒素濃度	格納容器内窒素濃度	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内窒素濃度	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内窒素濃度	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。								
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 ^{*1}	「⑩原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	圧力抑制室圧力 ^{*1}	「⑩原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								

* 1：重要代替監視パラメータを示す。
 * 2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 * 3：扇形出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 * 4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 * 5：計測範囲の警は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のところとする(ドライヤスカート底部付近)。
 * 6：計測範囲の警は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のところとする(有効燃料棒頂部付近)。
 * 7：計測範囲の警は、原子炉格納容器下部(ベントスタック底部)ののところとする。
 * 8：計測範囲の警は、ドライウェル床面(ベントスタック底部)ののところとする。
 * 9：計測範囲の警は、使用済燃料貯蔵ラック上端(O.P.25920mm)ののところとする。
 * 10：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等(運転時の異常な過渡変化時を含む)に閉する値なし。
 * 11：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内窒素濃度放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 * 12：原子炉格納容器下部注水時に溶解炉心を冷却する場合の必要注水量は3.5m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時(原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉圧力容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h)。
 * 13：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 * 14：検出点2箇所。
 * 15：所内常設蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分Ⅰ直流電源又は区分Ⅱ直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

第 1.15.2 表 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) (13/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No.
⑩ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ^{*2}	1 ^{*14}	-4.240~7.010mm ^{*9} (O.P. 21680~ 32930mm)	- ^{*10}	重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料プールの上部から底部近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。	-(Ss)	区分 II 直流電源 125V代替 直流電源	熱電対	可	㊸
			0~150℃	- ^{*10}	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲内を監視可能。					
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバラス式) ^{*2}	1	-4.300~7.300mm ^{*9} (O.P. 21620~ 33220mm)	O.P. 32895mm 最大値: 65℃	重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料プールの上部から底部近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。	B(Ss)	区分 I 交流計測制御電源 区分 I 直流電源 125V代替直流電源	ガイド バラス水位 検出器	-	㊸
	使用済燃料プール上空放射線モニタ (高線量, 低線量) ^{*2}	2	0~120℃	最大値: 65℃	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲内を監視可能。			测温抵抗体		
⑪ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール上空放射線モニタ (高線量, 低線量) ^{*2}	1	10 ¹ ~10 ⁶ mSv/h	- ^{*10}	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲 (5.4×10 ⁻² ~ 10 ⁷ mSv/h) にわたり放射線量を監視可能。	-(Ss)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	電離箱	-	㊸
		1	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h							
		1	-	重大事故等時において、使用済燃料プールの状況を監視可能。						

* 1: 重要代替監視パラメータを示す。
 * 2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 * 3: 局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 * 4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 * 5: 計測範囲の警は、原子炉圧力容器警レベルより1.313cm上にとりとする (ドライヤスカート底部付近)。
 * 6: 計測範囲の警は、原子炉圧力容器警レベルより900cm上にとりとする (有効燃料棒頂部付近)。
 * 7: 計測範囲の警は、原子炉格納容器下部 (スプレッダール底部) () のところとする。
 * 8: 計測範囲の警は、ドライウェル床面 () のところとする。
 * 9: 計測範囲の警は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P. 25920mm) のところとする。
 * 10: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。
 * 11: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 * 12: 原子炉格納容器下部注水時に格納炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時 (原子炉圧力容器警レベル時) に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
 * 13: 4個の熱的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 * 14: 検出点21箇所。
 * 15: 所内備設普通式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分 I 直流電源又は区分 II 直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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

ケース①：同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定する。
 ケース②：水位を注水原もしくは注水先の水位変化、注水量又は出口圧力により推定する。
 ケース③：流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定する。
 ケース④：除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定する。
 ケース⑤：圧力、温度又は水位を水の飽和状態の傾向監視により推定する。
 ケース⑥：注水量を注水先の圧力及び温度の傾向監視により推定する。
 ケース⑦：未飽和状態の維持を制御棒の挿入状態により推定する。
 ケース⑧：酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定する。
 ケース⑨：水素濃度を装置の動作状況により推定する。
 ケース⑩：エリア放射線モニタの傾向監視により、格納容器バイパス事故が発生したことを推定する。
 ケース⑪：原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内の圧力により推定する。
 ケース⑫：使用済燃料プールの状態を同一物理量（水位及び温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水蒸へいが確保されていることを推定する。
 ケース⑬：原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（圧力抑制室圧力）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定する。

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{*1}	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	① 主要パラメータの他の検出器	ケース①	① 原子炉圧力容器温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ② 原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 ③ 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度（有効監視パラメータ）により推定する。
		② 原子炉圧力	ケース⑤	
		③ 原子炉水位（広帯域） ④ 原子炉水位（燃料域） ⑤ [残留熱除去系熱交換器入口温度] ^{*2}	ケース①	
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	① 主要パラメータの他チャネル	ケース①	① 原子炉圧力の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ② 原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水システム入口蒸気圧力又は原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により推定する。 ③ 原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
		② 高圧代替注水システム入口蒸気圧力	ケース①	
		③ 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 ④ 原子炉圧力容器温度 ⑤ 原子炉水位（広帯域） ⑥ 原子炉水位（燃料域）	ケース⑤	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	① 主要パラメータの他チャネル	ケース①	① 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ② 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水システムポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量、残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系洗浄ライン流量、残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、代替備用冷却ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量及び残留熱除去系ポンプ出口流量のうち、実際の機器動作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。 ③ 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力から飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力より原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④ 原子炉圧力容器への注水により、主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。
		② 高圧代替注水システム出口流量 ③ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ④ 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系へストブレイライン洗浄流量） ⑤ 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量） ⑥ 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ⑦ 代替備用冷却ポンプ出口流量 ⑧ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ⑨ 残留熱除去系ポンプ出口流量	ケース②	
		⑩ 原子炉圧力 ⑪ 原子炉圧力容器温度 ⑫ 原子炉圧力 ⑬ 圧力抑制室圧力	ケース⑤ ケース⑬	

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の稼働状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1.15.3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	ケース③	①高圧代替注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。
			ケース③	②高圧代替注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	ケース③	推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
			ケース③	①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。
	高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	ケース③	②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
			ケース③	推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	ケース③	推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
			ケース③	①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	ケース③	②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
			ケース③	推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②圧力抑制室水位	ケース③	①直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。
			ケース③	②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②圧力抑制室水位	ケース③	推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。	
		ケース③	①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{*1}	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への炉注水量	残留熱除去系ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③圧力抑制室水位	ケース③	①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水頭である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。
			ケース③	推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
原子炉格納容器下部注水量	原子炉格納容器下部注水量	①原子炉格納容器下部水位 ②ドライウエル水位 ③復水貯蔵タンク水位	ケース③	①原子炉格納容器下部注水量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。
			ケース③	②原子炉格納容器下部注水量の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
			ケース③	推定は、溶融炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。
			ケース③	①原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。
原子炉格納容器代替スプレイ流量	原子炉格納容器代替スプレイ流量	①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ③ドライウエル圧力 ④圧力抑制室圧力	ケース③	②原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水量を推定する。
			ケース⑥	推定は、溶融炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。
代替循環冷却ポンプ出口流量	代替循環冷却ポンプ出口流量	①原子炉格納容器下部水位 ②ドライウエル水位 ③ドライウエル温度 ④ドライウエル圧力 ⑤圧力抑制室圧力	ケース③	①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。
			ケース⑥	②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水量を推定する。
			ケース①	推定は、注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。
			ケース⑤	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合、他検出器により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。 ③ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により上記②と同様にドライウエル温度を推定する。
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	①主要パラメータの他検出器 ②ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	ケース①	推定は、主要パラメータの他検出器を優先する。
			ケース①	①圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他検出器により推定する。
			ケース①	②圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水温度により圧力抑制室内空気温度を推定する。
			ケース⑤	③圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室圧力により圧力抑制室内空気温度を推定する。
原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度	①主要パラメータの他検出器 ②圧力抑制室内空気温度	ケース①	推定は、主要パラメータの他検出器を優先する。
			ケース①	①サブプレッションプール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他検出器により推定する。 ②サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室内空気温度により推定する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1.15.3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力抑制室圧力	ドライウエル圧力	①圧力抑制室圧力	ケース①	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力(常用計器)より、ドライウエル圧力を推定する。
		② [ドライウエル温度]	ケース⑤	
		③ [ドライウエル圧力]	ケース①	
原子炉格納容器内の圧力抑制室圧力	圧力抑制室圧力	①ドライウエル圧力	ケース①	推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。 ①圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。 ②圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室内空気温度により圧力抑制室圧力を推定する。 ③監視可能であれば圧力抑制室圧力(常用計器)により、圧力抑制室圧力を推定する。
		②圧力抑制室内空気温度	ケース⑤	
		③ [圧力抑制室圧力]	ケース①	
原子炉格納容器内の圧力抑制室水位	圧力抑制室水位	①主要パラメータの他チャヤンネル	ケース①	推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。 ①圧力抑制室水位の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。 ②高圧代替注水系ポンプ出口流量 ③原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ④原子炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 ⑤残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ⑥残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系A系格納容器冷却ライン洗浄流量) ⑦残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系C系格納容器冷却ライン洗浄流量) ⑧直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ⑨原子炉格納容器代替スプレイレイン流量 ⑩原子炉格納タンク水位
		②高圧代替注水系ポンプ出口流量	ケース②	
		③原子炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量	ケース②	
原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャヤンネル	ケース①	推定は、主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。 ①原子炉格納容器下部水位の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。 ②原子炉格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量、代替循環冷却ポンプ出口流量により原子炉格納容器下部水位を推定する。 ③代替循環冷却ポンプ出口流量
		②原子炉格納容器下部注水流量	ケース②	
		③代替循環冷却ポンプ出口流量	ケース②	
原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャヤンネル	ケース①	推定は、主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。 ①ドライウエル水位の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。 ②ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量、代替循環冷却ポンプ出口流量によりドライウエル水位を推定する。 ③代替循環冷却ポンプ出口流量
		②原子炉格納容器下部注水流量	ケース②	
		③代替循環冷却ポンプ出口流量	ケース②	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法	
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内雰囲気水素濃度	ケース①	① 格納容器内水素濃度 (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内水素濃度 (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。	
		① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内雰囲気水素濃度	ケース①	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 格納容器内水素濃度 (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内水素濃度 (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。	
	格納容器内水素濃度 (S/C)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内雰囲気水素濃度 (D/W) ② 格納容器内水素濃度 (S/C)	ケース①	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 格納容器内雰囲気水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内雰囲気水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) により推定する。	
		① 主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	ケース①	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合には、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて格納容器内の放射線量を推定する。	
	原子炉格納容器内の線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	① 主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	ケース①	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合には、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて格納容器内の放射線量を推定する。
			① 主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	ケース①	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。
	未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	① 主要パラメータの他チャンネル ② 平均出力領域モニタ ③ [制御棒位置指示系] *2	ケース①	① 起動領域モニタの他チャンネルを優先する。 ② 平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。 ③ 起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
			① 主要パラメータの他チャンネル ② 平均出力領域モニタ ③ [制御棒位置指示系] *2	ケース⑦	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ③ 起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
			① 主要パラメータの他チャンネル ② 平均出力領域モニタ ③ [制御棒位置指示系] *2	ケース①	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。 ③ 起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
		平均出力領域モニタ	① 主要パラメータの他チャンネル ② 平均出力領域モニタ ③ [制御棒位置指示系] *2	ケース⑦	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ② 制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{*1}	推定ケース	代替パラメータ 推定方法	
最終ヒートシンクの確保	サブプレッションプール水温度	① 主要パラメータの他の検出器 ② 圧力抑制室内空気温度	ケース①	① サブプレッションプール水温度の1つの検出器が故障した場合、他の検出器により推定する。 ② 圧力抑制室内空気温度により推定する。	
			ケース①	推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。	
	代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉圧力容器への注水)	① 原子炉水位 (広帯域) ① 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉圧力容器温度	① 原子炉水位 (広帯域) ① 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉圧力容器温度	ケース③	① 原子炉圧力容器への注水時に、代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化量により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。
				ケース④	② 原子炉圧力容器への注水時に、代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉格納容器への注水)	① 原子炉格納容器下部水位 ① ドライウエル水位 ② ドライウエル温度 ② ドライウエル圧力 ② 圧力抑制室圧力	① 原子炉格納容器下部水位 ① ドライウエル水位 ② ドライウエル温度 ② ドライウエル圧力 ② 圧力抑制室圧力	ケース③	推定は注水先の原子炉水位を優先する。
				ケース④	① 原子炉格納容器への注水時に、代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の水位変化により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量 (サブプレッションプール水冷却)	① サプレッションプール水温度 ① 圧力抑制室内空気温度	① サプレッションプール水温度 ① 圧力抑制室内空気温度	ケース④	① 原子炉格納容器への注水時に、代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水温度、圧力抑制室内空気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。
				ケース①	推定は、注水先の原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位を推定する。
	原子炉格納容器フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	① ドライウエル圧力 ① 圧力抑制室圧力	① ドライウエル圧力 ① 圧力抑制室圧力	ケース①	① フィルタ装置入口圧力 (広帯域) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタ装置の健全性を確認する。
				ケース①	① フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタ装置の健全性を確認する。
	原子炉格納容器フィルタ装置水位 (広帯域)	① 主要パラメータの他チヤンネル	① 主要パラメータの他チヤンネル	ケース①	① フィルタ装置水位 (広帯域) のチヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。
				ケース①	① フィルタ装置水位のチヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。
原子炉格納容器フィルタ装置出口水素濃度	① 格納容器内水素濃度 (D/W) ① 格納容器内水素濃度 (S/C)	① 格納容器内水素濃度 (D/W) ① 格納容器内水素濃度 (S/C)	ケース①	① フィルタ装置出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが原子炉格納容器フィルタ装置系フィルタ装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (D/W) 又は格納容器内水素濃度 (S/C) により推定する。	
			ケース①	① フィルタ装置出口放射線モニタのチヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 *2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	ドライウエル温度	① 主要パラメータの他の検出器 ② ドライウエル圧力 ③ 圧力抑制室圧力	ケース①	① ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。
			ケース⑤	② ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。
			ケース⑥	③ ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により上記②と同様にドライウエル温度を推定する。
	圧力抑制室内空気温度	① 主要パラメータの他の検出器 ② サプレッションプール水温度 ③ 圧力抑制室圧力	ケース①	推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
			ケース①	① 圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。
			ケース⑤	② 圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水温度により圧力抑制室内空気温度を推定する。 ③ 圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室圧力により圧力抑制室内空気温度を推定する。
	ドライウエル圧力	① 圧力抑制室圧力 ② ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] *2	ケース①	推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
			ケース⑤	① ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により推定する。
			ケース⑥	② ドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③ 監視可能であればドライウエル圧力(常用計器)により、ドライウエル圧力を推定する。
	圧力抑制室圧力	① ドライウエル圧力 ② 圧力抑制室内空気温度 ③ [圧力抑制室圧力] *2	ケース①	推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。
ケース①			① 圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。	
ケース⑤			② 圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室内空気温度により圧力抑制室圧力を推定する。 ③ 監視可能であれば圧力抑制室圧力(常用計器)により、圧力抑制室圧力を推定する。	
残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ出口流量	① 残留熱除去系ポンプ出口圧力	ケース④	推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。 ① 残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。
			ケース④	② 残留熱除去系ポンプ出口流量の注水特性を用いて、残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。
	[残留熱除去系熱交換器入口温度] *2	① 原子炉圧力容器温度 ① サプレッションプール水温度	ケース④	① 残留熱除去系熱交換器入口温度(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度及びサブプレッションプール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
			ケース④	② 原子炉圧力容器温度及びサブプレッションプール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
[残留熱除去系熱交換器出口温度] *2	① 原子炉補機冷却水系系統流量 ① 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	ケース④	① 残留熱除去系熱交換器出口温度(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合は、原子炉補機冷却水系系統流量及び残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	
ケース④		② 原子炉補機冷却水系系統流量及び残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。		

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{*1}	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力状態監視器内の	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉圧力	① 主要パラメータの他チャネル	ケース①	① 原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。
		① 主要パラメータの他チャネル ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉圧力容器温度	ケース① ケース⑤	① 原子炉圧力の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ② 原子炉圧力の監視が不可となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
原子炉格納容器バイパスの監視	原子炉温度 ドライウエル温度	① 主要パラメータの他の検出器 ② ドライウエル圧力	ケース① ケース⑤	推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。 ① ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ② ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。
		① 圧力抑制室圧力 ② ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] ^{*2}	ケース① ケース⑤ ケース①	推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。 ① ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により推定する。 ② ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③ 監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により、ドライウエル圧力を推定する。
原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	① 原子炉圧力 ② [エリア放射線モニタ] ^{*2}	ケース① ケース⑩	推定は、真空破壊装置及びびべント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。 ① 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ② 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
		① 原子炉圧力 ② [エリア放射線モニタ] ^{*2}	ケース① ケース⑩	推定は、原子炉圧力を優先する。 ① 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ② 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
原子炉建屋内の状態	残留熱除去系ポンプ出口圧力	① 原子炉圧力 ② [エリア放射線モニタ] ^{*2}	ケース① ケース⑩	推定は、原子炉圧力を優先する。 ① 残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ② 残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
		① 原子炉圧力 ② [エリア放射線モニタ] ^{*2}	ケース① ケース⑩	推定は、原子炉圧力を優先する。 ① 残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ② 残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ 推定方法
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	① 高圧代替注水系ポンプ出口流量 ① 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ① 高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 ① 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) ① 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ① 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ① 原子炉格納容器下部注水流量 ① 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 ② 高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口圧力 ② 復水移送ポンプ出口圧力 ③ 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力 ③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域)	ケース②	① 復水貯蔵タンク水位の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量、原子炉格納容器下部注水流量のうち、復水貯蔵タンクを水源として実際の機器動作状態にある流量により推定する。 ② 復水貯蔵タンクを水源とする高圧代替注水系ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口圧力、復水移送ポンプ出口圧力、直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力が正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。 ③ 注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵タンク水位を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、復水貯蔵タンクを水源とするポンプの注水量を優先する。
	圧力抑制室水位	① 主要パラメータの他チャンネル ② 代替循環冷却ポンプ出口流量 ② 低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 ② 残留熱除去系ポンプ出口流量 ③ 代替循環冷却ポンプ出口圧力 ③ 低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口圧力 ③ 残留熱除去系ポンプ出口圧力	ケース②	① 圧力抑制室水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室を水源とする代替循環冷却ポンプ、低圧炉心スプレイレイン系ポンプ、残留熱除去系ポンプの出口流量から、これらのポンプが正常に動作していることを把握することにより水源である圧力抑制室水位が確保されていることを推定する。 ③ サプレッションチェンバのプール水を水源とする代替循環冷却ポンプ、低圧炉心スプレイレイン系ポンプ及び残留熱除去系ポンプの出口圧力から低圧炉心スプレイレイン系ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより水源である圧力抑制室水位が確保されていることを推定する。 推定は、サプレッションチェンバのプール水を水源とするポンプの注水量を優先する。
原子炉建屋内水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	① 主要パラメータの他チャンネル ② 静的触媒式水素再結合装置監視装置	ケース①	① 原子炉建屋内水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉建屋内水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置(静的触媒式水素再結合装置入口及び出口の差温度から水素濃度を推定)により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
			ケース⑤	

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：「」は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内酸素濃度	格納容器内酸素濃度	① 主要パラメータの他チャネル ② 格納容器内酸素濃度モニタ (D/W) ③ 格納容器内酸素濃度モニタ (S/C) ④ ドライウェル圧力 ⑤ 圧力抑制室圧力	ケース①	① 格納容器内酸素濃度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ② 格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内酸素濃度放射線モニタ (D/W) 又は格納容器内酸素濃度放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的 な6値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度を推定する。 ③ ドライウェル圧力及び圧力抑制室圧力により原子炉格納容器内の圧力が正圧であることを確認す ること、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を 推定する。
			ケース②	推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。 ① 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プ ール水位/温度 (ガイドバルス式) により水位・温度を推定する。 ② 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール上 部空間放射線モニタ (高線量、低線量) により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プール 水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	① 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ② 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) ③ 使用済燃料プール監視カメラ	ケース①	推定は、計測対象が同一である使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) を優先する。 ① 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プ ール水位/温度 (ヒートサーモ式) により水位・温度を推定する。 ② 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール上 部空間放射線モニタ (高線量、低線量) により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プール 水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。
			ケース②	推定は、計測対象が同一である使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) を優先する。 ① 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) の監視が不可能な場合は、使用済燃 料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 及び使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。 ② 使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 及び 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) を優先する。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	① 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ② 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) ③ 使用済燃料プール監視カメラ	ケース①	① 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の監視が不可能な場合は、使用済燃 料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 及び使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。 ② 使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 及び 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) を優先する。
			ケース②	① 使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度 (ヒ ートサーモ式) 及び使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) 及び使用済燃料プール上部 空間放射線モニタ (高線量、低線量) により使用済燃料プールの状態を推定する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1. 15. 4 表 補助パラメータ (1/4)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
電源関係	275kV母線電圧	275kV母線の受電状態の確認するパラメータ
	66kV塚浜線電圧	66kV塚浜線の受電状態を確認するパラメータ
	6-2F-1母線電圧* ¹	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ
	6-2F-2母線電圧* ¹	
	6-2G母線電圧	
	6-2C母線電圧* ¹	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ
	6-2D母線電圧* ¹	
	6-2H母線電圧* ¹	
	4-2G母線電圧	緊急用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ
	4-2C母線電圧* ¹	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ
	4-2D母線電圧* ¹	
	125V直流主母線2A電圧* ¹	直流電源の受電状態を確認するパラメータ
	125V直流主母線2B電圧* ¹	
	125V直流主母線2A-1電圧* ¹	
	125V直流主母線2B-1電圧* ¹	
	HPCS125V直流主母線電圧* ¹	
	250V直流主母線電圧* ¹	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ
	GTG発電機電圧	
	GTG発電機電力	
	GTG発電機周波数	
	電源車電圧	
	電源車周波数	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ
	D/G(2A)電圧	
	D/G(2B)電圧	
	D/G(2A)電力	
	D/G(2B)電力	
	D/G(2A)周波数	
D/G(2B)周波数	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	
D/G(2H)電圧		
D/G(2H)電力		
D/G(2H)周波数		

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。

第1. 15. 4表 補助パラメータ (2/4)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
電源関係	D/G (3A) 電圧 (3号炉)	非常用ディーゼル発電機 (3号炉) の 運転状態を確認するパラメータ
	D/G (3B) 電圧 (3号炉)	
	D/G (3A) 電力 (3号炉)	
	D/G (3B) 電力 (3号炉)	
	D/G (3A) 周波数 (3号炉)	
	D/G (3B) 周波数 (3号炉)	
	燃料の確保状態を確認するパラメータ	軽油タンク油面
		ガスタービン発電設備軽油タンク油面
		タンクローリ油タンクレベル
		各機器油タンクレベル
補機関係	高压代替注水系ポンプ入口圧力	高压代替注水系ポンプの運転状態を 確認するパラメータ
	高压代替注水系タービン排気圧力	
	原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	原子炉隔離時冷却系の運転状態を 確認するパラメータ
	原子炉隔離時冷却系タービン回転数	
	大容量送水ポンプ (タイプ I) 出口圧力	大容量送水ポンプ (タイプ I) の運 転状態を確認するパラメータ
	ろ過水ポンプ出口圧力	ろ過水系の運転状態を確認するパ ラメータ
	ほう酸水注入系ポンプ出口圧力	ほう酸水注入系の運転状態を確認 するパラメータ
	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位	
その他	制御棒駆動水ポンプ出口流量	制御棒駆動水圧系の運転状態を確認 するパラメータ
	制御棒駆動水原子炉間差圧	
	制御棒駆動機構温度	
	アキュームレータ充填水圧力	
	高压窒素ガス供給系 ADS入口圧力*1	高压窒素ガス供給系の運転状態を 確認するパラメータ
	高压窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力	
	代替高压窒素ガス供給系窒素ガスポンベラック 出口圧力	代替高压窒素ガス供給系の運転状 態を確認するパラメータ
	代替高压窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入 口圧力*1	
	残留熱除去系ポンプ室漏えい検出周囲温度	当該系統の漏えいを確認するパラ メータ
	プロセス放射線モニタ	原子炉冷却材の漏えいを確認する パラメータ
	ドライウェルサンプ水位	
	格納容器pH調整系タンク水位	格納容器pH調整系の運転状態を確認 するパラメータ
	格納容器pH調整系ポンプ出口圧力	
	給水流量	給・復水水系の運転状態を確認する パラメータ
原子炉給水ポンプ出口ヘッダ圧力		

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。

第1. 15. 4表 補助パラメータ (3/4)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
その他	可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ入口流量	
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ入口圧力	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度	
	可燃性ガス濃度制御系加熱管表面温度	
	可燃性ガス濃度制御系加熱管内ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系加熱管出口ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系入口ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ入口温度	
	可燃性ガス濃度制御系冷却器出口ガス温度	
	原子炉補機冷却水系冷却水供給温度	
	原子炉補機冷却水系冷却水供給圧力	
	原子炉補機冷却水系サージタンク水位	
	原子炉補機冷却海水系ポンプ出口圧力	原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認するパラメータ
	残留熱除去系熱交換器冷却水出口温度	原子炉補機代替冷却水系の運転状態を確認するパラメータ
	プレート式熱交換器出口温度	
	淡水ポンプ出口圧力	
	淡水ポンプ入口圧力	
	ストレーナ入口圧力	
	燃料プール冷却浄化系熱交換器冷却水入口流量	
	原子炉ウェル水位	原子炉格納容器頂部注水系の運転状態を確認するパラメータ
	高圧炉心スプレイ補機冷却水系冷却水供給圧力	高圧炉心スプレイ補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ
	高圧炉心スプレイ補機冷却水系冷却水供給温度	
	燃料プール補給水ポンプ出口流量	燃料プール補給水系の運転状態を確認するパラメータ
	燃料プール補給水ポンプ出口圧力	
	スキマサージタンク水位	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ
	燃料プール浄化系ポンプ出口流量	燃料プール冷却浄化系ポンプの運転状態を確認するパラメータ

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。

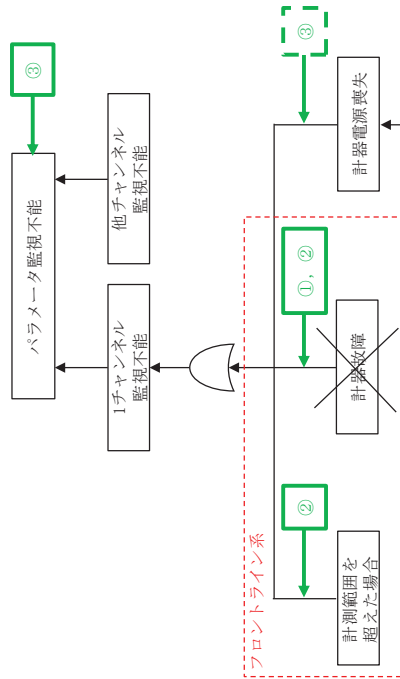
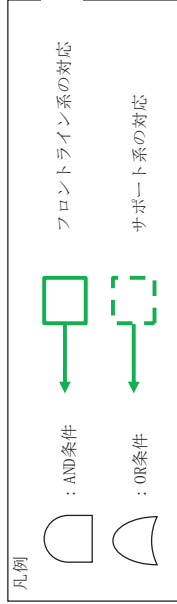
第1. 15. 4表 補助パラメータ (4/4)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
その他	純水タンク水位	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ
	純水移送ポンプ出口圧力	
	ろ過水タンク水位	
	淡水貯水槽 (No. 1)	
	淡水貯水槽 (No. 2)	
	原水タンク水位	耐圧強化ベントの運転状況を確認するパラメータ
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	
	モニタリングポスト	屋外の放射線量を確認するパラメータ
	可搬型代替モニタリング設備	
可搬型モニタリング設備		

*1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる尾パラメータについては、重大事故等対処設備とする。

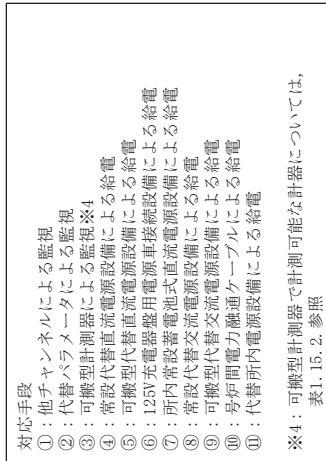
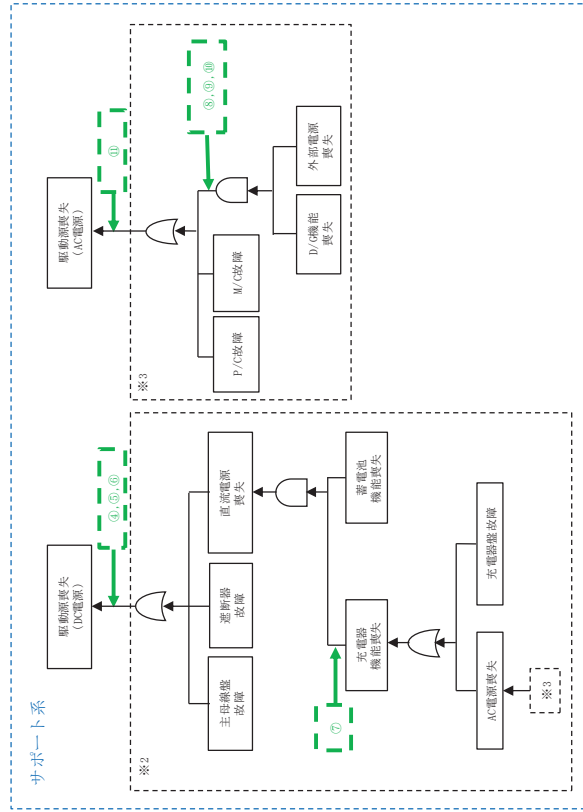
第 1.15.5 表 有効監視パラメータ（自主対策設備）の監視・記録について

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		要否理由	記録	備考
		計測			記録先	
		可否	要否			
原子炉圧力容器内の温度	残留熱除去系熱交換器入口温度	可	否	重要監視パラメータである原子炉圧力容器温度で推定可能なため可搬型計測器での計測を必須としない。	中央制御室記録計及びSPDS伝送装置	
原子炉格納容器内の放射線量率	エリア放射線モニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	中央制御室記録計	
未臨界の維持又は確認	制御棒位置指示系	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機 SPDS伝送装置	
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	可	否	重要監視パラメータである原子炉圧力容器温度で推定可能なため可搬型計測器での計測を必須としない。	中央制御室記録計及びSPDS伝送装置	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	可	否			
格納容器バイパスの監視	エリア放射線モニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	中央制御室記録計	

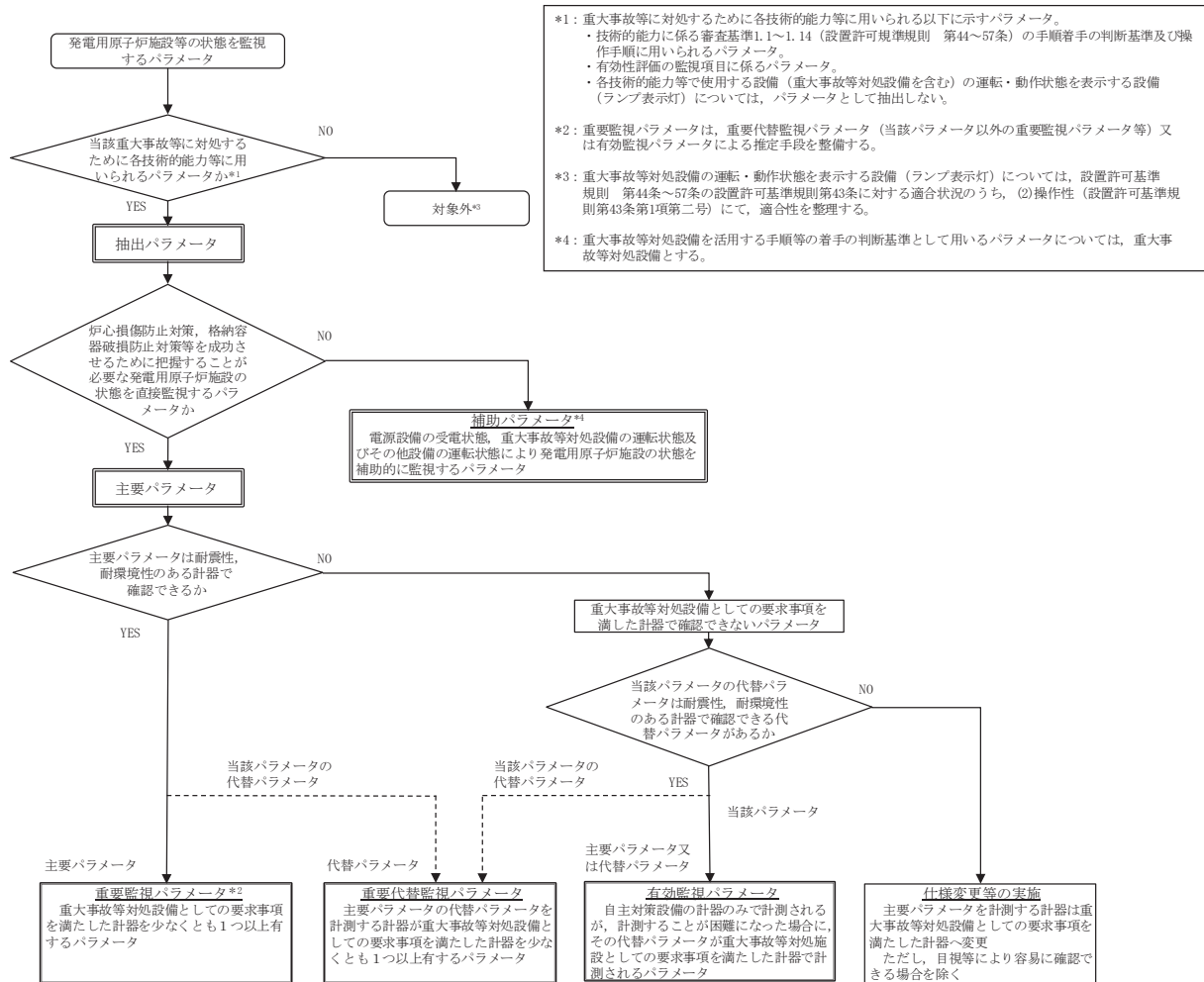


※1: 計器電源の構成は、計器タイプにより以下の3とおりがある。

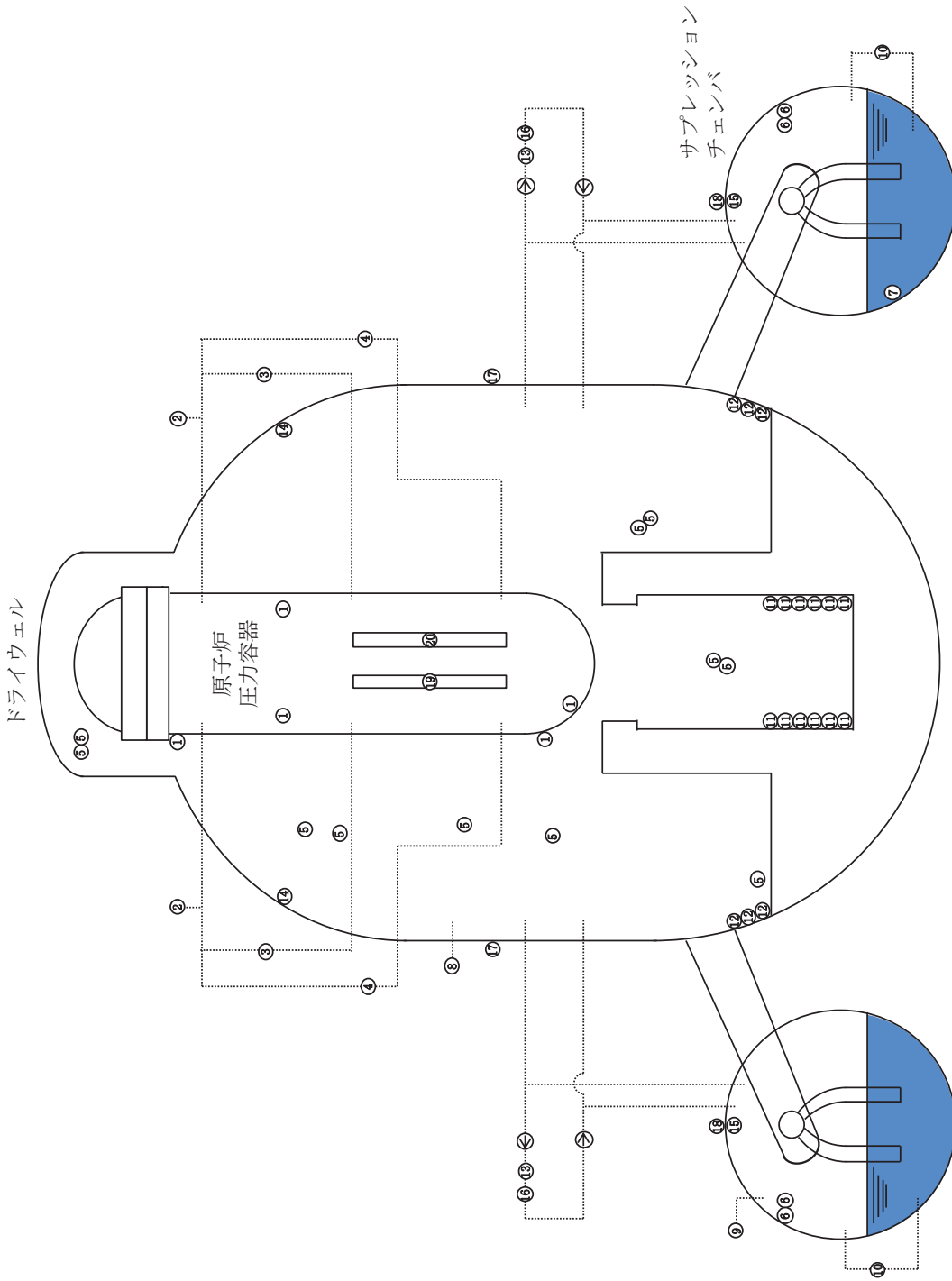
- ・ 直流電源
- ・ 交流電源
- ・ バイタル交流電源 (直流電源と交流電源の両方)



第 1.15.1 図 機能喪失原因対策分析



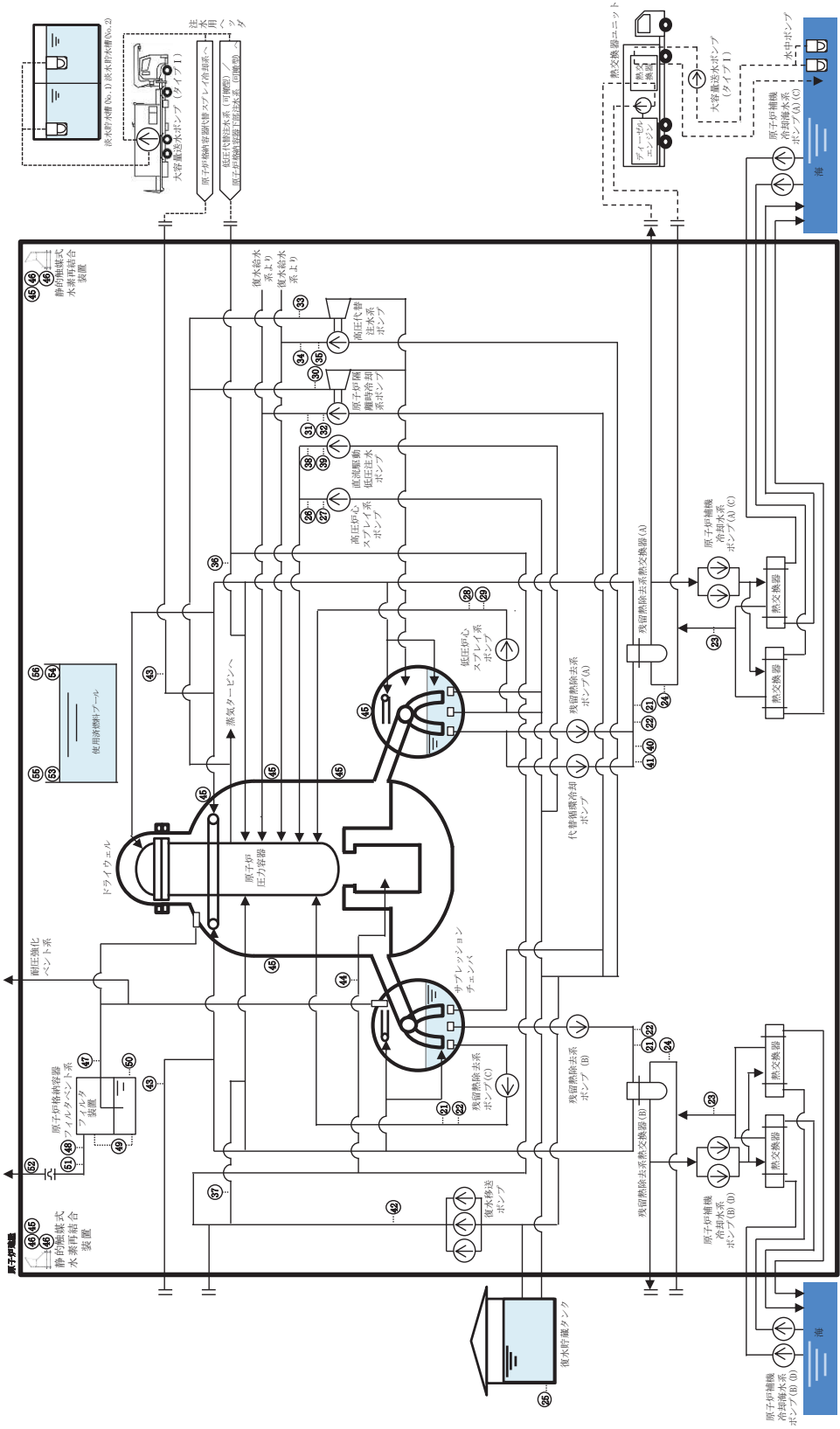
第 1.15.2 図 主要パラメータ並びに重大事故等対処設備及び自主対策設備の選定フロー



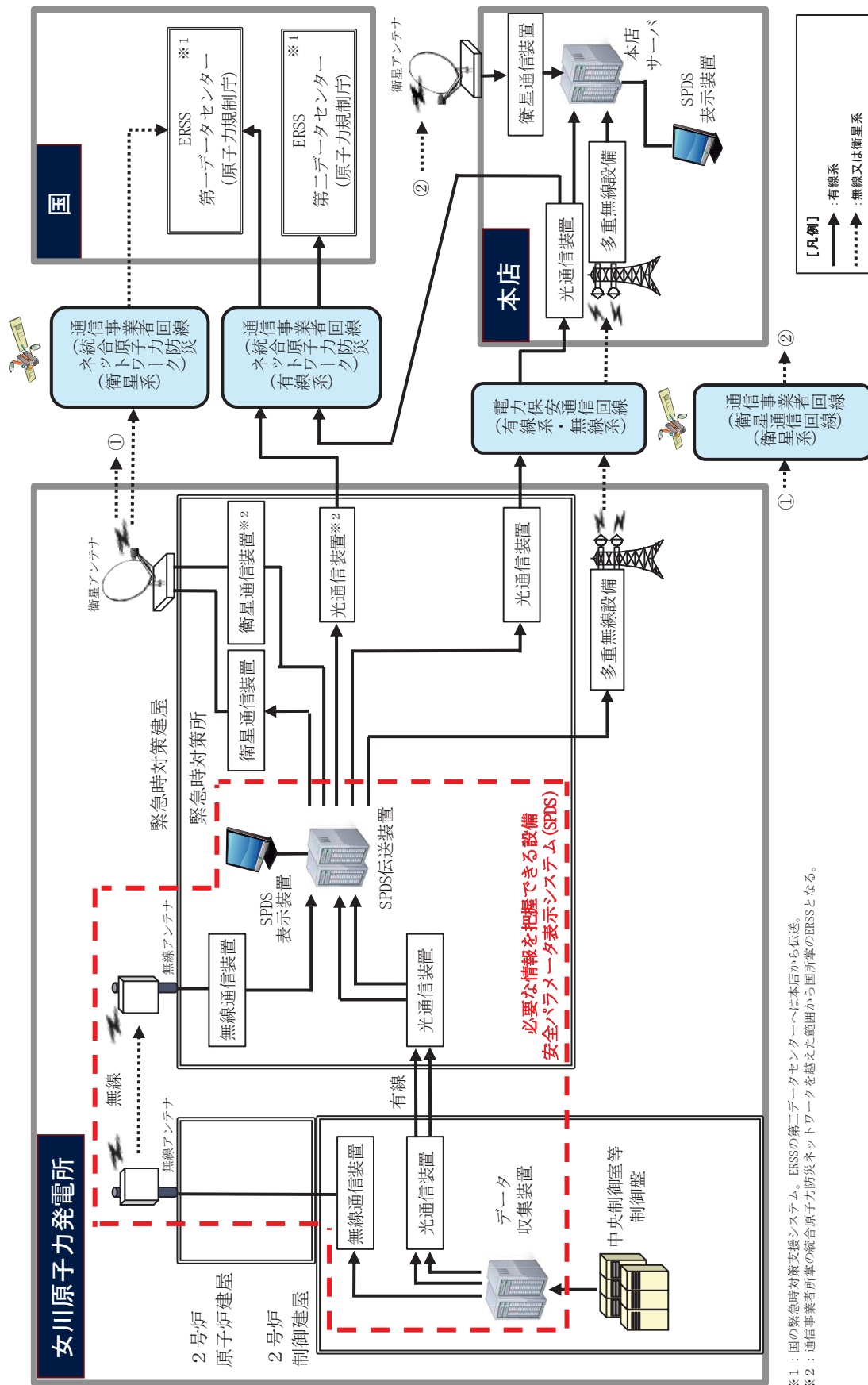
- 【凡例】
- ①：原子炉压力容器温度
 - ②：原子炉圧力
 - ③：原子炉水位（広帯域）
 - ④：原子炉水位（燃料域）
 - ⑤：ドライウエル温度
 - ⑥：圧力抑制室内空気温度
 - ⑦：サブプレッションプール水温度
 - ⑧：ドライウエル圧力
 - ⑨：圧力抑制室圧力
 - ⑩：圧力抑制室水位
 - ⑪：原子炉格納容器下部水位
 - ⑫：ドライウエル水位
 - ⑬：格納容器内雰囲気水素濃度
 - ⑭：格納容器内水素濃度 (D/W)
 - ⑮：格納容器内水素濃度 (S/C)
 - ⑯：格納容器内雰囲気酸素濃度
 - ⑰：格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)
 - ⑱：格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
 - ⑳：起動領域モニタ
 - ㉑：平均出力領域モニタ

第 1.15.3 図 各計器の概要 (1/3)

- 【凡例】
- ①：残留熱除去系ポンプ出口流量
 - ②：残留熱除去系ポンプ出口圧力
 - ③：原子炉隔離時冷却系ポンプ入口蒸気圧力
 - ④：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
 - ⑤：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
 - ⑥：高圧代替注水系ポンプ入口蒸気圧力
 - ⑦：高圧代替注水系ポンプ出口流量
 - ⑧：低圧代替注水系ポンプ出口流量
 - ⑨：低圧代替注水系ポンプ出口圧力
 - ⑩：原子炉隔離時冷却系ポンプ入口蒸気圧力
 - ⑪：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
 - ⑫：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
 - ⑬：高圧代替注水系ポンプ入口蒸気圧力
 - ⑭：高圧代替注水系ポンプ出口流量
 - ⑮：高圧代替注水系ポンプ出口圧力
 - ⑯：低圧代替注水系ポンプ入口蒸気圧力
 - ⑰：低圧代替注水系ポンプ出口流量
 - ⑱：低圧代替注水系ポンプ出口圧力
 - ⑲：残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドシステム洗浄ライン流量)
 - ⑳：残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系統洗浄ライン流量)
 - ㉑：原子炉隔離時冷却系ポンプ入口蒸気圧力
 - ㉒：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
 - ㉓：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
 - ㉔：原子炉隔離時冷却系ポンプ入口蒸気圧力
 - ㉕：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
 - ㉖：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
 - ㉗：原子炉隔離時冷却系ポンプ入口蒸気圧力
 - ㉘：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
 - ㉙：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
 - ㉚：原子炉隔離時冷却系ポンプ入口蒸気圧力
 - ㉛：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
 - ㉜：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
 - ㉝：原子炉隔離時冷却系ポンプ入口蒸気圧力
 - ㉞：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
 - ㉟：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
 - ㊱：原子炉隔離時冷却系ポンプ入口蒸気圧力
 - ㊲：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
 - ㊳：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
 - ㊴：原子炉隔離時冷却系ポンプ入口蒸気圧力
 - ㊵：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
 - ㊶：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
 - ㊷：原子炉隔離時冷却系ポンプ入口蒸気圧力
 - ㊸：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
 - ㊹：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
 - ㊺：原子炉隔離時冷却系ポンプ入口蒸気圧力
 - ㊻：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
 - ㊼：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
 - ㊽：原子炉隔離時冷却系ポンプ入口蒸気圧力
 - ㊾：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
 - ㊿：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力

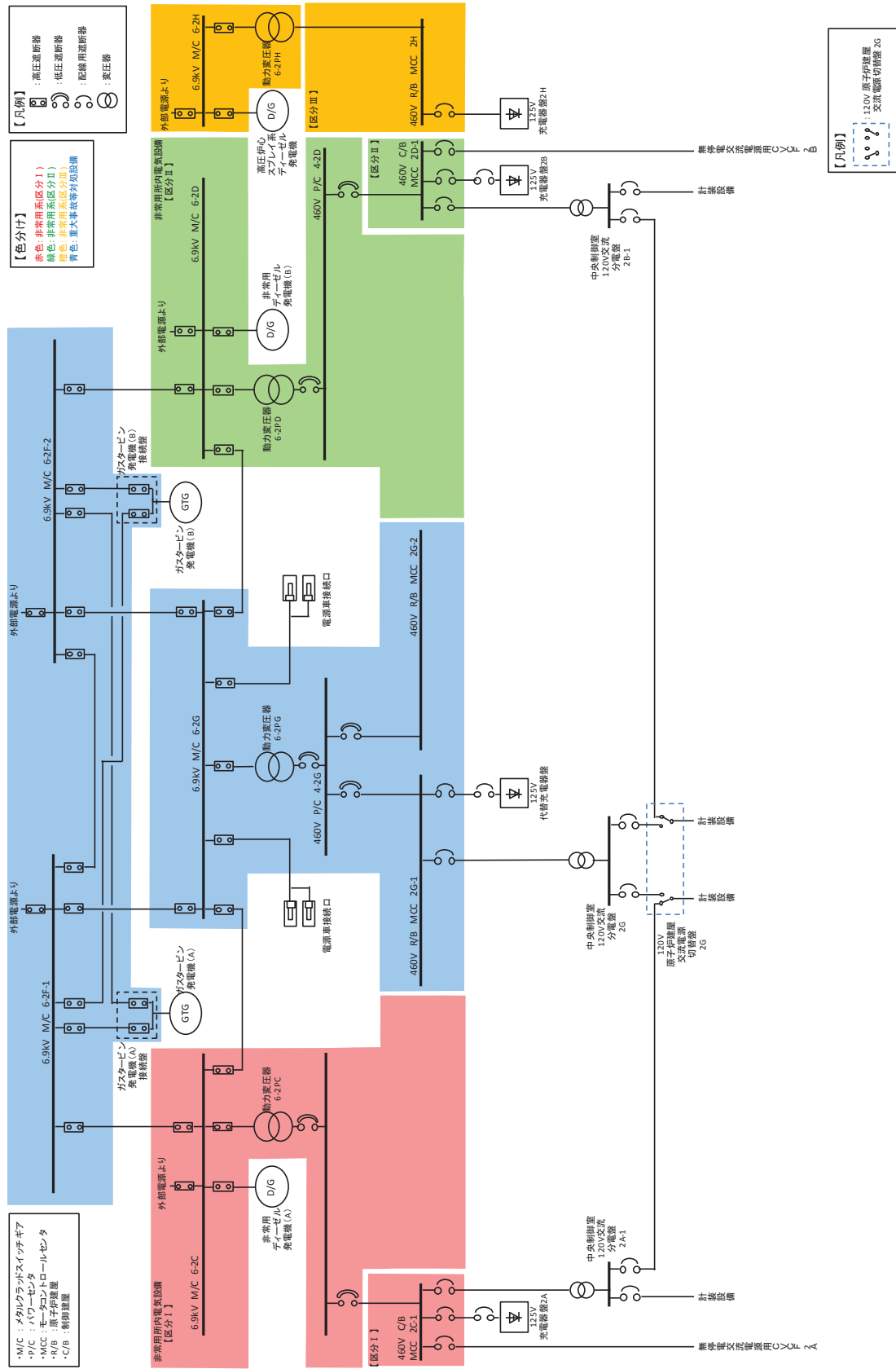


第 1.15.3 図 各計器の概要 (2/3)

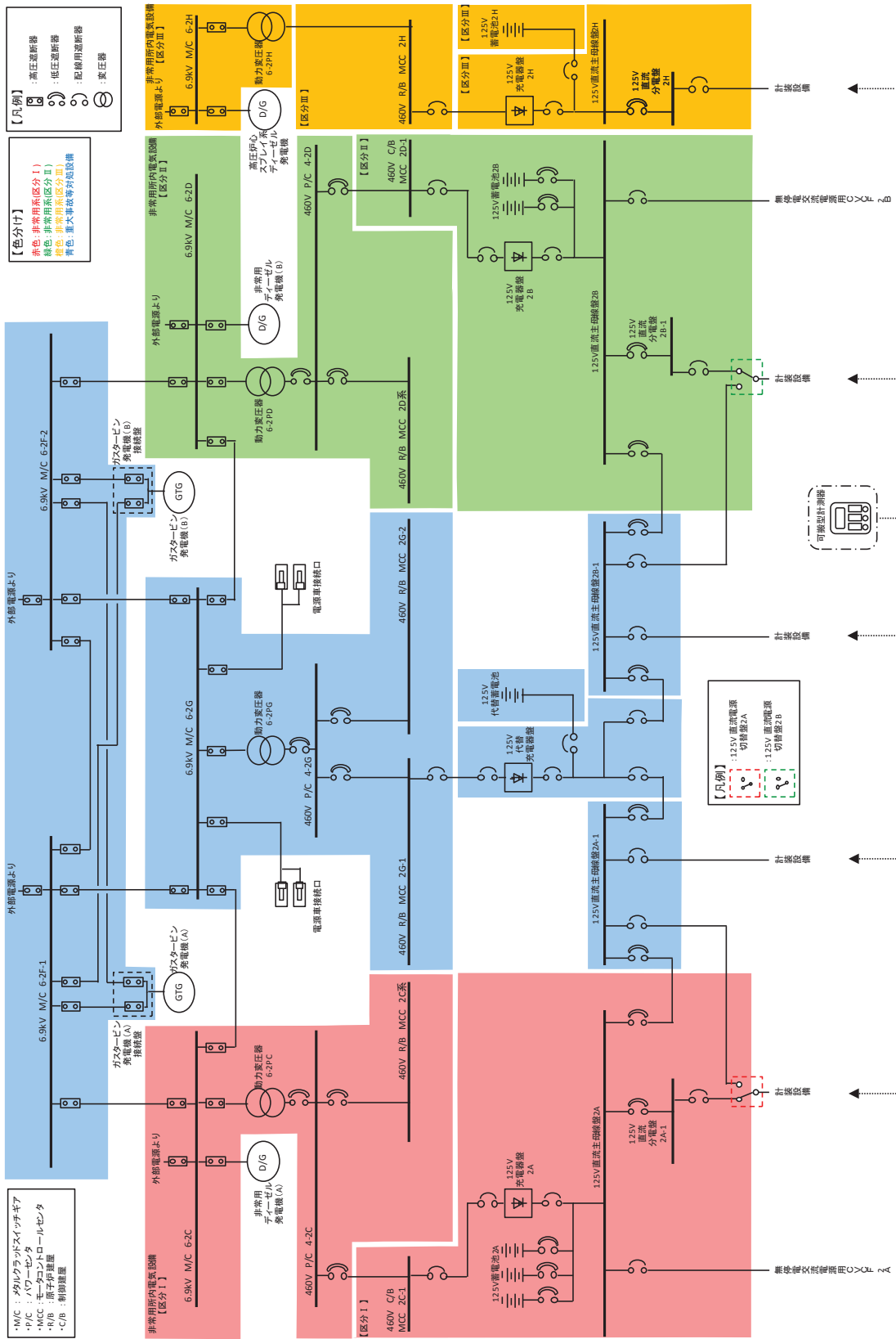


※1：国の緊急時対策支援システム、ERSSの第二データセンターへは本店から伝送。
 ※2：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを越えた範囲から国所掌のERSSとなる。

第 1.15.3 図 各計器の概要 (3/3)



第 1.15.4 図 計器の電源構成 (交流)



第 1.15.4 図 計器の電源構成 (直流)

		経過時間 (分)												備考			
		4	6	8	10	12	14	16	18								
手順の項目	要員 (数)	▽接続開始 ▽接続完了, 計測開始											対応手段				
可搬型計測器によるパラメータの計測, 監視	中央制御室 運転員A	1														②③④	
			1測定点あたり, 5分 (接続, 測定のみ) ※														

※: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1. 15. 5 図 可搬型計測器による監視パラメータタイムチャート

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. 15)	番号	設置許可基準規則(58 条)	技術基準規則(73 条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（設置許可基準規則第十六条第三項第二号に規定するパラメータをいう。以下同じ。）を計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>【解釈】 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	—	<p>【解釈】 1 第 58 条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	<p>【解釈】 1 第 73 条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	—
a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。(最高計測可能温度等)	②	a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。(最高計測可能温度等)	a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。(最高計測可能温度等)	⑧
b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力(最高計測可能温度等)を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。 i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。 ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。	③	b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力(最高計測可能温度等)を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定できる手段を整備すること。	b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力(最高計測可能温度等)を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定できる手段を整備すること。	⑨
iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	④	iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	⑩
c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	⑤	c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	⑪
d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（デスター又は換算表等）を整備すること。	⑥	—	—	—

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
他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器	既設 新設	① ② ⑦ ⑧	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの常用計器	常設	-	-	自主対策とする理由は本文参照
	-	-			-				
代替パラメータによる推定	重要代替計器	既設 新設	① ③ ④ ⑦ ⑨ ⑩	代替パラメータによる推定	常用代替計器	常設	-	-	自主対策とする理由は本文参照
	-	-			-				
可搬型計測器による計測	可搬型計測器	新設	① ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	
	-	-			-				
代替電源(直流)からの給電	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設	① ⑥ ⑦	代替電源(直流)からの給電	125V 代替充電器盤用電源車接続設備	常設 可搬	-	-	
	常設代替直流電源設備	新設			-				
	可搬型代替直流電源設備	新設			-				
代替電源(交流)からの給電	常設代替交流電源設備	新設	① ⑥ ⑦	代替電源(交流)からの給電	号炉間電力融通設備	常設	-	-	手順は電源の確保に関する手順等にて整備する。
	可搬型代替交流電源設備	新設			-				
	-	-			-				
設備による給電	代替所内電気	新設	① ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	
パラメータ記録	安全パラメータ表示システム (SPDS) (データ収集装置, SPDS 伝送装置, SPDS 表示装置)	新設	① ⑤ ⑦ ⑩	パラメータ記録	プロセス計算機	常設	-	-	自主対策とする理由は本文参照
	-	-			-				

重大事故等の対処に必要なパラメータの選定

1. 選定の考え方

炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは，技術的能力に係る審査基準 1. 1～1. 14 のパラメータの判断基準，操作手順に係るパラメータ及び有効性評価の監視項目に係るパラメータにより選定する。

選定した主要パラメータ^{※1}は，以下の通り分類する（第 1 図参照）。

なお，監視対象パラメータについては，添付資料 1. 15. 3 参照。

※1：原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び放射線量率，未臨界の維持又は監視，最終ヒートシンクの確保，格納容器バイパスの監視，水源の確保，原子炉建屋内の水素濃度，原子炉格納容器内の酸素濃度，使用済燃料プールの監視。

・重要監視パラメータ

主要パラメータのうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。

・有効監視パラメータ

主要パラメータのうち，自主対策設備の計器のみで計測されるが，計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。

・重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。

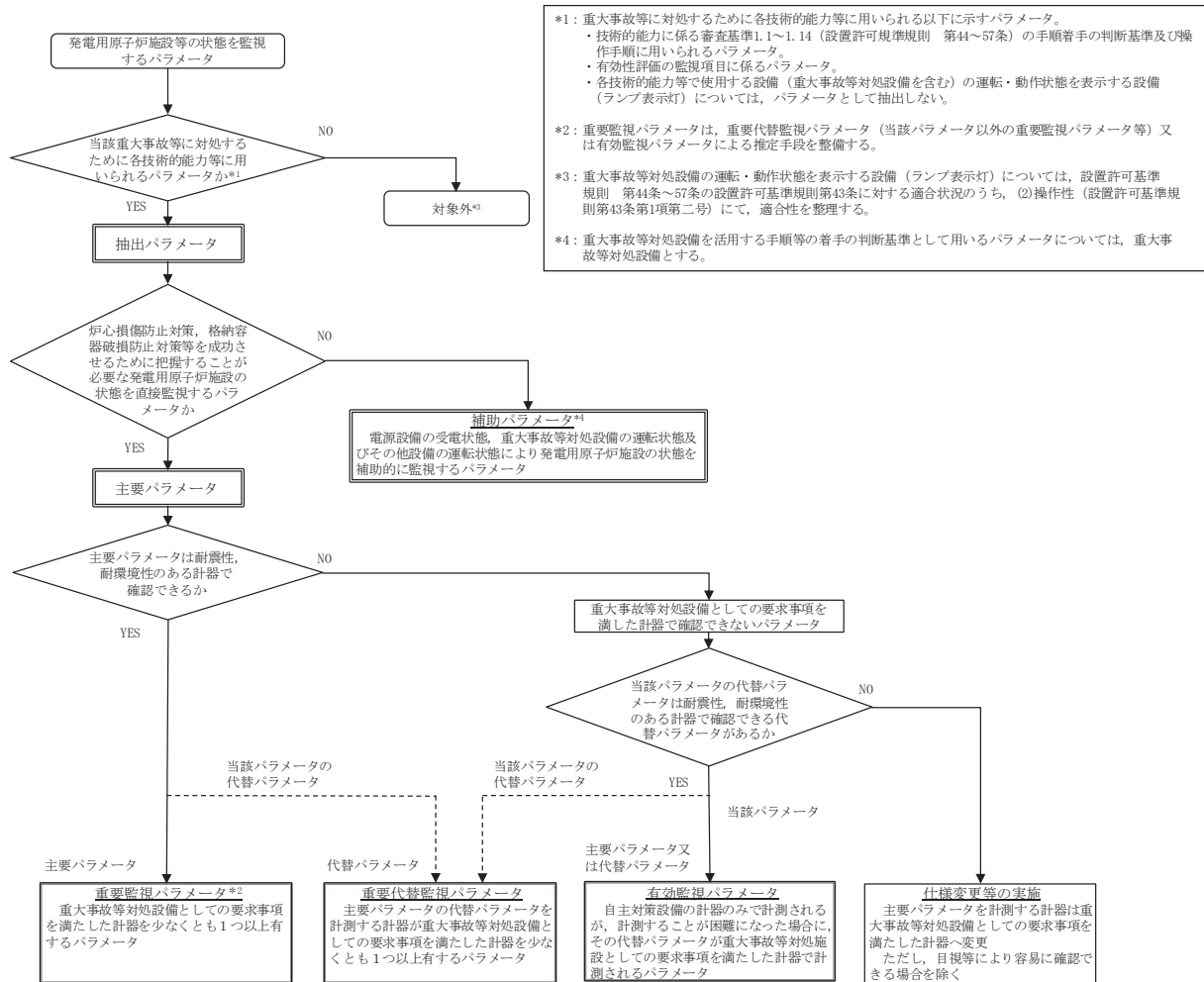
・有効監視パラメータ

主要パラメータのうち，代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

- ・補助パラメータ

抽出パラメータのうち，発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが，電源設備の受電状態，重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により，発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータをいう。

なお，主要パラメータが重大事故等対処設備の計器で計測できず，かつその代替パラメータも重大事故等対処設備の計器で計測できない場合は，重大事故等時に発電用原子炉施設の状態を把握するため，主要パラメータを計測する計器の1つを，重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。



第1図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー

2. 選定の結果

重大事故等の対処に必要なパラメータとして、技術的能力に係る審査基準 1.1～1.14 のパラメータの判断基準, 操作手順に係るパラメータ及び有効性評価の監視項目に係るパラメータの中から、炉心損傷防止、格納容器破損防止対策等のために必要となる監視パラメータを直接監視するパラメータを選定した。

選定結果を第 1 表に示す。

第 1 表 重大事故等の対処に必要なパラメータ (1/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他の検出器 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) [残留熱除去系熱交換器入口温度] *
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 原子炉圧力容器温度 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉圧力 原子炉圧力容器温度 圧力抑制室圧力

※：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ(2/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 復水貯蔵タンク水位
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 復水貯蔵タンク水位
	高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 復水貯蔵タンク水位
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 復水貯蔵タンク水位
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 復水貯蔵タンク水位
	代替循環冷却ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 圧力抑制室水位
	低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 圧力抑制室水位
	残留熱除去系ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 圧力抑制室水位
原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水流量	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 復水貯蔵タンク水位
	原子炉格納容器代替スプレー流量	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
	代替循環冷却ポンプ出口流量	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	主要パラメータの他の検出器 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
	圧力抑制室内空気温度	主要パラメータの他の検出器 サブプレッションプール水温度 圧力抑制室圧力
	サブプレッションプール水温度	主要パラメータの他の検出器 圧力抑制室内空気温度

※： [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ(3/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉格納容器内の 圧力	ドライウエル圧力	圧力抑制室圧力 ドライウエル温度 [ドライウエル圧力] ※
	圧力抑制室圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室内空気温度 [圧力抑制室圧力] ※
原子炉格納容器内の 水位	圧力抑制室水位	主要パラメータの他チャンネル 高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量） 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量） 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレー流量 復水貯蔵タンク水位
	原子炉格納容器下部水位	主要パラメータの他チャンネル 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレー流量 代替循環冷却ポンプ出口流量
	ドライウエル水位	主要パラメータの他チャンネル 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレー流量 代替循環冷却ポンプ出口流量
原子炉格納容器内の 濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気水素濃度
	格納容器内水素濃度(S/C)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気水素濃度
	格納容器内雰囲気水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)
原子炉格納容器 内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	主要パラメータの他チャンネル [エリア放射線モニタ] ※
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	主要パラメータの他チャンネル [エリア放射線モニタ] ※

※： [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ(4/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域モニタ [制御棒位置指示系] ※	
	平均出力領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル 起動領域モニタ [制御棒位置指示系] ※	
	[制御棒位置指示系] ※	起動領域モニタ 平均出力領域モニタ	
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サブプレッションプール水温度	主要パラメータの他の検出器 圧力抑制室内空気温度
		代替循環冷却ポンプ出口流量（原子炉圧力容器への注水）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉圧力容器温度
		代替循環冷却ポンプ出口流量（原子炉格納容器への注水）	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		代替循環冷却ポンプ出口流量（サブプレッションプール水冷却）	サブプレッションプール水温度 圧力抑制室内空気温度
	原子炉格納容器フィルタベント系	フィルタ装置入口圧力（広帯域）	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		フィルタ装置出口圧力（広帯域）	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		フィルタ装置水位（広帯域）	主要パラメータの他チャンネル
		フィルタ装置水温度	主要パラメータの他チャンネル
		フィルタ装置出口水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)
		フィルタ装置出口放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル

※： [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ (5/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ		
最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系	ドライウエル温度	主要パラメータの他の検出器 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	
		圧力抑制室内空気温度	主要パラメータの他の検出器 サブプレッションプール水温度 圧力抑制室圧力	
		ドライウエル圧力	圧力抑制室圧力 ドライウエル温度 [ドライウエル圧力] ※	
		圧力抑制室圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室内空気温度 [圧力抑制室圧力] ※	
	残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口圧力	
		[残留熱除去系熱交換器入口温度] ※	原子炉圧力容器温度 サブプレッションプール水温度	
		[残留熱除去系熱交換器出口温度] ※	原子炉補機冷却水系統流量 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	
	格納容器バイパスの監視	原子炉状態	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	主要パラメータの他チャンネル
			原子炉圧力容器内の 原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉圧力容器温度
		格納容器状態	原子炉格納容器内の ドライウエル温度	主要パラメータの他の検出器 ドライウエル圧力
原子炉格納容器内の ドライウエル圧力			圧力抑制室圧力 ドライウエル温度 [ドライウエル圧力] ※	
原子炉建屋内の状態		原子炉建屋内の 高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力	原子炉圧力 [エリア放射線モニタ] ※	
		原子炉建屋内の 低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力	原子炉圧力 [エリア放射線モニタ] ※	
		原子炉建屋内の 残留熱除去系ポンプ出口圧力	原子炉圧力 [エリア放射線モニタ] ※	

※： [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ(6/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	高压代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 高压代替注水系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)
	圧力抑制室水位	主要パラメータの他チャンネル 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量) 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量) 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式) 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)

※: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

重大事故等対処に係る監視事項

1. はじめに

重大事故等時における運転員の対応操作においては、監視計器を用いてプラント状態を的確に把握する必要がある。また、対応操作の実施に当たって、監視計器を用いて適切な手順を選定し、適切なタイミングで対応操作を行うことが重要である。

重大事故等時に、運転員が確認する監視項目について、主要パラメータに加え主要パラメータが監視できない場合の代替パラメータ及び全交流動力電源が喪失した場合の影響も含めて取りまとめた。

2. 監視項目

技術的能力1. 1～1. 14の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータについて整理した。

- (1) 技術的能力1. 1～1. 14の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ（自主対策設備による対応を除く）並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータについて整理した。【技術的能力における各手順の判断と確認】
- (2) 有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータ 【判断及び確認】

以上

目次

0. 重大事故等対処に係る監視事項についての説明資料
1. 技術的能力における各手順の判断と確認
 - 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熔融炉心を冷却するための手順等
 - 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
 - 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
 - 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
 - 1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
 - 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
 - 1.14 電源の確保に関する手順等
2. 有効性評価の監視項目に係る判断と確認
 - (1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
 - 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
 - 2.3 全交流動力電源喪失
 - 2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+HPCS 失敗
 - 2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+高圧注水失敗
 - 2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+直流電源喪失
 - 2.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗
 - 2.4 崩壊熱除去機能喪失
 - 2.4.1 取水機能が喪失した場合
 - 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
 - 2.5 原子炉停止機能喪失
 - 2.6 LOCA 時注水機能喪失
 - 2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）
 - (2) 運転中の原子炉における重大事故
 - 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

- 3.1.1 代替循環冷却系を使用する場合
 - 3.1.2 代替循環冷却系を使用できない場合
 - 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - 3.4 水素燃焼
 - 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用
- (3) 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
- 4.1 想定事故 1
 - 4.2 想定事故 2
- (4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
- 5.1 崩壊熱除去機能喪失
 - 5.2 全交流動力電源喪失
 - 5.3 原子炉冷却材の流出
 - 5.4 反応度の誤投入

0. 重大事故等対処に係る監視事項についての説明資料

次項以降の「重大事故等対処に係る監視事項」についての解説を以下に示す。

- a. 「対応手段」欄は、事故処置中に確認する項目、対応手段を示す。
- b. 各技術的能力の「項目」欄は、抽出パラメータ又は抽出パラメータの代替パラメータにより判断あるいは確認する項目を示す。
- c. 「抽出パラメータを計測する計器」欄は、判断基準の確認で使用する必要なパラメータを計測する計器を示す。
- d. 「抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器」欄は、抽出パラメータが監視できない場合に監視するパラメータを計測する計器を示す。
- e. 「SB0 影響（直後）」欄は、全交流動力電源喪失発生直後は区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲの蓄電池が健全であるため、蓄電池により計測可能な計器数を示す。
- f. 「SB0 影響（区分Ⅰ（区分Ⅱ）直流電源を延命した場合）」欄は、区分Ⅰ（区分Ⅱ）の直流電源を延命した場合に計測可能な計器数を示す。
- g. 「パラメータ分類」欄は、抽出パラメータの分類を示し、その結果を①～③にて示す。
 - ①重要監視パラメータ
 - ②有効監視パラメータ
 - ③補助監視パラメータ
- h. 「補助パラメータ分類理由」欄は、補助的パラメータの選定について、その理由を示す。
- i. 「評価 計器故障等」欄は、抽出パラメータが計器故障等で監視できない場合に、判断基準の確認を代替パラメータで推定できることを評価し、監視方法を示す。
- j. 「評価 SB0」欄は、全交流動力電源喪失の影響を考慮した場合に、判断基準の確認が可能なパラメータの監視方法を示す。
 - ・区分Ⅰ又は区分Ⅱ直流電源を延命した場合に監視可能な計器を評価し、監視方法について記載している。

表 1 重大事故等対処に係る監視事項（例）

* 対応手段	① 抽出パラメータを計測する計器							② 抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	③ SBO電源		④ パラメータ分類	⑤ 補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	⑥ SBO電源		⑦ 計器故障等	⑧ SBO		
			③-1 区分1交流電源を経由した場合	③-2 区分3交流電源を経由した場合					⑥-1 区分1交流電源を経由した場合	⑥-2 区分3交流電源を経由した場合				
	ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	感熱的に熱納容器内の圧力を計測可能であり、代替監視可能。	監視事項は、抽出パラメータにて確認。
								ドライウェル温度	11	11	11	0	圧力と飽和温度の関係によりドライウェル圧力の代替監視可能。	監視事項は、抽出パラメータにて確認。
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウェル圧力	1	1	1	0	感熱的に熱納容器内の圧力を計測可能であり、代替監視可能。	監視事項は、抽出パラメータにて確認。
								圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力と飽和温度の関係により圧力抑制室圧力の代替監視可能。	監視事項は、抽出パラメータにて確認。
								ボアプレッションプール水温度	16	16	0	16		

※ 抽出パラメータを計測する計器の計器名称又は抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器の計器名称の灰色部は、計測されるパラメータが重要監視パラメータ又は重要代替監視パラメータであることを示す。

※ []は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	監視パラメータ				抽出パラメータ				計器故障等	評価	SBO				
			計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器名称	計器数	直後	SBO影響							
1.1.2.1 フロントライン系統降時の対応手順 (1)非常時操作手順書(微線ベース)「スクラム」(原子炉出力)	スクラム発生の有無 スクラム発生	プラント停止状態	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化	スクラム警報	2	2	0	-	-	-	-	-	-	-	-		
				原子炉全挿入ランプ	1	1	0	0	-	-	-	-	-	-	-	-	
				原子炉停止状態	1	1	0	0	②	-	-	-	-	-	-	-	-
				原子炉出力	6	6	0	0	①	-	-	-	-	-	-	-	-
				原子炉全挿入ランプ	1	1	0	0	-	-	-	-	-	-	-	-	-
				原子炉停止状態	1	1	0	0	②	-	-	-	-	-	-	-	-
				原子炉出力	6	6	0	0	①	-	-	-	-	-	-	-	-
				原子炉出力	8	8	0	0	①	-	-	-	-	-	-	-	-
				原子炉出力	6	6	0	0	-	-	-	-	-	-	-	-	-
				原子炉出力	8	8	0	0	-	-	-	-	-	-	-	-	-
1.1.2.1 フロントライン系統降時の対応手順 (2)非常時操作手順書(微線ベース)「反応制御」	プラント停止状態	原子炉再循環ポンプ停止による原子炉抑制(手動)	原子炉再循環ポンプ停止による原子炉抑制(手動)	原子炉再循環ポンプ停止	1	1	0	0	-	-	-	-	-	-	-		
				原子炉再循環ポンプ停止	1	1	0	0	②	-	-	-	-	-	-	-	
				原子炉再循環ポンプ停止	2	2	1	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-
				原子炉再循環ポンプ停止	2	2	1	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-
				原子炉再循環ポンプ停止	6	6	0	0	①	-	-	-	-	-	-	-	-
				原子炉再循環ポンプ停止	8	8	0	0	①	-	-	-	-	-	-	-	-
				原子炉再循環ポンプ停止	6	6	0	0	-	-	-	-	-	-	-	-	-
				原子炉再循環ポンプ停止	8	8	0	0	-	-	-	-	-	-	-	-	-
				原子炉再循環ポンプ停止	6	6	0	0	-	-	-	-	-	-	-	-	-
				原子炉再循環ポンプ停止	8	8	0	0	-	-	-	-	-	-	-	-	-

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	監視システム										評価		
			抽出バラムメータを計測する計器					抽出バラムメータの代替バラムメータを計測する計器							
			計器数	直後	区分Ⅰ直達電源を遮断した場合を延命した場合	区分Ⅱ直達電源を遮断した場合	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直達電源を延命した場合	区分Ⅱ直達電源を延命した場合	計器故障等			
非常時操作手順書 (機体ベース) 「反応度抑制」 自動減圧系作動阻止機能 による原子炉出力急上昇 防止	項目 判別基準 操作	分類 プラント停止状態 自動減圧系作動阻止機能 無	1	1	0	0	—	全部制御全閉入ランプ	1	6	0	0	—	計器故障等	監視事項は代替バラムメータにて確認。
			1	1	0	0	②	【制御棒位置指示系】	8	8	0	0	—	平均出力制限モニタ 起動制限モニタ	
			2	2	1	1	—	AIS作動阻止警報	—	—	—	—	—	—	
非常時操作手順書 (機体ベース) 「反応度抑制」 ほう蔵水注入	項目 判別基準 操作	分類 原子炉出力 原子炉格納容器内の 温度 未臨界の維持又は 監視 操作	6	6	0	0	①	平均出力制限モニタ	8	8	0	0	—	起動制限モニタ 【制御棒位置指示系】	監視事項は主要バラムメータにて確認。
			16	16	0	16	①	サブプレッションプール水温度	4	4	0	4	—	圧力抑制室内空気温度 監視可能	
			6	6	0	0	①	平均出力制限モニタ	8	8	0	0	—	起動制限モニタ 【制御棒位置指示系】	
非常時操作手順書 (機体ベース) 「反応度抑制」 ほう蔵水注入	項目 判別基準 操作	分類 未臨界の維持又は 監視 操作	8	8	0	0	①	起動制限モニタ	1	1	0	0	—	平均出力制限モニタ 【制御棒位置指示系】	監視事項は主要バラムメータにて確認。
			1	0	0	0	③	ほう蔵水注入系ポンプ出口圧力	1	0	0	0	—	ほう蔵水注入系の運転状態を確認するバラムメータ	
			1	0	0	0	③	ほう蔵水注入系貯蔵タンク水位	1	0	0	0	—	ほう蔵水注入系の運転状態を確認するバラムメータ	
			2	0	0	0	—	原子炉冷却回路浄化系運転状態	2	0	0	0	—	—	

重大事故等対処に係る監視事項
 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

対応手段	項目	分類	監視パラメータ					抽出パラメータ					評価	SBO																															
			計器名称	計器数	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータを計測する計器		計器名称	計器数			計器故障等																														
							区分Ⅰ直流電源 を起動した場合	SBO影響	区分Ⅰ直流電源 を起動した場合	SBO影響																																			
非常時操作手順書 (機操ベース) 「緊急要請側」 原子炉圧力容器内の水位 低下操作による原子炉出力抑制	判断基準	原子炉出力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	監視事項は主要パラメータにて確認。																														
																平均出力領域モニタ	6	0	0	0	0	8	8	0	0	0	0	起動領域モニタにより、平均出力領域モニタの代器監視可能。 制御棒位置指示系による監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。																	
																起動領域モニタ	8	0	0	0	0	6	6	0	0	0	0	平均出力領域モニタにより、起動領域モニタの代器監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。																	
																原子炉隔離状態の有無	8	0	0	0	0	8	8	0	0	0	0	0	制御棒位置指示系により、未臨界状態が推定可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。																
																原子炉圧力容器内の水位	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	監視事項は主要パラメータにて確認。													
																																	高圧代器注水系統ポンプ出口流量	1	1	0	1	1	1	1	0	1	0	1	高圧代器注水系統ポンプ出口流量
																																	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
																																	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
																																	残留熱井系浄化ライン流量 (残留熱井系浄化ラインスプレイ系ポンプ出口流量)	3 2	1 1	0 1	0 1	0 1	1 1	1 1	1 1	1 1	1 1	0 0	0 0
																原子炉圧力容器への注水量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	監視事項は主要パラメータにて確認。												
給水流量	4	4	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	給水流量																																
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量																														
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量																														
相機監視機能	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	監視事項は主要パラメータにて確認。																											
																			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力											
																			原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力										
																			原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力										
																			原子炉隔離時冷却系タービン回転数	2	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	原子炉隔離時冷却系タービン回転数									

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	SBO影響		SBO影響					
							区分Ⅰ直流電源 を監視した場合は	区分Ⅱ直流電源 を監視した場合は	直後	直後				
非常時操作手順書 (稼働ペーシ) 「反応制御」 代替制御挿入機能による 制御挿入(手動)	判断基準	—	—	—	—	—	—	—	—	—	計器故障等	SBO		
			全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	0	—	—	—	—		—	
			プラント停止状態 [制御棒位置指示系]	1	1	0	0	②	—	—	—		—	監視事項は代替パラメータにて確認。
			平均出力領域モニタ	6	6	0	0	①	—	—	—		—	監視事項は主要パラメータにて確認。
			起動領域モニタ	8	8	0	0	①	—	—	—		—	監視事項は主要パラメータにて確認。
非常時操作手順書 (稼働ペーシ) 「反応制御」 制御棒手動挿入	判断基準	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
			制御棒駆動水原子炉間差圧	1	1	0	1	③	—	—	—	—	—	
			システム弁閉閉表示	137	137	0	0	—	—	—	—	—	—	
			全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	0	—	—	—	—	—	—	
			平均出力領域モニタ	1	1	0	0	②	—	—	—	—	—	監視事項は代替パラメータにて確認。
非常時操作手順書 (稼働ペーシ) 「反応制御」 制御棒手動挿入	判断基準	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
			平均出力領域モニタ	6	6	0	0	①	—	—	—	—	—	監視事項は代替パラメータにて確認。
			起動領域モニタ	8	8	0	0	①	—	—	—	—	—	監視事項は代替パラメータにて確認。
			平均出力領域モニタ	6	6	0	0	①	—	—	—	—	—	監視事項は代替パラメータにて確認。
			起動領域モニタ	8	8	0	0	①	—	—	—	—	—	監視事項は代替パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替バロメータを計測する計器				計器故障等	評価	SBO					
		分類	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源 を起動した場合	区分Ⅱ直流電源 を起動した場合	バロメータ 分類	補助バロメータ 分類理由				計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源 を起動した場合	区分Ⅱ直流電源 を起動した場合
1.2.1 フロントライン系統故障時の対応手順 (1)高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却	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)】	3	1	0	0	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	補機熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と高圧の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要バロメータにて確認。		
			2	1	0	0	0	0		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
			2	1	0	0	0	0		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
			2	1	0	0	0	0		残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0			
			2	1	0	0	0	0		残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0	0			
			2	1	0	0	0	0		残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0	0			
			2	1	0	0	0	0		残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0	0			
			2	1	0	0	0	0		残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0	0			
			2	1	0	0	0	0		残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0	0			
			2	1	0	0	0	0		残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0	0			
			2	1	0	0	0	0		残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0	0			
			2	1	0	0	0	0		残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0	0			
			2	1	0	0	0	0		残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0	0			
			2	1	0	0	0	0		残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0	0			
非常時操作手順書 (「水位確保」等) 非常時操作手順書 (「設備別」) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水(中央制御室)」	電源の確保	1.25V直流主母線2P-1電圧	1	1	1	1	③	電源線の受電状態を確認するバロメータ	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、確認してわかる系統は流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。 監視事項は主要バロメータにて確認。			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0			0	
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1			0	
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0			0	
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0			0	
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0			0	
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0			0	
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0			0	
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0			0	
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0			0	
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0			0	
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0			0	
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0			0	
水源の確保	復水貯蔵タンク水位		1	1	1	0	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。			
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1			0	
										高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1			0	
										残留熱除去系洗浄ライン出口圧力	1	1	1			0	
										復水貯蔵タンク水位	1	1	1			0	
										復水貯蔵タンク水位	1	1	1			0	
										復水貯蔵タンク水位	1	1	1			0	
										復水貯蔵タンク水位	1	1	1			0	
										復水貯蔵タンク水位	1	1	1			0	
										復水貯蔵タンク水位	1	1	1			0	
										復水貯蔵タンク水位	1	1	1			0	
										復水貯蔵タンク水位	1	1	1			0	
										復水貯蔵タンク水位	1	1	1			0	
										復水貯蔵タンク水位	1	1	1			0	

重大事故等対処に係る監視事項 1.2 原子炉冷却材圧力バワンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出ババメータを計測する計器					抽出ババメータの代替ババメータを計測する計器					評価			
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	ババメータ 分類	抽排ババメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	計器故障等	SBO
非常時操作手順書 (操縦マニュアル) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 圧注水ポンプ に関する原子炉圧力(中央 制御室)	原子炉圧力容器内 の水位 「原子炉水位(燃料棒)」「 原子炉水位(広帯域)」「 原子炉水位(燃料棒)」	3 2 2	1 1 1	3 2 2	0 1 1	①	-	高圧代替注水ポンプ出口流 量	1	1	0	1	0	抽排熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と燃料棒の注水流量より代替監視可 能。 監視事項は主要ババ メータにて確認。	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による 抽排熱除去系蒸気ヘッドスプレ イ(残留熱除去系蒸気ヘッドスプレ イ)の蒸気流量 (残留熱除去系蒸気ヘッドスプレ イ)の蒸気流量 (残留熱除去系蒸気ヘッドスプレ イ)の蒸気流量 高圧代替注水ポンプ出口流 量 原子炉圧力 圧力抑制装置圧力 高圧代替注水ポンプ入口 蒸気圧力 原子炉圧力容器内 の圧力 原子炉圧力容器内 の圧力 高圧代替注水ポンプ出口流 量 高圧代替注水ポンプ入口蒸 気圧力
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0			
								原子炉心スプレ イ出口流 量	1	1	0	0			
								高圧代替注水ポンプ出口流 量	1	1	0	0			
								原子炉圧力	1	1	0	1			
								圧力抑制装置圧力	1	1	0	0			
								高圧代替注水ポンプ入口 蒸気圧力	1	1	0	0			
								原子炉圧力容器内 の圧力	2	2	1	1			
								原子炉圧力	2	2	1	1			
								高圧代替注水ポンプ出口流 量	2	2	1	1			
高圧代替注水ポンプ入口蒸 気圧力	2	2	1	1											
原子炉圧力容器温 度	5	5	5	0											
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1											
原子炉水位 (燃料棒)	2	2	1	1											
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1											
原子炉水位 (燃料棒)	2	2	1	1											
復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0											
高圧代替注水ポンプ出口流 量	1	1	0	1											
高圧代替注水ポンプ入口蒸 気圧力	1	1	0	1											
復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0											
高圧代替注水ポンプ出口流 量	1	1	1	0											
原子炉心スプレ イ出口流 量	1	1	0	0											
高圧代替注水ポンプ出口流 量	1	1	0	0											
原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0											
原子炉心スプレ イ出口流 量	1	1	0	0											
高圧代替注水ポンプ出口流 量	1	1	0	0											
原子炉圧力	1	1	1	0											
圧力抑制装置圧力	1	1	1	0											
高圧代替注水ポンプ入口蒸 気圧力	1	1	1	0											
原子炉圧力容器温 度	1	1	1	0											
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1											
原子炉水位 (燃料棒)	2	2	1	1											

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	SBO
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を起動した場合は	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後		
原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 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）	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		2	2	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		2	2	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		2	2	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		2	2	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		2	2	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		2	2	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		2	2	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		2	2	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
電源の確保 電源の確保 電源の確保 電源の確保 電源の確保 電源の確保 電源の確保 電源の確保 電源の確保 電源の確保	1.25I直流主母線2P-1電圧 復水貯蔵タンク水位	1	1	1	1	③	直流電源の受電母線を確保するパラメータ	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。
		1	1	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		1	1	1	1			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		1	1	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		1	1	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		1	1	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		1	1	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		1	1	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		1	1	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		1	1	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
判断基準 判断基準 判断基準 判断基準 判断基準 判断基準 判断基準 判断基準 判断基準 判断基準	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。
		1	1	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		1	1	1	1			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		1	1	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		1	1	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		1	1	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		1	1	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		1	1	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		1	1	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		1	1	1	1			原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	監視パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器故障等	SBO
					区分Ⅰ直流電源を起動した場合	区分Ⅱ直流電源を起動した場合						
非常時操作手順書 (設備別)等 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水(現場)」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)]	原子炉圧力容器内の水位	3	1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	燃料域除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と蒸気の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
			原子炉圧力	2	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1		
			原子炉圧力	2	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0		
			原子炉圧力	2	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0		
			原子炉圧力	2	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0		
			原子炉圧力	2	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0		
			原子炉圧力	2	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0		
			原子炉圧力	2	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0		
			原子炉圧力	2	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0		
			原子炉圧力	2	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0		
非常時操作手順書 (設備別)等 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水(現場)」	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	2	1	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による燃料温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原子炉圧力監視可能。 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力監視可能。 原子炉圧力容器内の燃料温度/圧力の関係から原子炉圧力監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
			原子炉圧力	2	1	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0		
			原子炉圧力	2	1	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0		
			原子炉圧力	2	1	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0		
			原子炉圧力	2	1	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0		
			原子炉圧力	2	1	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0		
			原子炉圧力	2	1	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0		
			原子炉圧力	2	1	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0		
			原子炉圧力	2	1	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0		
			原子炉圧力	2	1	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0		
非常時操作手順書 (設備別)等 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水(現場)」	原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	燃料域除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉圧力の変化より代替監視可能。 本演である高圧貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	
			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0		
			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0		
			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0		
			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0		
			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0		
			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0		
			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0		
			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0		
			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	直後	S/W影響 区分Ⅰ直読電源 を任命した場合	パラムメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	S/W影響 区分Ⅰ直読電源 を任命した場合	区分Ⅱ直読電源 を任命した場合	詳細	SBO
非常時操作手順書 (操作マニュアル) 「水位確保」等	補機監視機能	高圧代替注水系統出口圧力	1	1	0	1	①	-	高圧代替注水系統出口圧力	1	1	0	-		
		高圧代替注水系統入口圧力	1	1	1	1	③	運転状態を確認するパラメータ	高圧代替注水系統入口圧力	1	1	1	1		
		高圧代替注水タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	①	-	高圧代替注水タービン入口蒸気圧力	1	1	0	-		
非常時操作手順書 (稼働マニュアル) 「水位確保」等	水源の確保	高圧代替注水タービン排気圧力	1	1	1	1	③	運転状態を確認するパラメータ	高圧代替注水タービン排気圧力	1	1	1	1		
		高圧代替注水系統出口流量	1	1	0	0			高圧代替注水系統出口流量	1	1	0	1		
		高圧代替注水系統入口流量	1	1	0	0			高圧代替注水系統入口流量	1	1	0	0		
		高圧代替注水タービン入口流量	1	1	0	0			高圧代替注水タービン入口流量	1	1	0	0		
		高圧代替注水タービン出口流量	1	1	0	0			高圧代替注水タービン出口流量	1	1	0	0		
		高圧代替注水タービン入口圧力	1	1	0	0			高圧代替注水タービン入口圧力	1	1	0	0		
		高圧代替注水タービン出口圧力	1	1	0	0			高圧代替注水タービン出口圧力	1	1	0	0		
		高圧代替注水タービン出口圧力	1	1	0	0			高圧代替注水タービン出口圧力	1	1	0	0		
		高圧代替注水タービン出口圧力	1	1	0	0			高圧代替注水タービン出口圧力	1	1	0	0		
		高圧代替注水タービン出口圧力	1	1	0	0			高圧代替注水タービン出口圧力	1	1	0	0		
非常時操作手順書 (稼働マニュアル) 「高圧代替注水系統ポンプ」 による原子炉注水(現 場)」	監視事項は主要パラ メータにて確認。	高圧代替注水系統出口流量	1	1	0	0			高圧代替注水系統出口流量	1	1	0	1		
		高圧代替注水系統入口流量	1	1	0	0			高圧代替注水系統入口流量	1	1	0	0		
		高圧代替注水タービン入口流量	1	1	0	0			高圧代替注水タービン入口流量	1	1	0	0		
		高圧代替注水タービン出口流量	1	1	0	0			高圧代替注水タービン出口流量	1	1	0	1		
		高圧代替注水タービン入口圧力	1	1	0	0			高圧代替注水タービン入口圧力	1	1	0	0		
		高圧代替注水タービン出口圧力	1	1	0	0			高圧代替注水タービン出口圧力	1	1	0	0		
		高圧代替注水タービン出口圧力	1	1	0	0			高圧代替注水タービン出口圧力	1	1	0	0		
		高圧代替注水タービン出口圧力	1	1	0	0			高圧代替注水タービン出口圧力	1	1	0	0		
		高圧代替注水タービン出口圧力	1	1	0	0			高圧代替注水タービン出口圧力	1	1	0	0		
		高圧代替注水タービン出口圧力	1	1	0	0			高圧代替注水タービン出口圧力	1	1	0	0		

重大事故等対処に係る監視事項 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

項目	抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器名称	計器数	計器故障等		評価	
	分類	計器名称	計器数	直後			直後	直後		
1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 全発電動力電源及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却	対応手段 1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 全発電動力電源及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却	原子炉圧力容器内 の水位	2	1	高圧代替注水系ポンプ出口流	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。 補機熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と高圧の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
			2	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
			2	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
			2	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
			2	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
			2	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
			2	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
			2	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
			2	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
			2	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
			2	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
			2	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
			2	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
			2	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
			非常時操作手順書 「電源喪失」等 「直流電源喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水(中央制御室)」	電源の確保	1	1	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	
1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量			1	1	0	0		
1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0		
1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0		
1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0		
1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0		
1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0		
1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0		
1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0		
1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0		
1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0		
1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0		
1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0		
1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0		
判断基準	電源の確保	1			1	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1
		1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
		1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
		1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
		1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
		1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
		1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
		1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
		1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
		1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
		1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
		1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
		1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
		1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
		水源の確保	1.25[直流主母線2P-1電圧]	1	1	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1
1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価										
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器数	SBO影響		計器故障等	SBO											
					直後	区分Ⅰ直流電源を失った場合		直後	区分Ⅰ直流電源を失った場合													
非常時操作手順書 「運転電源喪失」等 非常時操作手順書 「高圧代替注水系ポンプ 制御室」	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	2	1	1	2	1	1	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。								
			原子炉圧力	2	1	1	2	1	1	1	1	0	0		監視事項は主要パラメータにて確認。							
			原子炉圧力	2	1	1	2	1	1	1	1	0	0			監視事項は主要パラメータにて確認。						
			原子炉圧力	2	1	1	2	1	1	1	1	0	0				監視事項は主要パラメータにて確認。					
			原子炉圧力	2	1	1	2	1	1	1	1	0	0					監視事項は主要パラメータにて確認。				
			原子炉圧力	2	1	1	2	1	1	1	1	0	0						監視事項は主要パラメータにて確認。			
			原子炉圧力	2	1	1	2	1	1	1	1	0	0							監視事項は主要パラメータにて確認。		
			原子炉圧力	2	1	1	2	1	1	1	1	0	0								監視事項は主要パラメータにて確認。	
			原子炉圧力	2	1	1	2	1	1	1	1	0	0									監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉圧力	2	1	1	2	1	1	1	1	0	0									
監視	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。									
		高圧代替注水系ポンプ入口蒸気圧力	1	1	0	1	1	0	1	1	0	1		監視事項は主要パラメータにて確認。								
監視	復水貯蔵タンク水位	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。									
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	1	0	1	1	0	0		監視事項は主要パラメータにて確認。								
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	1	0	1	1	0	0			監視事項は主要パラメータにて確認。							
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	1	0	1	1	0	0				監視事項は主要パラメータにて確認。						
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	1	0	1	1	0	0					監視事項は主要パラメータにて確認。					
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	1	0	1	1	0	0						監視事項は主要パラメータにて確認。				
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	1	0	1	1	0	0							監視事項は主要パラメータにて確認。			
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	1	0	1	1	0	0								監視事項は主要パラメータにて確認。		
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	1	0	1	1	0	0									監視事項は主要パラメータにて確認。	
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	1	0	1	1	0	0										監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項
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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータ								
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	バロメータ 分類	抽出パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	計器故障等	評価
判断基準	原子炉圧力容器内の水位	可搬型計測器 (原子炉水位 (広帯域))	1	1	1	1	①	-							
	電源の確保	可搬型計測器 (原子炉水位 (燃料))	1	1	1	1	①	-							
非常時操作手順書 (最終ベージ) 「直流電源喪失」等 非常時操作手順書 (最終別) 「高圧代替注水ポンプ による原子炉注水 (現 場)」	水源の確保	1.5V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の電圧状態を計測するバロメータ							
	原子炉圧力容器内の水位	可搬型計測器 (復水貯蔵タンク水位)	1	1	1	1	①	-							
	原子炉圧力容器内の水位	可搬型計測器 (原子炉水位 (広帯域))	1	1	1	1	①	-							
	原子炉圧力容器内の水位	可搬型計測器 (原子炉水位 (燃料))	1	1	1	1	①	-							
	原子炉圧力容器内の圧力	可搬型計測器 (原子炉圧力)	1	1	1	1	①	-							
	原子炉圧力容器への注水量	可搬型計測器 (高圧代替注水ポンプ出口圧力)	1	1	1	1	①	-							
		高圧代替注水ポンプ出口圧力	1	1	0	1	①	-							
		高圧代替注水ポンプ入口圧力	1	1	0	1	①	-							
	補機監視機能	高圧代替注水ポンプ入口圧力	1	1	1	1	③	高圧代替注水ポンプの運転状態を確認するバロメータ							
		高圧代替注水ポンプ出口圧力	1	1	1	1	③	高圧代替注水ポンプの運転状態を確認するバロメータ							
	水源の確保	可搬型計測器 (復水貯蔵タンク水位)	1	1	1	1	①	-							

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	抽出バラムメータを計測する計器				抽出バラムメータの代替バラムメータを計測する計器				評価					
		分類	計器名称	計器数	直後	SB0影響 区分Ⅰ直流電源 を基命した場合	区分Ⅱ直流電源 を基命した場合	バラムメータ 分類	抽却バラムメータ 分類理由		計器名称	計器数	直後	SB0影響 区分Ⅰ直流電源 を基命した場合	区分Ⅱ直流電源 を基命した場合
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制	原子炉圧力容器内の水位	【原子炉水位(燃料槽)】 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料槽)	3 2 2	1 1 1	0 1 1	①	-	原子炉圧力容器内水位	原子炉圧力容器内水位	1	1	0	1	1	監視事項は主要バラムメータにて確認。 燃料槽除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と燃料槽の注水流量より代替監視可能。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能。
								4-2C母線電圧	4-2C母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するバラムメータ	
								4-2D母線電圧	4-2D母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するバラムメータ	
								125V直流主母線2A電圧	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラムメータ	
								125V直流主母線2B電圧	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラムメータ	
								125V直流主母線2A-1電圧	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラムメータ	
								125V直流主母線2B-1電圧	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラムメータ	
								ほう酸水注入系貯蔵タンク水位	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位	1	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するバラムメータ	
								純水タンク水位	純水タンク水位	1	0	0	③	代替注水用の確保状態を確認するバラムメータ	
								電源の確保	電源の確保	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するバラムメータ	
								電源の確保	電源の確保	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するバラムメータ	
								電源の確保	電源の確保	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するバラムメータ	
								電源の確保	電源の確保	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するバラムメータ	
								電源の確保	電源の確保	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するバラムメータ	

重大事故等対処に係る監視事項 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

項目	監視パラメータ										評価	
	項目	抽出パラメータを計測する計器			補助パラメータ分類理由	パラメータ分類	SBO影響			計器故障等		
		分類	計器名称	計器数			直後	区分Ⅰ直流電源を起動した場合は	区分Ⅱ直流電源を起動した場合は			SBO
冷却手段 非常時操作手順書 (設備ベース) 「原子損傷初期対応」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ほう湯水注入系ポンプによるほう湯水注入」 非常時操作手順書 (設備別) 「ほう湯水注入系ポンプによる原子炉注水」	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)	3 2 2	1 1 1	-	①	0 0 0	1 1 1	0 0 0	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	-	①	1	1	0	0	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認。
	補機監視機能	ほう湯水注入系ポンプ出口圧力	1	0	③	③	0	0	0	-	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認。
	水源の確保	ほう湯水注入系貯蔵タンク水位	1	0	③	③	0	0	0	-	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を基命した場合	パラメータ 分類	抽換理由	計器名称	計器数	直後		SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を基命した場合	
			原子炉圧力容器内の水位	3 2 2	1 1 1	0 1 1		①	-	原子炉圧力容器内への注水流量と蒸発の注水流量より代替監視可能。			計器故障等	SBO
非正常時操作手順書 (燃料ペーセス) 「水位確保」等	判断基準 (1/2)		「原子炉水位(燃料槽)」 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料槽)	3 2 2	1 1 1	0 1 1		①	-	原子炉圧力容器内への注水流量と蒸発の注水流量より代替監視可能。				
非正常時操作手順書 (設備別)「動水ポンプによる原子炉注水」			6-2母線電圧	1	1	1		③		非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ				
			6-2母線電圧	1	1	1		③		非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ				
			4-2母線電圧	1	1	1		③		非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ				
			4-2母線電圧	1	1	1		③		非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ				
		電源の確保	125V直流主母線2A電圧	1	1	1		③		125V直流主母線の電圧を確認するパラメータ				
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1		③		125V直流主母線の電圧を確認するパラメータ				
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1		③		125V直流主母線の電圧を確認するパラメータ				
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1		③		125V直流主母線の電圧を確認するパラメータ				

重大事故等対処に係る監視事項 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

項目	抽出パラメータを計測する計器		S/W影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数		直後		S/W影響		計器故障等	評価	SBO
	分類	計器名称	計器数	直後				区画Ⅰ直流電源を遮断した場合	区画Ⅱ直流電源を遮断した場合	直後	計器数	直後	区画Ⅰ直流電源を遮断した場合			
対応手段 非常時操作手順書 (特設ペーシ) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (既備別) 「制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水」	補機監視機能	原子炉補機冷却水系統流量	2	2	0	0	①	-	高圧代替注水ポンプ出口流量	1	1	0	1			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1			
									原子炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
									残留熱除去系浄ライオン流量 (原子炉心スプレイ系浄ライオン流量)	1	1	1	1			
									残留熱除去系浄ライオン流量 (残留熱除去系浄ライオン流量)	1	1	0	0			
									超ライン駆動流量	1	1	0	1			
									電流駆動駆動注水ポンプ出口流量	1	1	1	1			
									高圧代替注水ポンプ出口圧力	1	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	1			
									原子炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0			
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	電水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	1			
									電流駆動駆動注水ポンプ出口圧力	1	1	1	1			
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1			
									原子炉水位 (標準域)	2	2	1	1			
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1			
									原子炉水位 (標準域)	2	2	1	1			
									注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。	2	2	1	1			
									復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。	2	2	1	1			
									監視事項は主要パラメータにて確認。	2	2	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項 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

項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を起動した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を起動した場合	計器数	直後	計器故障等	SBO	
											補助パラメータ 分類理由
対比手段 非常時操作手順書 「水位確保」等 非常時操作手順書 「補助機駆動水ポンプに よる原子炉注水」	原子炉圧力容器内の 水位 原子炉圧力容器内の 圧力 原子炉圧力容器へ の注水量 補機監視機能	【原子炉水位（狭帯域）】 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3	1	0	1	1	1	補機除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と管路の注水流量より代替監視可 能。 監視事項は主要ハラ メータにて確認。	監視事項は主要ハラ メータにて確認。	
			2	1	0	1	1	1			1
			2	1	0	1	1	1			1
			2	1	0	1	1	1			1
			3	1	0	1	1	1			1
			5	5	5	5	5	5			5
			2	2	2	2	2	2			2
			1	1	1	1	1	1			1
			2	2	2	2	2	2			2
			2	2	2	2	2	2			2
			2	2	2	2	2	2			2
			2	2	2	2	2	2			2

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	抽出ババメータを計測する計器				抽出ババメータの代替ババメータを計測する計器				評価					
		分類	計器名称	計器数	直後	直後	計器名称	計器数	直後						
		項目	分類	ババメータ 分類	直後	直後	計器名称	計器数	直後	計器故障等	SBO				
1.2.2.4 重大事故等対処設備(設計基準状態)による対応手順 (1)原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	電源の確保	125V直流主母線2A電圧	③	1	1	1	直流電源の受電状態を確認するババメータ	1	0	1	監視事項は主要ババメータにて確認。				
		125V直流主母線2B電圧	③	1	1	1	直流電源の受電状態を確認するババメータ	1	0	1					
非常時操作手順書 (「確保ベース」等) 非常時操作手順書 (「設備別監視時冷却系」) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	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)	①	3 2 2	1 1 1	3 2 2	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器水位計 原子炉圧力容器水位計 原子炉圧力容器水位計	3 2 2	1 1 1	0 0 0	原子炉圧力容器水位計の監視可能。監視事項は主要ババメータにて確認。			
		復水貯蔵タンク水位	復水貯蔵タンク水位	①	1	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	復水貯蔵タンク水位計	1	1	0	復水貯蔵タンク水位の監視可能。監視事項は主要ババメータにて確認。	
			水源の確保	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量		1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量計	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の監視可能。監視事項は主要ババメータにて確認。
				原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力		1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力計	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の監視可能。監視事項は主要ババメータにて確認。
				原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力		1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力計	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の監視可能。監視事項は主要ババメータにて確認。
				原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力		1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力計	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の監視可能。監視事項は主要ババメータにて確認。
				原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力		1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力計	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の監視可能。監視事項は主要ババメータにて確認。
				原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力		1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力計	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の監視可能。監視事項は主要ババメータにて確認。
				原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力		1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力計	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の監視可能。監視事項は主要ババメータにて確認。
				原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力		1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力計	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の監視可能。監視事項は主要ババメータにて確認。
				原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力		1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力計	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の監視可能。監視事項は主要ババメータにて確認。
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力			1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力計	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の監視可能。監視事項は主要ババメータにて確認。	
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力		1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力計	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の監視可能。監視事項は主要ババメータにて確認。				

重大事故等対処に係る監視事項 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

項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替バロメータを計測する計器				評価	SBO	
	分類	計器名称	計器数	直後	直後	計器数	直後	直後			
対応手段 非常時操作手順書 (操作ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「原子炉隔離時冷却系バウンダリ高圧による原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位	【原子炉水位（燃料域）】 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2 2	3 2 2	0 1 1	0 1 1	0 1 1	0 1 1	計器故障等	監視事項は主要バロメータにて確認。	
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による原子炉圧力バウンダリ高圧時の監視可能。原子炉圧力バウンダリ高圧時の監視可能。原子炉圧力バウンダリ高圧時の監視可能。原子炉圧力バウンダリ高圧時の監視可能。	監視事項は主要バロメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の温度	サブレーションアンブール水温度	16	16	0	16	0	0	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による原子炉圧力バウンダリ高圧時の監視可能。原子炉圧力バウンダリ高圧時の監視可能。原子炉圧力バウンダリ高圧時の監視可能。	監視事項は主要バロメータにて確認。	
	原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	0	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、原子炉圧力バウンダリ高圧時の監視可能。原子炉圧力バウンダリ高圧時の監視可能。	監視事項は主要バロメータにて確認。	
	相續監視機能	原子炉隔離時冷却系タービン回転数	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0	0	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力、原子炉圧力バウンダリ高圧時の監視可能。原子炉圧力バウンダリ高圧時の監視可能。	監視事項は主要バロメータにて確認。
			原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	0	0	原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気圧力、原子炉圧力バウンダリ高圧時の監視可能。原子炉圧力バウンダリ高圧時の監視可能。	監視事項は主要バロメータにて確認。
			原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	1	1	1	0	0	0	原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力、原子炉圧力バウンダリ高圧時の監視可能。原子炉圧力バウンダリ高圧時の監視可能。	監視事項は主要バロメータにて確認。
			原子炉隔離時冷却系タービン回転数	2	2	2	0	0	0	原子炉隔離時冷却系タービン回転数、原子炉圧力バウンダリ高圧時の監視可能。原子炉圧力バウンダリ高圧時の監視可能。	監視事項は主要バロメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器 S/Wの影響		バウンダリ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器 S/Wの影響		計器故障等	詳細	SBO			
				計器数	直後			区画Ⅰ直流電源を失った場合	区画Ⅱ直流電源を失った場合				計器数	直後	区画Ⅰ直流電源を失った場合
異常時操作手順書 (「水位確保」等) 異常時操作手順書 (「設備別」) 「原子炉隔離時冷却系ポンプによる原子炉注水」	操作 (2/2)	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 復水貯蔵タンク水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 復水貯蔵タンク水位 (燃料域) 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 復水貯蔵タンク水位 (広帯域)	1	1	0	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク水位が確保されていることを監視可能。 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。 サプレッションチェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサプレッションチェンバ内の水位が確保されていることを監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			圧力抑制室水位	2	2	1	-	①	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 復水貯蔵タンク水位 (広帯域)	1	1	0	0	0	サプレッションチェンバを水源とする系統のポンプの出口圧力により、サプレッションチェンバ内の水位が確保されていることを監視可能。

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等		SBO
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を駆動した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を駆動した場合	計器名称	計器数	直後	計器故障等	
1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準設備）による対応手順 (2)高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水	電源の確保			1	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認する パラメータ			
				1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ			
	原子炉圧力容器内 の水位			3 2 2	1 1 1	0 1 1	0 1 1	①	-			
				3 2 2	1 1 1	0 1 1	0 1 1	①	-			
非常時操作手順書 （燃料ベース）等 「水位確保」等	判断基準			1	1	0	0	①	-			
非常時操作手順書 （設備別） 「高圧炉心スプレイ系ボ ンプによる原子炉圧水」				1	1	0	0	①	-			
	復水貯蔵タンク水位			1	1	0	0	①	-			
				1	1	0	0	①	-			
	水源の確保			2	2	1	1	①	-			
				2	2	1	1	①	-			

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	監視パラメータ				抽出パラメータ				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	直後	SBI影響 区分I直流電源 を起動した場合	SBI影響 区分II直流電源 を起動した場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBI影響 区分I直流電源 を起動した場合		SBI影響 区分II直流電源 を起動した場合
非常時操作手順書 (操縦ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (操縦ベース) 「燃料心スプレイ蒸気 シンプによる原子炉注水」	原子炉圧力容器内 の水位 [原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)]	原子炉圧力容器内 の水位	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0	1			高圧代管注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	相変換除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と高圧の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器内の圧力	2	2	1	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度 及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力容器の過水状態を推定可能。 高圧代管注水系タービン入口蒸気圧力 原子炉圧力容器内の飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 高圧代管注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉圧力容器内の飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 高圧代管注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 高圧代管注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 高圧代管注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 高圧代管注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。					
		原子炉圧力容器内の圧力	2	2	1	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度 及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力容器の過水状態を推定可能。 高圧代管注水系タービン入口蒸気圧力 原子炉圧力容器内の飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 高圧代管注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 高圧代管注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 高圧代管注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 高圧代管注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。					
		原子炉圧力容器内の圧力	16	16	0	16	①	-	圧力制御室内空気温度 監視可能。						

重大事故等対処に係る監視事項 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

項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
	分類	計器名称	計器数	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を遮断した場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称		計器故障等	SBO			
							直後	直後					
対応手段 非常時操作手順書 (特殊ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (稼働別) 「高圧炉心スプレイ系ボ ンブによる原子炉注水」	原子炉圧力容器へ の注水量	高圧炉心スプレイ系ボ ンブ出口流 量	1	0	①	-	2 2	2 2	1 1	計器故障等 計器故障除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水量と原子炉水位の変化より代替監視可 能である復水貯蔵タンクの水位変化によ り代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
	補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ボ ンブ出口圧 力	1	0	①	-	1 1	1 1	1 0				
操作 (2/2) 水源地の確保		高圧貯蔵タンク水位	1	1	①	-	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	高圧貯蔵タンクを水源とする系統のうち、 運転している系統の注水量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
			高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	1	1	0	-	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯 蔵タンクの代替監視可能。	
			原子炉隔離時冷却系ボ ンブ出 口流量	1	1	0	-	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯 蔵タンクの代替監視可能。	
			原子炉隔離時冷却系ボ ンブ出 口流量	1	1	0	-	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯 蔵タンクの代替監視可能。	
			高圧炉心スプレイ系ボ ンブ出 口圧力	1	1	0	-	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のボ ンブの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の 水位が確保されていることを監視可能。	
			高圧炉心スプレイ系ボ ンブ出 口圧力	1	1	0	-	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のボ ンブの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の 水位が確保されていることを監視可能。	
			高圧炉心スプレイ系ボ ンブ出 口圧力	1	1	0	-	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のボ ンブの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の 水位が確保されていることを監視可能。	
			高圧炉心スプレイ系ボ ンブ出 口圧力	1	1	0	-	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のボ ンブの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の 水位が確保されていることを監視可能。	
			高圧炉心スプレイ系ボ ンブ出 口圧力	1	1	0	-	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のボ ンブの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の 水位が確保されていることを監視可能。	
			高圧炉心スプレイ系ボ ンブ出 口圧力	1	1	0	-	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のボ ンブの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の 水位が確保されていることを監視可能。	
			高圧炉心スプレイ系ボ ンブ出 口圧力	1	1	0	-	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のボ ンブの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の 水位が確保されていることを監視可能。	
			高圧炉心スプレイ系ボ ンブ出 口圧力	1	1	0	-	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のボ ンブの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の 水位が確保されていることを監視可能。	
			高圧炉心スプレイ系ボ ンブ出 口圧力	1	1	0	-	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のボ ンブの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の 水位が確保されていることを監視可能。	

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	抽出バウメータを計測する計器				監視バウメータ				評価						
		分類	計器数	バウメータ分類	補助バウメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SBO				
1.3.2.1 フロントライン系統故障時の対応手順 (①)代替減圧	判断基準	補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0	①	-	高圧代替減圧水系タービン入口蒸気圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	0	高圧代替減圧水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	0	①	-	原子炉圧力容器温度	5	5	0	原子炉圧力容器温度は、原子炉圧力容器温度より代替監視可能。		
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器水位は、原子炉圧力容器水位より代替監視可能。	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器水位は、原子炉圧力容器水位より代替監視可能。	
			減熱除去系ポンプ出口圧力	1	1	0	1	③	-	高圧代替減圧水系ポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧代替減圧水系ポンプ出口流量は、高圧代替減圧水系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
			原子炉給水ポンプ出口ヘッド圧力	1	1	0	1	③	-	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
			原子炉圧力容器内の圧力	2	2	1	1	①	-	残置熱除去系純粋ライン流量 (残置熱除去系ヘッドスプレイ)	1	1	1	0	残置熱除去系純粋ライン流量は、残置熱除去系純粋ライン流量より代替監視可能。	
			原子炉圧力容器内の圧力	3	3	1	0	①	-	残置熱除去系純粋ライン流量 (残置熱除去系ヘッドスプレイ)	1	1	1	0	残置熱除去系純粋ライン流量は、残置熱除去系純粋ライン流量より代替監視可能。	
			原子炉圧力容器内の水位	2	2	1	1	①	-	残置熱除去系純粋ライン流量 (残置熱除去系ヘッドスプレイ)	1	1	0	1	残置熱除去系純粋ライン流量は、残置熱除去系純粋ライン流量より代替監視可能。	
			原子炉圧力容器内の水位	2	2	1	1	①	-	残置熱除去系純粋ライン流量 (残置熱除去系ヘッドスプレイ)	1	1	0	1	残置熱除去系純粋ライン流量は、残置熱除去系純粋ライン流量より代替監視可能。	
操作	原子炉圧力容器内の水位	圧力抑制重水位	高圧代替減圧水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	①	-	高圧代替減圧水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	高圧代替減圧水系ポンプ出口流量は、高圧代替減圧水系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量は、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	-	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
			残置熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	0	①	-	残置熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	残置熱除去系ポンプ出口流量は、残置熱除去系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
			原子炉圧力容器温度	5	5	0	0	①	-	原子炉圧力容器温度	5	5	0	0	原子炉圧力容器温度は、原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	
			原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力は、原子炉圧力より代替監視可能。	
			圧力抑制重水位	1	1	0	0	①	-	圧力抑制重水位	1	1	0	0	圧力抑制重水位は、圧力抑制重水位より代替監視可能。	
			高圧代替減圧水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	①	-	高圧代替減圧水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	高圧代替減圧水系ポンプ出口流量は、高圧代替減圧水系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量は、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	-	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
原子炉圧力容器内の温度	サブプレッションポンプ内温度	圧力抑制重水位	残置熱除去系純粋ライン流量	1	1	1	0	①	-	残置熱除去系純粋ライン流量	1	1	1	0	残置熱除去系純粋ライン流量は、残置熱除去系純粋ライン流量より代替監視可能。	
			残置熱除去系ヘッドスプレイ	1	1	1	0	①	-	残置熱除去系ヘッドスプレイ	1	1	1	0	残置熱除去系ヘッドスプレイは、残置熱除去系ヘッドスプレイより代替監視可能。	
			残置熱除去系純粋ライン流量	1	1	0	1	①	-	残置熱除去系純粋ライン流量	1	1	0	1	残置熱除去系純粋ライン流量は、残置熱除去系純粋ライン流量より代替監視可能。	
			残置熱除去系ヘッドスプレイ	1	1	1	0	①	-	残置熱除去系ヘッドスプレイ	1	1	1	0	残置熱除去系ヘッドスプレイは、残置熱除去系ヘッドスプレイより代替監視可能。	
			残置熱除去系純粋ライン流量	1	1	0	1	①	-	残置熱除去系純粋ライン流量	1	1	0	1	残置熱除去系純粋ライン流量は、残置熱除去系純粋ライン流量より代替監視可能。	
			残置熱除去系ヘッドスプレイ	1	1	1	0	①	-	残置熱除去系ヘッドスプレイ	1	1	1	0	残置熱除去系ヘッドスプレイは、残置熱除去系ヘッドスプレイより代替監視可能。	
			残置熱除去系純粋ライン流量	1	1	0	1	①	-	残置熱除去系純粋ライン流量	1	1	0	1	残置熱除去系純粋ライン流量は、残置熱除去系純粋ライン流量より代替監視可能。	
			残置熱除去系ヘッドスプレイ	1	1	1	0	①	-	残置熱除去系ヘッドスプレイ	1	1	1	0	残置熱除去系ヘッドスプレイは、残置熱除去系ヘッドスプレイより代替監視可能。	
			残置熱除去系純粋ライン流量	1	1	0	1	①	-	残置熱除去系純粋ライン流量	1	1	0	1	残置熱除去系純粋ライン流量は、残置熱除去系純粋ライン流量より代替監視可能。	
			残置熱除去系ヘッドスプレイ	1	1	1	0	①	-	残置熱除去系ヘッドスプレイ	1	1	1	0	残置熱除去系ヘッドスプレイは、残置熱除去系ヘッドスプレイより代替監視可能。	

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視システム										評価		
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を基命した場合	バウンダリ 分類	補正パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後		SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を基命した場合	
非常時操作手順書 (操縦ペーシ) 「急減減圧」	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力容器内の水位 原子炉格納容器内の水位 原子炉格納容器内の温度	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0	①	-	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	1	高圧代替炉心スプレイ系ポンプ出口圧力により監視可能。
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	0	①	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直線的に原子炉圧力の代替監視可能。
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。
		残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。
		原子炉給水ポンプ出口ヘッダ圧力	1	1	0	1	③	-	高圧代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	1	高圧代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量により代替監視可能。
		復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-	高圧代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量により代替監視可能。
		原子炉圧力容器内の圧力	2	2	1	1	①	-	残留熱除去系蒸浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン蒸浄流量)	1	1	1	0	残留熱除去系蒸浄ライン流量により代替監視可能。
		原子炉圧力容器内の水位	3	3	1	1	①	-	残留熱除去系蒸浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン蒸浄流量)	1	1	1	0	残留熱除去系蒸浄ライン流量により代替監視可能。
		原子炉格納容器内の水位	2	2	1	1	①	-	直流電源駆動圧力ポンプ出口流量	1	1	1	0	直流電源駆動圧力ポンプ出口流量により代替監視可能。
		原子炉格納容器内の温度	2	2	1	1	①	-	代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量により代替監視可能。
操作	原子炉圧力容器内の水位 原子炉格納容器内の水位 原子炉格納容器内の温度	高圧代替炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0	①	-	高圧代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	1	高圧代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量により代替監視可能。
		低圧代替炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0	①	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量により代替監視可能。
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-	残留熱除去系蒸浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン蒸浄流量)	1	1	1	0	残留熱除去系蒸浄ライン流量により代替監視可能。
		残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	①	-	直流電源駆動圧力ポンプ出口流量	1	1	0	1	直流電源駆動圧力ポンプ出口流量により代替監視可能。
		原子炉給水ポンプ出口ヘッダ圧力	1	1	0	1	③	-	代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	1	代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量により代替監視可能。
		復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-	高圧代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量により代替監視可能。
		原子炉圧力容器内の圧力	2	2	1	1	①	-	残留熱除去系蒸浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン蒸浄流量)	1	1	1	0	残留熱除去系蒸浄ライン流量により代替監視可能。
		原子炉圧力容器内の水位	3	3	1	1	①	-	直流電源駆動圧力ポンプ出口流量	1	1	1	0	直流電源駆動圧力ポンプ出口流量により代替監視可能。
		原子炉格納容器内の水位	2	2	1	1	①	-	代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量により代替監視可能。
		原子炉格納容器内の温度	2	2	1	1	①	-	高圧代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量により代替監視可能。

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	SID			
		分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータの種類理由		パラメータ分類	抽出パラメータを計測する計器		計器故障等					
				計器数	SID影響 区分Ⅰ直流電源 を駆動した場合	直後	直後		計器数	SID影響 区分Ⅰ直流電源 を駆動した場合						
非常時操作手順書 (シニアアクシデント) 「圧水ストラワー-1」	機械監視機能	原子炉圧力容器内の水位	熱源熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	①	-	計器数	3	0	0	計器故障等	監視事項は主要バラメータにて確認。	
			復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-	計器数	1	1	0	計器故障等		
			原子炉圧力容器内の水位	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1		計器故障等
			原子炉圧力容器内の水位	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1		計器故障等
			原子炉圧力容器内の水位	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1		計器故障等
			原子炉圧力容器内の水位	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1		計器故障等
			原子炉圧力容器内の水位	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1		計器故障等
			原子炉圧力容器内の水位	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1		計器故障等
			原子炉圧力容器内の水位	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1		計器故障等
			原子炉圧力容器内の水位	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1		計器故障等
操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等	監視事項は主要バラメータにて確認。	
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力	3	3	1	0	①	-	計器数	3	3	1	0	計器故障等	監視事項は主要バラメータにて確認。	
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
操作	原子炉圧力容器内の放射線量	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等	監視事項は主要バラメータにて確認。	
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	計器数	2	2	1	1	計器故障等		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		
					区分Ⅰ直流電源を遮断した場合	区分Ⅱ直流電源を遮断した場合			直後		直後
1.3.2.2 サポート系統故障時の対応手順 (1)常置直流電源系統喪失時の減圧	電源の確保	電圧	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	③	電圧電源の受電状態を確認するパラメータ	-	-	計器故障等
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	③	電圧電源の受電状態を確認するパラメータ	-	-	
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	③	電圧電源の受電状態を確認するパラメータ	-	-	
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	③	電圧電源の受電状態を確認するパラメータ	-	-	
			高圧蒸着ガス供給系 ADS入口圧力	2	0	0	①	-	-	-	
			高圧蒸着ガス供給系 蒸着ガスポンペ出口圧力	2	2	2	④	高圧蒸着ガス供給系の動作状態を確認するパラメータ 〔現場〕	-	-	
			蒸気蒸着系ポンプ出口圧力 (U3系のみ)	2	0	0	①	-	-	-	
			軽水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	①	-	-	-	
			大容積送水ポンプ(タイプ1)出口圧力				③	「発電所対策本部」に確認	-	-	
			原子炉圧力	2	2	1	①	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能 原子炉圧力容器温度 原子炉水位(広野域) 原子炉水位(燃料域)	1 1 5 2	0 1 5 2	
操作	監視監視機能	高圧蒸着ガス供給系 ADS入口圧力	2	0	0	①	高圧蒸着ガス供給系の動作状態を確認するパラメータ 〔現場〕	-	-	-	
		高圧蒸着ガス供給系 蒸着ガスポンペ出口圧力	2	2	2	③	-	-	-	-	

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出バラムメータを計測する計器				抽出バラムメータの代替バラムメータを計測する計器				評価						
		分類	計器名称	計器数	事後	区分別直流電源を運用した場合	バラムメータ分類	補測バラムメータ分類理由	計器名称		計器数	事後	区分別直流電源を運用した場合	SBD影響		
非常時操作手順書 (設備別) (非常時)による主要気流及び安全弁開閉 する主要気流及び安全弁開閉 放。	電源の確保		125V直流主母線2A電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラムメータ			-	-				
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラムメータ			-	-				
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラムメータ			-	-				
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラムメータ			-	-				
	判断基準		高圧蒸発ガス供給系 MIS入口圧力	2	0	0	①	-	-			-	-			
			高圧蒸発ガス供給系蒸発ガスポンペ出口圧力	2	2	2	③	高圧蒸発ガス供給系の動作状態を確認するバラムメータ(現場)			-	-	-			
	操作	機械監視機能		蒸発器除去系ポンプ出口圧力(A, B系のみ)	2	0	0	①	-			-	-			
				復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	①	-			-	-			
			大容量送水ポンプ(タイプ1)出口圧力				③	大容量送水ポンプの運転状態を確認するバラムメータ					-			
			原子炉圧力容器内の圧力											高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。原子炉圧力容器温度から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。		
操作	機械監視機能		高圧蒸発ガス供給系 MIS入口圧力	2	0	0	①	-			-	-				
			高圧蒸発ガス供給系蒸発ガスポンペ出口圧力	2	2	2	③	高圧蒸発ガス供給系の動作状態を確認するバラムメータ(現場)			-	-	-			
1.3.2.2 カポート系故障時の対応手順 (2)主要気流及び安全弁動作蒸発ガス発生時の減圧	判断基準	機械監視機能		高圧蒸発ガス供給系 MIS入口圧力	2	0	0	①	-			-	-			
				高圧蒸発ガス供給系蒸発ガスポンペ出口圧力	2	2	2	③	高圧蒸発ガス供給系の動作状態を確認するバラムメータ(現場)			-	-	-		
		関連警報		HPIN 常用系原子炉格納容器入口圧力監視警報	1	1	0	0	-	-			-	-		
				高圧蒸発ガス供給系 MIS入口圧力	2	0	0	①	-	-			-	-		
		操作	機械監視機能		高圧蒸発ガス供給系蒸発ガスポンペ出口圧力	2	2	2	③	高圧蒸発ガス供給系の動作状態を確認するバラムメータ(現場)			-	-	-	
					HPIN 蒸発ガスポンペ出口圧力低警報	2	2	1	1	-	-			-	-	-

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価						
		分類	計器名称	計器数	直後	区分別電源 [区分Ⅰ直流電源 を延命した場合]	区分別電源 [区分Ⅱ直流電源 を延命した場合]	計器名称	計器数		直後	区分別電源 [区分Ⅰ直流電源 を延命した場合]	区分別電源 [区分Ⅱ直流電源 を延命した場合]			
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (3)主蒸気逃がし装置弁の閉圧を考慮した減圧	電源の確保	4-2X母線電圧	1	1	1	1	1	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	0	具体的に原子炉格納容器内圧力を計測する手段がないため、ドラワイエルの温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		4-2D母線電圧	1	1	1	1	1	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	0	ドラワイエルの温度により代替監視可能。			
		原子炉格納容器内の圧力	1	1	1	0	0	ドラワイエルの圧力	①	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。			
		圧力抑制室圧力	1	1	1	0	0	圧力抑制室内空室温度	①	4	4	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空室温度により代替監視可能。			
	相続監視機能	代管高圧蒸発ガス供給蒸発器ガス供給止め弁入口圧力	2	2	1	1	1	①	①	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室内圧力により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	0	①	①	1	1	0	0	監視可能であれば、圧力抑制室内圧力により代替監視可能。		
		大気移送水ポンプ(タイプI)出口圧力	1	1	1	0	0	③	③	1	1	0	0	監視可能であれば、圧力抑制室内圧力により代替監視可能。		
	操作	相続監視機能	蒸留熱除去系ポンプ出口圧力(ΔB系のみ)	2	0	0	0	0	①	①	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力による直接的な圧力監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉圧力	2	2	1	1	1	①	①	1	1	0	0	原子炉圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
		代管高圧蒸発ガス供給系高圧蒸発ガスポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	③	③	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。		
代管高圧蒸発ガス供給系高圧蒸発ガス供給止め弁入口圧力		2	2	1	1	1	①	①	2	2	1	1	監視可能であれば、圧力抑制室内圧力により代替監視可能。			

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ										評価						
		分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器故障等							
				計器数	直後				SMD影響 区分Ⅰ直流電源 を監視した場合	計器数			直後	SMD影響 区分Ⅰ直流電源 を監視した場合				
1.3.2.3 インターフェースシステムLOCA発生時の対応手順 非常時操作手順書 (継続ページ) 「原子炉建屋制御」等	格納容器ヘイバスの監視	格納容器ヘイバスの監視	【原子炉水位（稼働後）】 原子炉水位（広帯域）	3 2	1 1	1 1	0 1	0 1	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（稼働後）	2 2	2 2	1 1	1 1	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（稼働後）	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			原子炉圧力	2	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	5	5	5	0	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			ドライウエール圧力	1	1	1	0	0	①	-	原子炉圧力	1	1	1	0	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			ドライウエール圧力	11	11	11	0	0	①	-	原子炉圧力	2	0	0	0	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			新圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0	0	①	-	原子炉圧力	2	2	1	1	1	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			突圍熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	0	①	-	原子炉圧力	23	23	0	0	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	0	0	①	-	原子炉圧力	23	23	0	0	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			【エリア放射線モニタ】	23	23	0	0	0	②	-	原子炉圧力	23	23	0	0	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			ドライウエール水位	2	0	0	0	0	③	原子炉冷却材の減 えいを確認するパ ラメータ	ドライウエール水位	2	2	1	1	1	ドライウエール水位	監視事項は主要パラメータにて確認。
			建屋・床・タンク漏えい 警報	1	0	0	0	0	-	-	建屋・床・タンク漏えい 警報	1	0	0	0	0	建屋・床・タンク漏えい 警報	監視事項は主要パラメータにて確認。
			ROR機器室/熱交換器室漏えい 警報	1	1	0	0	0	-	-	ROR機器室/熱交換器室漏えい 警報	1	1	0	0	0	ROR機器室/熱交換器室漏えい 警報	監視事項は主要パラメータにて確認。
			ROR機器室/熱交換器室雰囲気温度高 警報	1	1	0	0	0	-	-	ROR機器室/熱交換器室雰囲気温度高 警報	1	1	0	0	0	ROR機器室/熱交換器室雰囲気温度高 警報	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉建屋原子炉冷却材圧力高 警報	1	1	0	0	0	-	-	原子炉建屋原子炉冷却材圧力高 警報	1	1	0	0	0	原子炉建屋原子炉冷却材圧力高 警報	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉建屋原子炉冷却材圧力高 警報	1	1	0	0	0	-	-	原子炉建屋原子炉冷却材圧力高 警報	1	1	0	0	0	原子炉建屋原子炉冷却材圧力高 警報	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉建屋原子炉冷却材圧力高 警報	2	0	0	0	0	-	-	原子炉建屋原子炉冷却材圧力高 警報	2	0	0	0	0	原子炉建屋原子炉冷却材圧力高 警報	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出バラムメータを計測する計器										評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		バラムメータ 分類	補正バラムメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	直後		
非常時操作手順書 (情報ベース) 「原子炉建屋制御」等	格納容器バイパス の監視	【原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（燃料域）	3	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	監視事項は主要バラ メータにて確認。	
			2	1	1	①	-	原子炉水位（燃料域）	5	5	0			
			2	1	1	①	-	原子炉圧力	2	2	1	1	監視事項は主要バラ メータにて確認。	
		2	0	0	①	-	残留熱除去系ポンプ出口圧力	23	23	0	0	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容 器バイパスの発生を監視可能。 エリア放射線モニタの上昇により格納容 器バイパスの発生を監視可能。		
		1	0	0	①	-	低圧炉心スプレイスポンプ出口圧 力	2	2	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容 器バイパスの発生を監視可能。 エリア放射線モニタの上昇により格納容 器バイパスの発生を監視可能。		
		1	0	0	①	-	高圧炉心スプレイスポンプ出口圧 力	23	23	0	0	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容 器バイパスの発生を監視可能。 エリア放射線モニタの上昇により格納容 器バイパスの発生を監視可能。		
		1	1	0	①	-	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容 器バイパスの発生を監視可能。 エリア放射線モニタの上昇により格納容 器バイパスの発生を監視可能。		
		1	1	0	①	-	原子炉圧力	23	23	0	0	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容 器バイパスの発生を監視可能。 エリア放射線モニタの上昇により格納容 器バイパスの発生を監視可能。		
		4	4	0	③	-	残留熱除去系ポンプ電漏えい検出 周囲温度	2	2	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容 器バイパスの発生を監視可能。 エリア放射線モニタの上昇により格納容 器バイパスの発生を監視可能。		
		23	23	0	②	-	【エリア放射線モニタ】	23	23	0	0	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容 器バイパスの発生を監視可能。 エリア放射線モニタの上昇により格納容 器バイパスの発生を監視可能。		
		24	24	0	③	-	プロセス放射線モニタ	2	2	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容 器バイパスの発生を監視可能。 エリア放射線モニタの上昇により格納容 器バイパスの発生を監視可能。		
		3	3	1	①	-	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	1	解熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水量と原子炉水位の変化より体積監視可 能。 水漏であるサブプレッシャーチェンバの水位 監視可能。 解熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水量と原子炉水位の変化より体積監視可 能。		
		1	1	1	①	-	低圧炉心スプレイスポンプ出口流 量	2	2	1	1	水漏であるサブプレッシャーチェンバの水位 監視可能。 解熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水量と原子炉水位の変化より体積監視可 能。		
		1	1	0	①	-	高圧炉心スプレイスポンプ出口流 量	2	2	1	1	水漏であるサブプレッシャーチェンバの水位 監視可能。 解熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水量と原子炉水位の変化より体積監視可 能。		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	SMD影響 区分Ⅰ直流電源 を駆動した場合	SMD影響 区分Ⅱ直流電源 を駆動した場合	計器名称	計器数	直後	SMD影響 区分Ⅰ直流電源 を駆動した場合	SMD影響 区分Ⅱ直流電源 を駆動した場合	計器故障等	SPO
	機械監視機能	残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	0	0	0	0	0			
		低圧炉心スプレイスポンプ出口圧力	1	0	0	0	0	0	0	0	0			
		高圧炉心スプレイスポンプ出口圧力	1	1	0	0	0	0	0	0	0			
		低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0			
		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	1	1	1	1	1	1			
		代替炉心スプレイスポンプ出口圧力	1	0	0	0	0	0	0	0	0			
		代替炉心スプレイスポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0			
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0			
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1			
		低圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0			
	水源の確保	残留熱除去系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1			
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0			
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1			
		低圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0			
		高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0			
		残留熱除去系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1			
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0			
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1			
		低圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0			
		高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0			
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッショングループ内温度	16	16	0	16	0	16	0	16	0			
		残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	0	0	0	0	0	0			
		残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	0	0	0	0	0	0			
		原子炉補機冷却水系熱交換器入口温度	2	2	0	0	0	0	0	0	0			
		原子炉補機冷却水系熱交換器出口温度	2	2	0	0	0	0	0	0	0			
		原子炉補機冷却水系炉水供給温度	2	2	0	0	0	0	0	0	0			
		原子炉補機冷却水系ポンプ出口圧力	4	4	0	0	0	0	0	0	0			
		原子炉補機冷却水系ポンプ出口流量	4	4	0	0	0	0	0	0	0			
		原子炉補機冷却水系ポンプ出口圧力	4	4	0	0	0	0	0	0	0			
		原子炉補機冷却水系ポンプ出口流量	4	4	0	0	0	0	0	0	0			
	最終ヒートシンクの確保	サブプレッショングループ内温度	16	16	0	16	0	16	0	16	0			
		残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	0	0	0	0	0	0			
		残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	0	0	0	0	0	0			
		原子炉補機冷却水系熱交換器入口温度	2	2	0	0	0	0	0	0	0			
		原子炉補機冷却水系熱交換器出口温度	2	2	0	0	0	0	0	0	0			
		原子炉補機冷却水系炉水供給温度	2	2	0	0	0	0	0	0	0			
		原子炉補機冷却水系ポンプ出口圧力	4	4	0	0	0	0	0	0	0			
		原子炉補機冷却水系ポンプ出口流量	4	4	0	0	0	0	0	0	0			
		原子炉補機冷却水系ポンプ出口圧力	4	4	0	0	0	0	0	0	0			
		原子炉補機冷却水系ポンプ出口流量	4	4	0	0	0	0	0	0	0			

重大事故等対処に係る監視事項 1.4 原子炉冷却材圧カ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

対応手段	項目	抽出バラメータを計測する評価				抽出バラメータの代替バラメータを計測する評価				評価							
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	バラメータ 分類	補償バラメータ 分類理由		計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	計器故障等	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中に発生した原子炉圧力容器への注水 (1)フロロトリウムライオン系冷却剤注水 a. 低圧代替注水 1. 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水	原子炉圧力容器内の水位 【原子炉水位 (燃料床)】 原子炉水位 (高圧域) 原子炉水位 (燃料床)	原子炉圧力容器内の水位	3	1	0	1	0	1	1	0	1	0	1	原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却剤の注水流量より代替監視可能な監視事項は主要バラメータにて確認。			
			2	1	1	1	0	1	1	1	1	1	0		0		
			2	1	1	1	0	1	1	1	1	1	0		0	0	
			3	1	0	1	0	1	0	1	1	1	1		1	0	0
			2	1	1	1	1	0	1	1	1	1	1		1	0	0
			2	1	1	1	1	0	1	1	1	1	1		1	0	0
			3	1	0	1	0	1	0	1	1	1	1		1	0	0
			2	1	1	1	1	0	1	1	1	1	1		1	0	0
			2	1	1	1	1	0	1	1	1	1	1		1	0	0
			2	1	1	1	1	0	1	1	1	1	1		1	0	0
非常時操作手順書 「緊急確保」等 非常時操作手順書 (後掲別) 「復水移送ポンプ」による原子炉注水	判断基準 (1/2)	電源の確保	1	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するバラメータ	4-2C母線電圧	1	1	1	1	1	0	
			1	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するバラメータ	4-2D母線電圧	1	1	1	1	1	0	
			1	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	1	0	
			1	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	1	0	
			1	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	1	0	
			1	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	1	0	
			1	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	1	0	
			1	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	1	0	
			1	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	1	0	
			1	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	1	0	

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ						評価						
		抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を基命した場合	区分Ⅱ直流電源を基命した場合		ハラムメータ分類	補助パラメータ分類理由				
非常時操作手順書 (稼働ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (停機時) 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」	判断基準 (2/2) 水源の確保	復水貯蔵タンク水位	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	1	0	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	0	1	0	1	0		1
			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	1	0	0	1	0	1		0
			高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1	1	0	0	1	0	1		0
			高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1	1	0	0	1	0	1		0
			高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1	1	0	0	1	0	1		0
			高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1	1	0	0	1	0	1		0
			高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1	1	0	0	1	0	1		0
			高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1	1	0	0	1	0	1		0
			高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1	1	0	0	1	0	1		0
			高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1	1	0	0	1	0	1		0
			高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1	1	0	0	1	0	1		0

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	監視バロメータ										評価	SBO								
		抽出バロメータを計測する計器	抽出バロメータ	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を基とした場合	区分Ⅱ直流電源 を基とした場合	計器名称	計器数	直後			SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を基とした場合	区分Ⅱ直流電源 を基とした場合						
非常時操作手順書 [「水位確保」等] 非常時操作手順書 [「復水移送ポンプによる 原子炉注水」]	原子炉圧力容器内の水位	「原子炉水位(燃料域)」「原子炉水位(広群域)」「原子炉水位(燃料域)」	①	-	-	3	1	0	1	1	0	1	1	0	0	1	燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と燃料の注水量より代監視可能。 監視事項は主要バロメータにて確認。				
						2	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1		0			
						2	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1		0	1	1	0
						2	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1		0	1	1	0
						2	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1		0	1	1	0
						2	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1		0	1	1	0
						2	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1		0	1	1	0
						2	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1		0	1	1	0
						2	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1		0	1	1	0
						2	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1		0	1	1	0
操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①	-	-	2	1	1	1	1	0	1	1	0	1	1	0	燃料除去に必要な原子炉圧力容器内からの燃料温度/圧力の間接監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制装置の動作から原子炉圧力容器の注水量を推定可能。 高圧代替注水タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代監視可能。 原子炉水位の低下により、原子炉圧力容器内が飽和状態にあると推定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代監視可能。 燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代監視可能。 水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代監視可能。			
						5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5		5		
						2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2		
						2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2		
						2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2		
						2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2		
						2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2		
						2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2		
						2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2		
						2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2		
補機監視機能	復水貯蔵タンク水位	復水貯蔵タンク水位	①	-	-	1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1	燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代監視可能。 水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代監視可能。				
						1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1					
						1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1					
						1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1					
						1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1					
						1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1					
						1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1					
						1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1					
						1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1					
						1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1					
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	復水貯蔵タンク水位	①	-	-	1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵タンク水位の代監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代監視可能。					
						1	1	0	1	1	0	1	1	0	1		1				
						1	1	0	1	1	0	1	1	0	1		1				
						1	1	0	1	1	0	1	1	0	1		1				
						1	1	0	1	1	0	1	1	0	1		1				
						1	1	0	1	1	0	1	1	0	1		1				
						1	1	0	1	1	0	1	1	0	1		1				
						1	1	0	1	1	0	1	1	0	1		1				
						1	1	0	1	1	0	1	1	0	1		1				
						1	1	0	1	1	0	1	1	0	1		1				

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価										
		分類	計器名称	計器数	直後	SNO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合は	補償パラメータ 分類	補償パラメータ 分類理由	計器名称		計器数	直後	SNO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合は	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合は	計器故障等	SDO				
1.4.2.1 発電用原子炉運転中に於ける対応手順 (1)フロントライン系統故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	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）	3	1	0	①	低圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。				
			2	1	1		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1		0			
			2	1	1		残留熱除去系浄化ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ 流量)	1	1	1	0	0	残留熱除去系浄化ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ 流量)	1	1		1	0		
			3	1	0		残留熱除去系系統格納箱冷却 ライン流量	1	1	0	0	0	残留熱除去系系統格納箱冷却 ライン流量	1	1		0	0		
			2	1	1		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口 流量	1	1	1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口 流量	1	1		1	0	0	
			3	1	1		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	1	1	2	残留熱除去系ポンプ出口流量	3		3	1	1	2
			5	5	5		原子炉圧力容器温度	5	5	5	5	5	5	原子炉圧力容器温度	5		5	5	5	5
			2	2	2		原子炉圧力容器圧力	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器圧力	2		2	2	2	2
			2	2	2		圧力抑制能力	2	2	2	2	2	2	圧力抑制能力	2		2	2	2	2
			1	1	1		非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	1	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1		1	1	1	1
電源の確保			1	1	1	③	4-2C母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	③				
			1	1	1		4-2D母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	③				
			1	1	1		125V直流主母線2A電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	③				
			1	1	1		125V直流主母線2H電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	③				
水源の確保			1	1	1	③	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	③				
			1	1	1		125V直流主母線2H-1電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	③				
水源の確保			「発電所対策本部」に確認				③	淡水貯水槽 (No.1)	1	1	1	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	1	1	1	③			
			「発電所対策本部」に確認				③	淡水貯水槽 (No.2)	1	1	1	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	1	1	1	③			

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視システム																
		抽出パラメータを計測する計器	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		SBO影響		計器名称	計器数	直後	直後	区画Ⅰ電源電圧を低減した場合	区画Ⅱ電源電圧を低減した場合	SBO影響	計器故障等	詳細	SBO		
分類	計器名称	計器数	直後	区画Ⅰ電源電圧を低減した場合	区画Ⅱ電源電圧を低減した場合	計器名称											計器数	直後
非常時操作手順書 (操縦マニュアル) 「水位確保」等 重大事故等対処要領書 「大量過水と高圧注水」による原子炉注水	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）	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1	0 1 1	0 1 1	0 1 1	0 1 1	0 1 1	0 1 1	0 1 1	原子炉冷却材系循環容器冷却ライン流量 （残留熱除去系洗浄ライン流量）	1 1 1	1 1 1	1 1 1	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力容器内の水位 （残留熱除去系洗浄ライン流量）	1	1	1
	原子炉圧力容器への注水量	淡水貯蔵タンク水位	1	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0	淡水貯蔵タンク水位	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認。
	水源の確保	淡水貯水槽 (No.1) 淡水貯水槽 (No.2)									③	③		淡水貯蔵タンク水位	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	直後	SBI影響 区分Ⅰ直流電源 を起動した場合	SBI影響 区分Ⅱ直流電源 を起動した場合	計器名称	計器数		直後
1.4.2.1 発電用原子炉運転中に於ける対応手順 (1)フロントライオン冷却回路の対応手順 a. 低圧異常注水 (b)ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水 非常時操作手順書 (「水圧低下」) 「水圧回復」等 非常時操作手順書 (「ろ過水ポンプによる原 子炉注水」)	原子炉圧力容器内 の水位 【原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)】	電源の確保	3	1	0	①	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	監視事項は主要バラ メータにて確認。 燃費熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による 飽和温度/圧力の関係から代替監視可能 原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原 子炉圧力容器の注水流量を推定可能。
			2	1	1		原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	
			2	1	0		高圧中心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	
			2	1	0		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン流量)	1	1	0	
			3	1	0		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン流量)	1	1	0	
			2	1	1		直流電源監視注水ポンプ出口 流量	1	1	0	
			2	1	0		低圧中心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	
			3	1	2		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	2	
			5	5	0		原子炉圧力容器温度	5	5	0	
			2	2	1		原子炉圧力	2	2	1	
			2	2	1		圧力抑制装置圧力	2	2	1	
電源の確保	4-2母線電圧	電源の確保	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	-	-	-	
			1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	-	-	-	
			1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するバラ メータ	-	-	-	
			1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するバラ メータ	-	-	-	
			1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するバラ メータ	-	-	-	
水源の確保	ろ過水タンク水位	「1号中央制御室」に確認	1	1	1	③	代替淡水源の確保 状態を確認するバ ラメータ	-	-	-	

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	抽出バラムータを計測する計器				抽出バラムータの代替バラムータを計測する計器				評価						
		分類	計器名称	計器数	直後	SNO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合は	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合は	ハラムータ 分類	補償バラムータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SNO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合は	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合は	計器故障等	SDO
非常時操作手順書 (機体ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別)バラムータによる原 子炉注水	操作	原子炉圧力容器内 の水位	[原子炉水位 (燃料域)] 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域)	3	1					高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	監視事項は主要バ ラムータにて確認。 解熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と冷却の注水流量より代替監視可 能。	
				2	1					高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0		
				2	1					高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0		
				2	1					残熱除去系洗浄ライン流量 (残熱除去系)	1	1	1	0		
				2	1	①				残熱除去系B系格納容器冷却 ライン流量	1	1	0	1		
				2	1					高圧駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0		
				2	1					代替循環冷却ポンプ出口流 量	1	1	1	0		
				2	1					低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0		
				2	1					残熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
				2	1					原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
非常時操作手順書 (機体ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別)バラムータによる原 子炉注水	操作	原子炉圧力容器内 の圧力	原子炉圧力	2	1				原子炉圧力	2	2	1	1	監視事項は主要バ ラムータにて確認。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による 注水流量と冷却の注水流量より代替監視可 能。 原子炉圧力と圧力補助系圧力と圧力から原 子炉圧力容器の過水を推定可能。 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力以上 の圧力補助系圧力により、直接的に原子炉圧力 を維持可能。 原子炉圧力容器内が飽和状 態にあると想定し、飽和蒸気/圧力の関係 から原子炉圧力容器温度より代替監視可 能。 解熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と原子炉圧力の変化より代替監視可 能。 水源である復水貯蔵タンクの水位変化によ り代替監視可能。 解熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と原子炉圧力の変化より代替監視可 能。 水源である復水貯蔵タンクの水位変化によ り代替監視可能。		
				2	1	①				高圧代替注水系タービン入口 蒸気圧力	1	1	1			0
				2	1					原子炉圧力補助系タービン駆 動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1			0
				2	1					原子炉圧力容器温度	5	5	5			0
				2	1					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			1
				2	1					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			1
				2	1					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			1
				2	1					復水貯蔵タンク水位	1	1	1			0
				2	1					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			1
				2	1					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			1
補機監視機能	水源の確保	ろ過水ポンプ出口圧力	ろ過水ポンプ出口圧力	2	1				ろ過水ポンプ出口圧力	2	2	1	1	監視事項は主要バ ラムータにて確認。		
				2	1					ろ過水ポンプ出口圧力	2	2	1			1
				2	1					ろ過水ポンプ出口圧力	2	2	1			1
補機監視機能	水源の確保	ろ過水ポンプ出口圧力	ろ過水ポンプ出口圧力	2	1				ろ過水ポンプ出口圧力	2	2	1	1	監視事項は主要バ ラムータにて確認。		
				2	1					ろ過水ポンプ出口圧力	2	2	1			1

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	抽出バラムメータを計測する計器				抽出バラムメータの代替バラムメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	バラムメータ 分類	補助バラムメータ 分類理由		計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2)サボート系放熱時の対応手順 a. 復旧 (a) 蒸留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	非常時操作手順書 (撤除ベース) 「水位確保」等 非正常時操作手順書 (設備別) 「蒸留熱除去系ポンプに よる原子炉注水」	原子炉圧力容器内 の水位 判断基準 (1.72)	【原子炉水位 (狭帯域)】 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	1	0	0	①		蒸留熱除去系ポンプ出口流 量	1	1	0	1
				2	1	0	0		原子炉副機冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0	0
				2	1	0	0		高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0	0
				2	1	0	0		蒸留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系浄水)	1	1	1	0	0
				3	1	0	0	①	蒸留熱除去系格納容器冷却 剤流量	1	1	0	1	1
				2	1	0	0		蒸留熱除去系ポンプ出口流 量	1	1	1	0	0
				2	1	0	0		低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0	0
				3	1	0	0		蒸留熱除去系ポンプ出口流 量	3	3	1	1	2
				2	1	0	0		原子炉圧力	5	5	5	0	0
				2	1	0	0		原子炉圧力	2	2	1	1	1
				2	1	0	0		原子炉圧力	2	2	1	1	1
				2	1	0	0	①	圧力制御室圧力	1	1	1	1	0
				2	0	0	0		蒸留熱除去系系流量	2	2	0	0	0
				2	0	0	0		副機監視機能	2	2	0	0	0

副機熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と副機の注水流量より代替監視可能。

監視事項は主要バラムメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項 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

項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	項目	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を起動した場合	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を起動した場合	計器数	直後		SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を起動した場合
対応手段 非常時操作手順書 (特保ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプに よる原子炉注水」	電源の確保	6-2C母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	計器故障等	SBO	
		6-2D母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ			
		4-2C母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ			
		4-2D母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ			
		125V直流主母線2A電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するバラ メータ			
		125V直流主母線2B電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するバラ メータ			
		125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するバラ メータ			
		125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するバラ メータ			
		原子炉格納容器内 の水位	2	1	1	①	高圧側注水系ポンプ出口 流量 原子炉格納容器冷却系ポンプ出 口流量 高圧側注水系ポンプ出口 流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ 口流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ 口流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ 口流量) 原子炉格納容器注水ポンプ出口 流量 原子炉格納容器下層注水流量 流量 原子炉格納容器代替スプレイ 流量	外部水源を利用した各注水流量により代替 監視可能。	監視事項は主要バラ メータにて確認。	
		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	①	水源である復水貯蔵タンク水位の変化によ り代替監視可能。			

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	抽出バハラメータを計測する計器					抽出バハラメータの代替バハラメータを計測する計器					評価	SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分I直達電源 を延命した場合は	バハラメータ 分類	補欠バハラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後			SBO影響 区分I直達電源 を延命した場合は	区分II直達電源 を延命した場合は	
非常時操作手順書 (運転マニュアル等) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる原子炉注水」	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(燃料罐)	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	0	1	1	0	0	1	別熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と蒸気の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要バハラメータにて確認。		
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0	0	0	0				
			高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	1	1	1	0	0	0	0	0	0				
			残留熱除去系蒸発ライン流量	1	1	1	1	1	1	0	1	0				
			残留熱除去系蒸発ラインスプレイスポンプ出口流量 (残留熱除去系B系規格納格線冷却ライン蒸気流量)	1	1	0	1	0	1	0	1	0				
			高圧駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1			0	
			代替熱除去系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1			0	
			低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1			0	
			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	1	1	2	5	5	5			0	
			残留熱除去系ポンプ出口蒸気圧力	5	5	5	5	5	5	5	5	5			0	
原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による原子炉圧力容器内圧力低下防止のため、原子炉圧力と圧力抑制蒸気圧力との差により蒸気圧から原子炉圧力の推定が可能。				
原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力を推定可能。				
原子炉圧力容器内の蒸気圧力	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力を推定可能。				
原子炉圧力容器内の圧力	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力を推定可能。				
原子炉圧力容器への注水流量	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要バハラメータにて確認。				
監視監視機能	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要バハラメータにて確認。				
	原子炉格納容器内の水位	高圧代替注水系ポンプ出口流量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	0	1	1	0	0	1	外部水源を利用した蒸注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要バハラメータにて確認。		
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	0	0	0				
			高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1			0	
			残留熱除去系蒸発ライン流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1			0	
			残留熱除去系蒸発ラインスプレイスポンプ出口流量 (残留熱除去系B系規格納格線冷却ライン蒸気流量)	1	1	0	1	0	1	0	1	0				
			高圧駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1			0	
			代替熱除去系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1			0	
			低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1			0	
			残留熱除去系ポンプ出口蒸気圧力	1	1	1	1	1	1	1	1	1			0	
			残留熱除去系ポンプ出口蒸気圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2			1	
監視監視機能	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	本報である低圧時蒸気タンク水位の変化により代替監視可能。				

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手続	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価								
		分類	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直送電源を延命した場合	区分Ⅱ直送電源を延命した場合	補償パラメータ分類	補償パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直送電源を延命した場合	区分Ⅱ直送電源を延命した場合	計器故障等	SBO		
1.4.2.1 発電用原子炉運転中に発生する対応手順 (3)溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. (a) 低圧代替注水 (常設) (b) 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による残存溶融炉心の冷却	監視事項は主要パラメータにて確認。	原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉格納容器内の放射線モニタ (D/W)	2	2	1	1	①	-	【エリア放射線モニタ】	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。 エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	①	-	【エリア放射線モニタ】	1	1	0	0	原子炉圧力容器内放射線モニタの上昇により代替監視可能。 原子炉圧力容器内放射線モニタの上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
非常時操作手順書 「庄ノ森トラクサー4」 非常時操作手順書 「復水移送ポンプ」による原子炉注水	判断基準 (1/2)	原子炉圧力容器内の水位	【原子炉水位 (乾帯域)】 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 【残留熱除去系熱交換器入口温度】	2 2 2	2 2 0	1 1 0	1 1 0	0 1 0	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力	1	1	1	1	0	0	原子炉圧力より代替監視可能。 原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	1	1	1	0	①	-	原子炉格納容器内の圧力	1	1	1	1	0	0	原子炉格納容器内の圧力より代替監視可能。 原子炉格納容器内の圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力	1	1	1	1	0	0	原子炉圧力より代替監視可能。 原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	1	1	1	1	0	0	原子炉圧力より代替監視可能。 原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力	1	1	1	1	0	0	原子炉圧力より代替監視可能。 原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	1	1	1	1	0	0	原子炉圧力より代替監視可能。 原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力	1	1	1	1	0	0	原子炉圧力より代替監視可能。 原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	1	1	1	1	0	0	原子炉圧力より代替監視可能。 原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力	1	1	1	1	0	0	原子炉圧力より代替監視可能。 原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	1	1	1	1	0	0	原子炉圧力より代替監視可能。 原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力	1	1	1	1	0	0	原子炉圧力より代替監視可能。 原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項 1.4 原子炉冷却材圧力バワンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出バラムータを計測する計器				抽出バラムータの代替バラムータを計測する計器				評価			
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を基とした場合	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を基とした場合				
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「庄水ストラテジー4」 非常時操作手順書 (設備故障発生ポンプによる 原子炉注水)	原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の水蒸気濃度 格納容器内雰囲気気水蒸気濃度 【銅棒の位置】 銅棒駆動機構の温度 4-2C母線電圧 4-2D母線電圧 125V直流主母線2A電圧 125V直流主母線2B電圧 125V直流主母線2A-1電圧 125V直流主母線2B-1電圧	原子炉格納容器内の温度	ドライウエール圧力	1	1	0	1	1	0	計器故障等 船舶温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	SBO 監視事項は主要バラムータにて確認。		
		原子炉格納容器内の水蒸気濃度	格納容器内雰囲気気水蒸気濃度	4	4	0	4	4	0	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要バラムータにて確認。		
		格納容器内雰囲気気水蒸気濃度	格納容器内雰囲気気水蒸気濃度(S/C)	4	4	0	4	4	0	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要バラムータにて確認。		
		銅棒の位置	平均出力周波モニター	1	1	0	6	6	0	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要バラムータにて確認。		
		銅棒駆動機構の温度	駆動周波モニター	1	0	0	8	8	0	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要バラムータにて確認。		
		4-2C母線電圧	船舶駆動機構の温度を確認するバラムータ	1	1	1	-	-	-	-	-	-	
		4-2D母線電圧	非常用低圧母線の受電状態を確認するバラムータ	1	1	1	-	-	-	-	-	-	
		125V直流主母線2A電圧	非常用低圧母線の受電状態を確認するバラムータ	1	1	1	-	-	-	-	-	-	
		125V直流主母線2B電圧	非常用低圧母線の受電状態を確認するバラムータ	1	1	1	-	-	-	-	-	-	
		125V直流主母線2A-1電圧	非常用低圧母線の受電状態を確認するバラムータ	1	1	1	-	-	-	-	-	-	
		125V直流主母線2B-1電圧	非常用低圧母線の受電状態を確認するバラムータ	1	1	1	-	-	-	-	-	-	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	高圧代替注水系ポンプ出口流量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	1	0	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	SBO 監視事項は主要バラムータにて確認。
				原子炉格納容器上部注水流量	原子炉格納容器上部注水流量	1	1	0	1	1	0	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要バラムータにて確認。
				高圧代替注水系ポンプ出口圧	高圧代替注水系ポンプ出口圧	1	1	0	1	1	0	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要バラムータにて確認。
原子炉格納容器上部注水流量	原子炉格納容器上部注水流量			1	1	0	1	1	0	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要バラムータにて確認。		
高圧代替注水系ポンプ出口流量	高圧代替注水系ポンプ出口流量			1	1	0	1	1	0	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要バラムータにて確認。		
原子炉格納容器上部注水流量	原子炉格納容器上部注水流量			1	1	0	1	1	0	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要バラムータにて確認。		
高圧代替注水系ポンプ出口圧	高圧代替注水系ポンプ出口圧			1	1	0	1	1	0	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要バラムータにて確認。		
原子炉格納容器上部注水流量	原子炉格納容器上部注水流量			1	1	0	1	1	0	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要バラムータにて確認。		
高圧代替注水系ポンプ出口流量	高圧代替注水系ポンプ出口流量			1	1	0	1	1	0	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要バラムータにて確認。		
原子炉格納容器上部注水流量	原子炉格納容器上部注水流量			1	1	0	1	1	0	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要バラムータにて確認。		
高圧代替注水系ポンプ出口圧	高圧代替注水系ポンプ出口圧			1	1	0	1	1	0	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要バラムータにて確認。		
原子炉格納容器上部注水流量	原子炉格納容器上部注水流量			1	1	0	1	1	0	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要バラムータにて確認。		
高圧代替注水系ポンプ出口流量	高圧代替注水系ポンプ出口流量			1	1	0	1	1	0	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要バラムータにて確認。		
原子炉格納容器上部注水流量	原子炉格納容器上部注水流量			1	1	0	1	1	0	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要バラムータにて確認。		

重大事故等対処に係る監視事項 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

項目	監視バロメータ										評価	
	抽出バロメータを計測する計器					抽出バロメータの代替バロメータを計測する計器						
	分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を基とした場合	バロメータ 分類	補助バロメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後		SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を基とした場合
対応手段 非常時操作手順書 （シフトアップラックダウン） 「注水スタートラックダウン」 非常時操作手順書 （設備別） 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」	原子炉圧力容器内の 水位	「原子炉水位（燃料槽）」 原子炉水位（広幹城） 原子炉水位（燃料槽）	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	監視事項は主要バロ メータにて確認。 燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と燃料の注水流量より代替監視可 能。
			2	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	0	
			2	1	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	
			2	1	0			残留熱除去系浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン送浄流量）	1	1	0	
			2	1	0			残留熱除去系浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン送浄流量）	1	1	0	
			2	1	0			残留熱除去系格納容器冷却 ライン送浄流量	1	1	0	
			2	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	0	
			2	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	0	
			2	1	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	
			2	1	0			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	2	
操作	原子炉圧力容器内の 圧力	原子炉圧力	2	1	1	①	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆 動用タービン入口蒸気圧力	1	1	0	監視事項は主要バロ メータにて確認。 燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と燃料の注水流量より代替監視可 能。 燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と燃料の注水流量より代替監視可 能。 燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と燃料の注水流量より代替監視可 能。 燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と燃料の注水流量より代替監視可 能。
			1	1	0			原子炉圧力	2	2	1	
			1	1	0			原子炉水位（燃料槽）	2	2	1	
			1	1	0			原子炉水位（広幹城）	2	2	1	
			1	1	0			原子炉水位（燃料槽）	2	2	1	
			1	1	0			原子炉水位（燃料槽）	2	2	1	
			1	1	0			原子炉水位（燃料槽）	2	2	1	
			1	1	0			原子炉水位（燃料槽）	2	2	1	
			1	1	0			原子炉水位（燃料槽）	2	2	1	
			1	1	0			原子炉水位（燃料槽）	2	2	1	
監視機能	水の確保	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	監視事項は主要バロ メータにて確認。 燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と燃料の注水流量より代替監視可 能。 燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と燃料の注水流量より代替監視可 能。 燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と燃料の注水流量より代替監視可 能。 燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と燃料の注水流量より代替監視可 能。
			1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	0	
			1	1	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	
			1	1	0			残留熱除去系浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン送浄流量）	1	1	0	
			1	1	0			残留熱除去系浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン送浄流量）	1	1	0	
			1	1	0			残留熱除去系格納容器冷却 ライン送浄流量	1	1	0	
			1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	0	
			1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	0	
			1	1	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	
			1	1	0			残留熱除去系ポンプ出口流量	1	1	0	

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響		SBO影響		計器故障等	SBO		
						区分Ⅰ直流電源を基命した場合	区分Ⅱ直流電源を基命した場合	区分Ⅰ直流電源を基命した場合	区分Ⅱ直流電源を基命した場合				
1.4.2.1 発電用原子炉運転中に発生する対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代償注水 b. 低圧代償注水永 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却	格納容器内蒸気放熱線モニタ (D/C)	原子炉格納容器内の放射線量率	2	2	1	1	①	1	1	0	0	原子炉格納容器モニタの放射線モニタの放射線量率により代償監視可能。	
		原子炉圧力容器内の重量	5	5	5	0	①	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代償監視可能。 残熱除去系が運転状態であれば、残熱除去系熱交換器入口流量により代償監視可能。	
1.4.2.2 非常時操作手順書 (シリアクワラント) 「圧水ストラワー-4」 重大事故等対処要領書 「大容量送水ポンプ (タイプI) による原子炉注水」 「大容量送水ポンプ (タイプII) による送水」	格納容器内の圧力	原子炉圧力容器内の水位	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1	①	1 1 1	1 1 1	0 0 0	1	原子炉圧力容器内の水位により代償監視可能。 残熱除去系が運転状態であれば、残熱除去系熱交換器入口流量により代償監視可能。	
		原子炉圧力容器内の圧力	2	2	1	1	①	1	1	1	0	0	原子炉圧力容器内の圧力により代償監視可能。
		原子炉圧力容器内の重量	5	5	5	0	①	2	2	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代償監視可能。 残熱除去系が運転状態であれば、残熱除去系熱交換器入口流量により代償監視可能。
		原子炉圧力容器内の温度	5	5	5	0	①	2	2	1	1	1	原子炉圧力容器内の温度により代償監視可能。
		原子炉圧力容器内の圧力	1	1	1	0	①	1	1	1	0	0	原子炉圧力容器内の圧力により代償監視可能。
		原子炉圧力容器内の重量	5	5	5	0	①	2	2	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代償監視可能。 残熱除去系が運転状態であれば、残熱除去系熱交換器入口流量により代償監視可能。
		原子炉圧力容器内の温度	5	5	5	0	①	2	2	1	1	1	原子炉圧力容器内の温度により代償監視可能。
		原子炉圧力容器内の圧力	1	1	1	0	①	1	1	1	0	0	原子炉圧力容器内の圧力により代償監視可能。
		原子炉圧力容器内の重量	5	5	5	0	①	2	2	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代償監視可能。 残熱除去系が運転状態であれば、残熱除去系熱交換器入口流量により代償監視可能。
		原子炉圧力容器内の温度	5	5	5	0	①	2	2	1	1	1	原子炉圧力容器内の温度により代償監視可能。

重大事故等対処に係る監視事項 1.4 原子炉冷却材圧カ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

対応手段	項目	監視パラメータ											
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						
項目	分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	抽測パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		評価	
				直後	区分Ⅰ直流電源を基命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を基命した場合		区分Ⅱ直流電源を基命した場合
非常時操作手順書 (「圧ホストラップ」) 重大事故等対処要領書 「大容量送水ポンプ(タイプ1)による原子炉注水」 「大容量送水ポンプ(タイプ1)又はタイプIIによる送水」	原子炉格納容器内の電圧	ドライウエル電圧	11	11	0	①	-	ドライウエル電圧	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	2	1	1	①	-	格納容器内水素濃度	4	4	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(S/C)	2	1	1	①	-	格納容器内水素濃度	4	4	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(S/O)	4	0	0	①	-	格納容器内水素濃度	2	2	1	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	脚鋼棒の位置	【脚鋼棒位置指示系】	1	1	0	②	-	平均出力脚鋼棒モーター	6	6	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	脚鋼棒駆動機構の温度	脚鋼棒駆動機構温度	1	0	0	③	脚鋼棒駆動機構の温度を確認するパラメータ	脚鋼棒駆動機構温度	8	8	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	電源の確保	4-20mA線電圧	4-20mA線電圧	1	1	1	③	非常用低圧線の電圧状態を確認するパラメータ	非常用低圧線の電圧状態を確認するパラメータ	-	-	-	
		4-20mA線電圧	4-20mA線電圧	1	1	1	③	非常用低圧線の電圧状態を確認するパラメータ	非常用低圧線の電圧状態を確認するパラメータ	-	-	-	
		125V直流主母線2A電圧	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	③	直流電源の電圧状態を確認するパラメータ	直流電源の電圧状態を確認するパラメータ	-	-	-	
		125V直流主母線2H電圧	125V直流主母線2H電圧	1	1	1	③	直流電源の電圧状態を確認するパラメータ	直流電源の電圧状態を確認するパラメータ	-	-	-	
	水源の確保	125V直流主母線2A-1電圧	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	③	直流電源の電圧状態を確認するパラメータ	直流電源の電圧状態を確認するパラメータ	-	-	-	
		125V直流主母線2H-1電圧	125V直流主母線2H-1電圧	1	1	1	③	直流電源の電圧状態を確認するパラメータ	直流電源の電圧状態を確認するパラメータ	-	-	-	
		125V直流主母線2B-1電圧	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	③	直流電源の電圧状態を確認するパラメータ	直流電源の電圧状態を確認するパラメータ	-	-	-	
淡水貯水槽 (No.1)		淡水貯水槽 (No.1)				③	「発電炉対策本部」に確認	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-	-	-		
淡水貯水槽 (No.2)	淡水貯水槽 (No.2)				③	「発電炉対策本部」に確認	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-	-	-			

重大事故等対処に係る監視事項 1.4 原子炉冷却材圧力バ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

対応手段	項目	監視システムデータ													
		抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替システムデータを計測する計器			詳細							
		分類	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ電源電圧を低減した場合	区分Ⅱ電源電圧を低減した場合	ババウンダリ分類	補形システムデータ分類理由	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ電源電圧を低減した場合	区分Ⅱ電源電圧を低減した場合	計器故障等
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「庄水ストラテジー4」 重大事故等対処要領書 「大流量送水と原子炉注水」による原子炉注水	原子炉圧力容器内の水位	【原子炉水位(燃帯域)】 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1				高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
	原子炉圧力容器内の圧力			2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
										残留熱除去系洗浄ライン流量	3	3	1	0	
	水源の確保	原子炉圧力容器への注水量		1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ポンプ駆動用タービン駆動)	2	2	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認。
										残留熱除去系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
復水貯蔵タンク水位										1	1	1	0		
「発電所対策本部」に確認 「発電所対策本部」に確認										③					
「発電所対策本部」に確認 「発電所対策本部」に確認										③					

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	抽出バロメータを計測する計器				抽出バロメータの代替バロメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を基とした場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を基とした場合	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を基とした場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を基とした場合	計器故障等	SBO
1.4.2.1 発電用原子炉運転中に於ける対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 監視員責任人 b. 監視員責任人 c. 冷却ポンプによる残存溶融炉心の冷却	格納容器内雰囲気放射線モニタ (DPA) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/G) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の圧力	格納容器内雰囲気放射線モニタ (DPA) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/G) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の圧力	2 2 5 5 2 2 2	2 2 5 5 1 1 1	1 1 0 0 0 0 1	1 1 0 0 0 0 1	[ユーリア放射線モニタ]	1	1	0	0	0	ユーリア放射線モニタの上限により代替監視可能。監視事項は主要バロメータにて確認。	監視事項は主要バロメータにて確認。
							[ユーリア放射線モニタ]	1	1	0	0	0	ユーリア放射線モニタの上限により代替監視可能。	
							原子炉圧力	2	2	1	1	1	原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	
							残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	0	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	
							高圧代噴注水ポンプ出口流量	1	1	0	0	1	高圧代噴注水ポンプ出口流量により代替監視可能。	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量により代替監視可能。	
							高圧抑圧スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	0	高圧抑圧スプレイ系ポンプ出口流量により代替監視可能。	
							残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	1	0	残留熱除去系洗浄ライン流量により代替監視可能。	
残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量	1	1	1	1	0	残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量により代替監視可能。								
原子炉圧力	1	1	0	0	1	原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要バロメータにて確認。							
直流電動機駆動ポンプ出口流量	1	1	1	1	0	直流電動機駆動ポンプ出口流量により代替監視可能。								
低圧抑圧スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	0	低圧抑圧スプレイ系ポンプ出口流量により代替監視可能。								
原子炉圧力	3	3	1	1	2	原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。								
原子炉圧力	5	5	5	5	0	原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。								
原子炉圧力	2	2	1	1	1	原子炉圧力と圧力抑制ポンプの動作から原子炉圧力より代替監視可能。								
原子炉圧力	1	1	1	1	0	原子炉圧力と圧力抑制ポンプの動作から原子炉圧力より代替監視可能。								
高圧代噴注水ポンプ入口蒸気圧力	1	1	1	1	0	高圧代噴注水ポンプ入口蒸気圧力により代替監視可能。								
原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により代替監視可能。								
原子炉圧力	5	5	5	5	0	原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。								
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。								
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。								

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	監視パラメータ						評価												
		抽出パラメータを計測する計器			SBO影響															
		分類	計器名称	計器数	直後	区分別直流電源を延命した場合	区分別直流電源を延命した場合	バックアップ	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	区分別直流電源を延命した場合	区分別直流電源を延命した場合	SBO影響	評価	SBO			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 〔注本ストラクチャー4〕 非常時操作手順書 (設備別) 〔ろ過水ポンプによる原子炉注水〕	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	11	11	11	11	11	11	-	ドライウエル温度 〔ドライウエル圧力〕	11	11	11	11	0	燃料温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		原子炉格納容器内の水蒸気濃度	格納容器内雰囲気水蒸気濃度(D/W)	2	2	1	1	1	1	①	-	格納容器内雰囲気水蒸気濃度	4	4	0	0	直接的に格納容器内水蒸気濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		原子炉格納容器内の水蒸気濃度	格納容器内水蒸気濃度(S/C)	2	2	1	1	1	1	①	-	格納容器内水蒸気濃度	4	4	0	0	直接的に格納容器内水蒸気濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		原子炉格納容器内の水蒸気濃度	格納容器内雰囲気水蒸気濃度	4	4	0	0	0	0	①	-	格納容器内雰囲気水蒸気濃度	2	2	1	1	1	直接的に格納容器内水蒸気濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		制御棒の位置	【制御棒位置指示系】	1	1	0	0	0	0	②	-	平均出力駆動ユニット 駆動駆動ユニット	6	6	0	0	0	平均出力駆動ユニット又は平均出力駆動ユニットにより、水蒸気濃度の測定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		制御棒駆動機構の温度	制御棒駆動機構温度	1	0	0	0	0	0	③	制御棒駆動機構の温度を確認するパラメータ									
		電流の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ									
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ									
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	1	1	③	直流電源の変電状態を確認するパラメータ									
	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	1	1	③	直流電源の変電状態を確認するパラメータ											
	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	1	1	③	直流電源の変電状態を確認するパラメータ											
	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	1	1	③	直流電源の変電状態を確認するパラメータ											
	水源の確保	ろ過水タンク水位							③	「1号中央制御室」に確認										

重大事故等対処に係る監視事項 1.4 原子炉冷却材圧力バワンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視システム								監視事項は主要パラメータにて確認。			
		項目	分類	計器名称	計器数	直後	SIMU影響 区分I 電源電圧 を低減した場合	SIMU影響 区分II 電源電圧 を低減した場合	抽出ハラメータの代替ハラメータを計測する計器		詳細		
操作 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「庄水ストラテジー4」 非常時操作手順書 「庄水ストラテジー4」 原子炉注水	原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力 原子炉圧力容器内の圧力 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系へッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系へッドスプレイライン洗浄流量)	原子炉圧力容器内の水位 (燃料域) (燃料域)	①	抽出ハラメータ分類	計器名称	抽出ハラメータ分類理由	計器数	直後	SIMU影響 区分I 電源電圧 を低減した場合	SIMU影響 区分II 電源電圧 を低減した場合	抽出ハラメータの代替ハラメータを計測する計器	計器故障等 監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉圧力容器内の圧力 (燃料域)	①									監視事項は主要パラメータにて確認。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉圧力容器内の圧力 (燃料域)	①										
		原子炉圧力容器内の圧力 (燃料域)	①										
		原子炉圧力容器内の圧力 (燃料域)	①										
		原子炉圧力容器内の圧力 (燃料域)	①										
		原子炉圧力容器内の圧力 (燃料域)	①										
		原子炉圧力容器内の圧力 (燃料域)	①										
		原子炉圧力容器内の圧力 (燃料域)	①										
		原子炉圧力容器内の圧力 (燃料域)	①										

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	監視バロメータ				抽出バロメータ				抽出バロメータの代替バロメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を基盤した場合	区分Ⅰ直流電源 を基盤した場合	バロメータ 分類	補助バロメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源 を基盤した場合		区分Ⅱ直流電源 を基盤した場合	SBO影響 計器故障等
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1)フロントライトライン系故障機時の対応手順 a. 低圧代替注水系 (a)低圧代替注水系 (常設) i. 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水	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 (定時水張り用)】 【原子炉水位 (停止域)】	電源の確保	3	1	0	0	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要バロメータにて確認。	
			2	1	1	1	1	1	1	原子炉両端時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
			2	1	1	1	1	1	1	1	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドストレイライン流量)	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	残留熱除去系B種格納容器冷却ライン流量	1	1	0		1
			1	1	1	1	1	1	1	1	直流電源低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	代替源冷却系ポンプ出口流量	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	低圧中心ストレイ系ポンプ出口流量	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1		2
非常時操作手順書 (クランフト停止中) 「廃熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (電送機別) (電送機別) 送水ポンプによる原子炉注水	判断基準 (1/2)	電源の確保	1	1	1	1	1	③	-	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能。	
			1	1	1	1	1	1	1	圧力抑制装置圧力	1	1	1	0		
			1	1	1	1	1	1	1	1	非常用低圧母線の受電状態を確認するバロメータ	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	非常用低圧母線の受電状態を確認するバロメータ	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	直流電源の受電状態を確認するバロメータ	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	直流電源の受電状態を確認するバロメータ	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	直流電源の受電状態を確認するバロメータ	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	直流電源の受電状態を確認するバロメータ	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	直流電源の受電状態を確認するバロメータ	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	直流電源の受電状態を確認するバロメータ	1	1	1		0

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	抽出バラムメータを計測する計器				抽出バラムメータの代替バラムメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分II直流電源を基命した場合			直後	区分II直流電源を基命した場合				
非常時操作手順書 (アラート発生時) 「残留熱除去機能喪失」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」	判断基準 (2/2) 水源の確保 復水貯蔵タンク水位			1	1	0	①	-	高圧代替注水ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、 運転している系統の注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。 監視事項は主要バラ メータにて確認。
				1	1	0	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出 流量	1	1	1	0	1	
				1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0	0	
				1	1	0	0	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量)	1	1	1	0	0	
				1	1	0	0	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系系統機器冷却 ライン洗浄流量)	1	1	0	1	0	
				1	1	0	0	直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0	0	
				1	1	0	0	高圧代替注水ポンプ出口庄 圧力	1	1	1	0	1	
				1	1	0	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口庄圧力	1	1	1	0	0	
				1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口庄圧力	1	1	0	0	0	
				1	1	0	0	復水移送ポンプ出口庄圧力	1	1	1	0	0	
2	2	1	1	1	2	2	1	1	1	注水先の原子炉水位の悪化により、復水貯 蔵タンクの代替監視可能。				

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	監視バロメータ											評価	SBO				
		抽出バロメータを計測する計器					抽出バロメータの代償バロメータを計測する計器											
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を基負した場合は 0	バロメータ 分類	補助バロメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を基負した場合は 0			区分Ⅱ直流電源 を基負した場合			
操作 非常時操作手順書 (プラント停止中) 「炉熱除去機能喪失」 等 非常時操作手順書 (放射能発生ポンプによる 原子炉注水)	原子炉圧力容器内の 水位	【原子炉水位 (幹帯域)】 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 【原子炉水位 (定額時水張り用)】 【原子炉水位 (停止域)】	3	1	0	3	1	0	1	1	0	1	1	0	1	炉熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と集積の注水流量より代償監視可能。 監視事項は主要バロメータにて確認。		
			2	1	0	2	1	0	1	1	1	1	1	0	1			
			2	1	0	2	1	0	1	1	1	1	1	1	0		1	
			1	1	0	1	1	0	1	1	1	1	1	1	0		1	
			1	1	0	1	1	0	1	1	1	1	1	1	0		1	
			3	1	0	3	1	0	1	1	1	1	1	1	0		1	
			5	5	0	5	5	0	1	1	1	1	1	1	0		1	
			2	2	1	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1		0	1
			2	2	1	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1		0	1
			1	1	0	1	1	0	1	1	1	1	1	1	0		1	
操作 【放射能発生ポンプによる 原子炉注水】	原子炉圧力容器内の 圧力	原子炉圧力	2	1	1	2	1	1	1	1	1	1	1	0	1	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による炉熱除去温度との関係から代償監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能。 高圧代償注水タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代償監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代償監視可能。 原子炉水位の低下により、原子炉圧力容器内が飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代償監視可能。 炉熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代償監視可能。 水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代償監視可能。		
			5	5	0	5	5	0	1	1	1	1	1	0	1			
			2	2	1	2	2	1	1	1	1	1	1	1	0		1	
			2	2	1	2	2	1	1	1	1	1	1	1	0		1	
			2	2	1	2	2	1	1	1	1	1	1	1	0		1	
			1	1	0	1	1	0	1	1	1	1	1	1	0		1	
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0		1	
			2	2	1	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1		0	1
			2	2	1	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1		0	1
			1	1	0	1	1	0	1	1	1	1	1	1	0		1	
補償監視機能	復水貯蔵タンク水位	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	炉熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代償監視可能。 水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代償監視可能。 監視事項は主要バロメータにて確認。		
			2	2	1	2	2	1	1	1	1	1	1	0	1			
			1	1	0	1	1	0	1	1	1	1	1	0	1			
			1	1	0	1	1	0	1	1	1	1	1	0	1			
			1	1	0	1	1	0	1	1	1	1	1	0	1			
			2	2	1	2	2	1	1	1	1	1	1	1	0		1	
			2	2	1	2	2	1	1	1	1	1	1	1	0		1	
			1	1	0	1	1	0	1	1	1	1	1	1	0		1	
			1	1	0	1	1	0	1	1	1	1	1	1	0		1	
			1	1	0	1	1	0	1	1	1	1	1	1	0		1	
水源地の確保	復水貯蔵タンク水位	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代償監視可能。 監視事項は主要バロメータにて確認。		
			1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1	0	1			
			1	1	0	1	1	0	1	1	1	1	1	0	1			
			1	1	0	1	1	0	1	1	1	1	1	0	1			
			1	1	0	1	1	0	1	1	1	1	1	0	1			
			2	2	1	2	2	1	1	1	1	1	1	1	0		1	
			2	2	1	2	2	1	1	1	1	1	1	1	0		1	
			1	1	0	1	1	0	1	1	1	1	1	1	0		1	
			1	1	0	1	1	0	1	1	1	1	1	1	0		1	
			1	1	0	1	1	0	1	1	1	1	1	1	0		1	

重大事故等対処に係る監視事項 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

対処手段	項目	監視パラメータ				抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	バウンダリ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	計器故障等	SBO
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1)フロントライン系故障個時の対応手順 a. 低圧代替注水系 (常設) b. 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) による原子炉圧力容器への注水	原子炉圧力容器内の 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (定額時水張り用) 原子炉水位 (停止域)]	【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 (定額時水張り用) 原子炉水位 (停止域)]	3	1	3	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	原子炉圧力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。 加熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による 飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原 子炉圧力容器の注水を推定可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
			3	1	3	0	原子炉圧力容器出口流量	1	1	0	1					
			2	1	2	0	原子炉圧力容器出口流量	1	1	0	1					
			2	1	2	0	原子炉圧力容器出口流量	1	1	0	1					
			1	1	1	0	原子炉圧力容器出口流量	1	1	0	1					
			1	1	1	0	原子炉圧力容器出口流量	1	1	0	1					
			1	1	1	0	原子炉圧力容器出口流量	1	1	0	1					
			1	1	1	0	原子炉圧力容器出口流量	1	1	0	1					
			1	1	1	0	原子炉圧力容器出口流量	1	1	0	1					
			1	1	1	0	原子炉圧力容器出口流量	1	1	0	1					
非常時操作手順書 (フロントライン停止中) 【加熱除去機能喪失】 等	電源の確保	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	1	1	0	1	-	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
			1	1	1	1	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	0	1	-				
			1	1	1	1	250V直流主母線電圧	1	1	0	1	-				
非常時操作手順書 (広帯域別) 【直流駆動低圧注水ポン プによる原子炉注水】	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、 運転している系統の注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポン プの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の 水位が確保されていることを監視可能。 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯 蔵タンクの代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
			1	1	1	0	原子炉圧力容器出口流量	1	1	0	1					
			1	1	1	0	原子炉圧力容器出口流量	1	1	0	1					
			1	1	1	0	原子炉圧力容器出口流量	1	1	0	1					
			1	1	1	0	原子炉圧力容器出口流量	1	1	0	1					
			1	1	1	0	原子炉圧力容器出口流量	1	1	0	1					
			1	1	1	0	原子炉圧力容器出口流量	1	1	0	1					
			1	1	1	0	原子炉圧力容器出口流量	1	1	0	1					
			1	1	1	0	原子炉圧力容器出口流量	1	1	0	1					
			1	1	1	0	原子炉圧力容器出口流量	1	1	0	1					

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	SBO			
		抽出パラメータを計測する計器					SBO影響									
分類	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を喪失した場合	区分Ⅱ直流電源を喪失した場合	バックメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を喪失した場合	区分Ⅱ直流電源を喪失した場合	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認。		
操作 非常時操作手順書 （設備別） 「炉熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 （設備別） 「直流駆動低圧注水ポンプによる原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位 【原子炉水位（広帯域）】 【原子炉水位（燃料域）】 【原子炉水位（定額時水張り用）】 【原子炉水位（停止域）】	3	3	1	0			原子炉圧力容器内水位	1	1	0	1	原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		2	2	1	1	0			原子炉圧力容器内水位	1	1	1	0			
		2	2	1	1	0	①		原子炉圧力容器内水位	1	1	0	0		原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却の注水流量より代替監視可能。	
		1	1	1	1	0			原子炉圧力容器内水位	1	1	1	0		原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却の注水流量より代替監視可能。	
		2	2	1	1	1			原子炉圧力容器内水位	1	1	1	1		0	原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却の注水流量より代替監視可能。
		2	2	1	1	0			原子炉圧力容器内水位	1	1	0	0		原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却の注水流量より代替監視可能。	
		2	2	1	1	0			原子炉圧力容器内水位	1	1	0	0		原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却の注水流量より代替監視可能。	
		2	2	1	1	0			原子炉圧力容器内水位	1	1	0	0		原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却の注水流量より代替監視可能。	
		2	2	1	1	0			原子炉圧力容器内水位	1	1	0	0		原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却の注水流量より代替監視可能。	
		2	2	1	1	0			原子炉圧力容器内水位	1	1	0	0		原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却の注水流量より代替監視可能。	
補機監視機能	原子炉圧力容器内の圧力	2	2	1	1			原子炉圧力容器内圧力	1	1	1	0	原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		1	1	1	0			原子炉圧力容器内圧力	1	1	0	0	原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却の注水流量より代替監視可能。			
		1	1	1	0			原子炉圧力容器内圧力	1	1	0	0	原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却の注水流量より代替監視可能。			
		1	1	1	0			原子炉圧力容器内圧力	1	1	0	0	原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却の注水流量より代替監視可能。			
		1	1	1	0			原子炉圧力容器内圧力	1	1	0	0	原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却の注水流量より代替監視可能。			
		1	1	1	0			原子炉圧力容器内圧力	1	1	0	0	原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却の注水流量より代替監視可能。			
		1	1	1	0			原子炉圧力容器内圧力	1	1	0	0	原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却の注水流量より代替監視可能。			
		1	1	1	0			原子炉圧力容器内圧力	1	1	0	0	原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却の注水流量より代替監視可能。			
		1	1	1	0			原子炉圧力容器内圧力	1	1	0	0	原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却の注水流量より代替監視可能。			
		1	1	1	0			原子炉圧力容器内圧力	1	1	0	0	原子炉圧力容器内への注水流量と、冷却の注水流量より代替監視可能。			
水の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0			復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0	復水貯蔵タンク水位の監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		1	1	1	0			復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0	復水貯蔵タンク水位の監視可能。			
		1	1	1	0			復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0	復水貯蔵タンク水位の監視可能。			
		1	1	1	0			復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0	復水貯蔵タンク水位の監視可能。			
		1	1	1	0			復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0	復水貯蔵タンク水位の監視可能。			
		1	1	1	0			復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0	復水貯蔵タンク水位の監視可能。			
		1	1	1	0			復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0	復水貯蔵タンク水位の監視可能。			
		1	1	1	0			復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0	復水貯蔵タンク水位の監視可能。			
		1	1	1	0			復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0	復水貯蔵タンク水位の監視可能。			
		1	1	1	0			復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0	復水貯蔵タンク水位の監視可能。			

重大事故等対処に係る監視事項 1.4 原子炉冷却材圧力バワンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パワメータを計測する計器				抽出パワメータの代替パワメータを計測する計器				評価		
		計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	パワメータ 分類	補欠パワメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後		SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	計器故障等
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系放熱機時の対応手順 a. 低圧代替注水系 (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 非常時操作手順書 (フランクストップ中) 「融熱除去機能喪失」 等 重大事故等対応要領書 「大量過熱水による原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位 「原子炉水位（終極域）」 「原子炉水位（広域域）」 「原子炉水位（燃料域）」 「原子炉水位（定検時水張り用）」 「原子炉水位（停止域）」	3	3	1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	融熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
		2	2	1	1	原子炉融熱時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
		2	2	1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
		1	1	1	0	発電機冷却系浄ライン流量	1	1	1	0		
		1	1	1	0	融熱除去系浄ライン流量	1	1	0	1		
		1	1	1	0	融熱除去系低圧格納槽冷却ライン流量	1	1	1	0		
		1	1	1	0	低圧融熱除去系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
		1	1	1	0	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
		3	3	1	1	発電機冷却系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
		5	5	1	1	原子炉圧力容器温度	5	5	1	0		
		2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1		
		2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1		
		1	1	1	0	圧力制御室圧力	1	1	1	0		
		1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパワメータ	1	1	1		
1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパワメータ	1	1	1	1	原子炉圧力容器の過水を推察可能。		
1	1	1	1	③	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1			
1	1	1	1	③	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1			
1	1	1	1	③	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1			
1	1	1	1	③	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1			
1	1	1	1	③	淡水貯水槽 (No. 1)	1	1	1	1	代替注水の確保状態を確認するパワメータ		
1	1	1	1	③	淡水貯水槽 (No. 2)	1	1	1	1	代替注水の確保状態を確認するパワメータ		

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	監視システム										SBO				
		抽出バラムメータを計測する計器	抽出バラムメータの代替バラムメータを計測する計器		抽出バラムメータ		計器名称		計器故障等		詳細					
	分類	計器数	直後	区分Ⅰ電源電圧を低命した場合	区分Ⅱ電源電圧を低命した場合	バラムメータ分類	補形バラムメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ電源電圧を低命した場合	区分Ⅱ電源電圧を低命した場合	計器故障等	詳細	SBO	
対応手段 非常時操作手順書 (フグランド停止中) 「炉熱除去機能喪失」 等 重大事故等対処要領書 (大流量過水による原子炉注 水)	原子炉圧力容器内 の水位 ①	3	3	1	0			高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	計器故障等	炉熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と炉熱の注水流量より代替監視可 能。 監視事項は主要バラ メータにて確認。		
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0				
		2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0	0			
		1	1	1	1			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ 系)	1	1	1	1	0			
		1	1	1	1			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン) 流量	1	1	1	0	1			
		1	1	1	1			残留熱除去系格納容器冷却 ライン流量	1	1	1	0	0			
		1	1	1	1			残留熱除去系格納容器冷却 ライン流量	1	1	1	0	0			
		1	1	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口 流量	1	1	1	1	0		0	
		1	1	1	1			代替隔離冷却系ポンプ出口流 量	1	1	1	1	0		0	
		1	1	1	1			残留熱除去系ポンプ出口流 量	1	1	1	1	0		0	
操作 重大事故等対処要領書 (フグランド停止中) 「炉熱除去機能喪失」 等	原子炉圧力容器内 の圧力 ①	2	2	1	1			高圧代替注水系タービン入口 蒸気圧力	1	1	0	1	計器故障等	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による 原子炉圧力容器内からの代替監視可能。 原子炉圧力容器の過熱から原 子炉圧力容器の過熱を推定可能。 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力によ り、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン 入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力 の代替監視可能。 監視事項は主要バラ メータにて確認。		
		2	2	1	1			原子炉圧力容器温度	5	5	0	0				
		2	2	1	1			原子炉圧力 (広野城)	2	2	1	1	1			
		2	2	1	1			原子炉圧力 (広野城)	2	2	1	1	1			
		2	2	1	1			原子炉圧力 (燃料城)	2	2	1	1	1			
		2	2	1	1			原子炉圧力 (燃料城)	2	2	1	1	1			
		2	2	1	1			原子炉圧力 (燃料城)	2	2	1	1	1			
		2	2	1	1			原子炉圧力 (燃料城)	2	2	1	1	1			
		2	2	1	1			原子炉圧力 (燃料城)	2	2	1	1	1			
		2	2	1	1			原子炉圧力 (燃料城)	2	2	1	1	1			
水源の確保	淡水貯水槽 (No.1) 淡水貯水槽 (No.2)	1	1	0	1			原子炉圧力 (広野城)	1	1	0	1	計器故障等	炉熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と原子炉圧力の変化より代替監視可 能。 監視事項は主要バラ メータにて確認。		
		1	1	0	1			原子炉圧力 (燃料城)	1	1	0	1				
	水源の確保					③	代替淡水源の確保 状態を確認するバ ラメータ	淡水貯水槽 (No.1)	1	1	1	0	原子炉圧力 (燃料城)			
	水源の確保					③	代替淡水源の確保 状態を確認するバ ラメータ	淡水貯水槽 (No.2)	1	1	1	0	原子炉圧力 (燃料城)			

重大事故等対処に係る監視事項 1.4 原子炉冷却材圧カ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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を起動した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を起動した場合	計器名称	計器数		直後
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1)フロンティア線放線機時の対応手順 a. 低圧代管注水系 (b) 隔離ポンプによる原子炉圧力容器への注水 非常時操作手順書 (フロンティア停止中) 「除熱除去機運転喪失」 等 非常時操作手順書 (「注水ポンプ」による原 子炉注水)	原子炉圧力容器内の水位 「原子炉水位（低帯域）」 「原子炉水位（高帯域）」 「原子炉水位（燃料取扱室用）」 「原子炉水位（停止域）」	原子炉圧力容器内の水位	3	1	0	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。 除熱除去機に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による燃料温度/圧力の問題から代替監視可能 原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原子炉圧力差路の注水を推定可能。	
		4-20母線電圧	1	1	1	1	1	1	1		1
		4-20母線電圧	1	1	1	1	1	1	1		1
		125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	1	1	1		1
		125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	1	1	1		1
		125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	1	1	1		1
		125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	1	1	1		1
		ろ過水タンク水位	1	1	1	1	1	1	1		1
		ろ過水タンク水位	1	1	1	1	1	1	1		1
		ろ過水タンク水位	1	1	1	1	1	1	1		1

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ						評価	
		抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				
		分類	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を基命した場合	区分Ⅱ直流電源を基命した場合		計器故障等
<p>非常時操作手順書 （アラート発生時） 「炉熱除去機能喪失」等</p> <p>非常時操作手順書 （稼働別） 「ろ過水ポンプによる原子炉圧水」</p>	<p>原子炉圧力容器内の水位</p>	【原子炉水位（燃料域）】 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（燃料域） 【原子炉水位（定常時水取り用）】 【原子炉水位（停止域）】	3 2 2 1 1	3 2 2 1 1	0 1 1 0 0	0 1 1 0 0	<p>原子炉圧力容器内の水位</p> <p>燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。</p>		
		原子炉圧力	2	2	1	1	0	<p>原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による燃料温度/圧力の関係から代替監視可能。</p> <p>原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原子炉圧力容器の漏水を推定可能。</p>	
		原子炉圧力容器内の圧力	2	2	1	1	1	0	<p>原子炉圧力容器温度より代替監視可能。</p> <p>原子炉圧力容器内の飽和状態より、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。</p>
		炉熱除去系冷却ライン流量（残留除去系冷却ライン流量）	1	1	0	0	0	0	<p>炉熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水と原子炉水位の変化より代替監視可能。</p>
		炉熱除去系冷却ライン流量（残留除去系冷却ライン流量）	1	1	0	0	0	0	<p>炉熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水と原子炉水位の変化より代替監視可能。</p>
		ろ過水ポンプ出口圧力	1	1	0	0	0	0	<p>ろ過水ポンプ出口圧力の変化より代替監視可能。</p>
		ろ過水ポンプ出口圧力	1	1	0	0	0	0	<p>ろ過水ポンプ出口圧力の変化より代替監視可能。</p>
		ろ過水ポンプ出口圧力	1	1	0	0	0	0	<p>ろ過水ポンプ出口圧力の変化より代替監視可能。</p>
		ろ過水ポンプ出口圧力	1	1	0	0	0	0	<p>ろ過水ポンプ出口圧力の変化より代替監視可能。</p>
		ろ過水ポンプ出口圧力	1	1	0	0	0	0	<p>ろ過水ポンプ出口圧力の変化より代替監視可能。</p>
		ろ過水ポンプ出口圧力	1	1	0	0	0	0	<p>ろ過水ポンプ出口圧力の変化より代替監視可能。</p>
		ろ過水ポンプ出口圧力	1	1	0	0	0	0	<p>ろ過水ポンプ出口圧力の変化より代替監視可能。</p>

重大事故等対処に係る監視事項 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

対処手段	項目	監視パラメータ										評価
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を基命とした場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 a. 復旧 (d) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱	原子炉圧力容器内の水位	3 2 2 1 1	【原子炉水位（狭帯域）】 【原子炉水位（広帯域）】 【原子炉水位（定検時水張り用）】 【原子炉水位（停止域）】	3 2 2 1 1	0 1 1 0 0	①	-	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（定検時水張り用） 原子炉水位（停止域）	1 1 1 1 1	0 1 0 1 0	1 1 0 1 0	監視事項は主要パラメータにて確認。
非常時操作手順書 (オフライン)停止中) (御機密)除熱機能喪失」 等	原子炉圧力容器内の圧力	2	原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
非常時操作手順書 (稼働時)除熱機能喪失による原子炉停止時冷却運転)	原子炉圧力容器内の温度	5	原子炉圧力容器温度	5	0	①	-	原子炉圧力容器温度	5	5	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
補機監視機能	【残留熱除去系熱交換器入口温度】 【原子炉補機冷却水系統流量】 【残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量】	2 2 2		2 2 2	0 0 0	① ① ①	-	原子炉圧力容器温度 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉圧力（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 【残留熱除去系熱交換器入口温度】	5 2 2 2 2 2	5 2 2 2 2 2	0 1 1 1 1 0	監視事項は代替パラメータにて確認。
電源の確保	6-2C母線電圧 6-2D母線電圧 4-2C母線電圧 4-2D母線電圧 125V直流主母線2A電圧 125V直流主母線2B電圧 125V直流主母線2A-1電圧 125V直流主母線2B-1電圧	1 1 1 1 1 1 1 1		1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1	③ ③ ③ ③ ③ ③ ③ ③	-	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ 非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ 非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ 非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ 直流電源の受電状態を確認するパラメータ 直流電源の受電状態を確認するパラメータ 直流電源の受電状態を確認するパラメータ 直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1	0 0 0 0 0 0 0 0	監視事項は代替パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	監視パラメータ				排出パラメータ				計器				評価	SBO	
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	バウンダリ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
対応手段 非正常時操作手順書 (グラント停止中) 「炉熱除去機能喪失」 等 非正常時操作手順書 (電源喪失) 「炉熱除去系ポンプに よる原子炉停止時冷却運 転」	原子炉圧力容器内 の水位	【原子炉水位（燃料棒）】 【原子炉水位（燃料棒）】 【原子炉水位（燃料棒）】 【原子炉水位（燃料棒）】 【原子炉水位（燃料棒）】 【原子炉水位（燃料棒）】	3 2 2 1 1 1	3 2 2 1 1 1	1 1 1 1 1 1	0 1 1 0 0 0	-	-	原子炉熱除冷却系ポンプ出口流 量	1	1	0	0	1	原子炉圧力容器内の水位より代替監視可 能。 監視事項は主要パラ メータにて確認。	-
									原子炉熱除冷却系ポンプ出 口流量	1	1	0	0			
									原子炉熱除冷却系ポンプ出 口流量	1	1	0	0			
									原子炉熱除冷却系ポンプ出 口流量	1	1	0	0			
									原子炉熱除冷却系ポンプ出 口流量	1	1	0	0			
									原子炉熱除冷却系ポンプ出 口流量	1	1	0	0			
									原子炉熱除冷却系ポンプ出 口流量	1	1	0	0			
									原子炉熱除冷却系ポンプ出 口流量	1	1	0	0			
									原子炉熱除冷却系ポンプ出 口流量	1	1	0	0			
									原子炉熱除冷却系ポンプ出 口流量	1	1	0	0			
原子炉圧力容器内 の圧力	原子炉圧力	-	2	2	1	1	-	原子炉圧力	1	1	0	0	1	原子炉圧力容器内の圧力による 監視事項は主要パラ メータにて確認。	-	
								原子炉圧力	1	1	0	0				
								原子炉圧力	1	1	0	0				
								原子炉圧力	1	1	0	0				
								原子炉圧力	1	1	0	0				
								原子炉圧力	1	1	0	0				
								原子炉圧力	1	1	0	0				
								原子炉圧力	1	1	0	0				
								原子炉圧力	1	1	0	0				
								原子炉圧力	1	1	0	0				
原子炉圧力容器内 の温度	原子炉圧力容器温度	-	5	5	0	5	-	原子炉圧力容器温度	5	5	0	0	5	原子炉圧力容器内の温度による 監視事項は主要パラ メータにて確認。	-	
								原子炉圧力容器温度	5	5	0	0				
								原子炉圧力容器温度	5	5	0	0				
								原子炉圧力容器温度	5	5	0	0				
								原子炉圧力容器温度	5	5	0	0				
								原子炉圧力容器温度	5	5	0	0				
								原子炉圧力容器温度	5	5	0	0				
								原子炉圧力容器温度	5	5	0	0				
								原子炉圧力容器温度	5	5	0	0				
								原子炉圧力容器温度	5	5	0	0				
原子炉圧力容器へ の注水量	残留熱除去系ポンプ出口流量 (A,B系のみ)	-	2	2	1	1	-	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	1	2	残留熱除去系ポンプ出口流量による 監視事項は主要パラ メータにて確認。	-	
								残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	1				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	1				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	1				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	1				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	1				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	1				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	1				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	1				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	1				
補機監視機能	残留熱除去系熱交換器冷却水出口 温度	-	2	2	0	0	-	残留熱除去系熱交換器冷却水出口 温度	2	2	0	0	2	残留熱除去系熱交換器冷却水出口温度による 監視事項は主要パラ メータにて確認。	-	
								残留熱除去系熱交換器冷却水出口 温度	2	2	0	0				
								残留熱除去系熱交換器冷却水出口 温度	2	2	0	0				
								残留熱除去系熱交換器冷却水出口 温度	2	2	0	0				
								残留熱除去系熱交換器冷却水出口 温度	2	2	0	0				
								残留熱除去系熱交換器冷却水出口 温度	2	2	0	0				
								残留熱除去系熱交換器冷却水出口 温度	2	2	0	0				
								残留熱除去系熱交換器冷却水出口 温度	2	2	0	0				
								残留熱除去系熱交換器冷却水出口 温度	2	2	0	0				
								残留熱除去系熱交換器冷却水出口 温度	2	2	0	0				

重大事故等対処に係る監視事項
 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

対応手段	項目	監視バロメータ				相出バロメータ				評価			
		分類	計器名称	計器数	直後	直後	計器名称	計器数	直後				
		SBO影響		SBO影響		SBO影響		SBO影響					
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位		
1.4.2.3 重大事故等対処設備（燃料基理控室）による対応手順 (1)残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水	原子炉圧力容器内の水位 [原子炉水位（燃料域）] 原子炉水位（圧帯域） 原子炉水位（燃料域）	3	1	0	3	1	0	3	1	0	1	残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要バロメータにて確認。	
		2	1	1	2	1	1	2	1	1	2		0
		2	1	1	2	1	1	2	1	1	2		0
		2	1	1	2	1	1	2	1	1	2		0
		2	1	1	2	1	1	2	1	1	2		0
		2	1	1	2	1	1	2	1	1	2		0
		2	1	1	2	1	1	2	1	1	2		0
		2	1	1	2	1	1	2	1	1	2		0
		2	1	1	2	1	1	2	1	1	2		0
		2	1	1	2	1	1	2	1	1	2		0
		2	1	1	2	1	1	2	1	1	2		0
非常時操作手順書 (水圧検知)等 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる原子炉注水」	圧力抑制水位	2	2	0	2	2	0	2	2	0	2	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による通知温度/圧力の開閉から代替監視可能。 監視事項は主要バロメータにて確認。	
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
電源の確保	原子炉格納容器内の水位	2	2	0	2	2	0	2	2	0	2	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。 監視事項は主要バロメータにて確認。	
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0

**重大事故等対応に係る監視事項
1.4 原子炉冷却材圧カ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**

対応手段	項目	抽出バハメータを計測する計器				抽出バハメータの代替バハメータを計測する計器				評価		SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	ハバウンダリ 分類	補助バハメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
異常時操作手順書 (「水位確保」等) 非常時操作手順書 (「設備別」) 「残留熱除去系ポンプによる原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位		「原子炉水位(燃料域)」「原子炉水位(広群域)」「原子炉水位(燃料域)」	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1			高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉格納箱冷却系ポンプ出口流量 高圧原子炉冷却系ポンプ出口流量 低圧原子炉冷却系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 高圧原子炉冷却系ポンプ出口流量 低圧原子炉冷却系ポンプ出口流量 高圧原子炉冷却系ポンプ出口流量	1 1 1 1 1 1 1 1 1	0 1 0 1 0 1 1 1 1	1 0 0 0 1 0 0 0 0	残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と、燃料の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要バラメータにて確認。	
	原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力	2	2	1	1	①	原子炉圧力	2	2	1	1	0	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による格納箱温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の過水を推定可能。 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力による原子炉格納箱冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。
	原子炉圧力容器への注水量		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	①	高圧代替注水系タービン入口流量 高圧原子炉冷却系ポンプ出口流量 低圧原子炉冷却系ポンプ出口流量 高圧原子炉冷却系ポンプ出口流量	2 2 2 2	2 2 2 2	1 1 1 1	1 1 1 1	残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉圧力容器温度より代替監視可能。 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力による原子炉格納箱冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態を推定し、飽和温度/圧力との関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。 残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	
	補機監視機能		高圧代替注水系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉格納箱冷却系ポンプ出口流量 高圧原子炉冷却系ポンプ出口流量	1 1 1	1 1 1	0 1 0	1 0 0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。 監視事項は主要バラメータにて確認。
	原子炉格納箱内の水位		圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	原子炉格納箱冷却系ポンプ出口流量 高圧原子炉冷却系ポンプ出口流量 低圧原子炉冷却系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 高圧原子炉冷却系ポンプ出口流量 低圧原子炉冷却系ポンプ出口流量 高圧原子炉冷却系ポンプ出口流量	1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1	0 1 0 0 1 0 0	1 0 0 1 0 0 0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。 監視事項は主要バラメータにて確認。
	復水貯蔵タンク水位		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	1		-	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉格納箱冷却系ポンプ出口流量 高圧原子炉冷却系ポンプ出口流量	1 1 1	1 1 1	0 1 0	1 0 0	本系で各復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。 監視事項は主要バラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項 1.4 原子炉冷却材圧カ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

対応手段	項目	抽出バランメータを計測する計器			監視バランメータ			抽出バランメータの代替バランメータを計測する計器			計器故障等	評価	SBO							
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分I直流電源 を喪失した場合	バランメータ 分類	補助バランメータ 分類理由	計器名称	計器数				直後	SBO影響 区分I直流電源 を喪失した場合	区分II直流電源 を喪失した場合				
非常時操作手順書 (設計基準) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「低圧炉心スプレイレイ系ボ ンブによる原子炉注水」	1.4.2.3 重大事故等対処設備(設計基準)による対応手順 (2)低圧炉心スプレイレイ系による原子炉圧力容器への注水	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)	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1	①	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	抽換除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と残熱の注水流量より代替監視可 能。 監視事項は主要バラ メータにて確認。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による 過熱温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制装置の差圧から原 子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要バラ メータにて確認。					
			補機監視機能	原子炉補機冷却水系統流量 (A系のみ)	1	1	0	0	①	原子炉抑制時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1			0	0			
			判断基準	9-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るバランメータ	原子炉抑制時冷却系ポンプ出 口流量	1	1			1	1	0		
				4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認す るバランメータ	原子炉抑制時冷却系ポンプ出 口流量	1	1			1	1	0		
				125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電圧の受電状 態を確認するバラ メータ	原子炉抑制時冷却系ポンプ出 口流量	1	1			1	1	0		
				125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電圧の受電状 態を確認するバラ メータ	原子炉抑制時冷却系ポンプ出 口流量	1	1			1	1	0		
				高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	0	③	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	1			0	1	0		
			電源の確保	原子炉格納容器内 の水位	圧力抑制装置水位	2	1	1	1	①	外部水源を利用した各注水流量により代替 監視可能。	原子炉抑制時冷却系ポンプ出 口流量	1			1	0	0	監視事項は主要バラ メータにて確認。 外部水源を利用した各注水流量により代替 監視可能。 原子炉抑制時冷却系ポンプ出口流量による 注水流量と残熱の注水流量より代替監視可 能。	監視事項は主要バラ メータにて確認。
					原子炉抑制時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	1	0	原子炉抑制時冷却系ポンプ出 口流量	1	1			1	1	0		
					原子炉抑制時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	1	0	原子炉抑制時冷却系ポンプ出 口流量	1	1			1	1	0		
					原子炉抑制時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	1	0	原子炉抑制時冷却系ポンプ出 口流量	1	1			1	1	0		
					原子炉抑制時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	1	0	原子炉抑制時冷却系ポンプ出 口流量	1	1			1	1	0		
					原子炉抑制時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	1	0	原子炉抑制時冷却系ポンプ出 口流量	1	1			1	1	0		
原子炉抑制時冷却系ポンプ出 口流量	1	1			1	1	0	原子炉抑制時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	1	0							

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	SBO			
		抽出パラメータ					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	補測パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	計器故障等	
非常時操作手順書 (操保ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「低圧バウンダリ系ボ ンブによる原子炉圧水」	原子炉圧力容器内 の水位 【原子炉水位 (燃料域)】 【低圧バウンダリ系ボ ンブ水位 (燃料域)】 原子炉水位 (燃料域)	原子炉圧力容器内 の水位	3 2 2 1 1	3 2 2 1 1	1 1 1 1 1	0 1 1 0 0	①	高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	1	1	0	高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	原子炉圧力容器内への 注水流量と冷却の注水流量より代替監視可 能。 監視事項は主要パラ メータにて確認。			
		原子炉圧力容器内 の圧力	2	2	1	1	①	原子炉圧力容器温度 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力	5 2 2 2 2 2 2	5 2 2 2 2 2 2	0 1 1 1 1 1 1	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による 原子炉圧力と圧力抑制係数の関係から代替監視可能 原子炉圧力と圧力抑制係数の関係を推定可能 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力によ り、直接的に原子炉圧力の代替監視可能 原子炉圧力容器温度と原子炉圧力による 原子炉圧力と圧力抑制係数の関係から代替監視可能 原子炉圧力と圧力抑制係数の関係を推定可能 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力によ り、直接的に原子炉圧力の代替監視可能 原子炉圧力容器温度と原子炉圧力による 原子炉圧力と圧力抑制係数の関係から代替監視可能 原子炉圧力と圧力抑制係数の関係を推定可能 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力によ り、直接的に原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。			
		原子炉圧力容器へ の注水量	1	1	1	0	①	高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	2	2	1	1	高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	原子炉圧力容器内への 注水流量と冷却の注水流量より代替監視可 能。 監視事項は主要パラ メータにて確認。		
		補機監視機能	1	0	0	0	①	高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	1	0	0	0	高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	原子炉圧力容器内への 注水流量と冷却の注水流量より代替監視可 能。 監視事項は主要パラ メータにて確認。		
		原子炉格納容器内 の水位	圧力抑制室水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	1	1	0	高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	原子炉圧力容器内への 注水流量と冷却の注水流量より代替監視可 能。 監視事項は主要パラ メータにて確認。	
				高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	1	1	0	0	①	高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	1	1	0	高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	原子炉圧力容器内への 注水流量と冷却の注水流量より代替監視可 能。 監視事項は主要パラ メータにて確認。	
				原子炉格納容器下 部注水流量	1	1	1	0	①	高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	1	1	0	高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	原子炉圧力容器内への 注水流量と冷却の注水流量より代替監視可 能。 監視事項は主要パラ メータにて確認。	
				原子炉格納容器代 替スプレ イ	2	2	1	1	①	高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	2	2	1	1	高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	原子炉圧力容器内への 注水流量と冷却の注水流量より代替監視可 能。 監視事項は主要パラ メータにて確認。
				他水貯蔵タンク水 位	1	1	1	1	①	高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	1	1	1	1	高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	原子炉圧力容器内への 注水流量と冷却の注水流量より代替監視可 能。 監視事項は主要パラ メータにて確認。
				高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	1	1	0	0	①	高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	1	1	0	0	高圧代替注水系ボ ンブ出口流 量	原子炉圧力容器内への 注水流量と冷却の注水流量より代替監視可 能。 監視事項は主要パラ メータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項 1.4 原子炉冷却材圧カ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

対応手段	項目	計器名称				計器数				計器名称	計器数				計器故障等	SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	区分Ⅰ直流電源	区分Ⅱ直流電源	バラムメータ		補助バラムメータ	分類	計器数	直後			SBO影響	区分Ⅰ直流電源
1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準比準）による対応手順 （3）残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱	原子炉圧力容器内の水位	【原子炉水位（燃料域）】 【原子炉水位（燃料域）】 【原子炉水位（燃料域）】 【原子炉水位（燃料域）】 【原子炉水位（燃料域）】 【原子炉水位（燃料域）】 【原子炉水位（燃料域）】 【原子炉水位（燃料域）】 【原子炉水位（燃料域）】 【原子炉水位（燃料域）】	3	1	0	0	0	0	0	0	1	1	0	0	0	0	監視事項は主要バラムメータにて確認。	
			2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準比準）による対応手順 （3）残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要バラムメータにて確認。	
			2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		
			5	5	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0		
			2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0		
			2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0		
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準比準）による対応手順 （3）残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱	補機監視機能	原子炉圧力容器内の圧力	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要バラムメータにて確認。	
			2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0		
			2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0		
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準比準）による対応手順 （3）残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱	電源の確保	原子炉圧力容器内の圧力	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要バラムメータにて確認。	
			2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0		
			2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0		
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		0

重大事故等対処に係る監視事項 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

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		抽出パラメータを計測する計器					SBO影響							
分類	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を基命した場合	区分Ⅱ直流電源を基命した場合	バスマメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を基命した場合	区分Ⅱ直流電源を基命した場合	計器故障等	SBO
対応手段 非常時操作手順書 (アララント停止中) 「排熱除去機能喪失」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプに よる原子炉停止時冷却運 転」	原子炉压力容器内の 水位 【原子炉水位 (狭帯域)】 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 【原子炉水位 (定保時水取り用)】 【原子炉水位 (停止域)】	3	3	1	0			高圧代管注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	排熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。 監視事項は主要パラ メータにて確認。	
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出 流量	1	1	1	0		
		2	2	1	1			高圧抑圧スプレィ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0		
		1	1	1	0		①	残留熱除去系浄ライン流量 (残留熱除去系)	1	1	1	0		
		1	1	1	0			残留熱除去系浄ライン流量 (残留熱除去系)	1	1	0	1		
		1	1	1	0			残留熱除去系格納容器冷却 ライン流量	1	1	1	0		
		1	1	1	0			直流電源注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0		
		1	1	1	0			低圧抑圧スプレィ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0		
		3	3	3	3			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
		5	5	5	5			原子炉压力容器温度	5	5	5	0		
操作 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプに よる原子炉停止時冷却運 転」	原子炉压力容器内の 圧力 原子炉压力容器温度 原子炉压力容器内の 速度	2	2	1	1			高圧代管注水系タービン入口 蒸気圧力	1	1	0	1	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ駆 動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0		
		2	2	2	2			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1		
		2	2	2	2			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
		2	2	2	2			原子炉圧力	2	2	1	1		
		5	5	5	0		①	原子炉水位 (広帯域)	5	5	5	0		
		2	2	2	2			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
		2	2	2	2			原子炉圧力	2	2	1	1		
		2	2	2	0		②	【残留熱除去系熱交換器入口 温度】	2	2	0	0		
		2	2	2	0			原子炉压力容器温度	2	2	5	5		
監視事項は主要パラ メータにて確認。	原子炉压力容器内の 注水量 監視監視機能	2	2	1	1			サブレンジャー水温度	16	16	0	16		
		2	2	1	1			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1		
		2	2	1	1		①	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
2	2	2	0		①		残留熱除去系ポンプ出口流 量 (A, B系のみ)	2	2	0	0			
2	2	2	0		①		残留熱除去系ポンプ出口圧力 (息吐きのみ)	2	2	0	0			
2	2	2	0		③		残留熱除去系熱交換器冷却水出口 温度	2	2	0	0			

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対処手段	項目	抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			計器故障等	詳細	SBO
		計器名	計器数	直後	計器名	計器数	直後			
1.5.2.1 1-プールのコンタクトラフ(システム)トランク (S/S)の閉鎖 (1) 最終ヒートシンク (S/S)の閉鎖 a. 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) a. 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) b. 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) c. 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)	格納容器内の放射線量率 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル温度 原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の湿度 原子炉格納容器内の放射線量率 4-2C母線電圧 4-2D母線電圧 125V直流主母線2A電圧 125V直流主母線2B電圧 125V直流主母線2A-1電圧 125V直流主母線2B-1電圧	格納容器内空気放射線モニタ	2	2	1	1	0	[エリア]放射線モニタ	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		格納容器内空気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	0	[エリア]放射線モニタ	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉圧力容器内の温度	5	5	0	0	1	1	原子炉圧力容器内の温度 原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の湿度 原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器内の圧力	1	1	0	0	1	1	原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の湿度 原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の圧力	1	1	0	0	1	1	原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の湿度 原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。
		ドライウエル温度	11	11	0	0	1	1	ドライウエル温度 原子炉格納容器内の湿度 原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の湿度	4	4	0	4	0	0	原子炉格納容器内の湿度 原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の放射線量率	16	16	0	16	0	16	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉格納容器内の湿度 原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。
		4-2C母線電圧	2	2	1	1	0	0	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉格納容器内の湿度 原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。
		4-2D母線電圧	2	2	1	1	0	0	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉格納容器内の湿度 原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。
		125V直流主母線2A電圧	4	4	0	0	1	1	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉格納容器内の湿度 原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。
		125V直流主母線2B電圧	2	2	0	0	1	1	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉格納容器内の湿度 原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。
		125V直流主母線2A-1電圧	2	2	0	0	1	1	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉格納容器内の湿度 原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。
		125V直流主母線2B-1電圧	2	2	0	0	1	1	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉格納容器内の湿度 原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を基命した場合	パラメータ 分類	抽出理由	計器名称	計器数	直後		SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を基命した場合	
	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空気放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	①	-	[エリア]放射線モニタ	1	1	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	-	格納容器内水素濃度	4	4	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	①	-	格納容器内水素濃度	4	4	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	4	4	0	0	①	-	格納容器内水素濃度	2	2	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	2	0	0	①	-	格納容器内酸素濃度	2	2	1	格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	非常時操作手順書(抜粋ページ)「PC圧力制御」 重大事故等対処要領書「原子炉格納容器フィルターメント」	原子炉格納容器内の水素濃度	2	2	0	0	①	-	原子炉格納容器内の水素濃度	1	1	1	格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	圧力抑制室水位	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認。	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

項目	監視事項										評価					
	抽出パラメータ					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
	分類	計器名称	計器数	直後	SB0影響 区分Ⅰ直流電源 を基命した場合	バタメータ 分類	補脚パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後		SB0影響 区分Ⅰ直流電源 を基命した場合				
対応手段 非常時操作手順書 (稼働ベース) 「PC圧力制御」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィル タメント」	原子炉格納容器内 の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	11	11	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能。 船舶温度/圧力の関係から、ドライウエル 監視可能。船舶温度/圧力監視可能。イ ンダクタンスにより代替監視可能。常 用計器により代替監視可能。	監視事項は主要バラ メータにて確認。 監視事項は主要バラ メータにて確認。 監視事項は主要バラ メータにて確認。 監視事項は主要バラ メータにて確認。 監視事項は主要バラ メータにて確認。		
		圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	4	4	0	船舶温度/圧力の関係から、圧力抑制室内 空気温度により代替監視可能。 計器により代替監視可能。			
		ドライウエル温度	11	11	11	0	①	-	ドライウエル温度	1	1	1	0		船舶温度/圧力の関係から、ドライウエル 圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代 替監視可能。	
		圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	-	圧力抑制室圧力	16	16	0	16		サブレンジンポンプ水温度の上昇により 代替監視可能。	
		サブレンジンポンプ水温度	16	16	0	16	①	-	圧力抑制室圧力	4	4	0	4		船舶温度/圧力の関係から、圧力抑制室 圧力により代替監視可能。	
		フィルタ装束水位 (広帯域)	3	3	3	0	①	-	圧力抑制室圧力	4	4	0	4		圧力抑制室内空気温度の温度変化により代 替監視可能。	
	最終ヒートシンク の確保	フィルタ装束入口圧力 (広帯域)	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により 原子炉格納容器フィルタメント系フィルタ 装束の健全性を代替監視可能。	監視事項は代替バラ メータにて確認。 監視事項は代替バラ メータにて確認。 監視事項は代替バラ メータにて確認。 監視事項は代替バラ メータにて確認。	
		フィルタ装束出口圧力 (広帯域)	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により 原子炉格納容器フィルタメント系フィルタ 装束の健全性を代替監視可能。		
		フィルタ装束水温度	3	3	3	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	船舶温度/圧力の関係から、圧力抑制室 圧力により代替監視可能。		
		フィルタ装束出口放射線モニタ	2	2	1	1	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	船舶温度/圧力の関係から、圧力抑制室 圧力により代替監視可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後	SWの形番	SWの形番	計器名称	計器数			直後	SWの形番	SWの形番	
	1.5.2.1 フロントライン系統時の対応手順 (1)最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送 a. 原子炉格納容器フィルタタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む) (b) フィルタ装置への水供給														
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準 補機監視機能		フィルタ装置水位(広帯域)	3	3	0	0	①	-						
	操作 補機監視機能		フィルタ装置水位(広帯域)	3	3	3	0	①	-						
	1.5.2.1 フロントライン系統時の対応手順 (1)最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送 a. 原子炉格納容器フィルタタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む) (c) 原子炉格納容器フィルタタベント系停止後の蒸発ガスバース														
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準 補機監視機能		フィルタ装置出口水蒸気量	2	2	0	0	①	-						
	操作 補機監視機能		フィルタ装置入口圧力(広帯域)	1	1	1	0	①	-						
	1.5.2.1 フロントライン系統時の対応手順 (1)最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送 a. 原子炉格納容器フィルタタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む) (d) フィルタ装置への蒸気供給														
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準 補機監視機能		フィルタ装置水位(広帯域)	3	3	3	0	①	-						
	操作 補機監視機能		フィルタ装置水位(広帯域)	3	3	3	0	①	-						

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対処手段	項目	監視パラメータ						評価								
		分類	計器名称	出力パラメータを計測する計器		補助パラメータ分類理由		計器名称	出力パラメータを計測する計器		計器故障等	SBO				
				計器数	SBO影響 区分Ⅰ直流通電源 を運用した場合	ハバメータ 分類	計器数		直後	SBO影響 区分Ⅰ直流通電源 を運用した場合						
1.5.2.1 フロントライン系設備時の対処手順 (a) 最終ヒートシンク(次次)への代替熱輸送 b. 前圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空気放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	①	-	[エリア]放射線モニタ	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。		
	原子炉圧力容器内の温度	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	-	原子炉放射線モニタ	1	1	0	0	原子炉放射線モニタの上昇により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。		
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	-	原子炉圧力(広帯域) 原子炉水位(線形量) 【残置熱除去系熱交換器入口温度】	2 2 2	2 2 0	1 1 0	1	1	原子炉圧力容器内温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残置熱除去系が運転状態であれば、残置熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエール圧力	1	1	1	0	①	-	原子炉格納容器内圧力	1	1	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の空気温度 サプレッションプール水温度 格納容器内雰囲気水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C) 格納容器内雰囲気水素濃度	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエール圧力	11	11	11	0	①	-	【ドライウエール圧力】	11	11	11	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内空気温度	4	4	0	4	①	-	原子炉格納容器内空気温度	4	4	0	4	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内圧力	16	16	0	16	①	-	原子炉格納容器内圧力	16	16	0	4	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	-	原子炉格納容器内水素濃度	2	2	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉格納容器内水素濃度(S/C)	4	4	0	0	①	-	原子炉格納容器内水素濃度(S/C)	4	4	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉格納容器内雰囲気水素濃度	2	2	1	1	①	-	原子炉格納容器内雰囲気水素濃度	2	2	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	重大事故等対処要領書 「前圧強化ベント」	電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の電圧状態を監視するパラメータ	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		電源の確保	4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の電圧状態を監視するパラメータ	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		電源の確保	125V直流通主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流通電源の電圧状態を監視するパラメータ	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		電源の確保	125V直流通主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流通電源の電圧状態を監視するパラメータ	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		抽出パラメータを計測する計器					SHO影響										
		分類	計器名称	計器数	直後	区画I直流電源 を延命した場合	区画II直流電源 を延命した場合	区画III直流電源 を延命した場合	計器故障等	評価	SHO						
非常時操作手順書 (最終ページ) 「PCV圧力調整」 重大事故等対応要領書 「耐圧強化バント」	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空気放射線モニタ (D/W)	2	2	1	1	1	1	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。			
		原子炉格納容器内の放射線モニタ	格納容器内空気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	1	1	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W)	2	2	1	1	1	4	4	0	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することでき、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			格納容器内水素濃度 (S/C)	2	2	1	1	1	4	4	0	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することでき、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			格納容器内空気水素濃度	4	4	0	0	0	2	2	1	1	1	1	直接的に格納容器内空気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器内空気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内水素濃度を計測することでき、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			格納容器内空気放射線モニタ (D/W)	2	2	1	1	1	2	2	1	1	1	1	直接的に格納容器内空気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器内空気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内水素濃度を計測することでき、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内空気酸素濃度	2	2	0	0	0	2	2	1	1	1	1	ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、酸素濃度の可能性を把握可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器内の水位	格納容器内水位	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			高圧代替注水系統ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0		
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0		
高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	1		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0				
原子炉格納容器内の水位	格納容器内水位	2	1	1	1	1	1	1	1	0	1	1	0				
	残留熱除去系冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0				
	残留熱除去系ヘッドスプレイスポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0				
	格納容器内水位	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0				
	格納容器内水位	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0				
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエール圧力	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0				
	圧力抑制室圧力	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0				
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエール圧力	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	0				
	圧力抑制室圧力	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0				
原子炉格納容器内の温度	ドライウエール温度	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	0				
	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	0	4	4	4	4	0	0	16	16				
最終ヒートシンクの確保	サブプレッションプール水温度	16	16	0	0	16	16	16	16	0	0	4	4				
	圧力抑制室内空気温度	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0				

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	抽出バラムメータを計測する計器				抽出バラムメータの代替バラムメータを計測する計器				評価		
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分II直流電源 を延命した場合	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分I直流電源 を延命した場合			
1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)最終ヒートシンク(簿)への代管熱輸送 a. 原子炉補機代管冷却水系による補機冷却水確保	機械監視機能	原子炉補機冷却水系冷却水供給圧力	2	2	0	0	0	0	0	原子炉補機冷却水の運転状態を確認するバラムメータ	-	
		原子炉補機冷却水系流量	2	2	0	0	0	0	0	-	-	
		原子炉補機冷却水系冷却水供給温度	2	2	0	0	0	0	0	0	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するバラムメータ	-
		原子炉補機冷却海水系ポンプ出口圧力	4	4	0	0	0	0	0	0	原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認するバラムメータ	-
		6-2C母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	非常用高圧母線の電圧状態を確認するバラムメータ	-
		6-2D母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	非常用高圧母線の電圧状態を確認するバラムメータ	-
		4-2C母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	非常用低圧母線の電圧状態を確認するバラムメータ	-
		4-2D母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	非常用低圧母線の電圧状態を確認するバラムメータ	-
		125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	直流電源の電圧状態を確認するバラムメータ	-
		125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	直流電源の電圧状態を確認するバラムメータ	-
電源の確保	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	直流電源の電圧状態を確認するバラムメータ	-	
	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	直流電源の電圧状態を確認するバラムメータ	-	
	原子炉補機冷却水系サージタンク水位	2	2	0	0	0	0	0	0	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するバラムメータ	-	
	プレート式熱交換器出口温度									「発電所対策本部」に確認	-	
相機監視機能	淡水ポンプ出口圧力									「発電所対策本部」に確認	-	
	淡水ポンプ入口圧力									「発電所対策本部」に確認	-	
	ストレーナー入口圧力									「発電所対策本部」に確認	-	
	サブレーションプール水温度	16	16	0	0	16	16	0	0	圧力抑制室内空気温度の温度変化により代管監視可能。	4	
最終ヒートシンクの確保	燃料プール冷却浄化系熱交換器冷却水入口流量	2	2	0	0	0	0	0	0	原子炉補機代管冷却水の運転状態を確認するバラムメータ	-	
	燃料プール冷却浄化系熱交換器冷却水入口流量	2	2	1	1	1	1	1	1	原子炉補機代管冷却水の運転状態を確認するバラムメータ	-	
	原子炉補機冷却水系サージタンク水位	2	2	0	0	0	0	0	0	原子炉補機冷却水の運転状態を確認するバラムメータ	-	

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		分類	計器名称	計器数	直後	SRD影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	SRD影響 区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	計器名称	計器数	直後	SRD影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合		SRD影響 区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
1.5.2.3 重大事故等対処設備（設計基準状態）による対応手順 (1)原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却水供給系）による補機冷却水確保	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内の温度	5	5	5	0	①	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると検出し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。監視事項は主要パラメータにて確認。	
		ドライウエル温度	11	11	11	0	①	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	
		原子炉格納容器内の温度	4	4	0	4	①	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	サブプレッションプール水温度の上昇により代替監視可能。	
		圧力抑制室内空気温度	16	16	0	16	①	圧力抑制室圧力	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室圧力により代替監視可能。	
		サブプレッションプール水温度	1	1	1	0	①	圧力抑制室内空気温度	1	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。	
		ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。	
		圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	【ドライウエル圧力】	2	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。	
		原子炉格納容器内の圧力	1	1	1	0	①	ドライウエル圧力	1	1	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。
		原子炉格納容器内の温度	16	16	0	16	①	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内圧力により代替監視可能。	
		圧力抑制室圧力	2	0	0	0	②	【圧力抑制室圧力】	2	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。	
操作	最終ヒートシンクの確保	サブプレッションプール水温度	2	0	0	0	②	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	原子炉格納容器内圧力により代替監視可能。	
		残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	0	②	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	2	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより、代替監視可能。	
		残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	1	1	①	残留熱除去系ポンプ出口圧力	2	0	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより、代替監視可能。	
		原子炉補機冷却水系統流量	2	2	0	0	①	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	除熱先の温度変化により、代替監視可能。	
		残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	2	2	0	0	①	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	除熱先の温度変化により、代替監視可能。	
		残留熱除去系熱交換器冷却水出口流量	2	2	0	0	①							
		原子炉補機冷却水供給温度	2	2	0	0	③							
		原子炉補機冷却水供給温度	2	2	0	0	③							
		原子炉補機冷却水供給温度	2	2	0	0	③							
		原子炉補機冷却水供給温度	2	2	0	0	③							

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ						項目	SBO			
		分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器					計器故障等		
					直後	直後	直後					
1.6.9.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)フロントライトライン事故発生時の対応手順 (2)原子炉格納容器代替スプレイ (3)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力 [ドライウエル圧力] ドライウエル圧力 圧力抑制室内空気温度 [圧力抑制室圧力]	直後に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。 直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		ドライウエル温度	11	11	1	0	①	-	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 [圧力抑制室圧力]	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。 直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器内の温度	11	11	1	0	①	-	-	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 [圧力抑制室圧力]	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。 直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の水位	2	1	1	1	①	-	-	原子炉格納容器内水位 原子炉格納容器内水位	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		電源の確保	4-26母線電圧 4-20母線電圧 125V直流主母線2A電圧 125V直流主母線2B電圧 125V直流主母線2A-1電圧 125V直流主母線2B-1電圧	1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1	③ ③ ③ ③ ③ ③	- - - - - -	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ 非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ 直流電源の受電状態を確認するパラメータ 直流電源の受電状態を確認するパラメータ 直流電源の受電状態を確認するパラメータ 直流電源の受電状態を確認するパラメータ	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ 非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ 直流電源の受電状態を確認するパラメータ 直流電源の受電状態を確認するパラメータ 直流電源の受電状態を確認するパラメータ 直流電源の受電状態を確認するパラメータ	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ 非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ 直流電源の受電状態を確認するパラメータ 直流電源の受電状態を確認するパラメータ 直流電源の受電状態を確認するパラメータ 直流電源の受電状態を確認するパラメータ
	水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)					③ ③	- -	淡水貯水槽の確保状態を確認するパラメータ 淡水貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	淡水貯水槽の確保状態を確認するパラメータ 淡水貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	淡水貯水槽の確保状態を確認するパラメータ 淡水貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	SBO		
		抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータを計測する計器				計器故障等	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を基命した場合	パラメータ 分類	補則パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源 を基命した場合				区分Ⅱ直流電源 を基命した場合
非常時操作手順書 (操規ベース) 「PCV圧力抑制」等 重大事故等対処要領書 「イプシロン」によるドライ ウエル代替スプレイ	操作	原子炉格納容器内の 圧力	原子炉格納容器内の 圧力	1	1	0	①	-	原子炉格納容器内圧力を計測する 計器数	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 監視により代替監視ドライウエル圧力(常 用計器)により代替監視可能 監視可能であれば、圧力抑制室内 圧力により代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
			原子炉格納容器内の 圧力	1	1	0	①	-	原子炉格納容器内圧力を計測する 計器数	2	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 監視可能であれば、圧力抑制室内 圧力により代替監視可能		
			原子炉格納容器内の 圧力	1	1	0	①	-	原子炉格納容器内圧力を計測する 計器数	4	4	0	4		直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 監視可能であれば、圧力抑制室内 圧力により代替監視可能
			原子炉格納容器内の 圧力	1	1	0	①	-	原子炉格納容器内圧力を計測する 計器数	2	1	1	0		直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 監視可能であれば、圧力抑制室内 圧力により代替監視可能
		原子炉格納容器内の 水位	原子炉格納容器内の 水位	11	11	0	①	-	原子炉格納容器内圧力を計測する 計器数	1	1	1	0	監視可能 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。
			原子炉格納容器内の 水位	1	1	0	①	-	原子炉格納容器内圧力を計測する 計器数	1	1	1	0	監視可能 監視可能	
			原子炉格納容器内の 水位	2	1	1	①	-	原子炉格納容器内圧力を計測する 計器数	1	1	1	0	監視可能 監視可能	
			原子炉格納容器内の 水位	2	1	1	①	-	原子炉格納容器内圧力を計測する 計器数	1	1	1	0	監視可能 監視可能	
		原子炉格納容器へ の注水量	原子炉格納容器へ の注水量	2	1	1	①	-	原子炉格納容器内圧力を計測する 計器数	1	1	1	0	監視可能 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。
			原子炉格納容器へ の注水量	2	1	1	①	-	原子炉格納容器内圧力を計測する 計器数	2	2	1	1	監視可能 監視可能	
水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1)	「発電貯水本館」に確認	状態を確認するパ ラメータ	-	-	-	「発電貯水本館」に確認	1	1	1	0	監視可能 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
	淡水貯水槽 (No. 2)	「発電貯水本館」に確認	状態を確認するパ ラメータ	-	-	-	「発電貯水本館」に確認	1	1	1	0	監視可能 監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価							
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	ハブメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	計器故障等	SBO	
1.6.2.1 甲心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)フロントライトン系吸蔵機時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ b. 復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 鍋筒温度/圧力の関係から、ドライウエル速度により代替監視可能。 用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	4	4	0	0	4	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 鍋筒温度/圧力の関係から、圧力抑制室内圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		ドライウエル温度	11	11	11	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	1	0	0	鍋筒温度/圧力の関係から、ドライウエル速度により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の温度	11	11	11	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 鍋筒温度/圧力の関係から、ドライウエル速度により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	監視事項は主要パラメータにて確認。
非常時操作手順書 「FCV圧力抑制」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレイ」	判断基準 (1/2)	原子炉格納容器内の水位	2	1	1	1	①	-	原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレイ 流量	1	1	1	1	0	外部水源を利用した注水流量により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	1	0			
		原子炉格納容器代替スプレイ流量	1	1	1	0			原子炉格納容器代替スプレイ流量	1	1	1	1	0			
		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0			復水貯蔵タンク水位	1	1	1	1	0			水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ				排出パラメータ				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	直後	計器数	計器名称	計器数	直後	計器故障等	SBO		
非常時操作手順書 (稼働ベース) 「PCV圧力抑制」等 非常時操作手順書 (非稼働ベース) 「復水貯蔵タンク」による ドライアウト電流制御スプレ イ	電源の確保 電源の確保	③ ①	4-2C母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。	
			4-2D母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	0	0		
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	0	0		
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	0	0		
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	0	0		
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	0	0		
			高圧代替注水系統ポンプ出口流量	1	1	1	①	高圧代替注水系統ポンプ出口流量	1	1	1	0		1
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	①	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		0
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	①	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		0
			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	①	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		0
残留熱除去系洗浄ポンプ出口流量	1	1	1	①	残留熱除去系洗浄ポンプ出口流量	1	1	1	0	0				
高圧代替注水系統ポンプ出口圧力	1	1	1	①	高圧代替注水系統ポンプ出口圧力	1	1	1	0	0				
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	①	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0	0				
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	1	①	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	1	0	0				
復水貯蔵タンク水位	1	1	1	①	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	0				
高圧代替注水系統ポンプ出口圧力	2	2	2	①	高圧代替注水系統ポンプ出口圧力	2	2	2	1	1				
原子炉水位 (圧静置)	2	2	2	①	原子炉水位 (圧静置)	2	2	2	1	1				
原子炉水位 (燃料被)	2	2	2	①	原子炉水位 (燃料被)	2	2	2	1	1				

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価			
		抽出パラメータを計測する計器					排出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	直後	SDO影響 区分Ⅰ直流電源 を喪失した場合	区分Ⅱ直流電源 を喪失した場合	ハバメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	区分Ⅰ直流電源 を喪失した場合	区分Ⅱ直流電源 を喪失した場合
非常時操作手順書 (警報ベース) 「PCV圧力制御」等	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直後に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエール温度 [ドライウエール圧力]	11	11	11	0	0	0	0	0	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエール温度により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
非常時操作手順書 (警報ベース) 「PCV圧力制御」等	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	0	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	格納容器内の圧力抑制室から、圧力抑制室内の温度により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の温度	[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	0	-	[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
非常時操作手順書 (警報ベース) 「PCV圧力制御」等	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	ドライウエール温度	11	11	11	0	①	-	ドライウエール温度	11	11	1	1	格納容器内の圧力抑制室から、ドライウエール温度により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	圧力抑制室水位	2	1	1	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
															水源である海水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	直後	直後	計器数	直後	直後	計器故障等	SBO		
非常時操作手順書（撤換ベース） 「PCV圧力制御」等 非常時操作手順書（設備別） 「復水移送ポンプによるドラライヴセル代替スプレイ」	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレインライン洗浄流量）	1	1	0	2	2	1	1	1	残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要バラメータにて確認。	
			1	1	1	2	2	1	1	1	残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	1	1	1	1	1	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要バラメータにて確認。	
			1	1	1	1	1	1	1	1	1		1
非常時操作手順書（撤換ベース） 「PCV圧力制御」等 非常時操作手順書（設備別） 「復水移送ポンプによるドラライヴセル代替スプレイ」	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	1	1	1	1	1	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、監視されている復水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要バラメータにて確認。
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				監視パラメータ				計器名称		計器故障等		SIO		
		直後	計器数	分類	補測パラメータ	直後	計器数	分類	補測理由	計器名称	計器数	直後	計器数		監視事項は主要パラメータにて確認。	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2)サボート系故障時の対応手順 a. 復旧 c) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ	原子炉格納容器内の圧力	1	1	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	圧力抑制室圧力	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		1	1	①	-	ドライウエル温度	11	11	11	ドライウエル温度	11	11	11	抑制室圧力との関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		1	1	①	-	圧力抑制室圧力	4	4	0	圧力抑制室圧力	4	4	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		11	11	①	-	ドライウエル温度	1	1	0	ドライウエル温度	1	1	0	抑制室圧力との関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		4	4	①	-	圧力抑制室内空気温度	16	16	0	圧力抑制室内空気温度	16	16	0	抑制室圧力との関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		2	1	①	-	圧力抑制室水位	1	1	1	圧力抑制室水位	1	1	1	1	抑制室水位の監視により、抑制室圧力の監視が可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	1	①	-	圧力抑制室水位	1	1	0	圧力抑制室水位	1	1	0	0	抑制室水位の監視により、抑制室圧力の監視が可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	1	①	-	圧力抑制室水位	1	1	1	圧力抑制室水位	1	1	1	1	抑制室水位の監視により、抑制室圧力の監視が可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	1	①	-	圧力抑制室水位	1	1	1	圧力抑制室水位	1	1	1	1	抑制室水位の監視により、抑制室圧力の監視が可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	1	①	-	圧力抑制室水位	1	1	1	圧力抑制室水位	1	1	1	1	抑制室水位の監視により、抑制室圧力の監視が可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
判断基準 非常時操作手順書 (警報ベース) 「PCV圧力抑制」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」	電源の確保	2	2	①	-	原子炉補機冷却水系系統流量	1	1	1	原子炉補機冷却水系系統流量	1	1	1	電源である海水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		1	1	③	-	6-20母線電圧	1	1	1	6-20母線電圧	1	1	1	1	異常状態を確認するパラメータ	監視事項は主要パラメータにて確認。
		1	1	③	-	9-20母線電圧	1	1	1	9-20母線電圧	1	1	1	1	異常状態を確認するパラメータ	監視事項は主要パラメータにて確認。
		1	1	③	-	4-2次母線電圧	1	1	1	4-2次母線電圧	1	1	1	1	異常状態を確認するパラメータ	監視事項は主要パラメータにて確認。
		1	1	③	-	4-20母線電圧	1	1	1	4-20母線電圧	1	1	1	1	異常状態を確認するパラメータ	監視事項は主要パラメータにて確認。
		1	1	③	-	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	異常状態を確認するパラメータ	監視事項は主要パラメータにて確認。
		1	1	③	-	125V直流主母線2H電圧	1	1	1	125V直流主母線2H電圧	1	1	1	1	異常状態を確認するパラメータ	監視事項は主要パラメータにて確認。
		1	1	③	-	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	異常状態を確認するパラメータ	監視事項は主要パラメータにて確認。
		1	1	③	-	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	異常状態を確認するパラメータ	監視事項は主要パラメータにて確認。
		1	1	③	-	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	異常状態を確認するパラメータ	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分I直流電源を 起動した場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後		SBO影響 区分I直流電源を 起動した場合	
		原子炉格納容器内の 圧力	ドライウエル圧力	1	1	0	①	-	原子炉格納容器内 圧力	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができない。監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室内 温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室内 圧力により代替監視可能。	SBO 監視事項は主要バラ メータにて確認。
		原子炉格納容器内 の圧力	圧力抑制室圧力	1	1	0	①	-	原子炉格納容器内 圧力	2	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができない。監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室内 温度/圧力の関係から、圧力抑制室内 の圧力により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室内 圧力により代替監視可能。	監視事項は主要バラ メータにて確認。
		原子炉格納容器内 の温度	ドライウエル温度	11	11	0	①	-	原子炉格納容器内 温度	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内温度を計測する ことができない。監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室内 圧力/温度の関係から、ドライウエル 温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室内 圧力/温度の関係から、ドライウエル 温度により代替監視可能。	監視事項は主要バラ メータにて確認。
		原子炉格納容器内 の注水量	圧力抑制室内空気温度	4	4	4	①	-	圧力抑制室内空気 温度	16	16	0	サブレーションプール水温度の上昇により 代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室内 圧力/温度の関係から、圧力抑制室内 の圧力により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室内 圧力/温度の関係から、圧力抑制室内 の圧力により代替監視可能。	監視事項は主要バラ メータにて確認。
		操作	残留熱除去系ポンプ出口流量 (A, B系のみ)	2	2	1	①	-	残留熱除去系ポン プ出口流量	2	2	1	残留熱除去系ポンプ出口流量と原子炉 水位の変化により代替監視可能。 監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室内 圧力/温度の関係から、圧力抑制室内 の圧力により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室内 圧力/温度の関係から、圧力抑制室内 の圧力により代替監視可能。	監視事項は主要バラ メータにて確認。
			残留熱除去系ポンプ出口圧力 (A, B系のみ)	2	0	0	①	-	残留熱除去系ポン プ出口圧力	2	2	1	残留熱除去系ポンプ出口圧力と原子炉 水位の変化により代替監視可能。 監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室内 圧力/温度の関係から、圧力抑制室内 の圧力により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室内 圧力/温度の関係から、圧力抑制室内 の圧力により代替監視可能。	監視事項は主要バラ メータにて確認。
			原子炉格納容器内 の水位	2	1	1	①	-	原子炉格納容器内 水位	1	1	0	外部水源を利用した各注水流量により代替 監視可能。 監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室内 圧力/温度の関係から、圧力抑制室内 の圧力により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室内 圧力/温度の関係から、圧力抑制室内 の圧力により代替監視可能。	監視事項は主要バラ メータにて確認。
			復水貯蔵タンク水位	1	1	0			復水貯蔵タンク水 位	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化によ り代替監視可能。 監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室内 圧力/温度の関係から、圧力抑制室内 の圧力により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室内 圧力/温度の関係から、圧力抑制室内 の圧力により代替監視可能。	監視事項は主要バラ メータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価									
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分I直流電源 を延命した場合	パラムメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称		計器数	直後	SBO影響 区分I直流電源 を延命した場合	計器故障等	SIDO				
1.6.2.1 何心の著しい損傷防止のための対応手順 (2)サボート系故障時の対応手順 a. 復旧 (b)残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションポンプの除熱	原子炉格納容器内の電圧 電源の確保 最終ヒートシンク の確保	原子炉格納容器内の電圧	サブプレッションポンプル水温度	16	16	0	16	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気温度の温度変化により代 替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。			
			圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	—	サブプレッションポンプル水温度	16	16	0	16	サブプレッションポンプル水温度の上昇により 代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。			
			6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	異常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	異常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—	—	—		
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	異常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	異常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	
			4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	異常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	異常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	異常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	異常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	—	—	—	—	—	—	—	—	
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	—	—	—	—	—	—	—	—	
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	—	—	—	—	—	—	—	—	
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	—	—	—	—	—	—	—	—	
			原子炉補機冷却水系総流量	2	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			残留熱除去系熱交換器冷却入口 流量	2	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	常圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	1	1	1	1	1	0	1	1	常圧代替注水系ポンプ出口流 量	監視事項は主要パラ メータにて確認。
					原子炉格納容器冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	1	原子炉格納容器冷却系ポンプ出 口流量	監視事項は主要パラ メータにて確認。
					残留熱除去系蒸気ライン流量 (残留熱除去系Aライン流量)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0	1	残留熱除去系蒸気ライン流量 (残留熱除去系Aライン流量)	監視事項は主要パラ メータにて確認。
残留熱除去系B蒸気ライン流量 (残留熱除去系Bライン流量)	1	1			1	1	1	1	1	1	1	0	1	1	残留熱除去系B蒸気ライン流量 (残留熱除去系Bライン流量)	監視事項は主要パラ メータにて確認。			
直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1			1	1	1	1	1	1	1	1	0	1	直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	監視事項は主要パラ メータにて確認。			
原子炉格納容器下層注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	1	1	原子炉格納容器下層注水流量	監視事項は主要パラ メータにて確認。				
原子炉格納容器代替スプレ イ	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉格納容器代替スプレ イ	監視事項は主要パラ メータにて確認。				
原子炉格納容器水位	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉格納容器水位	監視事項は主要パラ メータにて確認。				

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

項目	監視パラメータ										評価		
	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
	分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分I直流電源 を運用した場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後		SBO影響 区分I直流電源 を運用した場合	区分II直流電源 を運用した場合
対比手段	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ出口流量 (A,B系のみ)	2	2	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	
	種監視機能	残留熱除去系ポンプ出口圧力 (A,B系のみ)	2	0	0	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	
非常時操作手順書 (操作ベース) 等 (S/P温度制御) 等 非常時操作手順書 (設備別) (残留熱除去系ポンプによるサブプレッシャー処理)	操作	最終ヒートシンの確保	原子炉補機給排水系流量	2	2	0	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4
		残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	2	2	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	
		圧力抑制室内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	①	-	原子炉格納容器冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0
		圧力抑制室内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	①	-	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系)	1	1	1	0	
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系)	1	1	1	0	
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系)	1	1	1	0	
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	
								原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1	
								原子炉格納容器水位	1	1	1	0	

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等	評価	SBO	
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	区分Ⅰ直流電源	区分Ⅱ直流電源	計器名称				計器数
1.6.2.2 原子炉格納容器の液量を防止するための対応手順 (1)フロンポンプの液量監視時の対応手順 (2)原子炉格納容器内蒸気スプレイ冷却系によるドライウエルレベルへのスプレイ (3)原子炉格納容器内蒸気放熱線モニタ(S/C) (4)原子炉格納容器内蒸気放熱線モニタ (5)原子炉格納容器内蒸気放熱線モニタ (6)原子炉格納容器内蒸気放熱線モニタ (7)原子炉格納容器内蒸気放熱線モニタ (8)原子炉格納容器内蒸気放熱線モニタ (9)原子炉格納容器内蒸気放熱線モニタ (10)原子炉格納容器内蒸気放熱線モニタ (11)原子炉格納容器内蒸気放熱線モニタ (12)原子炉格納容器内蒸気放熱線モニタ (13)原子炉格納容器内蒸気放熱線モニタ (14)原子炉格納容器内蒸気放熱線モニタ	原子炉格納容器内の放射線量率	2	2	1	1	1	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要バラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の蒸気放熱線モニタ	2	2	1	1	1	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要バラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の蒸気放熱線モニタ	5	5	5	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要バラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の蒸気放熱線モニタ	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要バラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の蒸気放熱線モニタ	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要バラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の蒸気放熱線モニタ	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要バラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の蒸気放熱線モニタ	11	11	11	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要バラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の蒸気放熱線モニタ	2	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要バラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の蒸気放熱線モニタ	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要バラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の蒸気放熱線モニタ	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要バラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の蒸気放熱線モニタ	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要バラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の蒸気放熱線モニタ	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要バラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の蒸気放熱線モニタ	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要バラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の蒸気放熱線モニタ	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要バラメータにて確認。
電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	電源である海水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。
	4-2D母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	電源である海水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。
	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	電源である海水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。
	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	電源である海水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。
	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	電源である海水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。
	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	電源である海水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器			SBO影響			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価					
		分類	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	バックアップ 電源	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	計器故障等	SBO	
非常時操作手順書 (「除熱ストラタワン-1」 「除熱ストラタワン-2」) 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイ イフ1)によるドライ ウェル代替スプレイ	判断基準 (2/2)	水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1)	1	1	1	0	①	代替淡水源の確保 状態を確認するパ ラメータ	1	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能。 燃料温度/圧力の関係から、ドライウェル 温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウェル圧力(常 用計器)により代替監視可能。 直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能。 燃料温度/圧力の関係から、圧力抑制室内 空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用 計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
			淡水貯水槽 (No. 2)					③	代替淡水源の確保 状態を確認するパ ラメータ							
		原子炉格納容器内 の圧力	ドライウェル圧力						①							
			圧力抑制室圧力						①							
		原子炉格納容器内 の温度	ドライウェル温度						①							
		原子炉格納容器内 の水位	原子炉格納容器下部水位						①							
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1)						③	代替淡水源の確保 状態を確認するパ ラメータ						
		淡水貯水槽 (No. 2)						③	代替淡水源の確保 状態を確認するパ ラメータ							

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等	評価	SID
		分類	計器名称	計器数	直後	直後	計器数	直後	SIDの影響			
1.6.2.2 原子炉格納容器の故障を防止するための対応手順 (1) フロントライオン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (b) 電気移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイ	格納容器内空気を放熱線モニタ(D/B)	原子炉格納容器内の放熱線モニタ	2	2	1	1	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	格納容器内空気を放熱線モニタ(S/C)	原子炉格納容器内の放熱線モニタ	2	2	1	1	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内の温度	5	5	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。 監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	1	1	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	11	11	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	2	1	1	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	1	1	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	1	1	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	1	1	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	1	1	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	排出パワメータを計測する計器				監視パワメータ				排出パワメータの代替パワメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	パワメータ 分類	補助パワメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		計器故障等	SBO
非常時操作手順書 (シリアアクラジグメント) 【除熱ストラタジ-1】 【除熱ストラタジ-2】 非常時操作手順書 (経補別) 【復水移送ポンプによる ドラワイウェル代替スプレ イ】	電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認する パワメータ	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	計器故障等	SBO		
		4-2D母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認する パワメータ									
		125V直流主母線2A電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認する パワメータ									
		125V直流主母線2B電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認する パワメータ									
		125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認する パワメータ									
		125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認する パワメータ									
		125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認する パワメータ									
判断基準 (2/2)	水源の確保	高圧代替注水ポンプ出口流 量	1	1	1	①	高圧代替注水ポンプ出口流 量を監視するパワ メータ	高圧代替注水ポンプ出口流 量	1	1	0	0	1			
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1		原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量を監視するパ ワメータ	原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	1	0			
		高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1		高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量を監視するパ ワメータ	高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0	0			
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量)	1	1	1		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量)を監視 するパワメータ	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量)	1	1	1	1	0	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、 運転している系統の注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。	
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (留熱除去系材料格納容器冷 却水)	1	1	1		残留熱除去系洗浄ライン流量 (留熱除去系材料格納容器冷 却水)を監視するパワ メータ	残留熱除去系洗浄ライン流量 (留熱除去系材料格納容器冷 却水)	1	1	1	0	0	1	監視事項は主要パワ メータにて確認。	
		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口 流量	1	1	1		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口 流量を監視するパワ メータ	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口 流量	1	1	1	1	0	0		
		高圧代替注水ポンプ出口圧 力	1	1	1		高圧代替注水ポンプ出口圧 力を監視するパワ メータ	高圧代替注水ポンプ出口圧 力	1	1	1	1	0	0		
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力	1	1	1		原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力を監視するパ ワメータ	原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力	1	1	1	0	0	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポン プの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の 水位が確保されていることを監視可能。	
		高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力	1	1	1		高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力を監視するパ ワメータ	高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力	1	1	1	0	0	0		
		高圧代替注水ポンプ出口圧 力	1	1	1		高圧代替注水ポンプ出口圧 力を監視するパワ メータ	高圧代替注水ポンプ出口圧 力	1	1	1	1	0	0		
復水貯蔵タンク水位	2	2	2		復水貯蔵タンク水位を監視 するパワメータ	復水貯蔵タンク水位	2	2	2	2	2	2	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯 蔵タンクの代替監視可能。			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	直後	直後	計器名称	計器数	直後	直後	計器故障等	評価	SDO			
非常時操作手順書（シビ アプレンティス） 「除熱ストラタジー-1」 「除熱ストラタジー-2」	原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直後に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 熱和温度/圧力の関係から、ドライウエル速度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		ドライウエル温度	11	11	11	0	-	ドライウエル温度	11	11	11	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により代替監視可能。		
		【ドライウエル圧力】	2	0	0	0	-	直後に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 熱和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内圧力（常用計器）により代替監視可能。								
非常時操作手順書（設備 別） 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレ イ」	原子炉格納容器内の温度	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	4	4	0	4	直後に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 熱和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内圧力（常用計器）により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		【圧力抑制室圧力】	2	1	1	0	-	直後に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 熱和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力（常用計器）により代替監視可能。								
		ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	熱和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
非常時操作手順書（設備 別） 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレ イ」	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室圧力	11	11	11	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	熱和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		高圧代替注水ポンプ出口流量	1	1	1	0	-	原子炉格納容器水位	1	1	0	1	原子炉格納容器水位の上昇により代替監視可能。			
		原子炉格納容器冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0	-	原子炉格納容器冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0	0	原子炉格納容器冷却ポンプ出口流量の上昇により代替監視可能。		
非常時操作手順書（設備 別） 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレ イ」	原子炉格納容器内の水位	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イ）	1	1	1	0	①	-	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イ）	1	1	1	0	0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イ）	1	1	1	0	-	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イ）	1	1	1	0	0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。		
		残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イ）	1	1	1	0	-	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イ）	1	1	1	0	0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。		
非常時操作手順書（設備 別） 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレ イ」	原子炉格納容器内の水位	直送配管注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0	-	直送配管注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0	0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器注水流量	1	1	1	0	-	原子炉格納容器注水流量	1	1	1	0	0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。		
		原子炉格納容器代替スプレ イ	2	2	2	1	-	原子炉格納容器代替スプレ イ	2	2	2	1	1	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	
非常時操作手順書（設備 別） 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレ イ」	原子炉格納容器内の水位	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。		
		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器		詳細	SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	SWO影響 [区分I直達電源] を致命した場合は	SWO影響 [区分II直達電源] を致命した場合は	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	SWO影響 [区分I直達電源] を致命した場合は	SWO影響 [区分II直達電源] を致命した場合は
非常時操作手順書（シビ アアタラシメント） 「除熱ストラファン-1」 「除熱ストラファン-2」 非常時操作手順書（設備 初期） 「ドライウェイエレメント ドラフト送風機」による ドレイウェイエレメント イ	原子炉格納容器へ の注水量	残留熱除去系送風ライン流量（残 留熱除去系ヘッドスプレイレイン 洗浄流量）	1	1	0	0	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水量と原子炉水位の変化により代替監視可 能。 残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水量と原子炉水位の変化により代替監視可 能。 水溜である復水貯蔵タンクの水位変化によ り代替監視可能。	監視事項は主要バラ メータにて確認。	
			1	1	0	1	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	1 1	残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水量と原子炉水位の変化により代替監視可 能。 水溜である復水貯蔵タンクの水位変化によ り代替監視可能。	監視事項は主要バラ メータにて確認。
			1	1	1	0	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	1	1	1	水溜である復水貯蔵タンクの水位変化によ り代替監視可能。
操作 (2/2)	水の確保	復水貯蔵タンク出口圧力	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系統ポンプ出口流 量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系送風ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イレイン洗浄流量） 残留熱除去系格納容器冷却 ライン洗浄流量 電流駆動駆注水ポンプ出口 流量 原子炉格納容器下部注水流量 高圧代替注水系統ポンプ出口圧 力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力 復水貯蔵タンク出口圧力 電流駆動駆注水ポンプ出口 圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2	0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	高圧代替注水系統ポンプ出口流 量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系送風ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イレイン洗浄流量） 残留熱除去系格納容器冷 却ライン洗浄流量 電流駆動駆注水ポンプ出口 流量 原子炉格納容器下部注水流量 高圧代替注水系統ポンプ出口圧 力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力 復水貯蔵タンク出口圧力 電流駆動駆注水ポンプ出口 圧力 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯 蔵タンクの代替監視可能。	監視事項は主要バラ メータにて確認。	

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価							
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称		計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	計器故障等	SBO		
1.6.2.2 原子炉格納容器の故障を防止するための対応手順 (1)フロントライトン系統故障時の対応手順 b.原子炉格納容器代替除熱 (a)ドライウエル炉格納容器による原子炉格納容器内の除熱	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/B) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	原子炉格納容器内の放射線量率	2	2	1	1	①	-	[エリア]放射線モニタ	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。			
		原子炉圧力容器内の温度	5	5	0	0	①	-	[エリア]放射線モニタ 原子炉圧力 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(線形域) 【残留熱除去系統交換器入口温度】	2 2 2 2	2 2 2 2	1 1 1 1	0	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系統が運転状態であれば、残留熱除去系統交換器入口温度により代替監視可能。			
		4-26母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	-	原子炉格納容器内の電源の確保		
		4-20母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	-	原子炉格納容器内の電源の確保		
		125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	-	原子炉格納容器内の電源の確保		
	判断基準 非正常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 非正常時操作手順書 (ドライウエル炉格納容器による格納容器除熱)	操作	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	-	原子炉格納容器内の電源の確保	
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	-	原子炉格納容器内の電源の確保	
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	-	原子炉格納容器内の電源の確保	
			原子炉補機冷却水系統流量	2	2	0	0	①	-	補機監視機能	原子炉補機冷却水系統流量	2	2	0	0	-	原子炉格納容器内の電源の確保
			ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	圧力抑制室圧力	11	11	0	0	0	具体的に原子炉格納容器内圧力を計測する場合は、原子炉格納容器内圧力計の出力から、ドライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。 直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	4	4	0	4	0	具体的に原子炉格納容器内圧力を計測する場合は、原子炉格納容器内圧力計の出力から、圧力抑制室内温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		ドライウエル圧力	11	11	11	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	1	0	具体的に原子炉格納容器内圧力を計測する場合は、原子炉格納容器内圧力計の出力から、ドライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目				抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータを計測する計器		計器名称		計器数	直後	SBO影響		評価	SBO
	分類	計器名称	計器数	直後	区画Ⅰ電源喪失 を発生した場合	区画Ⅱ電源喪失 を発生した場合	計器数	直後	区画Ⅰ電源喪失 を発生した場合	区画Ⅱ電源喪失 を発生した場合			計器故障等			
1.6.2.9 原子炉格納容器の流量を防止するための対応手順 (1)ペトリット系取組時の対応手順 (a)残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ	格納容器内空間気放熱線モニタ 格納容器内空間気放熱線モニタ (S/C) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の温度	格納容器内空間気放熱線モニタ	2	2	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の圧力	2	2	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器内の温度	5	5	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の圧力	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の圧力	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の温度	11	11	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の温度	11	11	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の温度	4	4	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の温度	2	2	1	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプ」による格納容器スプレイ	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	4	4	0	0	4	0	0	16	16	0	0	16	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の圧力	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
補機監視機能	原子炉補機冷却水系系流量	原子炉補機冷却水系系流量	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の水位	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価									
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分I直流電源 を喪失した場合	SBO影響 区分II直流電源 を喪失した場合	計器名称	計器数		直後								
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由						
判断基準 (2/2)	電源の確保		6-26母線電圧	1	1	1	1	異常母線電圧の 受電状態を確認す るパラメータ	③	0	1	11	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル 温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。			
			6-20母線電圧	1	1	1	1	異常母線電圧の 受電状態を確認す るパラメータ	③	0	1	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力(常 用計器)により代替監視可能。				
			4-2c母線電圧	1	1	1	1	異常母線電圧の 受電状態を確認す るパラメータ	③	0	1	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力(常 用計器)により代替監視可能。				
			4-2d母線電圧	1	1	1	1	異常母線電圧の 受電状態を確認す るパラメータ	③	0	1	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力(常 用計器)により代替監視可能。				
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	③	0	1	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力(常 用計器)により代替監視可能。				
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	③	0	1	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力(常 用計器)により代替監視可能。				
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	③	0	1	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力(常 用計器)により代替監視可能。				
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	③	0	1	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力(常 用計器)により代替監視可能。				
			ドライウエル圧力	1	1	1	1	0	①	0	1	1	11	0	0		直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル 温度により代替監視可能。		
			原子炉格納容器内 の圧力																
操作	原子炉格納容器へ の注水量		圧力抑制室圧力	1	1	1	1	0	①	0	1	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力(常 用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。			
			ドライウエル温度	11	11	11	11	0	①	0	1	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル 温度により代替監視可能。				
			圧力抑制室内空気温度	4	4	0	0	4	①	0	1	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル 温度により代替監視可能。				
			圧力抑制室圧力	2	2	1	1	1	①	1	1	2	2	1	1		直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル 温度により代替監視可能。		
			原子炉格納容器内 の注水量																
			圧力抑制室水位	2	2	0	0	0	①	0	1	1	1	0	0		直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル 温度により代替監視可能。		
			原子炉格納容器内 の注水量																
			圧力抑制室水位	2	2	0	0	0	①	0	1	1	1	0	0		直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル 温度により代替監視可能。		
			原子炉格納容器内 の注水量																
			圧力抑制室水位	2	2	0	0	0	①	0	1	1	1	0	0		直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル 温度により代替監視可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ						評価						
		抽出パラメータを計測する計器		SBO影響		抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		計器数	計器名称	分類	補助パラメータ分類理由	計器数	計器名称		計器故障等					
1.6.2.2 原子炉格納容器の故障を防止するための対応手順 (1) サポート系放熱時の対応手順 a. 復旧 (b) 蒸留熱除去系電源復旧後のサブプレッションポンプの除熱	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉圧力容器内の温度 原子炉格納容器内の温度 サプレッションポンプ水温度 6-2V母線電圧 6-2D母線電圧 4-2C母線電圧 4-2D母線電圧 125V直流主母線2A電圧 125V直流主母線2B電圧 125V直流主母線2A-1電圧 125V直流主母線2B-1電圧 原子炉格納冷却水系統流量 蒸留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 最終とーとシリングの確保 原子炉格納容器内の水位	2	2	1	1	①	-	【エリア】放射線モニタ	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	2	1	1	①	-	【エリア】放射線モニタ	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		5	5	5	0	①	-	原子炉圧力容器内の温度	2	2	1	1	原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		4	4	0	4	①	-	圧力抑制室内空気温度	16	16	0	16	サブプレッションポンプ水温度の計測により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		16	16	0	16	①	-	サブプレッションポンプ水温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	原子炉格納容器内の温度の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	原子炉格納容器内の温度の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	原子炉格納容器内の温度の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		1	1	1	1	③	125V直流主母線2A電圧	125V直流主母線2A電圧	-	-	-	-	原子炉格納容器内の温度の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		1	1	1	1	③	125V直流主母線2B電圧	125V直流主母線2B電圧	-	-	-	-	原子炉格納容器内の温度の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		1	1	1	1	③	125V直流主母線2A-1電圧	125V直流主母線2A-1電圧	-	-	-	-	原子炉格納容器内の温度の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		1	1	1	1	③	125V直流主母線2B-1電圧	125V直流主母線2B-1電圧	-	-	-	-	原子炉格納容器内の温度の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	2	0	0	①	原子炉格納冷却水系統流量	原子炉格納冷却水系統流量	-	-	-	-	外部水源を利用した冷却水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	2	0	0	①	蒸留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	蒸留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	-	-	-	-	外部水源を利用した冷却水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータを計測する計器						評価			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		抽出パラメータ 分類	抽出パラメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等				
直後	区分Ⅰ直流電源 を基命した場合				区分Ⅱ直流電源 を基命した場合	直後					区分Ⅰ直流電源 を基命した場合	区分Ⅱ直流電源 を基命した場合					
非常時操作手順書 (シリアクタラジアント) 「除熱ストラタジ-1」 「除熱ストラタジ-2」 非常時操作手順書 (稼働別) 「残留熱除去系ポンプに よるサブプレッショングループ 水冷却」	原子炉格納容器内の温度	圧力抑制室内空気温度	4	0	4	①	-	サブプレッショングループ水温度	16	0	16	計器故障等	サブプレッショングループ水温度の上昇により監視可能。その間から、圧力抑制室内への注水による監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。			
	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ出口流量 (A,B系のみ)	2	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 圧力抑制室水位	2 2 2	1 1 1	2 2 2	圧力抑制室水位	燃料域除去系ポンプ圧力差の増加により、注水量と原子炉水位の変化により監視可能。 水源であるサブプレッショングループの水変により監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。			
	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ出口圧力 (A,B系のみ)	2	0	0	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	0	4	圧力抑制室内空気温度の変動により監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。				
	最終ヒートシンク の確保	サブプレッショングループ水温度	16	0	16	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	0	4	圧力抑制室内空気温度の変動により監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。				
	操作	残留熱除去系ポンプ冷却水入口流量	残留熱除去系ポンプ冷却水入口流量	2	0	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉格納容器冷却水ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 (残留熱除去系ポンプ冷却水) 残留熱除去系ポンプ冷却水 (残留熱除去系ポンプ冷却水) 残留熱除去系ポンプ冷却水 (残留熱除去系ポンプ冷却水)	1 1 1 1 1 1 1 1 1	0 0 0 0 0 0 0 0 0	1 1 1 1 1 1 1 1 1	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉格納容器冷却水ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 (残留熱除去系ポンプ冷却水) 残留熱除去系ポンプ冷却水 (残留熱除去系ポンプ冷却水) 残留熱除去系ポンプ冷却水 (残留熱除去系ポンプ冷却水)	1 1 1 1 1 1 1 1 1	0 0 0 0 0 0 0 0 0	外部水源を使用した注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		圧力抑制室水位	圧力抑制室水位	2	1	1	①	-	原子炉格納容器代替スプレイ 流量 復水貯蔵タンク水位	2 1 1	1 1 1	2 1 1	原子炉格納容器代替スプレイ 流量 復水貯蔵タンク水位	1 1 1	0 0 0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。	

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等				監視事項				SBO					
		分類	計器名称	計器数		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器数			計器故障等				
				直後	直後			直後	直後						
1.6.2.3 重大事故等発生段階(設計基準状態)による対応手順 (1)残留熱除去系(格納容器スプレイ常時モード)による原子炉格納容器内へのスプレイ	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	1	1	1	0	①	1	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。 直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内圧力抑制圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		圧力抑制室内圧力	1	1	1	0	①	1	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内圧力抑制圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
非常時操作手順書(稼働ベース)等 「FCV能力抑制」等 非常時操作手順書(設備別) 去水ポンプによる格納容器スプレイ	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	11	11	11	0	①	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室内圧力の上昇により代替監視可能。 サブレンジョンプール水温度の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	16	16	0	16	0	サブレンジョンプール水温度の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
非常時操作手順書(稼働ベース)等 「FCV能力抑制」等 非常時操作手順書(設備別) 去水ポンプによる格納容器スプレイ	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	2	1	1	1	①	1	1	1	0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。 監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		圧力抑制室内水位	2	1	1	1	①	1	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。 監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
電源の種類	補機監視機能	原子炉補機冷却水系統流量	2	2	0	0	①	1	1	1	0	1	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。		
	6-2C母線電圧	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	1	1	1	0	1	異常時原子炉格納容器内の電圧状態を確認するパラメータ		
	6-2D母線電圧	6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	1	1	1	0	1	異常時高圧母線の電圧状態を確認するパラメータ		
	4-2C母線電圧	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	1	1	1	0	1	異常時低圧母線の電圧状態を確認するパラメータ		
	4-2D母線電圧	4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	1	1	1	0	1	異常時低圧母線の電圧状態を確認するパラメータ		
	125V直流主母線2A電圧	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	1	1	1	0	1	直流電源の電圧状態を確認するパラメータ		
	125V直流主母線2B電圧	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	1	1	1	0	1	直流電源の電圧状態を確認するパラメータ		
	125V直流主母線2A-1電圧	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	1	1	1	0	1	直流電源の電圧状態を確認するパラメータ		
	125V直流主母線2B-1電圧	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	1	1	1	0	1	直流電源の電圧状態を確認するパラメータ		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	SBO		
		分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータ		抽出パラメータ		計器名称	抽出パラメータを計測する計器				
				直後	直後	直後	直後	直後	直後		直後			直後	
非正常時操作手順書 (故障→ス) (PC圧力制御) 等 非正常時操作手順書 (故障時) (残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ)	原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器への注水量 補機監視機能	原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器への注水量 補機監視機能	ドライウエール圧力	1	1	0	-	①	原子炉格納容器内の圧力	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエール温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエール圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。 監視事項は主要パラメータにて確認。 監視事項は主要パラメータにて確認。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
			圧力抑制室圧力	1	1	0	-	①	圧力抑制室圧力	4	4	0	4		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。
			ドライウエール温度	11	11	0	-	①	ドライウエール温度	1	1	0	0		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力により代替監視可能。
			圧力抑制室内空気温度	4	4	4	-	①	圧力抑制室内空気温度	16	16	0	16		サブプレッションポンプ-ル水温度の上昇により代替監視可能。
			残留熱除去系ポンプ出口流量 (A,B系のみ)	2	2	1	-	①	残留熱除去系ポンプ出口流量 (A,B系のみ)	2	2	1	1		残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 本数であるサブプレッションポンプの水位変化により代替監視可能。
			残留熱除去系ポンプ出口圧力 (A,B系のみ)	2	0	0	-	①	残留熱除去系ポンプ出口圧力 (A,B系のみ)	1	1	0	1		サブプレッションポンプ-ル水温度の上昇により代替監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室圧力により代替監視可能。 残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 本数であるサブプレッションポンプの水位変化により代替監視可能。
			高圧代注水系ポンプ出口流量	1	1	0	-	-	高圧代注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1		外部水源を利用した高圧代注水流量により代替監視可能。
			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	-	-	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	0		外部水源を利用した高圧代注水流量により代替監視可能。
			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	-	-	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	0		外部水源を利用した高圧代注水流量により代替監視可能。
			原子炉格納容器スプレイ流量	2	2	1	-	①	原子炉格納容器スプレイ流量	2	2	1	1		外部水源を利用した高圧代注水流量により代替監視可能。
原子炉格納容器水位	1	1	0	-	-	原子炉格納容器水位	1	1	0	0	本数である原子炉格納容器水位の変化により代替監視可能。				

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ				抽出パラメータ				計器故障等	評価								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		抽出パラメータ	計器名称	計器数			SBO影響							
					区分Ⅰ直流通電	区分Ⅱ直流通電							直後	直後					
1.6.2.3 重大事故等対処設備(設計基準モード)による対応手順 (2)残熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)によるサブプレッションプールの除熱	原子炉格納容器内の温度	圧力抑制室内空気温度	4	0	4	①	サブプレッションプール水温度	16	0	16	0	サブプレッションプール水温度の上昇により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。							
		サブプレッションプール水温度	16	0	16	①	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	熱和温度/圧力の関係から、圧力抑制室圧力により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。							
1.6.2.3 重大事故等対処設備(設計基準モード)によるサブプレッションプールの除熱 非常時操作手順書(稼働ベース)等 [S/P温度抑制]等 非常時操作手順書(設備別) (設備別) 残熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却	電源の確保	6-2C母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	4	4	4	0	圧力抑制室内空気温度	4	4	4	0	圧力抑制室内空気温度の変化により代替監視可能。		
		6-2D母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	4	4	4	0	圧力抑制室内空気温度	4	4	4	0	圧力抑制室内空気温度の変化により代替監視可能。		
		4-2C母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	4	4	4	0	圧力抑制室内空気温度	4	4	4	0	圧力抑制室内空気温度の変化により代替監視可能。		
		4-2D母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	4	4	4	0	圧力抑制室内空気温度	4	4	4	0	圧力抑制室内空気温度の変化により代替監視可能。		
		125V直流通電母線2A電圧	1	1	1	③	直流通電の受電状態を確認するパラメータ	4	4	4	0	圧力抑制室内空気温度	4	4	4	0	圧力抑制室内空気温度の変化により代替監視可能。		
		125V直流通電母線2B電圧	1	1	1	③	直流通電の受電状態を確認するパラメータ	4	4	4	0	圧力抑制室内空気温度	4	4	4	0	圧力抑制室内空気温度の変化により代替監視可能。		
		125V直流通電母線2A-1電圧	1	1	1	③	直流通電の受電状態を確認するパラメータ	4	4	4	0	圧力抑制室内空気温度	4	4	4	0	圧力抑制室内空気温度の変化により代替監視可能。		
		125V直流通電母線2B-1電圧	1	1	1	③	直流通電の受電状態を確認するパラメータ	4	4	4	0	圧力抑制室内空気温度	4	4	4	0	圧力抑制室内空気温度の変化により代替監視可能。		
		最終ヒートシンク	2	2	0	0	①	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量	
		残熱除去系熱交換器冷却水入口流量	2	2	0	0	①	原子炉格納容器冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	0	原子炉格納容器冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	原子炉格納容器冷却系ポンプ出口流量
		原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	①	残熱除去系注水管流量(残熱除去系注水管流量)	1	1	1	0	残熱除去系注水管流量	1	1	1	0	残熱除去系注水管流量
				原子炉格納容器下層注水流量	1	1	1	0	残熱除去系注水管流量(残熱除去系注水管流量)	1	1	1	0	残熱除去系注水管流量	1	1	1	0	残熱除去系注水管流量
				原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1	0	残熱除去系注水管流量(残熱除去系注水管流量)	1	1	1	0	残熱除去系注水管流量	1	1	1	0
原子炉格納容器代替スプレイ流量	2			2	1	1	0	残熱除去系注水管流量(残熱除去系注水管流量)	1	1	1	0	残熱除去系注水管流量	1	1	1	0	残熱除去系注水管流量	
原子炉格納容器代替スプレイ流量	2			2	1	1	0	残熱除去系注水管流量(残熱除去系注水管流量)	1	1	1	0	残熱除去系注水管流量	1	1	1	0	残熱除去系注水管流量	

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	検出パラメータを計測する装置 SBO影響			検出パラメータの代替パラメータを計測する装置 SBO影響			評価					
		分類	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	区分Ⅲ直流電源を延命した場合	計器数	計器名称	計器故障等	評価	
非常時操作手順書 （「冷却系への注水」等） 非常時操作手順書 （「残留熱除去系ポンプによるサブプレッショナル水冷却」）	原子炉格納容器内の注水量	サブプレッショナルポンプ出口流量	16	16	0	16	①	4	4	0	4	監視事項は主要パラメータにて確認。 監視事項は主要パラメータにて確認。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ出口流量（A、B系のみ）	2	2	1	1	①	2	2	1	1		
	補機監視機能	原子炉補機冷却系ポンプ出口圧力（A、B系のみ）	2	0	0	0	①	—	—	—	—		圧力抑制室内空気温度の温度変化により代 替監視可能。 脚裏熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化により代替監視可能。
操作 非常時操作手順書 （「冷却系への注水」等） 非常時操作手順書 （「残留熱除去系ポンプによるサブプレッショナル水冷却」）	最終ヒートシンクの腐蝕	原子炉補機冷却系ポンプ入口流量	2	2	0	0	①	—	—	—	—	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		残留熱除去系ポンプ出口圧力	2	2	0	0	①	—	—	—	—		
		残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	0	0	①	—	—	—	—		
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	0	—	1	0	1	0		1
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	—	1	0	1	0		1
		高圧中心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	—	1	0	1	0		1
		残留熱除去系ポンプ出口流量	1	1	1	1	—	1	0	1	0		1
		残留熱除去系ポンプ出口流量	1	1	1	1	—	1	0	1	0		1
		残留熱除去系ポンプ出口流量	1	1	1	1	—	1	0	1	0		1
		残留熱除去系ポンプ出口流量	1	1	1	1	—	1	0	1	0		1
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	—	—	—	外部水源を利用した注水流量により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。		
	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	1	—	1	0	1	0	外部水源を利用した注水流量により代替監視可能。		
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1	—	1	0	1	0	外部水源を利用した注水流量により代替監視可能。		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	1	—	1	0	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ										計器故障等	詳細	SBO							
		分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器数	計器名称	抽出パラメータ	補助パラメータ				計器数	計器名称	抽出パラメータ	補助パラメータ			
				直後	SBO影響	直後	SBO影響												直後	直後	直後
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1)原子炉格納容器フィラメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む) a.原子炉格納容器フィラメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉圧力容器内の濃度 原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	①	-	原子炉格納容器内の放射線量率	1	1	0	0	0	0	原子炉格納容器内の放射線量率を計測することにより、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。			
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	-	原子炉格納容器内の放射線量率	1	1	0	0	0	0	0	原子炉格納容器内の放射線量率を計測することにより、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉圧力容器温度	5	5	0	0	①	-	原子炉圧力(放射線)	2	2	1	1	1	1	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和濃度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉圧力容器温度	2	2	0	0	①	-	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	0	0	0	0	0	残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエール圧力	1	1	0	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	1	0	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	1	1	0	0	①	-	ドライウエール温度	11	11	0	0	0	0	0	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエール温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	1	1	0	0	①	-	[ドライウエール圧力]	2	0	0	0	0	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することにより、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	1	1	0	0	①	-	ドライウエール圧力	1	1	1	1	0	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することにより、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	11	11	0	0	①	-	圧力抑制室圧力	4	4	0	0	0	0	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することにより、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	4	4	0	0	①	-	原子炉格納容器内の圧力	2	1	1	1	0	0	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することにより、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	16	16	0	0	①	-	原子炉格納容器内の圧力	16	16	0	0	0	0	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することにより、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	2	2	1	1	①	-	原子炉格納容器内の圧力	4	4	0	0	0	0	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することにより、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	2	2	1	1	①	-	原子炉格納容器内の圧力	4	4	0	0	0	0	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することにより、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	4	4	0	0	①	-	原子炉格納容器内の圧力	2	2	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することにより、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	2	2	0	0	①	-	原子炉格納容器内の圧力	2	2	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することにより、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目 (2/2)	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価						
		分類	計器名称	計器数	SND影響		計器名称	計器数	SND影響		計器故障等							
					区分Ⅰ直流電源 を基とした場合	区分Ⅱ直流電源 を基とした場合			直後	直後			区分Ⅰ直流電源 を基とした場合	区分Ⅱ直流電源 を基とした場合				
非常再操作手順書 (シリアアクシデント) 「ベントストラテンジ」 重大事故等対応要領書 (原子炉格納容器ファイル 「タベント」)	判断基準 (2/2)	原子炉建屋内の水 素濃度	原子炉建屋内の水 素濃度	原子炉建屋内の水 素濃度	7	1	6	①	-	原子炉建屋内水素濃度 監視装置	8	8	4	4	計器故障等	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
			4-2C母線電圧	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
			4-2D母線電圧	4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
			125V直流主母線2A電圧	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	-	-	-	-	-	-	-	監視事項は主要パラ メータにて確認。
			125V直流主母線2H-1電圧	125V直流主母線2H-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	-	-	-	-	-	-	-	監視事項は主要パラ メータにて確認。
			125V直流主母線2H-1電圧	125V直流主母線2H-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	-	-	-	-	-	-	-	監視事項は主要パラ メータにて確認。
			格納容器内雰囲気放射線モニタ	格納容器内雰囲気放射線モニタ	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気放射線モニタ	1	1	0	0	0	エリア放射線モニタの 上昇により代替監視 可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。
			格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	①	-	格納容器内水素濃度	4	4	0	0	0	エリア放射線モニタの 上昇により代替監視 可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。
			格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	-	格納容器内水素濃度	4	4	0	0	0	エリア放射線モニタの 上昇により代替監視 可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。
			格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	①	-	格納容器内水素濃度	4	4	0	0	0	エリア放射線モニタの 上昇により代替監視 可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。
			格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	4	4	0	0	①	-	格納容器内水素濃度	2	2	1	1	1	エリア放射線モニタの 上昇により代替監視 可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。
			操作 (1/2)	原子炉建屋内の水 素濃度	原子炉格納容器内 の酸素濃度	原子炉格納容器内 の酸素濃度	2	0	0	①	-	原子炉格納容器内酸素濃度 モニタ(S/C)	2	2	1	1	1	原子炉格納容器内酸素濃度 モニタ(S/C)にて中心 監視可能
原子炉格納容器内 の酸素濃度	原子炉格納容器内 の酸素濃度	2			0	0	①	-	原子炉格納容器内酸素濃度 モニタ(D/W)	2	2	1	1	1	原子炉格納容器内酸素濃度 モニタ(D/W)又は格 納容器内酸素濃度モニタ (S/C)にて中心 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
原子炉格納容器内 の酸素濃度	原子炉格納容器内 の酸素濃度	2			0	0	①	-	原子炉格納容器内酸素濃度 モニタ(S/C)	2	2	1	1	1	原子炉格納容器内酸素濃度 モニタ(S/C)にて中心 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
原子炉格納容器内 の酸素濃度	原子炉格納容器内 の酸素濃度	2			0	0	①	-	原子炉格納容器内酸素濃度 モニタ(D/W)	2	2	1	1	1	原子炉格納容器内酸素濃度 モニタ(D/W)又は格 納容器内酸素濃度モニタ (S/C)にて中心 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
原子炉格納容器内 の酸素濃度	原子炉格納容器内 の酸素濃度	7			7	1	6	①	-	原子炉格納容器内酸素濃度 モニタ(S/C)	8	8	4	4	原子炉格納容器内酸素濃度 モニタ(S/C)にて中心 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
原子炉建屋内の水 素濃度	原子炉格納容器内 の水素濃度	原子炉格納容器内 の水素濃度	原子炉格納容器内 の水素濃度	2	1	1	①	-	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(S/C)	2	2	1	1	1	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(S/C)にて中心 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
		原子炉格納容器内 の水素濃度	原子炉格納容器内 の水素濃度	2	1	1	①	-	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(D/W)	2	2	1	1	1	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(D/W)又は格 納容器内水素濃度モニタ (S/C)にて中心 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
		原子炉格納容器内 の水素濃度	原子炉格納容器内 の水素濃度	2	1	1	①	-	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(S/C)	2	2	1	1	1	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(S/C)にて中心 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
		原子炉格納容器内 の水素濃度	原子炉格納容器内 の水素濃度	2	1	1	①	-	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(D/W)	2	2	1	1	1	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(D/W)又は格 納容器内水素濃度モニタ (S/C)にて中心 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
		原子炉格納容器内 の水素濃度	原子炉格納容器内 の水素濃度	7	7	1	6	①	-	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(S/C)	8	8	4	4	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(S/C)にて中心 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
		原子炉格納容器内 の水素濃度	原子炉格納容器内 の水素濃度	7	7	1	6	①	-	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(D/W)	8	8	4	4	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(D/W)又は格 納容器内水素濃度モニタ (S/C)にて中心 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
		原子炉格納容器内 の水素濃度	原子炉格納容器内 の水素濃度	7	7	1	6	①	-	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(S/C)	8	8	4	4	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(S/C)にて中心 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
		原子炉格納容器内 の水素濃度	原子炉格納容器内 の水素濃度	7	7	1	6	①	-	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(D/W)	8	8	4	4	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(D/W)又は格 納容器内水素濃度モニタ (S/C)にて中心 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
		原子炉格納容器内 の水素濃度	原子炉格納容器内 の水素濃度	7	7	1	6	①	-	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(S/C)	8	8	4	4	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(S/C)にて中心 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
		原子炉格納容器内 の水素濃度	原子炉格納容器内 の水素濃度	7	7	1	6	①	-	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(D/W)	8	8	4	4	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(D/W)又は格 納容器内水素濃度モニタ (S/C)にて中心 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
		原子炉格納容器内 の水素濃度	原子炉格納容器内 の水素濃度	7	7	1	6	①	-	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(S/C)	8	8	4	4	原子炉格納容器内水素濃度 モニタ(S/C)にて中心 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		抽出パラメータ					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分I直流電源 を基命した場合	ハラムメータ 分類	補形パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後		SBO影響 区分I直流電源 を基命した場合	区分II直流電源 を基命した場合
非常時操作手順書(シビ アアシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィル タベント」	原子炉格納容器内 の圧力	ドライウエール圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能。 監視項目は主要パラ メータにて確認。
		原子炉格納容器内 の圧力	1	1	1	0	①	-	【ドライウエール圧力】 ドライウエール圧力	2	0	0	0	監視可能で格別は代替監視可能 用計器により代替監視可能。 直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能。
		原子炉格納容器内 の圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内 空気温度により代替監視可能。 監視項目は主要パラ メータにて確認。
		原子炉格納容器内 の圧力	11	11	11	0	①	-	ドライウエール温度	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエール 圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替 監視可能。
		原子炉格納容器内 の温度	4	4	0	4	①	-	サブレーションプール水温度	16	16	0	16	サブレーションプール水温度の上昇により 代替監視可能。
		原子炉格納容器内 の温度	16	16	0	16	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室圧 力により代替監視可能。
		最終ヒートシンク の確保	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気温度の温度変化により代 替監視可能。
		最終ヒートシンク の確保	1	1	1	0	①	-	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により 監視項目は代替パラ メータにて確認。
		最終ヒートシンク の確保	1	1	1	0	①	-	フィルタ装置出口圧力(広帯域)	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により 監視項目は代替パラ メータにて確認。
		最終ヒートシンク の確保	3	3	3	0	①	-	フィルタ装置水位(広帯域)	3	3	3	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により 監視項目は代替パラ メータにて確認。
最終ヒートシンク の確保	3	3	3	0	①	-	フィルタ装置水温度	3	3	3	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により 監視項目は代替パラ メータにて確認。		
最終ヒートシンク の確保	2	2	1	1	①	-	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により 監視項目は代替パラ メータにて確認。		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	SBO	
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分I 電源喪失 を発生した場合	区分II 電源喪失 を発生した場合	パラメータ 分類	補償パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1)原子炉格納容器フィルターシステムによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（取組操作含む） b. フィルタ装置への水補給	補機監視機能	3	3	3	0	①	-	フィルタ装置水位（広帯域）	2	2	1	1	-	計器故障等
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルターシステム」	補機監視機能	3	3	3	0	①	-	フィルタ装置水位（広帯域）	2	2	1	1	-	計器故障等
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1)原子炉格納容器フィルターシステムによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（取組操作含む） c. 原子炉格納容器フィルターシステム系停止後の蒸気ガスバース	補機監視機能	2	2	0	0	①	-	格納容器内水蒸気濃度(D/W)	2	2	1	1	-	原子炉格納容器内の水蒸気ガスが原子炉格納容器フィルターシステム系から代替監視可能。
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルターシステム」	補機監視機能	1	1	1	0	①	-	格納容器内水蒸気濃度(S/C)	1	1	1	0	-	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルターシステム系より蒸気の健全性を代替監視可能。
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1)原子炉格納容器フィルターシステムによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（取組操作含む） d. フィルタ装置への蒸気補給	補機監視機能	3	3	3	0	①	-	ドラウウェル圧力	1	1	1	0	-	蒸気の健全性を代替監視可能。
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルターシステム」	補機監視機能	3	3	3	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	-	蒸気の健全性を代替監視可能。

重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	監視パラメータ				抽出パラメータ				計器				評価			
	分類	計器名称	計器数	直後	SDO影響 区分Ⅰ直流電源 を基命した場合	SDO影響 区分Ⅱ直流電源 を基命した場合	バックアップ 電源	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SDO影響 区分Ⅰ直流電源 を基命した場合		SDO影響 区分Ⅱ直流電源 を基命した場合	計器故障等	SDO
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2)代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 a.代替循環冷却による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉格納容器内空気放射線モニタ(D/S)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上限により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。		
	原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉格納容器内空気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上限により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。		
	原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	0	0	①	-	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (熱帯域) 【残留熱除去系熱交換器入口温度】	2 2 2 2	2 2 2 2	1 1 1 1	1 1 1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により代替監視可能。 残留熱除去系熱交換器温度であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。		
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエール圧力	1	1	0	0	①	-	圧力抑制室圧力 ドライウエール温度 【ドライウエール圧力】	1 11 2	1 11 0	1 11 0	0 0 0	0 0 0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエール温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエール圧力(常用計器)により代替監視可能。 監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の温度	圧力抑制室圧力	1	1	0	0	①	-	ドライウエール圧力	1	1	1	0	0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内圧力を計測することができ、監視可能。 監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエール温度	11	11	0	0	①	-	ドライウエール温度	11	11	11	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエール温度により代替監視可能。 監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の温度	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	-	圧力抑制室内空気温度 【圧力抑制室圧力】	4 2	4 2	0 1	0 0	0 0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内圧力を計測することができ、監視可能。 監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	電源の確保	電源の確保	4-2母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の交電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	監視事項は主要パラメータにて確認。
	水源の確保	水源の確保	圧力抑制室水位	2	2	1	1	①	-	サブプレッションポンプ水温度 圧力抑制室圧力 サブプレッションポンプ水温度 圧力抑制室圧力	16 1 16 1	16 1 16 1	0 1 0 0	0 0 0 0	0 0 0 0	サブプレッションポンプ水温度の上限により代替監視可能。 圧力抑制室圧力により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。 監視事項は主要パラメータにて確認。
	電源の確保	電源の確保	4-2母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の交電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	SBO	
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を駆動した場合	区分Ⅱ直流電源を駆動した場合	補助パラメータ分類理由	パラメータ分類	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を駆動した場合			区分Ⅱ直流電源を駆動した場合
非常時操作手順書 （「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」） 非常時操作手順書 （「代替循環冷却ポンプによる原子炉注水」「代替循環冷却系ポンプによるドラライウェルスプレイ」）	原子炉圧力容器内の水位	「原子炉水位（燃料床）」	3	0				高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	原子炉圧力容器内への注水流量と燃料の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉水位（燃料床）	2	1				原子炉格納容器下部冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
		原子炉水位（燃料床）	2	1				高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
		原子炉水位（燃料床）	2	1				低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
		原子炉水位（燃料床）	2	1				代替循環冷却系ポンプ出口流量	3	3	1	1		2
		原子炉水位（燃料床）	2	1				代替循環冷却系ポンプ出口流量	5	5	5	5		4
		原子炉水位（燃料床）	2	1				原子炉圧力	2	2	1	1		1
		原子炉水位（燃料床）	2	1				原子炉圧力	2	2	1	1		1
		原子炉水位（燃料床）	2	1				原子炉圧力	2	2	1	1		1
		原子炉水位（燃料床）	2	1				原子炉圧力	2	2	1	1		1
補機監視機能 最終ヒートシンクの確保	原子炉格納容器内の圧力	原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力から、ドラライウェル速度により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0		
		原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0		
		原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0		
		原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0		
		原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0		
		原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0		
		原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0		
		原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0		
		原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0		
補機監視機能 最終ヒートシンクの確保	原子炉格納容器内の圧力	原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力から、ドラライウェル速度により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0		
		原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0		
		原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0		
		原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0		
		原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0		
		原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0		
		原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0		
		原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0		
		原子炉圧力	1	1	0			原子炉圧力	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等	評価	SBO	
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 [区分I直道電源] を延命した場合	SBO影響 [区分II直道電源] を延命した場合	計器名称	計器数				直後
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)原子炉格納容器下部注水系 a.原子炉格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉格納容器内の放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	1	1	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	1	1	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器内出口温度	2	2	2	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内水位(燃料域)	3	3	1	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器内水位(広帯域)	2	2	1	1	1	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器内圧力	2	2	1	1	1	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器内圧力	2	2	1	1	1	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内温度	11	11	11	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内温度	2	2	1	1	1	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉格納容器内水素濃度(D/W)	4	4	4	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	1	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉格納容器内水素濃度	4	4	4	0	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内水素濃度	2	2	1	1	1	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	排出パワームータを計測する計器				SBO影響				排出パワームータの代替パワームータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	パワームータ 分類	補助パワームータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	計器故障等	SBO
非常時操作手順書 (シリアクシデント) 「注水ストラテジー-3a」 等	原子炉格納容器内の 水位	原子炉格納容器下部水位	原子炉格納容器下部注水流量	12	12	6	6	①	-	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	原子炉格納容器への注水量により代替監視 可能。	監視事項は主要パワ ームータにて確認。
		ドライウェル水位	原子炉格納容器下部注水流量	6	6	3	3	①	-	原子炉格納容器下部注水流量	2	2	1	0	原子炉格納容器への注水量により代替監視 可能。	監視事項は主要パワ ームータにて確認。
		原子炉格納容器へ の注水量	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	①	-	ドライウェル水位	6	6	3	3	原子炉格納容器下部水位及びドライウェル 水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パワ ームータにて確認。
非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる 格納容器下部注水」	補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化によ り代替監視可能。	監視事項は主要パワ ームータにて確認。
		水源の確保	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	0			高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	原子炉格納容器下部注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パワ ームータにて確認。
非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる 格納容器下部注水」	水源の確保	原子炉格納容器下部注水流量	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	原子炉格納容器下部注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パワ ームータにて確認。
		原子炉格納容器下部注水流量	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	原子炉格納容器下部注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パワ ームータにて確認。
		原子炉格納容器下部注水流量	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	原子炉格納容器下部注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パワ ームータにて確認。
		原子炉格納容器下部注水流量	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	原子炉格納容器下部注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パワ ームータにて確認。
		原子炉格納容器下部注水流量	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	原子炉格納容器下部注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パワ ームータにて確認。
		原子炉格納容器下部注水流量	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	原子炉格納容器下部注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パワ ームータにて確認。
		原子炉格納容器下部注水流量	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	原子炉格納容器下部注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パワ ームータにて確認。
		原子炉格納容器下部注水流量	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	原子炉格納容器下部注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パワ ームータにて確認。
		原子炉格納容器下部注水流量	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	原子炉格納容器下部注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パワ ームータにて確認。
		原子炉格納容器下部注水流量	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	原子炉格納容器下部注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パワ ームータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			計器故障等	評価	SBO
		分類	計器名称	計器数	直後	直後	直後			
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水系 b. 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 非常時操作手順書 (シリアクティブメント) 「注水スタートラック-3a」 等 重大事故等対応手順書 「大重量送水システム」 に関する格納容器 下部注水 「大容量送水ポンプ (タイプI) 又はタイプII」による送水	原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却のための対応手順	抽出パラメータ	抽出パラメータ	抽出パラメータ	抽出パラメータ	抽出パラメータ	抽出パラメータ	抽出パラメータ	抽出パラメータ	抽出パラメータ
	原子炉格納容器内の放射線量率	①	1	1	1	0	0	0	原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の放射線量率	①	1	1	1	0	0	0	原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の放射線量率	①	5	0	0	2	2	2	原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の放射線量率	①	3	1	0	3	3	3	原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の放射線量率	①	2	1	1	2	2	2	原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の放射線量率	①	2	1	1	2	2	2	原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の放射線量率	①	3	1	0	3	3	3	原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の放射線量率	①	2	1	1	2	2	2	原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の放射線量率	①	2	1	1	2	2	2	原子炉格納容器内の放射線量率	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	監視パラメータ										評価			
	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器数	計器名称	SBO影響			SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源を基とした場合	直後	区分Ⅰ直流電源を基とした場合			直後	区分Ⅰ直流電源を基とした場合				
対応手段 非常時操作手順書 (シリアクアララント) (注: ストワラワー-3a) 等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプⅠ)」による格納容器下部注水 「大容量送水ポンプ(タイプⅠ)又はタイプⅡ」による送水	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	11	11	0	①	0	ドライウエル圧力	1	1	0	格納温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の水蒸気濃度	格納容器内雰囲気水蒸気濃度(D/W)	2	2	1	①	1	格納容器内雰囲気水蒸気濃度	4	4	0	直接的に格納容器内水蒸気濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の水蒸気濃度	格納容器内水蒸気濃度(S/C)	2	2	1	①	1	格納容器内雰囲気水蒸気濃度	4	4	0	直接的に格納容器内水蒸気濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の水蒸気濃度	格納容器内水蒸気濃度(S/C)	4	4	0	①	0	格納容器内水蒸気濃度(D/W)	2	2	1	直接的に格納容器内水蒸気濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	制御棒の位置	【制御棒位置指示系】	1	1	0	②	0	制御棒位置指示系	8	8	0	制御棒位置指示系は、原子炉出力制限モニタにより、本機は制御の直達可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	制御棒駆動機構の温度	制御棒駆動機構温度	1	0	0	③	0	制御棒駆動機構の温度を制御するパラメータ	-	-	-	-	-	-
	電源の確保	4-次母線電圧	1	1	1	③	1	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-
	電源の確保	4-2母線電圧	1	1	1	③	1	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-
	電源の確保	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	③	1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-
	電源の確保	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	③	1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-
水源地の確保	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	③	1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	
	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	③	1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	
水源地の確保	淡水貯水槽(No.1)	「発電所対策本部」に確認	③					淡水貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	
	淡水貯水槽(No.2)	「発電所対策本部」に確認	③					淡水貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	
操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位	12	12	6	①	6	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	原子炉格納容器への注水量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器への注水量	ドライウエル水位	6	6	3	①	3	原子炉格納容器下部注水流量	2	2	1	原子炉格納容器への注水量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	①	0	原子炉格納容器下部注水流量	12	12	6	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
水源地の確保	淡水貯水槽(No.1)	「発電所対策本部」に確認	③				淡水貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	
水源地の確保	淡水貯水槽(No.2)	「発電所対策本部」に確認	③				淡水貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後	直後	直後	直後	計器故障等				
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)原子炉格納容器下部注水系 e.ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー-3a」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる格納容器下部注水」 判断基準 (1/2)	格納容器内帯電放射線モニタ (D/A)	2	2	1	1	①	-	1	1	0	0	エリア放射線モニタの放射線モニタにより代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	格納容器内帯電放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	①	-	1	1	0	0	エリア放射線モニタの放射線モニタにより代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉圧力容器内の放射線量率	5	5	5	0	①	-	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の放射線量率を推定し、放射線量/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉圧力容器内の温度	3	3	1	0	①	-	1	1	1	0	放射線除去設備の入口温度により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉圧力容器内の水位	2	2	1	1	①	-	1	1	0	0	放射線除去設備の入口温度により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉圧力容器内の水位	3	3	1	0	①	-	1	1	1	0	放射線除去設備の入口温度により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉圧力容器内の水位	2	2	1	1	①	-	1	1	1	0	放射線除去設備の入口温度により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉圧力容器内の圧力	2	2	1	1	①	-	1	1	1	0	0	放射線除去設備の入口温度により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉圧力容器内の圧力	2	2	1	1	①	-	1	1	1	0	0	放射線除去設備の入口温度により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉圧力容器内の圧力	1	1	1	0	①	-	1	1	1	1	0	放射線除去設備の入口温度により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価							
		分類	計器名称	計器数	直後	直後	計器数	直後	計器故障等		SBO						
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 低圧代償注水系統（確認）による原子炉圧力容器への注水 a. 低圧代償注水系統（確認）による原子炉圧力容器への注水 非常時操作手順書 （シリアクワデント） 「注水ストラテジー」 等 非常時操作手順書 （設備別） 「炉水移送ポンプによる 原子炉注水」	原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉格納容器内の放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	1	1	1	0	0	エリア放射線モニタの放射線モニタの放射線モニタにより代替監視可能。 エリア放射線モニタの放射線モニタにより代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口流量により代替監視可能。					
		原子炉圧力容器内の温度	5	5	0	0	0	0	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口流量により代替監視可能。				
		原子炉圧力容器内の水位	3 2 2	1 1 1	0 1 1	0 1 1	0 1 1	0 1 1	0 1 1	0 1 1	0 1 1	0 1 1	0 1 1	原子炉格納容器内の水位により代替監視可能。 原子炉圧力容器内の水位により代替監視可能。 原子炉圧力容器内の水位により代替監視可能。			
		原子炉格納容器内の放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	1	1	1	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口流量により代替監視可能。			
	電源の確保	4-2C母線電圧 4-2D母線電圧 125V直流主母線2A電圧 125V直流主母線2B電圧 125V直流主母線2A-1電圧 125V直流主母線2B-1電圧	4-2C母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。 原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。 原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。		
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。 原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。 原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。	
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。 原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。 原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。	
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。 原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。 原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。	
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。 原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。 原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。	
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。 原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。 原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。	
			原子炉格納容器内の放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	原子炉格納容器内の放射線モニタの放射線モニタにより代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口流量により代替監視可能。
			原子炉圧力容器内の温度	5	5	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口流量により代替監視可能。
			原子炉格納容器内の放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	原子炉格納容器内の放射線モニタの放射線モニタにより代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口流量により代替監視可能。
			原子炉格納容器内の放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	原子炉格納容器内の放射線モニタの放射線モニタにより代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口流量により代替監視可能。
原子炉格納容器内の放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	原子炉格納容器内の放射線モニタの放射線モニタにより代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口流量により代替監視可能。			
原子炉格納容器内の放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	原子炉格納容器内の放射線モニタの放射線モニタにより代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口流量により代替監視可能。			

重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	SBO	
	分類	計器名称	計器数	直後	直後	直後	直後	直後			
対応手段 非正常時操作手順書 (シリアクシデント) 「注水ストラテジー」 等 非正常時操作手順書 (「放射後注水」による 原子炉注水)	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	計器名称	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	計器故障等 復水貯蔵タンクを水漏とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
操作 (1/2)	原子炉圧力容器内の水位	【原子炉水位(燃料床)】 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料床)	計器名称	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	計器故障等 復水貯蔵タンクを水漏とする系統のポンプが故障し、原子炉圧力容器内の水位が確保されていないことを監視可能。 復水貯蔵タンクを水漏とする系統のポンプが故障し、原子炉圧力容器内の水位が確保されていないことを監視可能。 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。 熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と集積の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
操作 (1/2)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	計器名称	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	計器故障等 復水貯蔵タンクを水漏とする系統のポンプが故障し、原子炉圧力容器内の圧力が低下することを確認可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	
			抽出パラメータ分類	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	0	1	

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				詳細					
		分類	計器名称	計器数	直後	直後	計器数	直後	直後	計器故障等	SBO				
非常時操作手順書 (シリアクティバント) 「注水ストラタジー」 等 非常時操作手順書 (稼働別) 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」	原子炉圧力容器への注水量	残り熱除去系送浄ライン流量(残り熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)	1	1	0	0	0	2	2	1	1	残り熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能な復水移送ポンプの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
	原子炉圧力容器への注水量	残り熱除去系送浄ライン流量(残り熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)	1	1	0	1	1	2	2	1	1	1	残り熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能な復水移送ポンプの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	相機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	0	1	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
操作 (2/2)	水源の確保	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	0	0	1	1	0	1	1	高圧代替注水系ポンプ出口流量	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0	高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		残り熱除去系送浄ライン流量(残り熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	1	残り熱除去系送浄ライン流量(残り熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)	監視事項は主要パラメータにて確認。
		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	1	復水貯蔵タンク水位	監視事項は主要パラメータにて確認。
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	1	高圧代替注水系ポンプ出口流量	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	監視事項は主要パラメータにて確認。
		高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	1	高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量	監視事項は主要パラメータにて確認。
		残り熱除去系送浄ライン流量(残り熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	1	残り熱除去系送浄ライン流量(残り熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)	監視事項は主要パラメータにて確認。
		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	1	復水貯蔵タンク水位	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等	評価	SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分I直流電源 を基とした場合	SBO影響 区分II直流電源 を基とした場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由				計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分I直流電源 を基とした場合
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下・遊離、防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 b. 低圧代注注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉格納容器内の放射線モニタ (D/μ)	2	2	1	1	①	-	【エリア放射線モニタ】	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		格納容器内空間気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	①	-	【エリア放射線モニタ】	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。		
		原子炉圧力容器内の電圧	5	5	5	0	①	-	原子炉圧力 原子炉水位（低圧域） 原子炉水位（燃料域） 【残留熱除去系熱交換器入口温度】	2 2 2 2	2 2 2 2	1 1 1 0	1 1 1 0	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。		
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（燃料域）	3	3	1	0	①	-	原子炉圧力	1	1	1	0	0	原子炉圧力容器内への注水流量と系内の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉水位（低圧域）	2	2	1	1	①	-	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系） ライン排水流量	1	1	1	0	0		
		原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	-	残留熱除去系排水ライン流量 （残留熱除去系） ライン排水流量	1	1	1	0	0		
		原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	-	低圧代注注水系ポンプ出口流量	1	1	1	0	0		
		原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	-	高圧代注注水系ポンプ出口流量	1	1	1	0	0		
	電源の確保	4+2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	異常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	0	原子炉圧力容器の過熱による原子炉圧力容器内の注水流量と系内の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
		4+2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	異常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	0	
		125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	異常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	0	
125V直流主母線2B電圧		1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	異常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	0		
125V直流主母線2A-1電圧		1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	異常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	0		
125V直流主母線2B-1電圧		1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	異常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	0		
125V直流主母線2A-1電圧		1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	異常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	0		
水源の確保	淡水貯水槽 (No.1)	「発電所対策本部」に確認		③	淡水貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	③	淡水貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	③	淡水貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	淡水貯水槽 (No.2)	「発電所対策本部」に確認		③	淡水貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	③	淡水貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	③	淡水貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	監視システム											
	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器			
	直後	区Ⅰ電源喪失を発生した場合	区Ⅱ電源喪失を発生した場合	区Ⅲ電源喪失を発生した場合	計器数	計器名	抽出パラメータ	抽出パラメータ	直後	区Ⅰ電源喪失を発生した場合	区Ⅱ電源喪失を発生した場合	区Ⅲ電源喪失を発生した場合
対応手段 非常時操作手順書 （シフトマニュアル） 等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ1）」による原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位	3 2 2	1 1 1	0 0 1	①	-	【原子炉水位（燃料域）】 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（燃料域）	高圧代注水ポンプ出口流量	1	1	0	1
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0
操作	原子炉圧力容器内の圧力	2	2	1	①	-	残留熱除去系洗浄ライン流量 （燃料域）	1	1	0	1	
							残留熱除去系ヘッドスプレイレイン流量 （燃料域）	1	1	1	0	
監視事項は主要バラメータにて確認。	原子炉圧力容器への注水量	1	1	0	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	
							原子炉圧力容器（燃料域） 残留熱除去系隔離容器冷却ライン （洗浄流量）	2	2	2	1	
監視事項は主要バラメータにて確認。	水源の確保	-	-	-	-	-	淡水貯水槽 (No.1)	1	1	1	0	
							淡水貯水槽 (No.2)	1	1	1	0	

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータを計測する計器		計器故障等		評価	SBO					
		分類	計器名称	計器数	直後	直後	直後	計器数	計器名称			計器数	直後	直後		
1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遊星、防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 (2) 注水ポンプによる原子炉圧力容器への注水	原子炉格納容器内の放射線モニタの放射線量率 原子炉圧力容器内の重量 原子炉圧力容器内の水位 電源の確保 水源の確保	格納容器内空気放射線モニタ(D/A)	2	2	1	1	1	1	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上限により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。			
		格納容器内空気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	1	1	1	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上限により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。		
		原子炉圧力容器内の重量	5	5	0	0	0	0	2	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。		
		原子炉圧力容器内の水位	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1	0 1 1	0 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	0 1 0	0 1 0	0 1 0	放射線除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と放射線の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
		4-2C母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力容器の漏水を推定可能。	
		4-2D母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力容器の漏水を推定可能。	
		125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力容器の漏水を推定可能。	
		125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力容器の漏水を推定可能。	
		125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力容器の漏水を推定可能。	
		125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力容器の漏水を推定可能。	
		ろ過水タンク水位														

重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	監視システム										SBO
	抽出パラメータを計測する計器	抽出パラメータの代替メータを計測する計器		計器名称	抽出パラメータ分類理由	バッチメータ分類	SBO影響		計器故障等	詳細	
項目	直後	直後	直後				直後	直後			直後
対応手段 非常時操作手順書 (シリアアクシデント) 「注水ストラテジー」 等 非常時操作手順書 (シリアアクシデント) 「注水ストラテジー」による原 子炉注水	原子炉圧力容器内の水位	3	3	1	0	①	蒸気圧力	蒸気圧力	蒸気圧力	蒸気圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉圧力	2	2	1	1	①	原子炉圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉圧力容器内の圧力	2	2	1	1	①	原子炉圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (燃料液)	1	1	1	0	①	残留熱除去系洗浄ライン流量	残留熱除去系洗浄ライン流量	残留熱除去系洗浄ライン流量	残留熱除去系洗浄ライン流量	監視事項は主要パラメータにて確認。
	残留熱除去系ヘッドスプレイ流量 (燃料液)	1	1	1	0	①	残留熱除去系ヘッドスプレイ流量	残留熱除去系ヘッドスプレイ流量	残留熱除去系ヘッドスプレイ流量	残留熱除去系ヘッドスプレイ流量	監視事項は主要パラメータにて確認。
	残留熱除去系格納容器冷却ライン流量 (燃料液)	1	1	1	0	①	残留熱除去系格納容器冷却ライン流量	残留熱除去系格納容器冷却ライン流量	残留熱除去系格納容器冷却ライン流量	残留熱除去系格納容器冷却ライン流量	監視事項は主要パラメータにて確認。
	ろ過水ポンプ出口圧力	1	1	1	1	①	ろ過水ポンプ出口圧力	ろ過水ポンプ出口圧力	ろ過水ポンプ出口圧力	ろ過水ポンプ出口圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
	ろ過水タンク水位	1	1	1	1	①	ろ過水タンク水位	ろ過水タンク水位	ろ過水タンク水位	ろ過水タンク水位	監視事項は主要パラメータにて確認。
	補機監視機能	1	1	1	1	①	ろ過水ポンプ出口圧力	ろ過水ポンプ出口圧力	ろ過水ポンプ出口圧力	ろ過水ポンプ出口圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
	水源の確保	1	1	1	1	①	ろ過水タンク水位	ろ過水タンク水位	ろ過水タンク水位	ろ過水タンク水位	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出バラムメータを計測する計器				抽出バラムメータの代替バラムメータを計測する計器				評価					
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	バラムメータ 分類	補助バラムメータ 分類理由		計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	原子炉格納容器内の放射線モニタ (D/B)	原子炉格納容器内の放射線モニタ	2	2	1	1	①	-	[エリア]放射線モニタ	1	1	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。 監視事項は主要バラメータにて確認。
		格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	①	-	[エリア]放射線モニタ	1	1	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。 監視事項は主要バラメータにて確認。
非常時操作手順書 (シビアアクシデント)「注水ストラテジー」等 判断基準 (1/2)	原子炉圧力容器内の重量	原子炉圧力容器内の重量	5	5	0	0	①	-	原子炉圧力 原子炉水位 (狹帯域) 原子炉水位 (標準域) [残留熱除去系熱交換器入口温度]	2 2 2	2 2 0	1 1 0	1 1 0	1 1 0	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。
		原子炉圧力容器内の水位	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉格納容器冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン流量) 残留熱除去系洗浄ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ注水ポンプ出口流量 代替格納冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量	1 1 1 1 1 1 3 3 2 2	1 1 1 1 1 1 5 5 2 2	0 0 0 0 0 0 1 1 1 1 1 1	0 0 0 0 0 0 2 2 1 1 1 1	0 0 0 0 0 0 2 2 1 1 1 0	溶融炉心に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原子炉圧力容器の漏れを推定可能。
非常時操作手順書 (設備別)「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (中央制御室)」	原子炉圧力容器内の水位	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉格納容器冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン流量) 残留熱除去系洗浄ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ注水ポンプ出口流量 代替格納冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量	1 1 1 1 1 1 3 3 2 2	1 1 1 1 1 1 5 5 2 2	0 0 0 0 0 0 1 1 1 1 1 1	0 0 0 0 0 0 2 2 1 1 1 0	0 0 0 0 0 0 2 2 1 1 1 0	溶融炉心に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原子炉圧力容器の漏れを推定可能。	

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等	SBO				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を失った場合	パワーマーター 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	区分Ⅰ直流電源 を失った場合	区分Ⅱ直流電源 を失った場合	
非常時操作手順書 (シリアクシデント) 「注水スタートラフェン-1」 等 非常時操作手順書 (シリアクシデント) 「緊急代替注水ポンプ による原子炉注水(中央 制御室)」	原子炉圧力 の圧力	原子炉圧力容器内 の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力センサー 1	1	0	1	緊急代替注水ポンプ入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉圧力センサー駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉圧力センサー駆動用タービンの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	電源の確保	125V直流主母線2B-1電圧		1	1	1	1	③	電源電線の電圧状態を監視するパワーマーター	原子炉水位(広幹線) 2 原子炉水位(燃料線) 2	2 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	
	判断基準 (2/2)									高圧代替注水ポンプ出口流量 1	1	0	1	高圧代替注水ポンプ出口流量	
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ系ポンプ) 1	1	1	0	残留熱除去系洗浄ライン流量	復水貯蔵タンクを水溜とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。
										復水貯蔵タンク水位 1	1	0	1	復水貯蔵タンク水位	監視事項は主要パラメータにて確認。
										高圧代替注水ポンプ出口流量 1	1	1	0	高圧代替注水ポンプ出口流量	
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 1	1	0	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	復水貯蔵タンクを水溜とする系統のポンプが故障した際の注水により、原子炉内の水位が確保されていることを監視可能。
										復水貯蔵タンク水位 1	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	
										原子炉水位(広幹線) 2	2	1	1	原子炉水位(広幹線)	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。
										原子炉水位(燃料線) 2	2	1	1	原子炉水位(燃料線)	

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替メータを計測する計器				評価	SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	直後	直後	直後	直後					
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遊星・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 e. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 非常時操作手順書 (シリアクシダント) 「注水ストラテジー」 非常時操作手順書 (設備別) 「ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入」	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内のほう酸水水位 電源の確保 水源の確保	格納容器内空気気放熱線モニタ(D/Φ)	2	2	1	1	1	1	1	0	0	エリア放熱線モニタの上昇により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。		
		格納容器内空気気放熱線モニタ(S/C)	2	2	1	1	1	1	1	1	0	0	エリア放熱線モニタの上昇により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉圧力容器内の温度	5	5	5	0	0	0	0	0	1	1	原子炉圧力容器内温度計は、原子炉圧力容器内温度計と原子炉圧力容器内温度計との関係にあると想定し、原子炉圧力容器内温度計の故障により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉圧力容器内のほう酸水水位	3 3 2	1 1 1	0	0	0	0	0	0	1	1	ほう酸水水位計は、原子炉圧力容器内ほう酸水水位計と原子炉圧力容器内ほう酸水水位計との関係にあると想定し、原子炉圧力容器内ほう酸水水位計の故障により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
		電源の確保	4+2C母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	原子炉圧力容器の電源の確保は、原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
		水源の確保	4-2D母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	原子炉圧力容器の電源の確保は、原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
		電源の確保	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	原子炉圧力容器の電源の確保は、原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
		電源の確保	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	原子炉圧力容器の電源の確保は、原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
		電源の確保	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	原子炉圧力容器の電源の確保は、原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
		電源の確保	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	原子炉圧力容器の電源の確保は、原子炉圧力容器の電源の確保により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
		電源の確保	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位は、ほう酸水注入系貯蔵タンク水位により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等	評価	SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	直後	計器数	直後	SBO影響						
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 1.制御機駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 非常時操作手順書 (シリアクシダント) 「注水ストラテジー」 非常時操作手順書 (整備別) 「制御機駆動水ポンプに による原子炉注水」	格納容器内の放射線量率	原子炉圧力容器内の放射線量率 (S/C)	2	2	1	1	1	1	0	0	0	エリア放射線モニタの代替監視可能。 エリア放射線モニタの代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内気飽和圧力との関係により代替監視可能。 放射線除去系が運転状態であれば、残留熱除去系が運転状態により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。 監視事項は主要パラメータにて確認。		
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内の温度	5	5	5	0							原子炉圧力容器内気飽和圧力との関係により代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系が運転状態により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉圧力容器内の水位	【原子炉水位（整備域）】 原子炉水位（高帯域） 原子炉水位（低帯域）	3 2 2	1 1 1	1 1 1	0 1 1							残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系が運転状態により代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系が運転状態により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	電源の確保	6-2C母線電圧		1	1	1	1	1	1	1	1	1	異常な原子炉圧力容器内の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		6-2D母線電圧		1	1	1	1	1	1	1	1	1	異常な原子炉圧力容器内の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		4-2C母線電圧		1	1	1	1	1	1	1	1	1	異常な原子炉圧力容器内の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		4-2D母線電圧		1	1	1	1	1	1	1	1	1	異常な原子炉圧力容器内の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		125V直流主母線2A電圧		1	1	1	1	1	1	1	1	1	異常な原子炉圧力容器内の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		125V直流主母線2B電圧		1	1	1	1	1	1	1	1	1	異常な原子炉圧力容器内の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		125V直流主母線2A-1電圧		1	1	1	1	1	1	1	1	1	異常な原子炉圧力容器内の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	125V直流主母線2B-1電圧		1	1	1	1	1	1	1	1	1	異常な原子炉圧力容器内の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		

重大事故等対処に係る監視事項 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等		評価	SBO		
		分類	計器名称	計器数	補助パラメータ分類理由	パラメータ分類	直後	区Ⅰ直流電源を失った場合	区Ⅱ直流電源を失った場合	区Ⅲ直流電源を失った場合	直後			区Ⅰ直流電源を失った場合	区Ⅱ直流電源を失った場合
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー1」 非常時操作手順書 (稼働別) 「制御機駆動水ポンプによる原子炉注水」	監視監視機能 水源の確保	原子炉補機冷却水系系流量	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	復水貯蔵タンクを水溜りする系統のうち、復水貯蔵タンクに流入する系統の流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	復水貯蔵タンクを水溜りする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。
		高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	
		復水移送ポンプ出口圧力	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	
		高圧代替注水系ポンプ出口圧力	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	
		原子炉水位 (広領域)	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	

重大事故等対処に係る監視事項

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

対処手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を遮断した場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を遮断した場合	計器故障等	SBO
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対処手順 (1)原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素濃度抑制 h.可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	原子炉格納容器内の放射線率	格納容器内窒素ガス放射線モニタ (D/M)	2	2	1	1	①	-	[エリア]放射線モニタ	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
		格納容器内窒素ガス放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	①	-	[エリア]放射線モニタ	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉圧力容器内の速度	原子炉圧力容器内の速度	5	5	5	0	①	-	原子炉圧力 原子炉水位 (広領域) 原子炉水位 (密領域) 【残留熱除去系熱交換器入口温度】	2 2 2	2 2 0	1 1 0	1 1 0	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
		格納容器内窒素ガス放射線モニタ (D/M)	2	2	0	0	①	-	格納容器内窒素ガス放射線モニタ (D/M) 格納容器内窒素ガス放射線モニタ (S/C) ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	2 2 1 1	2 2 1 1	1 1 1 1	1 1 0 0	格納容器内窒素ガス放射線モニタ (D/M)又は格納容器内窒素ガス放射線モニタ (S/C)にて炉心相関を判断するとともに、解析結果によりドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
操作	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内窒素ガス放射線モニタ (D/M)	2	2	0	0	①	-	格納容器内窒素ガス放射線モニタ (D/M) 格納容器内窒素ガス放射線モニタ (S/C) ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	2 2 1 1	2 2 1 1	1 1 1 1	1 1 0 0	格納容器内窒素ガス放射線モニタ (D/M)又は格納容器内窒素ガス放射線モニタ (S/C)にて炉心相関を判断するとともに、解析結果によりドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	直後	直後	計器数	計器名称	計器数		直後		
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2)炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 a.原子炉格納容器フィラメント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 原子炉格納容器フィラメントベント」	原子炉格納容器内の放射線量	原子炉格納容器内の放射線モニタ (D/W)	2	2	1	1	①	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の放射線量	原子炉格納容器内の放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	①	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	2	2	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	11	11	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内空気温度	1	1	1	0	①	4	4	0	4	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内水素濃度	11	11	11	0	①	1	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉格納容器内水素濃度 (D/W)	4	4	0	4	①	16	16	0	16	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉格納容器内水素濃度 (S/C)	2	2	1	1	①	4	4	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉格納容器内空気水素濃度	4	4	0	0	①	2	2	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の酸素濃度	原子炉格納容器内酸素濃度	2	2	0	0	①	2	2	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	1	1	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	1	1	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	1	1	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		125V直流主母線2H電圧	1	1	1	1	③	1	1	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
		125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	1	1	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	125V直流主母線2H-1電圧	1	1	1	1	③	1	1	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	

重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	監視パラメータ										評価		
	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
	分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を失った場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後		SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を失った場合	
対応手段	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	1	①	-	[エア]放射線モニタ	1	1	0	リア放射線モニタの上昇により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の放射線濃度	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	①	-	[エア]放射線モニタ	1	1	0	直接的に格納容器内放射線濃度を計測することにより、監視可能。	
		格納容器内放射線濃度 (D/W)	2	2	1	①	-	格納容器内雰囲気放射線モニタ	4	4	0	直接的に格納容器内放射線濃度を計測することにより、監視可能。	
		格納容器内放射線濃度 (S/C)	4	4	0	①	-	格納容器内放射線モニタ (D/W)又は格納容器内放射線モニタ (S/C)にて検出可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	2	2	1	1	直接的に格納容器内放射線濃度を計測することにより、監視可能。
	原子炉格納容器内の放射線濃度	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	0	①	-	格納容器内放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	直接的に格納容器内放射線濃度を計測することにより、監視可能。
		格納容器内放射線濃度 (D/W)	2	2	1	①	-	格納容器内放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	直接的に格納容器内放射線濃度を計測することにより、監視可能。
	操作	原子炉格納容器内の水位	格納容器内放射線濃度	2	1	1	①	-	格納容器内放射線モニタ (S/C)	1	1	0	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、放射線濃度の可能性を把握可能。
			圧力抑制室圧力	1	1	1	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制室圧力	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することにより、監視可能。
			ドライウエル圧力	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	11	11	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
原子炉格納容器内の温度		圧力抑制室圧力	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	2	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		ドライウエル圧力	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	4	4	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
原子炉格納容器内の圧力		圧力抑制室圧力	11	11	0	①	-	圧力抑制室圧力	2	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		ドライウエル圧力	11	11	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
原子炉格納容器内の温度		圧力抑制室圧力	4	4	0	①	-	圧力抑制室圧力	16	16	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		サブレーションアップル水温度	16	16	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
最終ヒートシートの確保	圧力抑制室圧力 (広帯域)	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	4	4	0	監視事項は主要パラメータにて確認。		
	圧力抑制室圧力 (広帯域)	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。		
原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制室圧力 (広帯域)	3	3	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。		
	圧力抑制室圧力 (広帯域)	3	3	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。		
原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制室圧力 (広帯域)	2	2	1	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。		
	圧力抑制室圧力 (広帯域)	2	2	1	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		抽出パラメータを計測する計器		SBO影響		抽出パラメータ		計器名称		計器数			計器故障等	
		直後	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	分類	補助パラメータ	理由	計器数	計器数	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			区分Ⅱ直流電源を延命した場合
1.9.2.1 水素濃度による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 原子炉格納容器水素濃度防止 b. 可燃性ガス濃度抑制系による原子炉格納容器内の水素濃度抑制	原子炉格納容器内の水素濃度	2	2	1	1	①	-	格納容器内水素濃度(D/W)	4	4	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉格納容器内の水素濃度	2	2	1	1	①	-	格納容器内水素濃度(S/C)	4	4	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉格納容器内の水素濃度	4	4	0	0	①	-	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉格納容器内の水素濃度	2	2	0	0	①	-	格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉格納容器内の酸素濃度	2	2	0	0	①	-	格納容器内酸素濃度放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	格納容器内酸素濃度放射線モニタ(D/W)又は格納容器内酸素濃度放射線モニタ(S/C)にて何れかを判断することにより、解析毎刻により相関を判断することにより、解析毎刻によりドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能	監視事項は主要パラメータにて確認
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「ベントストラテンジ」	原子炉格納容器内の圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することにより、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
非常時操作手順書 (1.7.2) 「可燃性ガス濃度抑制系による水素濃度抑制」	原子炉格納容器内の圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力 [ドライウエル圧力] 圧力抑制室圧力	11 2 0	11 2 0	1 0	0	格納容器内圧力の関係から、ドライウエル圧力により代替監視可能 監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能 直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することにより、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉格納容器内の放射線量率	2	2	1	1	①	-	格納容器内酸素濃度放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	格納容器内酸素濃度放射線モニタ(D/W)又は格納容器内酸素濃度放射線モニタ(S/C)にて何れかを判断することにより、解析毎刻により相関を判断することにより、解析毎刻によりドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉格納容器内の温度	5	5	5	0	①	-	原子炉圧力容器の温度	2	2	1	1	原子炉圧力容器の温度を監視することにより、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉格納容器内の温度	16	16	0	16	①	-	サブレンションプール水温度	4	4	0	4	原子炉格納容器内の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ						評価							
		抽出パラメータを計測する計器			SBO影響										
分類	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	ハバメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	SBO影響	評価	SBO
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	1	①	-	残留熱除去系ポンプ出口圧力	2	0	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより、代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	[残留熱除去系熱交換器入口温度]	2	0	0	0	②	-	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	降熱先の温度変化により、代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。	
	[残留熱除去系熱交換器出口温度]	2	0	0	0	②	-	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	降熱先の温度変化により、代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。	
	原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	①	-	原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	2	0	原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。	
	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	2	2	0	0	①	-								
	原子炉補機冷却水系冷却水供給温度	2	2	0	0	③	原子炉補機冷却水の運転状態を確認することにより、代替監視可能。								
	6-2G母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ								
	6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ								
	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ								
	4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ								
電源の確保	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代償パラメータを計測する計器								
		計器名称	計器数	直後	SB0影響 区分I直流電源 を基命した場合	区分II直流電源 を基命した場合	パラメータ 分類	補脚パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SB0影響 区分I直流電源 を基命した場合	区分II直流電源 を基命した場合		
原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	-	格納容器内水素濃度	4	4	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測すること が可能。監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	①	-	格納容器内水素濃度	4	4	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測すること が可能。監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		格納容器内雰囲気気体水素濃度	4	4	0	0	①	-	格納容器内水素濃度	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測すること が可能。監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
原子炉格納容器内の酸素濃度	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気気体酸素濃度	2	2	0	0	①	-	格納容器内雰囲気気体酸素濃度	2	2	1	1	格納容器内雰囲気気体酸素濃度モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気気体酸素濃度モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果によりドリライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により格納容器内酸素濃度の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		圧力抑制室圧力	1	1	1	1	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	圧力抑制室圧力又は圧力抑制室圧力により格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能に監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		圧力抑制室圧力	1	1	1	1	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	圧力抑制室圧力又は圧力抑制室圧力により格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能に監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
操作 (1/2)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	11	11	11	0	燃料温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		【ドライウエル圧力】	2	0	0	0	①	-	【ドライウエル圧力】	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	4	4	0	4	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することが可能。監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	11	11	11	0	①	-	ドライウエル温度	1	1	1	0	燃料温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		圧力抑制室圧力	4	4	0	4	①	-	圧力抑制室圧力	16	16	0	16	サブプレッションポンプ本温度の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		サブプレッションポンプ本温度	16	16	0	16	①	-	サブプレッションポンプ本温度	4	4	0	4	サブプレッションポンプ本温度の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	抽出パラメータを計測する計器				監視パラメータ				評価							
	分類	計器名称	計器数	直後	区分別直達電源を延命した場合	区分別直達電源を延命した場合	計器数	計器名称		計器数	区分別直達電源を延命した場合	区分別直達電源を延命した場合	計器故障等	評価		
対応手段 非常時操作手順書 (シニアアクタラジ) 「ベントストラージ」 非常時操作手順書 (設備別) 「可燃性ガス濃度抑制系による水素濃度抑制」	補機監視機能 操作 (2/2)	可燃性ガス濃度抑制系入口ガス流量	2	0	0	0	0	可燃性ガス濃度抑制系入口ガス流量	2	0	0	0	0	計器故障等	SDO	
		可燃性ガス濃度抑制系フロロ入口流量	2	0	0	0	0	0	可燃性ガス濃度抑制系フロロ入口流量	2	0	0	0	0		
		可燃性ガス濃度抑制系フロロ入口圧力	2	0	0	0	0	0	可燃性ガス濃度抑制系フロロ入口圧力	2	0	0	0	0		
		可燃性ガス濃度抑制系再結合器内ガス温度	2	0	0	0	0	0	可燃性ガス濃度抑制系再結合器内ガス温度	2	0	0	0	0		
		可燃性ガス濃度抑制系再結合器表面温度	2	0	0	0	0	0	可燃性ガス濃度抑制系再結合器表面温度	2	0	0	0	0		
		可燃性ガス濃度抑制系加熱管表面温度	2	0	0	0	0	0	可燃性ガス濃度抑制系加熱管表面温度	2	0	0	0	0		
		可燃性ガス濃度抑制系加熱管内ガス温度	2	0	0	0	0	0	可燃性ガス濃度抑制系加熱管内ガス温度	2	0	0	0	0		
		可燃性ガス濃度抑制系加熱管出口ガス温度	2	0	0	0	0	0	可燃性ガス濃度抑制系加熱管出口ガス温度	2	0	0	0	0		
		可燃性ガス濃度抑制系入口ガス温度	2	0	0	0	0	0	可燃性ガス濃度抑制系入口ガス温度	2	0	0	0	0		
		可燃性ガス濃度抑制系フロロ入口ガス温度	2	0	0	0	0	0	可燃性ガス濃度抑制系フロロ入口ガス温度	2	0	0	0	0		
可燃性ガス濃度抑制系加熱器出口ガス温度	2	0	0	0	0	0	可燃性ガス濃度抑制系加熱器出口ガス温度	2	0	0	0	0				

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ										計備					
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	パラメータ 分類	相対パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後		SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3)原子炉格納容器内の水素濃度及び格納容器内の水素濃度の監視 a.格納容器内水素濃度計による原子炉格納容器内の水素濃度監視	原子炉格納容器内の放射線量率 の放射線量率	格納容器内雰囲気放熱線モニタ	2	2	1	1	①	-	[エリア放熱線モニタ]	1	1	0	0	エリア放熱線モニタの上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		格納容器内雰囲気放熱線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	-	[エリア放熱線モニタ]	1	1	0	0	エリア放熱線モニタの上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		原子炉圧力容器内の温度	5	5	5	0	①	-	原子炉圧力容器内から原子炉圧力容器内外部の圧力差を監視し、異常発生時の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 【残熱除去系が運転状態であれば、残熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。】	原子炉圧力容器内外部の圧力差を監視し、異常発生時の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 【残熱除去系が運転状態であれば、残熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。】	2	2	1	1	原子炉圧力容器内外部の圧力差を監視し、異常発生時の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することとができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することとができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-
		125V直流主母線2H電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-
		125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-
		125V直流主母線2H-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-
		格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することとができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することとができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ						計器故障等	評価					
		抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	直後	直後	計器数			計器名称				
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 a. 格納容器内雰囲気計測による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 b. 格納容器内雰囲気計測による原子炉格納容器内の水素濃度の監視	原子炉格納容器内の放射線量率	①	2	2	1	1	1	0	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上限により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉圧力容器内の原子炉圧力容器温度	①	2	2	1	1	1	0	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上限により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉圧力容器内の原子炉圧力容器温度	①	5	5	5	0	0	0	0	0	0	0	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の水素濃度	①	4	4	0	0	0	0	0	0	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の酸素濃度	①	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	6-2C母線電圧	③	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断することにも、断り結果により格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断することにも、断り結果により格納容器内の監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	6-2D母線電圧	③	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断することにも、断り結果により格納容器内の監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	4-2C母線電圧	③	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断することにも、断り結果により格納容器内の監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	4-2D母線電圧	③	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断することにも、断り結果により格納容器内の監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	電源の確保	③	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断することにも、断り結果により格納容器内の監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	①	4	4	0	0	0	0	0	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
原子炉格納容器内の酸素濃度		①	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断することにも、断り結果により格納容器内の監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
最終ヒートシンク		①	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	原子炉圧力容器内の原子炉圧力又は原子炉圧力容器内の原子炉圧力により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
原子炉補機冷却水系統流量		①	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	原子炉圧力容器内の原子炉圧力又は原子炉圧力容器内の原子炉圧力により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
原子炉補機冷却水系統給水量		③	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	原子炉圧力容器内の原子炉圧力又は原子炉圧力容器内の原子炉圧力により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する状態				抽出パラメータの代替パラメータを計測する状態				評価						
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を監視した場合は	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を監視した場合は	計器数	直後		計器故障等					
												SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を監視した場合は	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を監視した場合は			
1.10.2.1 水素燃焼による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順 (1) 水素濃度監視による原子炉建屋等の損傷防止 a. 原子炉建屋内の水素濃度監視	非正常時操作手順書 (シリアアラクトラント) 「水素抑制ストラテジ」	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内温度	5	5	0	①	-	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 残留熱除去系熱交換器入口 温度] [エリア放射線モニタ]	2 2 2 2 0 0	2 2 2 2 0 0	1 1 1 1 0 0	1 1 1 1 0 0	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。 エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。 エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。 静的熱媒式水素再結合装置動作監視装置により、原子炉建屋内水素濃度の代替監視可能。 原子炉建屋内水素濃度により静的熱媒式水素再結合装置動作監視装置の代替監視可能。	SBO	
		原子炉圧力容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (R/C) 原子炉容器内雰囲気放射線モニタ (R/C)	2 2	2 2	1 1	① ①	- -	[エリア放射線モニタ] [エリア放射線モニタ]	1 1	1 1	0 0	0 0	0 0	原子炉建屋内の水素濃度	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内の水素濃度	7	7	1	①	-	静的熱媒式水素再結合装置動作監視装置	8	8	4	4	4	原子炉建屋内水素濃度により静的熱媒式水素再結合装置動作監視装置の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉建屋内の水素濃度	静的熱媒式水素再結合装置動作監視装置	8	8	4	①	-	原子炉建屋内水素濃度	2	2	2	2	2	原子炉建屋内水素濃度により静的熱媒式水素再結合装置動作監視装置の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価						
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分I直流電源 を延命した場合は	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分I直流電源 を延命した場合は	計器故障等	SBO			
1.10.2.1 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 (2)原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制 a.原子炉格納容器頂部注水系(常設)による原子炉ウエルへの注水	非常時操作手順書(シビ アラーム作動)等 「注水スタートラック」等 非常時操作手順書 「稼働別」 「稼働別」による原子炉ウエル注 水	原子炉圧力容器内 の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	0	-	原子炉圧力 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(標準域) [残留熱除去系熱交換器入口 温度] [エリア放射線モニタ]	2 2 2	2 2 2	1 1 1	原子炉圧力容器内が船舶状 船になるため、船舶運航に よって原子炉圧力より代替監視可 能。残留熱除去系が運転状態 であれば、残留熱除去系熱交 換器入口温度により代替監視 可能。エリア放射線モニタの 上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。			
		原子炉格納容器内 の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D)温度 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
		原子炉格納容器内 の温度	ドライウエル温度	2	2	1	1	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
		電源の確保	6-20母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の 変電状態を確認す る。	ドライウエル圧力 圧力抑制電圧	1	1	1	0	船舶運航/圧力の関係から、ドライウエル 圧力又は圧力抑制電圧の上昇により代替 監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
			4-20母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の 変電状態を確認す る。							
			125V直流主母線2H電圧	1	1	1	1	③	直流電源の変電状 態を確認するパラ メータ							
			125V直流主母線2H-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の変電状 態を確認するパラ メータ							
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	高圧代替注水系ポンプ出口 流量	高圧代替注水系ポンプ出口 流量	1	1	0	-	高圧代替注水系ポンプ出口 流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、 運転している系統の注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
				高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	1	1	0	-	高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	1	1	0	0		
				高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	1	1	0	-	高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	1	1	0	0		
				高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	1	1	0	-	高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	1	1	0	0		
				高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	1	1	0	-	高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	1	1	0	0		
				高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	1	1	0	-	高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	1	1	0	0		
高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	高圧代替注水系ポンプ出口 圧力			1	1	0	-	高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	1	1	0	0				
	高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	2	2	1	1	1	注水先の原子炉水位の低下により、復水貯 蔵タンクの代替監視可能。	2	2	1	1					

重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	監視パラメータ												評価		
	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO影響					
		分類	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を起動した場合は	区分Ⅱ直流電源を起動した場合は	ハバメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後		区分Ⅰ直流電源を起動した場合は	区分Ⅱ直流電源を起動した場合は
対応手段 非常時操作手順書 (シビアアクシデント)「庄水ストラテジ」等 非常時操作手順書 「燃料プールの補給水ポンプによる原子炉ワテル注水」 操作	原子炉ワテルへの注水量	原子炉ワテル水位	1	1	0	1	③	原子炉格納容器頂部注水水位(格納容器は圧力調整)の運転状態を確認するパラメータ	原子炉ワテル水位	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	燃料プールの補給水係ポンプ出口流量	燃料プールの補給水係ポンプ出口流量	1	0	0	0	③	燃料プールの運転状態を確認するパラメータ	燃料プールの補給水係ポンプ出口流量	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	燃料プールの補給水係ポンプ出口圧力	燃料プールの補給水係ポンプ出口圧力	1	0	0	0	③	燃料プールの運転状態を確認するパラメータ	燃料プールの補給水係ポンプ出口圧力	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエルの温度	11	11	11	0	①	-	ドライウエルの温度	11	11	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	1	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
			復水移送ポンプ出口圧力	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	復水移送ポンプ出口圧力	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
			直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	2	2	2	0	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	2	2	2	0	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
		分類	計器名称	計器数	直後	直後	計器数	直後	計器故障等						
1.10.2.1 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 (2)原子炉格納容器外への水素ガス漏えい防止 b.原子炉格納容器頂部注水系(可搬型)による原子炉ウエルへの注水	判断基準 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ」等 重大事故等対処要領書 「水素ガス注水システム」による原子炉ウエル注水	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	0	①	-	原子炉圧力(広帯域) 原子炉水位(燃費域) [残留熱除去系熱交換器入口温度] [エリア放射線モニタ] [エリア放射線モニタ] ドライウエル圧力 圧力抑制圧力	原子炉水位から原子炉圧力容器内飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。 エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。 エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。				
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空気放射線モニタ(SI)	2	2	1	①	-	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-	-				
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	11	11	0	①	-	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-	-				
		水源の確保	淡水貯水槽(No.1)				③		「発電所対策本部」に確認						
			淡水貯水槽(No.2)				③		「発電所対策本部」に確認						
		原子炉ウエルへの注水量	原子炉ウエル水位	1	1	0	③		原子炉格納容器頂部注水系(兼設主たは可搬)の運転状態を確認するパラメータ						
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	11	11	0	①		ドライウエル圧力 圧力抑制圧力	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		水源の確保	淡水貯水槽(No.1)				③		代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ				-		
			淡水貯水槽(No.2)				③		代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ				-		
		1.10.2.1 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 (3)水素ガス排出による原子炉建屋等の損傷防止 a.原子炉建屋ベント設備による水素ガス排出	判断基準 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「水素抑制ストラテジ」 重大事故等対処要領書 「原子炉建屋ベント」	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	7	7	1	①	6	動的触媒式水素再結合装置動作監視装置	8	8	4	4
原子炉建屋内の水素濃度	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置			8	8	4	①	4	原子炉建屋内水素濃度	2	2	2	2	原子炉建屋内水素濃度により静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度			7	7	1	①	6	動的触媒式水素再結合装置動作監視装置	8	8	4	4	動的触媒式水素再結合装置動作監視装置により、原子炉建屋内水素濃度の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等	評価	SBO
		分類	計器名称	計器数	直後	直後	計器数	直後	直後			
1.11.11 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃焼プール代用注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水 a. 燃料プール代用注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水 b. 燃料プール代用注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水 非常時操作手順書（稼働ベース） 「SFP水位・温度制御」 非常時操作手順書（クランプト停止中） 「燃料プール冷却機能喪失」 「燃料プール冷却材喪失」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タライ1）」による使用済燃料プール注水（オールモバイル）」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タライ1）」による使用済燃料プール注水（常設配管）」	使用済燃料プール水位/温度監視	2	1	1	0	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール水位/温度監視	2	1	1	0	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プールの監視	1	1	0	1	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール水位/温度監視	2	1	1	0	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール上部空間放射モニタ（高線量、低線量）	1	1	1	0	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	125V直流主母線2H電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	125V直流主母線2H-1電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	淡水貯水槽 (No.1)	「発電所対策本部」に確認	③	③	③	③	③	③	③	③	③	③
淡水貯水槽 (No.2)	「発電所対策本部」に確認	③	③	③	③	③	③	③	③	③	③	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価						
		分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータ		抽出パラメータ		抽出パラメータ			計器故障等					
				計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を起動した場合	区分Ⅱ直流電源 を起動した場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を起動した場合	区分Ⅱ直流電源 を起動した場合		
非常時操作手順書 (稼働ベース) 「SFP水位・温度制御」 非常時操作手順書 「燃料プール冷却機能喪失」 「燃料プール冷却材喪失」	使用済燃料プールの監視		使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	①	-	使用済燃料プール水位/温度 使用済燃料プール上部空間放 熱モニタ (高線量, 低線 量)	1	1	1	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状 況、放熱線の差へい状況及び燃料の停止状 況を確認することができ、使用済燃料プー ルの監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
重大事故等対応手順書 「大容量送水ポンプ(タ イプ1)による使用済燃 料プール注水(オールド パイル)」	使用済燃料プールの監視 操作		使用済燃料プール水位/温度(ガ イトパルス式)	1 2	1 2	1 2	0	①	-	使用済燃料プールの監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状 況、放熱線の差へい状況及び燃料の停止状 況を確認することができ、使用済燃料プー ルの監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
重大事故等対応手順書 「大容量送水ポンプ(タ イプ1)による使用済燃 料プール注水(新設配 管)」	水源の確保		淡水貯水槽 (No.1)	1	1	1	0	①	-	使用済燃料プールの監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状 況、放熱線の差へい状況及び燃料の停止状 況を確認することができ、使用済燃料プー ルの監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
			淡水貯水槽 (No.2)					③	代替淡水源の確保 状態を確認するパ ラメータ									
								③	代替淡水源の確保 状態を確認するパ ラメータ									

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を準備した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を準備した場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	計器故障等				
											直後	直後	SBO	SBO	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料貯蔵槽の注水 1) 冷却水ポンプによる使用済燃料プールへの注水	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度	監視	2	1	1	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		使用済燃料プール温度高	監視	2	1	1	0	1	0	0	0	0		0	
非常時操作手順書 (クランツ停止中) 燃料プールの冷却機能喪失 「燃料プール冷却材喪失」 非常時操作手順書 (段階別) 「冷却水ポンプによる使用済燃料プール排水（残留除去系ライン）」	電源の確保	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	監視	1	1	0	1	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。 監視事項は主要パラメータにて確認。		
		使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	監視	2	1	1	0	0	0	0	0	0		0	
		使用済燃料プール上部空間放熱線モニタ(高線量、低線量)	監視	1	1	1	0	0	0	0	0	0		0	0
		6-2C母線電圧	監視	1	1	1	1	1	0	0	0	0		0	0
		4-2C母線電圧	監視	1	1	1	1	1	0	0	0	0		0	0
		125V直流主母線2A電圧	監視	1	1	1	1	1	0	0	0	0		0	0
		125V直流主母線2H電圧	監視	1	1	1	1	1	0	0	0	0		0	0
		125V直流主母線2A-1電圧	監視	1	1	1	1	1	0	0	0	0		0	0
		125V直流主母線2H-1電圧	監視	1	1	1	1	1	0	0	0	0		0	0
		水源の確保	監視	1	1	1	1	1	0	0	0	0		0	0
操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	監視	1	1	0	1	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
		使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	監視	2	1	1	0	0	0	0	0	0	0		
	水源の確保	冷却水タンク水位	監視	1	1	1	1	0	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		「1号中央制御室」に確認	監視	1	1	1	1	0	0	0	0	0	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価						
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分I直流電源 を延命した場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称		計器数	直後	SBO影響 区分I直流電源 を延命した場合	区分II直流電源 を延命した場合	計器故障等	SBO
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プールのスプレイ a. 燃料プールのスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ b. 燃料プールのスプレイ系(常設配置)による使用済燃料プールへのスプレイ	使用済燃料プールの監視	①	1 2	1 2	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ガイトハルズ式)	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
非常時操作手順書(撤除ペーベース)	使用済燃料プール	①	1 2	1 2	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ガイトハルズ式)	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
非常時操作手順書(オフライン停止時)燃料プールの冷却材喪失]	使用済燃料プールの監視	①	1 1	1 1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
非常時操作手順書(撤除ペーベース)	使用済燃料プールの監視	①	1 1	1 1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
重大事故等対応要領書 [大容量送水ポンプ(タ イプ1)]による使用済燃料プールのスプレイ(オー ルモハイル)]	電源の確保	③	1	1	1	③	-	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	-	電源の変電状態を確認するハ ラメータ	-		
重大事故等対応要領書 [大容量送水ポンプ(タ イプ1)]による使用済燃料プールのスプレイ(オー ルモハイル)]	電源の確保	③	1	1	1	③	-	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	-	電源の変電状態を確認するハ ラメータ	-		
重大事故等対応要領書 [大容量送水ポンプ(タ イプ1)]による使用済燃料プールのスプレイ(オー ルモハイル)]	電源の確保	③	1	1	1	③	-	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	-	電源の変電状態を確認するハ ラメータ	-		
重大事故等対応要領書 [大容量送水ポンプ(タ イプ1)]による使用済燃料プールのスプレイ(オー ルモハイル)]	電源の確保	③	1	1	1	③	-	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	-	電源の変電状態を確認するハ ラメータ	-		
重大事故等対応要領書 [大容量送水ポンプ(タ イプ1)]による使用済燃料プールのスプレイ(オー ルモハイル)]	水源の確保	③	1	1	0	③	-	淡水貯水槽(No.1)	1	1	0	1	淡水源の確保状態を確認するハ ラメータ	監視事項は主要パラメータにて確認。		
重大事故等対応要領書 [大容量送水ポンプ(タ イプ1)]による使用済燃料プールのスプレイ(オー ルモハイル)]	水源の確保	③	1	1	0	③	-	淡水貯水槽(No.2)	1	1	0	1	淡水源の確保状態を確認するハ ラメータ	監視事項は主要パラメータにて確認。		
重大事故等対応要領書 [大容量送水ポンプ(タ イプ1)]による使用済燃料プールのスプレイ(オー ルモハイル)]	操作	③	1	1	0	③	-	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
重大事故等対応要領書 [大容量送水ポンプ(タ イプ1)]による使用済燃料プールのスプレイ(オー ルモハイル)]	操作	③	1	1	0	③	-	淡水貯水槽(No.1)	1	1	0	1	淡水源の確保状態を確認するハ ラメータ	監視事項は主要パラメータにて確認。		
重大事故等対応要領書 [大容量送水ポンプ(タ イプ1)]による使用済燃料プールのスプレイ(オー ルモハイル)]	操作	③	1	1	0	③	-	淡水貯水槽(No.2)	1	1	0	1	淡水源の確保状態を確認するハ ラメータ	監視事項は主要パラメータにて確認。		

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価								
		分類	計器名称	計器数	直後	SHO影響 区分I直流電源 を延命した場合	区分II直流電源 を延命した場合	ハフメータ 分類	補助パラメータ 分類理由		計器名称	計器数	直後	SHO影響 区分I直流電源 を延命した場合	区分II直流電源 を延命した場合			
1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による影響を防止するための対応手順 (1) 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーフェス)	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放料線の通へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーフェス)	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放料線の通へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーフェス)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放料線の通へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	非常時操作手順書 (SFP水位・温度制御) 非常時操作手順書 (プラント停止中) 「燃料プール冷却機能喪失」	異常基準 判断基準	電源の確保	スキマウージャンク水位	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ		
				原子炉補機冷却水系総流量	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0		
				6-2G母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	異常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ
	重大事故等対応要領書 「原子炉補機冷却系 による副機冷却水確保」	重大事故等対応要領書 「原子炉補機冷却系 による副機冷却水確保」	電源の確保	6-2D母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	異常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ		
				4-2C母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	異常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	
				4-2D母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	異常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	
	重大事故等対応要領書 「原子炉補機冷却系 による副機冷却水確保」	重大事故等対応要領書 「原子炉補機冷却系 による副機冷却水確保」	電源の確保	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ		
				125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	
				125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	
				125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ			

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

項目	監視パラメータ						評価			
	項目	抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					
		分類	計器名称	計器数	直後	区分別直流電源を運用した場合		SBO影響を運んだ場合		
対処手段 非常時操作手順書 (稼働ベース) 「SFP水位・温度制御」 非常時操作手順書 (クランストップ中) 「燃料プール冷却機能喪失」 重大事故等対応要領書 「原子炉補機設備冷却系による補機冷却水確保」	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の発回状況、放射線の過へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		使用済燃料プール水位/温度 (イトハルス式)	1	1	1	0	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の過へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	1	1	1	0	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の過へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の発回状況、放射線の過へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		スキマセンサー	1	0	0	0	0	0	-	-
		燃料プール浄化系ポンプ出口流量	2	0	0	0	0	0	-	-
		燃料プール冷却浄化系ポンプの運転状態を確認するパラメータ	③	0	0	0	0	0	-	-
		燃料プール冷却浄化系ポンプの運転状態を確認するパラメータ	③	0	0	0	0	0	-	-
		燃料プール冷却浄化系ポンプの運転状態を確認するパラメータ	③	0	0	0	0	0	-	-
		燃料プール冷却浄化系ポンプの運転状態を確認するパラメータ	③	0	0	0	0	0	-	-

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ											
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直達電源 を延命した場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直達電源 を延命した場合	計器故障等
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プールの燃料棒等の著しい損傷時の手順 a. 放水設備（大気への拡散抑制設備）による大気への放射性物質の拡散抑制	原子炉圧力容器内の温度	5	5	5	0	①	-	原子炉圧力容器温度 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 【残留熱除去系熱交換器入口温度】	2 2 2	2 2 0	1 1 0	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉圧力容器内の圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	1	1	0	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
重大事故対応監視調査 「放水設備による大気への拡散抑制」	原子炉圧力容器内の水位	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量 残留熱除去系蒸浄ライン流量 残留熱除去系ヘッドストレイライン蒸浄流量 残留熱除去系蒸浄ライン流量 残留熱除去系蒸浄ライン流量 高圧代替注水系ポンプ出口流量 低圧代替注水系ポンプ出口流量 低圧代替注水系ポンプ出口流量	2 2 2 2 2 2 2	2 2 2 2 2 2 2	1 1 1 1 1 1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力容器へ注水量 高圧代替注水系ポンプ出口流量	1 1	1 1	1 0	燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	燃料除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を遮断した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を遮断した場合	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を遮断した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を遮断した場合	計器故障等	SBO	
														パラメータ 分類
重大事故対応要領書 「放水設備による大気への拡散抑制」 操作 (1/2)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	0	1	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	0	1	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	0	1	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	0	1	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	0	1	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	0	1	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	0	1	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	0	1	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	0	1	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	0	1	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	0	1	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	0	1	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	0	1	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	0	1	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	0	1	0	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

項目	監視パラメータ										評価						
	項目	分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ電源電源 を延命した場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	SBO影響 区分Ⅰ電源電源 を延命した場合	区分Ⅱ電源電源 を延命した場合	計器故障等	SBO	
対応手段 重大事故対応要綱書 「放水設備による大気への拡散抑制」	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	①	-	原子炉格納容器下部注水出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残圧燃料系系浄化ライン流量 (残圧燃料系系)ノットスプレイ 系 残圧燃料系系浄化ライン流量 (残圧燃料系系)高圧炉心スプレイ 系 残圧燃料系系浄化ライン流量 (残圧燃料系系)低圧炉心スプレイ 系 重流風動低圧注水ポンプ出口 流量 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレイ 流量 復水貯蔵タンク水位	1	1	0	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。 監視可能。 外部水源を利用した注水流量により代替監視可能。		
			原子炉格納容器下部注水流量	12	6	6	①	-	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	0	原子炉格納容器への注水量により代替監視可能。		
			ドライウェル水位	6	3	3	①	-	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	1	0	原子炉格納容器への注水量により代替監視可能。		
			原子炉建屋内水素濃度	7	1	6	①	-	原子炉建屋内水素再結合装置動作監視装置	8	8	4	4	0	4	原子炉建屋内水素再結合装置動作監視装置により、原子炉建屋内水素濃度の代替監視可能。	
			使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	1	1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	2	2	2	2	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の逃げ状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	
			使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	1	1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	0	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	
			使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	1	1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	1	1	1	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	0	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	
			モニタリングタポスト	6	6	0	③	屋外の放射線量率を確認するパラメータ									
			放射線量の測定	可搬型代替モニタリング設備			③	「発電所対策本部」に確認									
	可搬型モニタリング設備			③	「発電所対策本部」に確認												

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等	評価	SBO							
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を遮断した場合は発生時に注意	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を遮断した場合は発生時に注意	計器名称	計器数				直後						
														パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由				
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プールの燃料体等の著しい損傷時の手順 (2) 海津への放射性物質の拡散抑制 a. 海津への拡散抑制設備（放射性物質吸着材）による海津への放射性物質の拡散抑制	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	0	0	①	-	原子炉圧力 (広帯域) 原子炉圧力 (燃料域) 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器入口温度	2 2 2 2	2 2 0 0	1 1 1 0	原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 原子炉格納容器冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1 1	1 0	1 0	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により原子炉格納容器冷却系ポンプの運転が維持可能。 原子炉格納容器冷却系ポンプの運転が停止しない限り、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器温度	5	5	0	0			原子炉圧力容器温度	5	5	0	0	原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。				
		原子炉圧力 (広帯域)	2	2	1	1			原子炉圧力 (広帯域)	2	2	1	1						
		原子炉圧力 (燃料域)	2	2	1	1			原子炉圧力 (燃料域)	2	2	1	1						
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	0			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	0						
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器水位	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力容器水位 (広帯域) 原子炉圧力容器水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 0	残留熱除去系蒸気ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) 残留熱除去系蒸気ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)	1 1	1 0	1 0	残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉圧力の関係から代替監視可能。 残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉圧力の関係から代替監視可能。 残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉圧力の関係から代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器水位 (広帯域)	2	2	1	1			原子炉圧力容器水位 (広帯域)	2	2	1	1						
		原子炉圧力容器水位 (燃料域)	2	2	1	1			原子炉圧力容器水位 (燃料域)	2	2	1	1						
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	0						
		原子炉格納容器水位	2	2	1	1			原子炉格納容器水位	2	2	1	1						
		原子炉格納容器水位 (燃料域)	2	2	1	1			原子炉格納容器水位 (燃料域)	2	2	1	1						
	原子炉圧力容器への注水量	原子炉格納容器ポンプ出口流量	1	1	0	0	①	-	原子炉格納容器ポンプ出口流量	1	1	0	0						
高圧代替注水系ポンプ出口流量		1	1	0	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	0							
原子炉格納容器ポンプ出口流量		2	2	1	1			原子炉格納容器ポンプ出口流量	2	2	1	1							
高圧代替注水系ポンプ出口流量		2	2	1	1			高圧代替注水系ポンプ出口流量	2	2	1	1							

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器		計器故障等	詳細	SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 [区分Ⅰ直達電源 を致命した場合は 0]	SBO影響 [区分Ⅱ直達電源 を致命した場合は 1]	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数				直後	SBO影響 [区分Ⅰ直達電源 を致命した場合は 0]
重大事故等対応要領書 「放射性物質拡散抑制に よる津波への拡散抑制」	項目	放射性物質の拡散を抑制するための手順等	残留熱除去系浄化ライン流量(残留熱除去系由系格納容器冷却ライン浄化流量)	1	1	0	1	①	-	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(濃帯域)	2 2	2 2	1 1	1 1	残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。監視項目は主要パラメータにて確認。	
			原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(濃帯域)	2 2	2 2	1 1	1 1	残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。監視項目は主要パラメータにて確認。	
			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	①	-	圧力抑制室水位	2	2	1	1	水漏であるサブプレッシャチェンバの水位変化により代替監視可能。監視項目は主要パラメータにて確認。	
			ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力 ドライウエル温度	1 11	1 11	1 11	0 0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。監視項目は主要パラメータにて確認。	
			原子炉格納容器内の圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力 [ドライウエル圧力]	2	0	0	0	0	監視可能であれば、原子炉格納容器内への圧力抑制室圧力を計測することができ、監視可能。監視項目は主要パラメータにて確認。
			圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力 [圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力を計測することができ、監視可能。監視項目は主要パラメータにて確認。
			使用済燃料プール水位/温度(ヒートカーブ式)	1	1	0	1	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドハルス式) 燃料モニタ(高線量、低線量)	1 2	1 1	1 1	1 1	0 0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び燃料の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。監視項目は主要パラメータにて確認。
			使用済燃料プール水位/温度(ガイドハルス式)	1	1	1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートカーブ式)	1	1	0	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び燃料の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。監視項目は主要パラメータにて確認。
			使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)	1	1	1	0	①	-	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)	1	1	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び燃料の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。監視項目は主要パラメータにて確認。
			使用済燃料プール	2	2	1	1	①	-	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	1	0	0
操作	項目	操作	格納容器内空間気放射線モニタ(SO)	2	2	1	1	①	-	エア放熱線モニタ	1	1	0	0	エア放熱線モニタの計測により代替監視可能。監視項目は主要パラメータにて確認。	
			原子炉格納容器内の放射線量率	2	2	1	1	①	-	エア放熱線モニタ	1	1	0	0	0	エア放熱線モニタの計測により代替監視可能。監視項目は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等		SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 [区分Ⅰ直達電源 を延命した場合]	SBO影響 [区分Ⅱ直達電源 を延命した場合]	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	計器故障等		
重大事故等対応要領書 「シフトフェンシス」による 漏洩への拡散抑制	項目	放射性物質の拡散を抑制するための手順等	残留熱除去系浄化ライン流量(残留熱除去系低格納容器冷却ライン浄化流量)	1	1	0	1	①	-	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(濃帯域)	2 2	2 2	1 1	残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化により代替監視可能。監視項目は主要パラメータにて確認。		
			原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(濃帯域)	2 2	2 2	1 1	残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化により代替監視可能。監視項目は主要パラメータにて確認。		
			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	①	-	圧力抑制室水位	2	2	1	水漏であるサブプレッショントラップの水位変化により代替監視可能。		
			ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力 ドライウエル温度	1 11	1 11	1 0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。		
			原子炉格納容器内の圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力 [ドライウエル圧力]	2	0	0	監視可能であれば、原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能。		
			圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力 [圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室の圧力を計測することができ、監視可能。	
			使用済燃料プール水位/温度 (ヒートカーブ式)	1	1	0	1	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドハルス式) 燃料モニタ(高線量、低線量)	1 2	1 2	1 1	1 1	0 0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。
			使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)	1	1	1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートカーブ式)	1	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	
			使用済燃料プール	1	1	1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドハルス式) 燃料モニタ(高線量、低線量)	1 2	1 2	1 1	0 0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	
			原子炉格納容器内の放射線量率	2	2	1	1	①	-	原子炉格納容器内空気放射線モニタ [エア放線モニタ]	1	1	0	0	エア放線モニタの計測により代替監視可能。	
操作																

重大事故等対処に係る監視事項 重大事故等対処に係る監視事項 1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を遮断した場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後		SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を遮断した場合	計器故障等	SBO	
1.12.2.2 原子炉建屋敷内における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 (1)初期対応における証拠防止 a. 航空機衝突による放射水	重大事故等対処要領書 「化学消防自動車による 泡放水」	-				-										
1.12.2.2 原子炉建屋敷内における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 (2)航空機燃料火災への対応 a. 放射設備（消防火設備）による航空機燃料火災への消滅火	重大事故等対処要領書 「航空機燃料火災への泡 放水」	-				-										

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価
		分類	計器名称	計器数	直後	直後	計器数	計器故障等	計器故障等	
	L13.2.1 水源を利用した対応手順 (4) 淡水貯水槽を水源とした対応手順 a. 淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ1）による送水									
	水源の確保 判断基準 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ1）による送水」	淡水貯蔵タンク水位								監視事項は主要パラメータにて確認。
操作		淡水貯水槽 (No. 1)	③							
	操作	淡水貯水槽 (No. 2)	③							

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価													
		分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			計器故障等	SBO														
				計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合																
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (5) 淡水タンクを水源とした対応手順 a. 淡水タンクを水源とした大容量送水ポンプによる送水	水源の確保		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0			1	1	0			1						計器故障等		SBO		
重大事故等対応要領書 (大容量送水による送水 (タイプ1)) による送水	判断電算	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①																	監視事項は主要パラメータにて確認。
	操作	水源の確保	ろ過水タンク水位					③																	監視事項は主要パラメータにて確認。
	操作	水源の確保	純水タンク水位	1	0	0	0	③																	監視事項は主要パラメータにて確認。
	操作	水源の確保	雨水タンク水位					③																	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分1直流電源 を起動した場合	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分1直流電源 を起動した場合		
制動準備	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	①	-	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
						原子炉隔壁冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
						残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0	
						残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系洗浄ライン流量)	1	1	0	1	
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						原子炉隔壁冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	1	
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	①	-	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
						原子炉隔壁冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
						残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0	
						残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系洗浄ライン流量)	1	1	0	1	
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						原子炉隔壁冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	1	
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
重大事故等対応要領書「原子炉タンクから復水貯蔵タンクへの供給」	操作	復水貯蔵タンク水位	③	-	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
						原子炉隔壁冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
						残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0	
						残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系洗浄ライン流量)	1	1	0	1	
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						原子炉隔壁冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	1	
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
重大事故等対応要領書「発電所対策本部」に確認	操作	復水貯蔵タンク水位	③	-	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	注水先の原子炉水位の確保状態を確認するパラメータ
						原子炉隔壁冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
						残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0	
						残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系洗浄ライン流量)	1	1	0	1	
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						原子炉隔壁冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	1	
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
重大事故等対応要領書「発電所対策本部」に確認	操作	復水貯蔵タンク水位	③	-	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	注水先の原子炉水位の確保状態を確認するパラメータ
						原子炉隔壁冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
						残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0	
						残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系洗浄ライン流量)	1	1	0	1	
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						原子炉隔壁冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	1	
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
						高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	0	

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

対応手段	項目	抽出バラムメータを計測する計器 SBO影響				抽出バラムメータの代替バラムメータを計測する計器 SBO影響				評価	SBO	
		分類	計器名称	計器数	直後	直後	計器数	直後	計器故障等			
判別基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	-	-	-	-	-	-	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、低い水位の系統は流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。
重大事故等対処要領書「海から復水貯蔵タンクへの補給」	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	-	-	-	-	-	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。
重大事故等対処要領書「海から復水貯蔵タンクへの補給」	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	-	-	-	-	-	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	SIO									
		分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器故障	計器故障等	計器故障	計器故障等											
				直後	直後	直後	直後															
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手段 (2) 淡水貯水槽へ水を補給するための対応手段	判断基準 重大事故等対応要領書 「海から淡水貯水槽への補給」	水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1)	「発電所対策本部」に確認	③	代替水源の確保 状態を確認するパ ラメータ	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気温度の温度変化により代 替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。									
			淡水貯水槽 (No. 2)	「発電所対策本部」に確認	③	代替水源の確保 状態を確認するパ ラメータ	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気温度の温度変化により代 替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。									
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1)	「発電所対策本部」に確認	③	代替水源の確保 状態を確認するパ ラメータ	高圧代替注水系統ポンプ出口 流量	1	1	0	1	1	0	1	高圧代替注水系統ポンプ出口流 量	監視事項は主要パラ メータにて確認。						
			淡水貯水槽 (No. 2)	「発電所対策本部」に確認	③	代替水源の確保 状態を確認するパ ラメータ	高圧代替注水系統ポンプ出口 流量	1	1	0	1	1	0	1	高圧代替注水系統ポンプ出口流 量	監視事項は主要パラ メータにて確認。						
1.13.3 水源を切り替えるための対応手段 (1) 高圧炉心スプレイ系の水源の切替え	判断基準 重大事故等対応要領書 「海水貯蔵タンクへの補給の切替 (淡水から海 水)」	原子炉格納容器内 の水位	サブレーションポンプA水温度	16	0	16	①	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気温度の温度変化により代 替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。								
			サブレーションポンプB水温度	16	0	16	①	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気温度の温度変化により代 替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認。								
			圧力抑制室水位	2	1	1	①	高圧代替注水系統ポンプ出口 流量	1	1	0	1	1	0	1	高圧代替注水系統ポンプ出口流 量	監視事項は主要パラ メータにて確認。					
			復水貯蔵タンク水位	1	1	0	①	高圧代替注水系統ポンプ出口 流量	1	1	0	1	1	0	1	高圧代替注水系統ポンプ出口流 量	監視事項は主要パラ メータにて確認。					

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	監視バロメータ					抽出バロメータ					評価	
			計器名称	計器数	抽出バロメータを計測する計器			補助バロメータ 分類理由	バロメータ 分類	監視バロメータ				計器故障等
					直後	SBO影響	区分II直流電源 を起動した場合			直後	SBO影響	区分II直流電源 を起動した場合		
1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順 (1) 代替交流電源設備による発電 a. ガスタービン発電機又は電源車によるM/C 2C系及びM/C 2D系発電	電源の確保	電源の確保	275kV母線電圧	1	1	1	③	275kV母線の受電状態を確認するバロメータ	-	-	-	-	-	-
			66kV環状線電圧	1	1	1	③	環状支線の受電状態を確認するバロメータ	-	-	-	-	-	-
			6-2C母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するバロメータ	-	-	-	-	-	-
			6-2D母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するバロメータ	-	-	-	-	-	-
			6-2F-1母線電圧	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するバロメータ	-	-	-	-	-	-
			6-2F-2母線電圧	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するバロメータ	-	-	-	-	-	-
	GTG運転監視	GTG運転監視	GTG発電機電圧	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するバロメータ	-	-	-	-	-	-
			GTG発電機電力	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するバロメータ	-	-	-	-	-	-
			GTG発電機周波数	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するバロメータ	-	-	-	-	-	-
			6-2C母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するバロメータ	-	-	-	-	-	-
	電源	電源	6-2D母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するバロメータ	-	-	-	-	-	-
			4-2C母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するバロメータ	-	-	-	-	-	-
			4-2D母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するバロメータ	-	-	-	-	-	-
			4-2F母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するバロメータ	-	-	-	-	-	-

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ						評価							
			抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分1直流電源 を任命した場合	ハバメータ 分類	補助パラメータ 分類理由		計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分1直流電源 を任命した場合	計器故障等	SBO	
非常時操作手順書（抜粋） ・合名活動が電源喪失・ 全直流電源喪失 重大事故等対応要領書 「電源車によるM/C 2C系 及B/M/C 2D系受電」	電源の確保	電源の確保	275kV母線電圧	1	1	1	1	③	275kV母線の受電 状態の検知するパ ラメータ	—	—	—	—	—		
			68kV家浜線電圧	1	1	1	1	③	家浜支線の受電状 態を確認するパラ メータ	—	—	—	—	—		
			6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			GTC巻電機電圧	1	1	1	1	③	代替電源設備の運 転状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	—	
			6-2F-1母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			6-2F-2母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			電源車電圧					③	代替電源設備の運 転状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			電源車周波数					③	代替電源設備の運 転状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—	—	
電源	電源	電源	6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—		
			6-2G母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—		
			4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—		
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価						
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を延命した場合は	パラムメータ 分類	補助パラムメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合は	計器故障等	SBO		
1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順 (1) 代替電源（交流）による対応手順 a. 5号母間電力融通ケーブルを使用したM/C 2C系又はM/C 2D系受電 非常時操作手順書（激減 ベース） 主変機動力電源喪失・ 全送電源喪失） 重大事故等対応要領書 「母間電力融通ケーブル （常設）による電力融 通」	電源の確保	電源の確保	275kV母線電圧	1	1	1	④	275kV母線の電圧 状態を確認するパ ラムメータ				-				
			66kV戻り線電圧	1	1	1	③	戻り線の受電状 態を確認するパ ラムメータ					-			
			6-2F-1母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラムメータ					-			
			6-2F-2母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラムメータ					-			
			GTC発電機電圧	1	1	1	③	代替電源の運 転状態を確認する パラムメータ					-			
			6-2F-1母線電圧	1	1	1	③	緊急用高圧母線の 受電状態を確認す るパラムメータ					-			
			6-2F-2母線電圧	1	1	1	③	緊急用高圧母線の 受電状態を確認す るパラムメータ					-			
			D/G(3A)電圧(3号炉)				③	「3号中央制御室」に確認						-		
			D/G(3B)電圧(3号炉)				③	「3号中央制御室」に確認						-		
			D/G(3A)電力(3号炉)				③	「3号中央制御室」に確認						-		
			D/G(3B)電力(3号炉)				③	「3号中央制御室」に確認						-		
			D/G(3A)周波数(3号炉)				③	「3号中央制御室」に確認						-		
			D/G(3B)周波数(3号炉)				③	「3号中央制御室」に確認						-		

1.14 電源の確保に関する手順等

重大事故等対処に係る監視事項

対応手段	項目	分類	抽出バロメータを計測する計器				抽出バロメータの代替バロメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		補用バロメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				
					区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				直後		区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
	電源		6-2F-1母線電圧	1	1	1	③	緊急用高圧母線の 受電状態を確認す るバロメータ						
			6-2F-2母線電圧	1	1	1	③	緊急用高圧母線の 受電状態を確認す るバロメータ						
			6-2G母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るバロメータ						
			6-2D母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るバロメータ						
非常時操作手順書（激振 ベース） 「全交流動力電源喪失・ 全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 （「非常時電力融通ケー ブル（常設）」による電力融 通）」	操作	D/G(3A)電圧(3号炉)			「3号中央制御室」に確認		③	非常用ディゼルの 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るバロメータ						
					「3号中央制御室」に確認		③	非常用ディゼルの 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るバロメータ						
					「3号中央制御室」に確認		③	非常用ディゼルの 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るバロメータ						
					「3号中央制御室」に確認		③	非常用ディゼルの 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るバロメータ						
					「3号中央制御室」に確認		③	非常用ディゼルの 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るバロメータ						
					「3号中央制御室」に確認		③	非常用ディゼルの 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るバロメータ						
					「3号中央制御室」に確認		③	非常用ディゼルの 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るバロメータ						
					「3号中央制御室」に確認		③	非常用ディゼルの 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るバロメータ						
					「3号中央制御室」に確認		③	非常用ディゼルの 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るバロメータ						
					「3号中央制御室」に確認		③	非常用ディゼルの 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るバロメータ						

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	区分工機送電源を延命した場合	区分工機送電源を延命した場合	計器名称	計器数	直後		区分工機送電源を延命した場合
非常時操作手順書（濃縮ベクトル）追加動力電源喪失・全線電源喪失） 重大事故等対応要領書「長時間電力融通ケーブル（可搬型）による電力融通」	電源の確保		275kV母線電圧	1	1	1	③	375kV母線の電圧状態の確認するパラメータ	1	-	-	計器故障等
			66kV架設線電圧	1	1	1	③	環流支線の受電状態を確認するパラメータ	1	-	-	
			6-2C母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	-	-	
			6-2D母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	-	-	
			GTC送電機電圧	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	1	-	-	
			6-2F-1母線電圧	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	-	-	
			6-2F-2母線電圧	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	-	-	
			D/G(3A)電圧(3号炉)				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ	1	-	-	
			D/G(3B)電圧(3号炉)				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ	1	-	-	
			D/G(3A)電力(3号炉)				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ	1	-	-	
			D/G(3B)電力(3号炉)				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ	1	-	-	
			D/G(3A)周波数(3号炉)				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ	1	-	-	

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価					
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	抽出パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		評価							
					区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	直後		区分Ⅰ直流電源を延命した場合		区分Ⅱ直流電源を延命した場合				
非常時操作手順書（抜換・全電源喪失・全直流電源喪失） 重大事故等対応要領書 「長時間電力融通ケーブル（可搬型）」による電力融通	電源		6-2C母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ												
			6-2D母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ												
			6-2G母線電圧	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ												
非常時操作手順書（抜換・全電源喪失・全直流電源喪失） 重大事故等対応要領書 「長時間電力融通ケーブル（可搬型）」による電力融通	D/G運転監視(3号炉)		D/G(3A)電圧(3号炉)			「3号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼルの運転状態を確認するパラメータ												
			D/G(3B)電圧(3号炉)			「3号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼルの運転状態を確認するパラメータ												
			D/G(3C)電力(3号炉)			「3号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼルの運転状態を確認するパラメータ												
非常時操作手順書（抜換・全電源喪失・全直流電源喪失） 重大事故等対応要領書 「長時間電力融通ケーブル（可搬型）」による電力融通	D/G運転監視(3号炉)		D/G(3D)電力(3号炉)			「3号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼルの運転状態を確認するパラメータ												
			D/G(3A)周波数(3号炉)			「3号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼルの運転状態を確認するパラメータ												
			D/G(3B)周波数(3号炉)			「3号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼルの運転状態を確認するパラメータ												

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類		計器名称	計器数	SBO影響			
					区分Ⅰ直流電源を運用した場合	区分Ⅱ直流電源を運用した場合	区分Ⅰ直流電源	区分Ⅱ直流電源			直後		直後	
1.14.2 代替電源（直流）による対応手順 (1) 所内常設蓄電池式直流電源設備による給電 非常時操作手順書（抜粋） 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「所内常設蓄電池式直流電源設備による給電」	電源の確保	電源の確保	275kV母線電圧	1	1	1	1	③	275kV母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	計器故障等	SBO
			68kV翠浜線電圧	1	1	1	1	③	68kV翠浜線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1		
			6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1		
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1		
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1		
	電源	電源	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1		
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1		
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1		
			4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1		
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1		
電源の確保	電源の確保	4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1			
		125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1			
		125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1			
重大事故等対応要領書 「125V充電器2A受電」	電源	電源	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1			
		電源	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1			
		電源	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対処手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を遮断した場合	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を遮断した場合	
1.14.2 代替電源（直流）による対応手順 (2) 常設代替直流電源設備による	判断基準	電源の確保	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	-	計器故障等
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	-	
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	-	
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	-	
			250V直流主母線電圧	1	1	1	1	④	代替電源設備の運転状態を確認するバラメータ	-	
			電源車電圧				「発電所対策本部」に確認	③	駆状態を確認するバラメータ	-	
	操作	電源	電源車周波数				「発電所対策本部」に確認	③	代替電源設備の運転状態を確認するバラメータ	-	
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	-	
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラメータ	-	
			250V直流主母線電圧	1	1	1	1	④	代替電源設備の運転状態を確認するバラメータ	-	

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ				抽出パラメータ				評価	
			計器名称	計器数	抽出パラメータ		計器名称	計器数	監視パラメータ			
					直後	SBO影響			直後	SBO影響		
1.14.2.5 代替電源（直流）による対応手順 (3)可搬型代替直流電源設備による給電	電源の確保	判断基準	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	-	計器故障等	SBO	
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	-			
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	④	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	-			
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	④	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	-			
			250V直流主母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	-			
	電源車運転監視	電源車周波数	操作	電源車電圧	「発電機対策本部」に確認		③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	-			
				電源車周波数	「発電機対策本部」に確認		③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	-			
				6-26母線電圧	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-		
				4-26母線電圧	1	1	1	③	緊急用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-		
				125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	④	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	-		
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	④	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	-			
			250V直流主母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	-			

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対処手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	直後	区分Ⅱ直流電源を運用した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数		直後	区分Ⅰ直流電源を運用した場合
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (4)125V代替五電器装置用電源車接続設備による給電	判断基準 電源の確保	電源の確保	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラムメータ	1	1	-	計器故障等	
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラムメータ	1	1	-		
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラムメータ	1	1	-		
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラムメータ	1	1	-		
			6-26母線電圧	1	1	1	④	緊急用低圧母線の受電状態を確認するバラムメータ	1	1	-		
			4-26母線電圧	1	1	1	③	緊急用低圧母線の受電状態を確認するバラムメータ	1	1	-		
			電源車電圧				③	「発電所対策本部」に確認	代替電源設備の運転状態を確認するバラムメータ	1	1	-	
			電源車周波数				③	「発電所対策本部」に確認	代替電源設備の運転状態を確認するバラムメータ	1	1	-	
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラムメータ	1	1	-		
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するバラムメータ	1	1	-		

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分I電源電源 を任命した場合	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分I電源電源 を任命した場合		
1.14.2.5 (代車)中電機設備による対応手順 (1)代車時監視項目(監視項目)は電源車によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電 a. ガスタービン発電機、号間間電力融通ケーブルによるP/C 2G系及びMCC 2G系受電	電源の確保 判断基準 非常時操作手順書(微検 ベース) 「全交流動力電源喪失」 「全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「ガスタービン発電機によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電」 操作	電源の確保	6-2G母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	計器故障等 SBO
			6-20母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	
			6-2F-1母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	
			6-2F-2母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	
			GTC発電機電圧	1	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	-	-	
			GTC発電機電力	1	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	-	-	
			GTC発電機周波数	1	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	-	-	
			6-2G母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	
			4-2G母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	
			6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	
非常時操作手順書(微検 ベース) 「全交流動力電源喪失」 「全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「電源車によるP/C 2G系 及びMCC 2G系受電」 操作	電源の確保 判断基準 非常時操作手順書(微検 ベース) 「全交流動力電源喪失」 「全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「電源車によるP/C 2G系 及びMCC 2G系受電」 操作	電源の確保	GTC発電機電圧	1	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	-	-	計器故障等 SBO
			6-2F-1母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	
			6-2F-2母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	
			電源車電圧					③	「発電機所対策本部」に確認			
			電源車周波数					③	「発電機所対策本部」に確認			
			6-2G母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	
			4-2G母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等
					直後	直後					直後	直後		
重大事故等対処要領書 重中停電発生要領書 ル(常設)による電力融 通)	電源の確保	電源	6-26母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	-	-	計器故障等	SBO		
			6-20母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	-	-				
			6G発電機電圧	1	1	1	③	代替電源設備の運 転状態を確認する パラメータ	-	-				
			6-2F-1母線電圧	1	1	1	③	緊急用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	-	-				
			6-2F-2母線電圧	1	1	1	③	緊急用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	-	-				
			D/G(3A)電圧(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-				
			D/G(3B)電圧(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-				
			D/G(3A)電力(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-				
			D/G(3B)電力(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-				
			D/G(3A)周波数(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-				
			D/G(3B)周波数(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-				
			6-26母線電圧	1	1	1	④	緊急用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	-	-				
			4-26母線電圧	1	1	1	④	緊急用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	-	-				
			D/G(3A)電圧(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-				
			D/G(3B)電圧(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-				
D/G(3A)電力(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-							
D/G(3B)電力(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-							
D/G(3A)周波数(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-							
D/G(3B)周波数(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-							

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		ハラムメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			
重大事故等対処要領書 中の電源確保要領書 ル(手順)による電力融 通)	電源の確保	電源	6-26母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-	
			6-20母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-	
			6G発電機電圧	1	1	1	③	代替電源設備の運 転状態を確認する パラメータ	-	-	-	-	-	-	
			6-2F-1母線電圧	1	1	1	③	緊急用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-	
			6-2F-2母線電圧	1	1	1	③	緊急用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-	
			D/G(3A)電圧(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-	
			D/G(3B)電圧(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-	
			D/G(3A)電力(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-	
			D/G(3B)電力(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-	
			D/G(3A)周波数(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-	
			D/G(3B)周波数(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-	
			6-26母線電圧	1	1	1	④	緊急用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-	
			4-26母線電圧	1	1	1	④	緊急用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-	
			D/G(3A)電圧(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-	
			D/G(3B)電圧(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-	
D/G(3A)電力(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-				
D/G(3B)電力(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-				
D/G(3A)周波数(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-				
D/G(3B)周波数(3号炉)			「9号中央制御室」に確認	③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ	-	-	-	-	-	-				

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を遮断した場合	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を遮断した場合			
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
1.14.2.4 燃料の補給手順 (1) 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給													
重大事故等対応手順書 「タンクローリから各機器への補給」	相視監視機能	相視監視機能	軽油タンク油面			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料を 確認するパラメータ		-		計器故障等	SBO
			ガスタービン発電設備軽油タンク 油面			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料を 確認するパラメータ		-			
			タンクローリ油タンクレベル			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料を 確認するパラメータ		-			
			軽油タンク油面			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料を 確認するパラメータ		-			
			ガスタービン発電設備軽油タンク 油面			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料を 確認するパラメータ		-			
操作	相視監視機能		タンクローリ油タンクレベル			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料を 確認するパラメータ		-			
1.14.2.4 燃料の補給手順 (2) タンクローリから各機器への補給													
重大事故等対応手順書 「タンクローリから各機器への補給」	相視監視機能	相視監視機能	タンクローリ油タンクレベル			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料を 確認するパラメータ		-			
			各機器油タンクレベル			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料を 確認するパラメータ		-			
			タンクローリ油タンクレベル			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料を 確認するパラメータ		-			
			各機器油タンクレベル			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料を 確認するパラメータ		-			

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価																																											
			計器数	計器名称	パラメータ分類	SBO影響		計器数	計器名称	SBO影響																																												
						区分Ⅰ電源電源を延命した場合	区分Ⅱ電源電源を延命した場合			直後		事後	区分Ⅰ電源電源を延命した場合	区分Ⅱ電源電源を延命した場合																																								
1.14.2.5 重大事故等対処設備（設計基準電源）による給電 (1)非常用交流電源設備による給電	電源の確保	判断基準	1	1	1	1	275kV母線電圧	③	1	1	275kV母線の受電状態を確認するパラメータ	-	計器故障等																																									
														電源	1	1	1	1	68kV架橋線電圧	③	1	1	架橋支線の受電状態を確認するパラメータ	-																														
																									1	1	1	1	6-2C母線電圧	③	1	1	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-																				
																																			1	1	1	1	6-2D母線電圧	③	1	1	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-										
																																													1	1	1	1	6-2C母線電圧	③	1	1	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-
	1	1	1	1	D/G(2A)電圧	③	1	1	非常用ディジーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	-																																												
											1	1	1	1	D/G(2B)電圧	③	1	1	非常用ディジーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	-																																		
																					1	1	1	1	D/G(2A)電力	③	1	1	非常用ディジーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	-																								
																															1	1	1	1	D/G(2B)電力	③	1	1	非常用ディジーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	-														
																																									1	1	1	1	D/G(2A)周波数	③	1	1	非常用ディジーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	-				
																																																			1	1	1	1
軽油タンク画面	「発電機対策本部」に確認	③	-	-	-	-	-	-	-																																													
										原子炉補機冷却水系統流量	2	2	0	0	0	0	-	-	-																																			
																				原子炉補機冷却水系統加水供給圧力	2	2	0	0	0	0	-	-	-																									
																														原子炉補機冷却水系統加水供給温度	2	2	0	0	0	0	-	-	-															

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				監視パラメータ				評価		
			計器数	計器名称	直後	区分工機電源を任命した場合	区分工機電源を任命した場合	計器数	計器名称	直後		区分工機電源を任命した場合	
1.14.2.5 重大事故等対処設備（設計基準記録）による対応手順 (2) 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備による給電	判断基準 電源の確保	電源の確保	1	275kV母線電圧	1	1	1	③	275kV母線の受電状態を監視するパラメータ	-	-	計器故障等	
			1	68kV母線電圧	1	1	1	③	68kV母線の受電状態を監視するパラメータ	-	-		
			1	6-20母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を監視するパラメータ	-	-		
			1	6-20母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を監視するパラメータ	-	-		
			1	6-20母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を監視するパラメータ	-	-		
			1	6-20母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を監視するパラメータ	-	-		
	操作 非常時操作手順書（交換） 「交流/直流電源供給回復」 重大事故等対応要領書 「交流/直流電源供給回復」	電源	電源	1	6-20母線電圧	1	1	1	③	高圧炉心スプレイ系非常用交流電源の運転状態を監視するパラメータ	-	-	
				1	D/G(210)電圧	1	1	1	③	高圧炉心スプレイ系非常用交流電源の運転状態を監視するパラメータ	-	-	
				1	D/G(210)電力	1	1	1	③	高圧炉心スプレイ系非常用交流電源の運転状態を監視するパラメータ	-	-	
				1	D/G(210)周波数	1	1	1	③	高圧炉心スプレイ系非常用交流電源の運転状態を監視するパラメータ	-	-	
1.14.2.5 重大事故等対処設備（設計基準記録）による対応手順 (3) 高圧炉心スプレイ系用直流電源設備による給電	判断基準 電源の確保	電源の確保	「発電所対策本部」に確認				1	電流設備の燃料を監視するパラメータ	③	電流設備の燃料を監視するパラメータ	-	-	
			1	高圧炉心スプレイ補機冷却水系統卸水供給圧力	1	1	0	0	③	高圧炉心スプレイ補機冷却水系統の運転状態を監視するパラメータ	-	-	
			1	高圧炉心スプレイ補機冷却水系統卸水供給温度	1	0	0	0	③	高圧炉心スプレイ補機冷却水系統の運転状態を監視するパラメータ	-	-	
			1	275kV母線電圧	1	1	1	1	③	275kV母線の受電状態を監視するパラメータ	-	-	
			1	68kV母線電圧	1	1	1	1	③	68kV母線の受電状態を監視するパラメータ	-	-	
			1	6-20母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を監視するパラメータ	-	-	
	操作 非常時操作手順書（交換） 「交流/直流電源供給回復」 重大事故等対応要領書 「交流/直流電源供給回復」	電源	電源	1	6-20母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を監視するパラメータ	-	-	
				1	6-20母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を監視するパラメータ	-	-	
				1	6-20母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を監視するパラメータ	-	-	
				1	6-20母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を監視するパラメータ	-	-	

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SR0	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等			
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合				
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	6	0	0	起動領域モニタ	8	8	0	0	起動領域モニタにより、平均出力領域モニタの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	起動領域モニタ	8	0	0	[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、起動領域モニタが推定可能。		
					平均出力領域モニタ	6	6	0	0	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、起動領域モニタの推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
					起動領域モニタ	8	8	0	0	より、起動領域モニタの推定可能。		
					高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1			
					原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
					高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
					高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
					残留熱除去系燃料ライン流量 (燃料域)	1	1	1	0			
					残留熱除去系燃料ライン流量 (燃料域)	1	1	1	0			
				残留熱除去系燃料ライン流量 (燃料域)	2	2	1	1	0	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	0	1			
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位 (燃料域)	2	1	1	原子炉水位 (燃料域)	1	1	0	0		監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉水位 (燃料域)	2	1	1	原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	0			
					直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
					代替蓄熱器冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
					低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
					残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
					原子炉圧力	5	5	5	0		原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による原子炉圧力と圧力の関係から代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
					原子炉圧力	2	2	1	1		原子炉圧力と圧力の関係から代替監視可能。	
					原子炉圧力	2	2	1	1		原子炉圧力と圧力の関係から代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
					圧力制御室圧力	1	1	1	0		崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	0	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0		水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。		
				高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
				低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0	0	0	0	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				残留熱除去系ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	SR0				
	計器名称	計器数	S/D影響		計器名称	計器数	S/D影響							
			直後	区分Ⅰ直送電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直送電源を延命した場合						
高圧代替注水系による原子炉水位回復	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	-	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	0	1	1	0	1	計器故障等 納裏熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
						原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0		0
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0		0
						残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン送水流量)	1	1	1	1	1	0		0
						残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系統精製器冷却ライン送水流量)	1	1	1	1	1	0		1
						直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0		0
						低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0		0
						低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0		0
						残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	1	1	2		2
						原子炉圧力容器温度	5	5	5	5	5	0		0
						原子炉圧力	2	2	1	1	1	1		1
						原子炉圧力	2	2	1	1	1	1		1
						原子炉圧力	1	1	1	1	1	0		0
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	1	1		1
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	1	1		1
						復水貯蔵タンク水位	1	1	0	1	1	1		0
						高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0		1
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0	0							
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0							
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン送水流量)	1	1	1	1	1	0	0							
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系統精製器冷却ライン送水流量)	1	1	1	1	1	0	1							
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0	0							
原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	1	1	0	0							
高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1	1	0	1							
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	0	0							
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	0	0							
復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	0							
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	0	0							
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	1	1	1							
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	1	1	1							

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	S/D影響		計器名称	計器数	S/D影響		計器故障等	SR0
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合		
対応手段 逃がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉圧力	2	1	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
		2	2	2	原子炉圧力容器温度 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	5	5	0	0	
対応手段 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
	高圧中心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧中心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系洗浄ポンプ出口流量)	1	1	0	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系洗浄ポンプ出口流量)	1	1	0	0	
	残留熱除去系洗浄ポンプ出口流量 (残留熱除去系洗浄ポンプ出口流量)	2	2	1	残留熱除去系洗浄ポンプ出口流量 (残留熱除去系洗浄ポンプ出口流量)	2	2	1	1	
	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	0	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	0	0	
	低圧中心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	低圧中心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	
	原子炉圧力容器温度	5	5	0	原子炉圧力容器温度	5	5	0	0	
	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力	2	2	1	1	
	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力	2	2	1	1	
	圧力制御室圧力	1	1	0	圧力制御室圧力	1	1	0	0	
	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	0	0		
原子炉圧力容器温度	5	5	0	原子炉圧力容器温度	5	5	0	0		
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1		
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
復水貯蔵タンク水位	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
	計器名称	計器数	SRO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	SRO影響		計器故障等	SRO	
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
低圧代替注水系統（常設） による原子炉注水	復水貯蔵タンク水位	1					高圧代替注水系統ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	0						
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0						
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0						
			熱留熱除去系熱体ライン流量（熱留熱除去系ヘッドスプレイライン流量）	1	1	1	0						
			熱留熱除去系熱体ライン流量（熱留熱除去系系統給容器冷却ラック流量）	1	1	0	1						
			復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0						
			復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0						
			高圧代替注水系統ポンプ出口圧力	1	1	1	0						
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	0	1						
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0						
			復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0						
			直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0						
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1						
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1									

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			区分Ⅱ直流電源を延命した場合	
原子炉格納容器代替スプレイ給却系による格納容器給却	ドラライウエル圧力	1	1	0	①	-	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することできず、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、ドラライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドラライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	圧力抑制室圧力	1	1	0	①	-	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することできず、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度及びサブプレッションレベル水温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	1	1	①	-	12	12	6	原子炉格納容器下部水位及びドラライウエル水位の変化により代替監視可能。 ドラライウエル温度、ドラライウエル圧力及び圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	圧力抑制室水位	2	1	1	①	-	1	1	0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
							1	1	0	1		
							1	1	0	0		
							1	1	0	0		
							1	1	0	0		
							1	1	0	0		
							1	1	0	0		
						2	2	1	1	0		
						1	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
	計器名称	計器数	SRO影響		補助パラメータ分類理由	パラメータ分類	計器名称	計器数	SRO影響		計器故障等	SRO	
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			
原子炉格納容器フィルタバト索等による格納容器除熱	ドライウエル圧力	1	1	0	-	①	圧力抑制室圧力	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	圧力抑制室圧力	1	1	0	-	①	ドライウエル温度 【ドライウエル圧力】	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	1	-	①	ドライウエル圧力	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	-	①	圧力抑制室空気温度 【圧力抑制室圧力】	4	4	0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	圧力抑制室水位	2	2	1	-	①	【エリア放射線モニタ】 【エリア放射線モニタ】	1	1	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。 エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								減圧代替注水ポンプ出口流量	1	1	0		
								原子炉閉鎖時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン送排流量)	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン送排流量)	1	1	0		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	0		
								原子炉格納容器下部注水流量	2	2	1		
								原子炉格納容器代替スプレイ流量	1	1	0		
								復水貯蔵タンク水位	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。	
								フィルタ装置水位(広帯域)	3	3	0		
							フィルタ装置入口圧力(広帯域)	1	1	0			
							圧力抑制室圧力	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタバト索系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。	
							フィルタ装置出口圧力(広帯域)	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタバト索系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。	
							フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	1			

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SDO影響		計器名称	計器数	SDO影響		計器故障等	SRD
			区画I直送電源を延命した場合	区画II直送電源を延命した場合			区画I直送電源を延命した場合	区画II直送電源を延命した場合		
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	6	0	0	起動領域モニタ	8	0	0	起動領域モニタにより、平均出力領域モニタの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	起動領域モニタ	8	0	0	[制御位置指示系]	1	1	0	制御位置指示系の制御位置表示により、未境界状態が推定可能。	
高圧注水機能（原子炉隔離時冷却系/高圧炉心スプレイ系）喪失確認	起動領域モニタ	8	0	0	平均出力領域モニタ	6	0	0	平均出力領域モニタにより、起動領域モニタの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	[制御位置指示系]	1	1	0	[制御位置指示系]	1	1	0	制御位置指示系の制御位置表示により、未境界状態が推定可能。	
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	0	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	0	残留熱除去系洗浄ライン流量	
	残留熱除去系B系材料容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	残留熱除去系B系材料容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	残留熱除去系B系材料容器冷却ライン洗浄流量	
	直送電源冷却ポンプ出口流量	1	1	0	直送電源冷却ポンプ出口流量	1	1	0	直送電源冷却ポンプ出口流量	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	2	残留熱除去系ポンプ出口流量	
	原子炉圧力容器温度	5	5	0	原子炉圧力容器温度	5	5	0	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。	
	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原子炉圧力容器の過水を推定可能。	
	圧力抑制装置圧力	1	1	1	圧力抑制装置圧力	1	1	0	圧力抑制装置圧力	
	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	燃料格納除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	
	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	
	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	燃料格納除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	2	2	1	燃料格納除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	
	残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプ出口圧力	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器エアラ放料線モニタの発生を監視可能。	
				[エアラ放料線モニタ]	23	0	0	エアラ放料線モニタの発生を監視可能。		
				原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器エアラ放料線モニタの発生を監視可能。		
				[エアラ放料線モニタ]	23	0	0	エアラ放料線モニタの発生を監視可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO			
			区画Ⅰ直流電源を延命した場合	区画Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区画Ⅰ直流電源を延命した場合			区画Ⅱ直流電源を延命した場合		
高圧代替注水系による原子炉水位回復	原子炉水位 (広帯域)	2	1	1			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認。		
	原子炉水位 (燃料域)	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
							高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
							高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
							残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドストロブ流量)	1	1	1	0				
							残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系精精容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1				
							直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
							低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
							低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
							残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	1			2	
							原子炉圧力容器温度	5	5	5	0				
							原子炉圧力	2	2	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	1	1	1			
							圧力抑制管圧力	1	1	1	0				
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	1			
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	1			
							高圧代替注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
							高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1				
							原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
							高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
							高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
						残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドストロブ流量)	1	1	1	0					
						残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系精精容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1					
						直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0					
						直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0					
						高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1					
						原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0					
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0					
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0					
						復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0					
						復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0					
						直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0					
						直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	2	2	1	1	1				
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	1				
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	1				

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			
代替自動減圧機能による 逃がし安全弁動作確認	原子炉水位（圧帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	1 1	①	-	高圧代替注水系統ポンプ出口流量	1	0	1	計器故障等 単純熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流速と実際の注水流速より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	SBO
						原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0		
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0	0		
						残留熱除去系洗淨ライン流量	1	1	0		
						残留熱除去系洗淨ライン流量（洗淨除去系洗淨ライン流量）	1	0	1		
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0		
						残留熱除去系洗淨ライン流量	1	1	0		
						残留熱除去系洗淨ライン流量（洗淨除去系洗淨ライン流量）	1	1	0		
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0		
						代償流量冷却系ポンプ出口流量	1	1	0		
						低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0		
						残留熱除去系ポンプ出口流量	3	1	2		
						残留熱除去系ポンプ出口流量	5	5	0		
						原子炉圧力	2	1	1		
原子炉圧力	2	2	1								
高圧代替注水系統タービン入口蒸気圧力	1	1	0								
原子炉圧力	1	1	0								
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	0								
原子炉圧力	5	5	0								
原子炉水位（圧帯域）	2	2	1								
原子炉水位（燃料域）	2	2	1								

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合		
低圧注水機能（残留熱除去系/低圧炉心スプレイス系）による原子炉注水	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	1	1	2	1	1	0	1	抽排除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の過水を推定可能。 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力入口蒸気圧力から原子炉圧力容器内の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。 抽排除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 本項であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。 抽排除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。 サプレッションチェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサブプレッションチェンバ内の水位が確保されていることを監視可能。 サプレッションチェンバを水源とする系統のポンプの出口圧力により、サブプレッションチェンバ内の水位が確保されていることを監視可能。
		2	1	1	2	1	1	0	1	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	1	2	2	2	1	1	1	
		1	1	0	2	2	1	1	1	
	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	2	1	1	2	2	1	1	1	
		2	1	1	2	2	1	1	1	
	圧力抑制室水位	2	1	1	2	2	1	1	1	
		2	1	1	2	2	1	1	1	
	低圧炉心スプレイスポンプ出口圧力	3	0	0	3	3	1	2	2	
		2	1	1	2	2	1	1	1	
	残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	3	3	0	0	0	
		1	1	1	1	1	1	1	0	

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合		
残留熱除去系（サブプレッショングループ冷却モード）運転	残留熱除去系ポンプ出口流量（A, B系のみ）	2	1	1	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	1 1	1 1	抽排熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能 本質あるサブプレッショングループチェンバの水位変化により代替監視可能 圧力抑制室内空気温度の温度変化により代替監視可能 高圧代替注水システムタービン入口蒸気圧力により、直後に原子炉圧力の代替監視可能 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気圧力により、直後に原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認。
	サブプレッショングループループ水温度	16	0	16	圧力抑制室空気温度	4	0	4	圧力抑制室空気温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉圧力	2	1	1	高圧代替注水システムタービン入口蒸気圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1 1	0 1	1 0	原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認。
	残留熱除去系ポンプ出口流量（A, B系のみ）	2	1	1	原子炉圧力容器温度	5	5	0	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認。
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転	残留熱除去系ポンプ出口流量（A, B系のみ）	2	1	1	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	1 1	1 1	抽排熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能 水質であるサブプレッショングループチェンバの水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉圧力容器温度	5	5	0	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） [残留熱除去系熱交換器入口温度]	2 2 2	1 1 1	1 1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 失敗）＋HPCS 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SRO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SRO影響		計器故障等	SRO			
			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					
全交流動力電源喪失及び 原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	6	0	0	①	-	起動領域モニタ	8	8	0	0	起動領域モニタにより、平均出力領域モニタの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
	起動領域モニタ	8	0	0	①	-	[制御棒位置指示系] 平均出力領域モニタ	1	1	0	0	制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未監視状態が推定可能。			
														平均出力領域モニタにより、起動領域モニタの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
														制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未監視状態が推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + HPCS 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合		
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		2	1	1	1	1	0	0		
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	0	1	船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0	0	
		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0	0	
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ)	1	1	1	1	1	0	0	
		残留熱除去系B系格納容器冷却ライン之洗浄流量	1	1	1	1	1	0	0	
		直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0	0	
		代替直流冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0	0	
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0	0	
		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	3	3	3	0	2	
		原子炉圧力容器温度	5	5	5	5	5	0	0	
		原子炉圧力	2	2	2	2	2	1	1	
	原子炉圧力	2	2	2	2	2	1	1		
	圧力抑制管圧力	1	1	1	1	1	0	0		
	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	1	1	船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	1	1		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	1	1	1	0	0	
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0	0		
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0	0			
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ)	1	1	1	1	1	0	0			
残留熱除去系B系格納容器冷却ライン之洗浄流量	1	1	1	1	1	0	1			
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0	0			
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0	0			
高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0	0			
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0	0			
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0	0			
高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0	0			
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	0	0			
原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。		
原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + HPCS 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合		
直流電源負荷切り離し	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
速がし安全弁による原子炉急減速圧	原子炉圧力	2	1	1	原子炉圧力	1	0	1	原子炉圧力	1
	原子炉圧力	2	1	1	原子炉圧力	1	0	1	原子炉圧力	1
低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	0	①	-	-	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1
	原子炉圧力	2	1	1	①	-	-	-	原子炉圧力	1
	原子炉圧力	2	1	1	①	-	-	-	原子炉圧力	1
	原子炉圧力	2	1	1	①	-	-	-	原子炉圧力	1
	原子炉圧力	2	1	1	①	-	-	-	原子炉圧力	1
	原子炉圧力	2	1	1	①	-	-	-	原子炉圧力	1
	原子炉圧力	2	1	1	①	-	-	-	原子炉圧力	1
	原子炉圧力	2	1	1	①	-	-	-	原子炉圧力	1
	原子炉圧力	2	1	1	①	-	-	-	原子炉圧力	1
	原子炉圧力	2	1	1	①	-	-	-	原子炉圧力	1
	原子炉圧力	2	1	1	①	-	-	-	原子炉圧力	1
	原子炉圧力	2	1	1	①	-	-	-	原子炉圧力	1
	原子炉圧力	2	1	1	①	-	-	-	原子炉圧力	1

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋HPCS失敗

対応手段	計器名称	抽出パラメータを計測する計器				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		計器数	直後	SBO影響				計器数	直後	SBO影響			
				区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）による 原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	1	1	0	1	計器故障等 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器温度より代替監視可能 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	監視事項は主要パラメータにて確認。 監視事項は主要パラメータにて確認。
	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量）	1	1	1	0	①	-	2	2	1	1	異常除去法に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能 水質である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能	
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	
	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	1	0			1	1	0	1		
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0			1	1	0	0		
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0			1	1	0	0		
	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量）	1	1	1	0			1	1	0	0		
	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系B系格納容器冷 却ライン洗浄流量）	1	1	1	0			1	1	0	1		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	高圧代替注水系下部注水流量 力	1	1	1	0			1	1	0	0		
高圧代替注水系ポンプ出口圧 力	1	1	1	0			1	1	0	1			
原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力	1	1	1	0			1	1	0	0			
高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力	1	1	1	0			1	1	0	0			
復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0			1	1	0	0			
復水貯蔵タンク水位	2	2	1	1			2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + HPCS 失敗

対応手段	抽出バシメータを計測する計器				抽出バシメータの代替バシメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器設置等	SBO	
			直後	区分I直流電源を延命した場合			直後	区分I直流電源を延命した場合			
残留熱除去系 (サブプレッショープール水冷却モード) 運転	残留熱除去系ポンプ出口流量 (A,B系のみ)	2	1	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水源であるサブプレッショープールの水位変化により代替監視可能。	
		2	0	16	圧力抑制室水位	2	2	1	1		
	サブプレッショープール水温度	16	0	16	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気温度の温度変化により代替監視可能。	
		2	2	2	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1		
	残留熱除去系 (燃料棒) 原子炉水位 (燃料棒)	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と実際の注水量より代替監視可能。 崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と実際の注水量より代替監視可能。
			2	1	1	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
			2	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
			2	1	1	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	1	1	0	0	
			2	1	1	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系)	1	1	1	0	
			2	1	1	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系)	1	1	0	0	
			2	1	1	残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	0	
			2	1	1	残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	0	
2			1	1	直流駆動低圧水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
2			1	1	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	1	1	1	0		
残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	原子炉圧力	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の過水を推定可能。 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。	
		2	1	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1		
	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	1	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	1	原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。 崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	
		2	1	1	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	2	2	1	1		
	圧力抑制室水位	3	1	2	圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッショープールの水位変化により代替監視可能。 サブプレッショープールを水源とする系統のうち、運転している系統の注水量よりサブプレッショープール内の水位が確保されていることを監視可能。	
		2	1	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	1	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	1	1	1	0	サブプレッショープールを水源とする系統のポンプの出口圧力により、サブプレッショープール内の水位が確保されていることを監視可能。	
		2	1	1	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	1	1	0	0		
	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	1	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	サブプレッショープールを水源とする系統のポンプの出口圧力により、サブプレッショープール内の水位が確保されていることを監視可能。	
		2	1	1	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	1	1	0	0		
	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	1	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	1	1	1	0	サブプレッショープールを水源とする系統のポンプの出口圧力により、サブプレッショープール内の水位が確保されていることを監視可能。	
		2	1	1	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	1	1	0	0		
残留熱除去系ポンプ出口流量	2	1	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	1	1	1	0	サブプレッショープールを水源とする系統のポンプの出口圧力により、サブプレッショープール内の水位が確保されていることを監視可能。		
	2	1	1	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	1	1	0	0			

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + 高圧注水失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SPO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SPO影響		計器故障等	SPO		
			区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合				
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	6	0	0	①	-	起動領域モニタ	8	8	0	0	起動領域モニタにより、平均出力領域モニタの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	起動領域モニタ	8	0	0	①	-	[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	制御棒位置指示系の制御棒位置表示により、未監視状態が推定可能。		
							平均出力領域モニタ	6	6	0	0	平均出力領域モニタにより、起動領域モニタの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
							[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	制御棒位置指示系の制御棒位置表示により、未監視状態が推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + 高圧注水失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合		区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
高圧代替注水係による原子炉注水	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1				1 1	0 0	1 0	1 0	計器故障等 船庫熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
	高圧代替注水係ポンプ出口流量	1	1	0	①	-		1	1	1	0		原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による船庫熱除去係ポンプ出口流量より代替監視可能。 船庫熱除去係ポンプ出口流量より代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制高圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。 船庫熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。
	高圧代替注水係ポンプ出口流量	1	1	0				1	1	1	0		復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。
	高圧代替注水係ポンプ出口流量	1	1	0				1	1	1	0		復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。
	高圧代替注水係ポンプ出口流量	1	1	0				1	1	1	0		注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。
	高圧代替注水係ポンプ出口流量	1	1	0				1	1	1	0		
	高圧代替注水係ポンプ出口流量	1	1	0				1	1	1	0		
	高圧代替注水係ポンプ出口流量	1	1	0				1	1	1	0		
	高圧代替注水係ポンプ出口流量	1	1	0				1	1	1	0		
	高圧代替注水係ポンプ出口流量	1	1	0				1	1	1	0		
	高圧代替注水係ポンプ出口流量	1	1	0				1	1	1	0		
	高圧代替注水係ポンプ出口流量	1	1	0				1	1	1	0		
	高圧代替注水係ポンプ出口流量	1	1	0				1	1	1	0		
	高圧代替注水係ポンプ出口流量	1	1	0				1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + 高圧注水失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響				評価		
	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	計器名称	計器数	直後		区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
直流電源負荷切り離し	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
速がし安全弁による原子 炉急速減圧	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-	1	1	1	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	
低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による 原子炉注水	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	①	-	1	1	0	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	1	1	0	1	0	
	高圧代替注水系タービン出口流量	1	1	1	0	-	-	1	1	0	1	1	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	-	-	1	1	0	1	0	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	-	-	1	1	0	1	0	
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイ)	1	1	1	0	-	-	1	1	0	1	0	
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系係網系冷却ライン)	1	1	1	0	-	-	1	1	0	1	0	
	連続駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0	-	-	1	1	0	1	0	
	代替隔離冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0	-	-	1	1	0	1	0	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	-	-	1	1	0	1	0	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	1	0	-	1	1	0	1	2	
	原子炉圧力	5	5	1	1	0	-	1	1	0	1	0	
	原子炉圧力	2	2	1	1	0	-	1	1	0	1	0	
	原子炉圧力	2	2	1	1	0	-	1	1	0	1	0	
原子炉圧力	1	1	1	0	-	-	1	1	0	1	0		
高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	-	-	1	1	0	1	0		
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	-	-	1	1	0	1	0		
原子炉圧力	5	5	1	1	0	-	1	1	0	1	0		
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	0	-	1	1	0	1	1		
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	0	-	1	1	0	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋高圧注水失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価						
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO					
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合							
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量）	1	1	0	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 復水貯蔵タンク水位	2 2 1	2 2 1	1 1 0	1 1 0	船機除去に必要ない原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	
	復水貯蔵タンク水位	—	—	—	—	—	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧中心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量） 残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系系精神容器冷 却ライン洗浄流量） 直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量 原子炉格納容器下部注水流量 高圧代替注水系ポンプ出口圧 力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力 高圧中心スプレイ系ポンプ出 口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 直流駆動低圧注水ポンプ出口 圧力	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	①	—	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	2	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + 高圧注水失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合		
残留熱除去系 (サブプレッショントラップ冷却モード) 運転	原子炉水位 (広帯域)	2	1		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	計器故障等 抽排熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉中間冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系重量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 代排熱冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力 圧力制御室圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 圧力制御室水位 圧力制御室内空気温度
	原子炉水位 (燃料域)	2	1		原子炉中間冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
	残留熱除去系ポンプ出口流量 (A,B系のみ)	2	1	①	原子炉圧力	2	2	1	1	
	サブプレッショントラップ冷却モード	16	0	①	圧力制御室圧力	1	1	1	0	
		16	0	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	
		16	0	①	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	
		16	0	①	圧力制御室水位	2	2	1	1	
		16	0	①	圧力制御室内空気温度	4	4	0	4	
		16	0	①		3	3	1	2	
		16	0	①		5	5	5	0	
		16	0	①		2	2	1	1	
		16	0	①		2	2	1	1	
		16	0	①		1	1	1	0	
		16	0	①		2	2	1	1	
		16	0	①		2	2	1	1	

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + 高圧注水失敗

対応手段	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器				補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響 区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	計器故障等				SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	計器数				計器名称	SBO影響					
											直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	原子炉水位 (圧排域) 原子炉水位 (燃料域)	2	1	1	1	1	1	0	1	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		2	1	1	1	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0			
	残留熱除去系 (圧排域) 残留熱除去系 (燃料域)	原子炉水位 (燃料域)	2	1	1	1	1	1	0	0	高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量	1	0		0	
			2	1	1	1	1	1	0	0	残留熱除去系 (圧排域) ライン温度	1	1		0	
			2	1	1	1	1	1	0	0	残留熱除去系 (燃料域) ライン温度	1	1		0	
			2	1	1	1	1	1	0	0	残留熱除去系 (圧排域) ライン流量	1	1		0	
			2	1	1	1	1	1	0	0	残留熱除去系 (燃料域) ライン流量	1	1		0	
			2	1	1	1	1	1	0	0	残留熱除去系 (圧排域) ライン流量	1	1		0	
			2	1	1	1	1	1	0	0	残留熱除去系 (燃料域) ライン流量	1	1		0	
			2	1	1	1	1	1	0	0	残留熱除去系 (圧排域) ライン流量	1	1		0	
			2	1	1	1	1	1	0	0	残留熱除去系 (燃料域) ライン流量	1	1		0	
			2	1	1	1	1	1	0	0	残留熱除去系 (圧排域) ライン流量	1	1		0	
			2	1	1	1	1	1	0	0	残留熱除去系 (燃料域) ライン流量	1	1		0	
			2	1	1	1	1	1	0	0	残留熱除去系 (圧排域) ライン流量	1	1		0	
	原子炉圧力	原子炉圧力	2	1	1	1	1	0	0	0	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	0		1	監視事項は主要パラメータにて確認。
			2	1	1	1	1	1	0	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1		0	
			2	1	1	1	1	1	0	0	原子炉圧力	5	5		0	
			2	1	1	1	1	1	0	0	原子炉圧力	2	2		1	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	1	2	1	1	0	0	0	原子炉圧力	2	2		1	監視事項は主要パラメータにて確認。
			3	1	2	1	1	1	0	0	原子炉水位 (燃料域)	2	2		1	
3			1	2	1	1	1	0	0	原子炉水位 (圧排域)	2	2	1			
圧力抑制室水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	1	0	0	0	圧力抑制室水位	2	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		2	1	1	1	1	1	0	0	圧力抑制室水位	2	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + 直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
	計器名称	計器数	SD0影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SD0影響		評価		
			区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
全交流動力電源喪失及び原子炉システム確認	原子炉圧力	2	2	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	計器故障等 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	SR0 監視事項は主要ハラメータにて確認。
			5	5			5	0					
			2	2			2	1	1				
			2	2			2	1	1				
直流電源切替	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + 直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	計器名称	計器数	計器故障等	SBO	
高圧代替注水系による原 子炉注水	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	-		1 1	0 0	高圧代替注水系ポンプ出口流 量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量) 残留熱除去系B系統格納容器冷却 ライン洗浄流量)	1 1 1 1 1 1	船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。 監視事項は主要パラ メータにて確認。		
	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	-		1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流 量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力 圧力制御管圧力	1 1 1 1 3 5 2 2 1 2 2	船舶熱除去に必要な原子炉圧力による 飽和温度/圧力の関係から代替監視可能 原子炉圧力と圧力制御管圧力の差圧から原 子炉圧力容器の過水を推定可能 船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可 能 水源である復水貯蔵タンクの水位変化によ り代替監視可能		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	0		①		1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流 量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量) 残留熱除去系B系統格納容器冷 却ライン洗浄流量) 残留熱除去系B系統格納容器冷 却ライン洗浄流量) 復水貯蔵タンク下部注水流量 高圧代替注水系ポンプ出口庄 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力 復水貯蔵タンク出口圧力 直流駆動低圧注水ポンプ出口 圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、 運転している系統の注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポン プの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の 水位が確保されていることを監視可能。 注水系の原子炉水位の変化により、復水貯 蔵タンクの代替監視可能。	

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + 直流電源喪失

対応手段	計器名称	抽出パラメータを計測する計器				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	SBO	
		計器数	SBO影響		計器数			SBO影響						
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合				直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					
低圧代噴注水系 (常設) (廃水移送ポンプ) による 原子炉注水	原子炉水位 (広帯域)	2	1	1	①	-		1	0	1	0	1	別機熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と表層の注水流量より代替監視可 能。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による 飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力制御室圧力の差圧から原 子炉圧力容器の過水差推定可能。 高圧代噴注水系タービン入口蒸気圧力によ り、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状 態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係 から原子炉圧力容器温度より代替監視可 能。	
	原子炉水位 (燃料域)	2	1	1	①	-		1	0	1	0	0		
	原子炉注水	2	2	2				2	2	2	2	2		2
	低圧代噴注水系ポンプ出口 流量	1	1	1				1	1	1	1	1		1
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1				1	1	1	1	1		1
	原子炉中心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1				1	1	1	1	1		1
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (冷却剤除去系) ストースプレイ 流量	1	1	1				1	1	1	1	1		1
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (冷却剤除去系) ストースプレイ 流量	1	1	1				1	1	1	1	1		1
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (冷却剤除去系) ストースプレイ 流量	1	1	1				1	1	1	1	1		1
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (冷却剤除去系) ストースプレイ 流量	1	1	1				1	1	1	1	1		1
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (冷却剤除去系) ストースプレイ 流量	1	1	1				1	1	1	1	1		1
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (冷却剤除去系) ストースプレイ 流量	1	1	1				1	1	1	1	1		1
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (冷却剤除去系) ストースプレイ 流量	1	1	1				1	1	1	1	1		1
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (冷却剤除去系) ストースプレイ 流量	1	1	1				1	1	1	1	1		1
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (冷却剤除去系) ストースプレイ 流量	1	1	1				1	1	1	1	1		1
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (冷却剤除去系) ストースプレイ 流量	1	1	1				1	1	1	1	1		1
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (冷却剤除去系) ストースプレイ 流量	1	1	1				1	1	1	1	1		1

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + 直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			
	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	0							
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量)	1	1	0							
低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) によ る原子炉注水	復水貯蔵タンク水位	1	1	0						船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0							
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0							
	高圧中心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0							
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量)	1	1	0							
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量)	1	1	0							
	直流動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	0							
	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0							
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0							
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	0							
	高圧中心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0							
	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	0							
	直流動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	0							
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1						注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + 直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合		
残留熱除去系 (サブプレッショントラップ冷却モーター) 運転	原子炉水位 (広帯域)	2	1	1	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	計器故障等 抽排熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力と圧力制御室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能 抽排熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能 本項であるサブプレッショントラップの水位変化により代替監視可能 圧力制御室内空気温度の温度変化により代替監視可能
	原子炉水位 (燃料域)	2	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
	残留熱除去系ポンプ出口流量 (A,B系のみ)	2	1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
	サブプレッショントラップ内水温度	16	0	16	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
					残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	
					原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	
					原子炉圧力	2	2	1	1	
					原子炉圧力	2	2	1	1	
					圧力制御室圧力	1	1	1	0	
					原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	
					圧力制御室水位	2	2	1	1	
					圧力制御室内空気温度	4	4	0	4	

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + 直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流通電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流通電源を延命した場合		
残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1			1 1	0 0	1 1	0 0	船身熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1			1	0	1	0	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1			1	1	1	0	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1			1	0	0	0	
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイラインの流量)	1	1			1	1	1	0	
	残留熱除去系B系統惰性管冷却ラインの流量	1	1			1	0	0	0	
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1			1	1	1	0	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1			1	1	1	0	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1			1	1	1	0	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3			3	1	5	2	
	原子炉圧力容器温度	5	5			5	5	5	0	
	原子炉圧力	2	2			2	1	1	1	
	原子炉圧力	2	2			2	1	1	1	
	圧力抑制室圧力	1	1			1	1	1	0	
高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1			1	0	1	1		
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1			1	1	1	0		
原子炉圧力容器温度	5	5			5	5	5	0		
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2		①	2 2	1 1	1 1	1 1	0 0	
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2			2 2	1 1	1 1	1 1	0 0	
圧力抑制室水位	2	2			2	1	1	1	0	
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1			1	1	1	0		
残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3			3	1	1	2		
代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1			1	1	1	0		
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1			1	0	0	0		
残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	3			3	0	0	0		
代替循環冷却ポンプ出口圧力	1	1			1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 失敗）＋SRV 再開失敗＋HPCS 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SRV影響			補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	SRV影響			計器故障等	SRV
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
全交流動力電源喪失及び 原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	①	起動領域モニタ	8	8	0	0	計器故障等	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
							[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	起動領域モニタにより、平均出力領域モニ タの代替監視可能。 制御棒位置指示系の制御棒の位置表示によ り、未監視状態が推定可能。		
	起動領域モニタ	8	8	0	0	①	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	平均出力領域モニタにより、起動領域モニ タの代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
							[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	制御棒位置指示系の制御棒の位置表示によ り、未監視状態が推定可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + SRV 再閉失敗 + HPCS 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	SRV		
	計器名称	計器数	直後	区分別直後電源 を延命した場合			計器名称	計器数	直後	区分別直後電源 を延命した場合				
原子炉隔離時冷却系による 原子炉注水	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	-				1 1	0 0	1 0	1 0	船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量													
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量													
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量													
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量													
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ)													
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系統格納容器冷却ライン洗浄流量)													
	直流通動低圧注水ポンプ出口流量													
	代替直流通動ポンプ出口流量													
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量													
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量													
	残留熱除去系ポンプ出口流量													
	原子炉圧力容器温度													
	原子炉圧力													
	原子炉圧力													
原子炉圧力														
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	1 1	1 1	1 1	0 0	① -	-				1 1	1 1	1 0	1 1	船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量														
復水貯蔵タンク水位														
高圧代替注水系ポンプ出口流量														
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量														
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量														
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ)														
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系統格納容器冷却ライン洗浄流量)														
直流通動低圧注水ポンプ出口流量														
代替直流通動ポンプ出口流量														
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量														
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量														
残留熱除去系ポンプ出口流量														
原子炉圧力容器温度														
原子炉圧力														
原子炉圧力														
原子炉圧力														
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	1 1	① -	-				2 2	2 2	1 1	1 1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + SRV 再閉失敗 + HPCS 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	SBO	
	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	補助パラメータ分類理由	パラメータ分類	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			区分Ⅱ直流電源を延命した場合
高圧代替注水系統による原子炉注水	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1			1	0	1	計器故障等 崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	-	①	1	0	1	
	高圧代替注水系統ポンプ出口流量	1	1	1	1	-	①	1	1	0	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1			1	0	1	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1			1	0	0	
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン送浄流量)	1	1	1	1			1	1	0	
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系系統納容器冷却ライン送浄流量)	1	1	1	1			1	0	1	
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	1			1	1	0	
	代替隔離冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1			1	1	0	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1			1	1	0	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	3	3			3	1	2	
	原子炉圧力	5	5	5	5			5	5	0	
	原子炉圧力	2	2	2	2			2	1	1	
	原子炉圧力	2	2	2	2			2	1	1	
	圧力制御室圧力	1	1	1	1			1	1	0	
	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2			2	1	1	
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	-	①	2	1	1	
復水貯蔵タンク水位	1	1	1	1			1	1	0		
高圧代替注水系統ポンプ出口流量	1	1	1	1			1	0	1		
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1			1	1	0		
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1			1	0	0		
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン送浄流量)	1	1	1	1			1	1	0		
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系系統納容器冷却ライン送浄流量)	1	1	1	1			1	0	1		
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	1		①	1	1	0		
原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	1			1	1	0		
高圧代替注水系統ポンプ出口流量	1	1	1	1			1	0	1		
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1			1	1	0		
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1			1	0	0		
復水貯蔵タンク水位	1	1	1	1		①	1	1	0		
原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2			2	1	1		
原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2			2	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋SRV再閉失敗＋HPCS失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
	計器名称	計器数	直後	区Ⅰ直流電源を延命した場合	区Ⅱ直流電源を延命した場合	補助パラメータ分類理由	パラメータ分類	計器名称	計器数	直後	区Ⅰ直流電源を延命した場合	区Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SR0
低圧代替注水系（常設） （直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	1		①	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉圧力							原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
	原子炉圧力							原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	
	原子炉圧力							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	
	原子炉圧力							原子炉水位（標準域）	2	2	1	1	原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	
	原子炉圧力							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	
	原子炉圧力							原子炉水位（標準域）	2	2	1	1	原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	
	原子炉圧力							原子炉水位	1	1	1	1	原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	
	原子炉圧力							復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	
	原子炉圧力							高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	
低圧代替注水系（常設） （直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉注水	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0		①	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	復水貯蔵タンク水位							原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
	復水貯蔵タンク水位							高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
	復水貯蔵タンク水位							残留蒸気除去系洗浄ライン流量（残留蒸気除去系ヘッドストレイライン蒸気流量）	1	1	1	0	残留蒸気除去系洗浄ライン流量により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
	復水貯蔵タンク水位							残留蒸気除去系B系蒸気流量（残留蒸気除去系蒸気流量）	1	1	0	1	残留蒸気除去系B系蒸気流量により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
	復水貯蔵タンク水位							高圧駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧駆動低圧注水ポンプ出口流量により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
	復水貯蔵タンク水位							原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
	復水貯蔵タンク水位							高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
	復水貯蔵タンク水位							高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
	復水貯蔵タンク水位							直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
復水貯蔵タンク水位							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	原子炉水位（広帯域）により、復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。		
復水貯蔵タンク水位							原子炉水位（標準域）	2	2	1	1	原子炉水位（標準域）により、復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + SRV 再閉失敗 + HPCS 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	計器故障等	SDO
直流電源負荷切り離し	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
低圧代替注水系統 (常設) (復元後注ポンプ) による原子炉注水	原子炉水位 (広帯域)	2	1	1	原子炉水位 (広帯域)	1	1	0	原子炉水位 (広帯域)	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉水位 (燃料域)	2	1	1	原子炉水位 (燃料域)	1	1	0	原子炉水位 (燃料域)	
	高圧代替注水系統ポンプ出口流量	1	1	1	高圧代替注水系統ポンプ出口流量	1	1	0	高圧代替注水系統ポンプ出口流量	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	
	高圧中心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	高圧中心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧中心スプレイ系ポンプ出口流量	
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ)	1	1	1	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ)	1	1	0	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ)	
	残留熱除去系B系統格納容器冷却ライン之流量	1	1	1	残留熱除去系B系統格納容器冷却ライン之流量	1	1	0	残留熱除去系B系統格納容器冷却ライン之流量	
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	0	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	
	代替循環冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	代替循環冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	代替循環冷却系ポンプ出口流量	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	3	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	2	残留熱除去系ポンプ出口流量	
	原子炉圧力容器温度	5	5	5	原子炉圧力容器温度	5	5	0	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。	
	原子炉圧力	2	2	2	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の過水を推定可能。	
	圧力抑制室圧力	1	1	1	圧力抑制室圧力	1	1	0	圧力抑制室圧力	
	高圧代替注水系統タービン入口蒸気圧力	1	1	0	高圧代替注水系統タービン入口蒸気圧力	1	0	1	高圧代替注水系統タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力容器の過水を推定可能。	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力容器の過水を推定可能。	
	原子炉圧力容器温度	5	5	5	原子炉圧力容器温度	5	5	0	原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位 (広帯域)	2	1	1	原子炉水位 (広帯域)		
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	原子炉水位 (燃料域)	2	1	1	原子炉水位 (燃料域)		

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器										評価					
	計器名称	計器数	SRO影響		バラムメータ分類	補助バラムメータ分類理由	計器名称	計器数	SRO影響		計器故障等	SRO				
			区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						
全交直電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	6	0	0	①	-	起動領域モニタ	8	8	0	起動領域モニタにより、平均出力領域モニタの代替監視可能。	監視事項は主要バラムメータにて確認。				
	起動領域モニタ	8	0	0	①	-	[制御棒位置指示系] 平均出力領域モニタ	1	1	0	[制御棒位置指示系]の制御棒位置表示により、未選界状態が推定可能。	監視事項は主要バラムメータにて確認。				
											平均出力領域モニタ	6	6	0	平均出力領域モニタにより、起動領域モニタの代替監視可能。	監視事項は主要バラムメータにて確認。
											[制御棒位置指示系]	1	1	0	[制御棒位置指示系]の制御棒位置表示により、未選界状態が推定可能。	監視事項は主要バラムメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合				
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	1 1	-	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	計器故障等 崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能な。 監視事項は主要パラメータにて確認。
							原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
							高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
							残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン注水流量)	1	1	0	0	
							残留熱除去系B系格納容器冷却ライン注水流量	1	1	0	1	
							直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0	
							代替蒸気冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0	
							低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
							残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	
							原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	
							原子炉圧力	2	2	1	1	
							原子炉圧力	2	2	1	1	
							圧力制御管圧力	1	1	1	0	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	
復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0								
高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1								
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0								
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0								
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン注水流量)	1	1	1	0								
残留熱除去系B系格納容器冷却ライン注水流量	1	1	0	1								
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0								
高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1								
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0								
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0								
復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0								
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1								
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1								

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器										抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合				直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合				
高圧代替注水系による原子炉注水	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	1 1	-			1 1	1 1	0 0	1 0	1 0	船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。		
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	①	-		2 2	1 1	1 1	1 1	1 1	船舶熱除去及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。 船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	①	-		1	1	0	0	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。		
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0				1	1	0	0	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。		
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1				1	1	0	0	0	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。		
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1				1	1	0	0	0			
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1				1	1	0	0	0			
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1				1	1	0	0	0			
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1				1	1	0	0	0			
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1				1	1	0	0	0			
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1				1	1	0	0	0			
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1				1	1	0	0	0			
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1				1	1	0	0	0			
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1				1	1	0	0	0			

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合		
速がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	蒸圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	蒸圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉圧力	2	1	1	1	-	-	原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気圧力 動用タービン入口蒸気圧力	1	1	原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能	
低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）による原子炉注水	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	原子炉水位が飽和状態にあると想定し、飽和温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認。
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1			原子炉圧力容器内の飽和温度及び原子炉圧力による関係から代替監視可能	1	0		
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による関係から代替監視可能	1	1		
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による関係から代替監視可能	1	0		
	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレイライン流量）	1	1	1	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による関係から代替監視可能	1	1		
	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系B系格納容器冷却ライン流量）	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による関係から代替監視可能	1	1		
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による関係から代替監視可能	1	1		
	代替監視冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による関係から代替監視可能	1	1		
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による関係から代替監視可能	1	1		
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による関係から代替監視可能	3	2		
	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による関係から代替監視可能	5	0		
	原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制系圧力の差圧から原子炉圧力監視可能	2	1		
	原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制系圧力の差圧から原子炉圧力監視可能	2	1		

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータの代警パラメータを計測する計器										評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
低圧代警注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水	原子炉圧力	2	1	1	①	-	高圧代警注水系タービン入口蒸気圧力	1	0	1	高圧代警注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代警監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
							原子炉圧力	1	1	0	原子炉圧力の代警監視可能。		
	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力容器温度	5	5	0	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代警監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	
								原子炉水位	2	2	1	1	
								復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代警注水系ポンプ出口流量	1	0	1	高圧代警注水系ポンプ出口流量の変化より代警監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量								1	1	0	0		
残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)								1	1	1	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代警監視可能。	
復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系統格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。	
							直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
							高圧代警注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1		
							原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
							高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
							復水移送ポンプ出口流量	1	1	1	0		
							直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
							原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1		注水系の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代警監視可能。

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価					
	計器名称	計器数	直後	直後	計器数	計器名称	計器数	直後	直後	計器故障等	SR0	
残留熱除去系（サブプレッショナルプール水冷却モード）運転	原子炉水位（広帯域）	2	1			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0		監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉水位（燃料域）	2	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0			
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
						残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン蒸発流量）	1	1	1	0		
						残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン蒸発流量）	1	1	0	1		
						直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
						代替流量冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
						低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
						残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
						原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
						原子炉圧力	2	2	1	1		
						原子炉圧力	2	2	1	1		
						圧力抑制室圧力	1	1	1	0		
						原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1		
						原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
					圧力抑制室水位	2	2	1	1			
					サブプレッショナルプール水温度	16	16	0	4			

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SBO
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等		
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			
残留熱除去系（低圧注水モータ）による原子炉注水	原子炉水位（圧帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
							原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	
							高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	1	0	0	
							残留熱除去系蒸体ライン流量（残留熱除去系）	1	1	0	
							残留熱除去系蒸体ライン流量（残留熱除去系）	1	0	1	
							残留熱除去系蒸体ライン流量（残留熱除去系）	1	1	0	
							残留熱除去系蒸体ライン流量（残留熱除去系）	1	1	0	
							残留熱除去系蒸体ライン流量（残留熱除去系）	1	1	0	
							残留熱除去系蒸体ライン流量（残留熱除去系）	1	1	0	
							残留熱除去系蒸体ライン流量（残留熱除去系）	1	1	0	
							残留熱除去系蒸体ライン流量（残留熱除去系）	1	1	0	
							残留熱除去系蒸体ライン流量（残留熱除去系）	1	1	0	
							残留熱除去系蒸体ライン流量（残留熱除去系）	1	1	0	
							残留熱除去系蒸体ライン流量（残留熱除去系）	1	1	0	
							残留熱除去系蒸体ライン流量（残留熱除去系）	1	1	0	
原子炉圧力	2	1	1	①	-	原子炉圧力	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
						原子炉圧力	1	1	0		
						原子炉圧力	1	1	0		
残留熱除去系ポンプ出口流量	3	1	2	①	-	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	監視事項は主要パラメータにて確認。	
						残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1		
						残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1		
圧力抑制室水位	2	1	1	①	-	圧力抑制室水位	1	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
						圧力抑制室水位	1	1	0		
						圧力抑制室水位	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器										計器			監視事項は主要パラメータにて確認。
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅱ直流電源を延命した場合				
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	①	-	起動領域モニタ	8	8	0	0	起動領域モニタにより、平均出力領域モニタの代替監視可能。制御位置指示系の制御域の位置表示により、主要異常状態が推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	起動領域モニタ	8	8	0	0	①	-	[制御位置指示系] 平均出力領域モニタ	6	6	0	0	平均出力領域モニタにより、起動領域モニタの代替監視可能。制御域の位置表示により、主要異常状態が推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	原子炉水位 (広帯域) 注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	0	原子炉水位 (燃料域) 注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	
	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	①	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	0	原子炉水位 (広帯域) 注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量より代替監視可能。	
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量より代替監視可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響				計器故障等	SR0	
	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源 を遮断した場合			区分Ⅱ直流電源 を遮断した場合	SBO影響		計器数			計器名称
								直後	区分Ⅰ直流電源 を遮断した場合				
原子炉隔離時冷却系及び 高圧炉心スプレイ系によ る原子炉注水	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	-	①	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	計器故障等 復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、 運転している系統の注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。 監視事項は主要パラ メータにて確認。	
							原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0		
							高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0		
							残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン送付流量)	1	1	1	0		
							残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系統格納容器冷 却ライン送付流量)	1	1	0	1		
							直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0		
							原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
							高圧代替注水系ポンプ出口圧 力	1	1	0	1		
							原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力	1	1	1	0		
							高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力	1	1	0	0		
							復水後送系ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
							直流駆動低圧注水ポンプ出口 圧力	1	1	1	0		
							原子炉水位 (圧機棟)	2	2	1	1		
							原子炉水位 (燃料棟)	2	2	1	1		
							高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1		
原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0									
高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0									
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン送付流量)	1	1	1	0									
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系統格納容器冷 却ライン送付流量)	1	1	0	1									
直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0									
原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0									
原子炉高圧送器代替スプレ イ	2	2	1	1									
復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0									
圧力抑制重水位	2	1	1	1	①	-	外部水源を利用した各注水流量により代替 監視可能。 監視事項は主要パラ メータにて確認。						
												水源である復水貯蔵タンク水位の変化によ り代替監視可能。	

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	SBO影響					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	SBO影響		
高圧代替注水系による原子炉注水	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	原子炉水位 (広帯域) と原子炉水位 (燃料域) の両方の監視が必要。監視事項は主要パラメータにて確認。			
		2	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	原子炉水位 (広帯域) と原子炉水位 (燃料域) の両方の監視が必要。監視事項は主要パラメータにて確認。			
	高圧代替注水系による原子炉注水	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			1	1	0	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			1	1	0	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			1	1	0	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			1	1	0	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			1	1	0	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			1	1	0	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			1	1	0	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			1	1	0	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			1	1	0	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			1	1	0	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			1	1	0	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			1	1	0	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			1	1	0	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			1	1	0	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。		
1	1	0	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。					
残留熱除去系機能喪失確認	サブレーションポンプ出口圧力 (A, B系のみ)	2	0	0	0	①	-	サブレーションポンプ出口圧力 (A, B系のみ)	2	0	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。			
	サブレーションポンプ出口圧力	16	16	0	16	①	-	サブレーションポンプ出口圧力	16	16	0	4	監視事項は主要パラメータにて確認。			

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SBO		
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合		区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	計器故障等
逃がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	2	1	1	①	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
		2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
		2	2	1	1			残留熱除去系冷却ライン流量	1	1	1	0	
		2	2	1	1			残留熱除去系冷却ライン流量 (残留熱除去系冷却器冷却ライン送液重量)	1	1	0	1	
		2	2	1	1			直流駆動圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		2	2	1	1			代替駆動圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		2	2	1	1			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		2	2	1	1			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	
		2	2	1	1			残留熱除去系ポンプ出口流量	5	5	5	0	
		2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1	
		2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1	
		2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1	
		2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1	
2	2	1	1			圧力制御室圧力	1	1	1	0			
1	1	0	0		①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認。	
2	2	1	1		①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	5	5	5	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
2	2	1	1			-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認。	

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	直後	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響		計器故障等	SBO
				区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
原子炉格納容器代替スプレイ冷却器	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができない。監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	ドライウエル温度	11	11	11	0			ドライウエル温度	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。 計器故障により代替監視可能。		
	ドライウエル圧力	2	0	0	0			[ドライウエル圧力]	2	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができない。監視可能。		
	ドライウエル圧力	1	1	1	0			ドライウエル圧力	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができない。監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内 空気温度により代替監視可能。 計器故障により代替監視可能。		
	圧力抑制室圧力	2	1	1	0			[圧力抑制室圧力]	2	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができない。監視可能。		
	原子炉格納容器代替スプレイ 流量	2	2	1	1	①	-	原子炉格納容器下部水位	12	12	6	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル 水位の変化により代替監視可能。 計器故障により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器代替スプレイ 流量	1	1	1	1			ドライウエル水位	6	6	3			
	原子炉格納容器代替スプレイ 流量	1	1	1	1			ドライウエル圧力	1	1	1			
	原子炉格納容器代替スプレイ 流量	1	1	1	1			ドライウエル温度	11	11	11			
原子炉格納容器代替スプレイ 流量	2	2	2	1	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができない。監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
原子炉格納容器代替スプレイ 流量	1	1	1	1			高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1			
原子炉格納容器代替スプレイ 流量	1	1	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0			
原子炉格納容器代替スプレイ 流量	1	1	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0			
原子炉格納容器代替スプレイ 流量	1	1	1	1			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量)	1	1	1	0	外部水源を利用した各注水流量により代替 監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
原子炉格納容器代替スプレイ 流量	1	1	1	1			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量)	1	1	0	0			
原子炉格納容器代替スプレイ 流量	1	1	1	1			直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0			
原子炉格納容器代替スプレイ 流量	1	1	1	1			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
原子炉格納容器代替スプレイ 流量	2	2	2	1	1		原子炉格納容器代替スプレイ 流量	2	2	1	1			
原子炉格納容器代替スプレイ 流量	1	1	1	1	0		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化によ り代替監視可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱	ドライウエル圧力	1	1	0	-	圧力抑制室圧力	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	圧力抑制室圧力	1	1	0	-	ドライウエル圧力	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	格納容器内水素濃度(D/W)	2	1	1	-	[圧力抑制室圧力]	2	1	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	格納容器内水素濃度(S/C)	2	1	1	-	格納容器内水素濃度	4	4	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	圧力抑制室水位	2	1	1	-	高圧代替注水ポンプ出口流量	1	1	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	圧力抑制室水位	2	1	1	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	圧力抑制室水位	2	1	1	-	高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	1	1	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	圧力抑制室水位	2	1	1	-	残留熱除去系純粋ライン流量(残留除去系ベントスプレイスポンプ)	1	1	0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	圧力抑制室水位	2	1	1	-	残留熱除去系B系格納容器冷却ライン流量	1	1	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	圧力抑制室水位	2	1	1	-	原子炉格納容器下部注水流量	2	2	1	1	本項における復水貯蔵タンク水位の変化による代替監視可能。
フィルタ装置水位(広帯域)	3	3	0	-	圧力抑制室圧力	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
フィルタ装置入口圧力(広帯域)	1	1	0	-	圧力抑制室圧力	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
フィルタ装置出口圧力(広帯域)	1	1	0	-	圧力抑制室圧力	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	1	-	圧力抑制室圧力	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
			区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
原子炉スクラム失敗確認	平均出力領域モニタ	6	0	0	起動領域モニタ	8	0	0	起動領域モニタにより、平均出力領域モニタの代替監視可能。 制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未動作状態が推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
											【制御棒位置指示系】
	起動領域モニタ	8	0	0	平均出力領域モニタ	6	0	0	平均出力領域モニタにより、起動領域モニタの代替監視可能。 制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未動作状態が推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
											【制御棒位置指示系】
	ドライウエル圧力	1	1	0	ドライウエル圧力	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
											【ドライウエル圧力】
	圧力制御室圧力	1	1	0	圧力制御室圧力	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力制御室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力制御室圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
											【圧力制御室圧力】
	格納容器圧力上昇によるECCS起動確認	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量		1	1	0	高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力制御室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力制御室圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
											残留熱除去系浄化ライン流量
原子炉水位 (広帯域)		2	1	1	原子炉水位 (広帯域)	1	1	0	原子炉水位 (広帯域)により、原子炉水位 (燃料域)の水位変化により代替監視可能。 注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
											原子炉水位 (燃料域)
原子炉水位 (燃料域)		2	1	1	残留熱除去系B系統格納容器冷却ライン 蒸気流量	1	1	0	原子炉水位 (燃料域)により、原子炉水位 (燃料域)の水位変化により代替監視可能。 注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
											連環冷却注水ポンプ出口流量
高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量		1	0	0	高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力制御室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力制御室圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
											低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量
低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力制御室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力制御室圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
										残留熱除去系ポンプ出口圧力	1
残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	2	2	原子炉水位 (燃料域)により、原子炉水位 (燃料域)の水位変化により代替監視可能。 注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
										原子炉水位 (燃料域)	1

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	計器名称	抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価						
		計器数	直後	SDI影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SDI影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	計器故障等	評価	
原子炉隔離時冷却系起動 確認	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		原子炉水位	1	1	0	1	計器故障等 崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。 崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による 飽和蒸気/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原 子炉圧力容器の満水を推定可能。 崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可 能。 水源である復水貯蔵タンクの水位変化によ り代替監視可能。	SBO	
		2	2	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			1
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流 量	1	1	1	0			
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0		原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0			
	高圧中心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0		高圧中心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0			
	残留熱除去系洗浄ライン流量 ライン流量	1	1	1	0		残留熱除去系洗浄ライン流量 ライン流量	1	1	1	0			
	残留熱除去系冷却器流量 ライン流量	1	1	1	0		残留熱除去系冷却器流量 ライン流量	1	1	1	0			
	直流電源補助注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0		直流電源補助注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0			
	代替電源冷却系ポンプ出口流 量	1	1	1	0		代替電源冷却系ポンプ出口流 量	1	1	1	0			
	低圧中心スプレイ系ポンプ出 口流量	3	3	3	0		低圧中心スプレイ系ポンプ出 口流量	3	3	3	0			
	残留熱除去系ポンプ出口流 量	5	5	5	0		残留熱除去系ポンプ出口流 量	5	5	5	0			
	原子炉圧力	2	2	2	1		原子炉圧力	2	2	2	1			
	原子炉圧力	2	2	2	1		原子炉圧力	2	2	2	1			
	圧力抑制装置圧力	1	1	1	0		圧力抑制装置圧力	1	1	1	0			
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	0		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	1			
復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	1	0			

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称			計器故障等			SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			計器数	計器名称	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	
自動減圧系作動阻止機能 作動確認	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1			高圧代管注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系蒸発ライントラップ流量 (熱留除去系)	1	1	1	0		
						①	-	残留熱除去系蒸発ライントラップ流量	1	1	0	1		
								高圧代管注水系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
								原子炉圧力	5	5	5	0		
								原子炉圧力	2	2	1	1		
								原子炉圧力	2	2	1	1		
								原子炉圧力	1	1	1	0		
						①	-	起動試験モニタ	8	8	0	0		
							高圧代管注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1			
							原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0			
					①	-	原子炉圧力	5	5	5	0			
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1			
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
							圧力抑制圧力	1	1	1	0			
					①	-	ドライウエル温度	11	11	11	0			
							[ドライウエル圧力]	2	0	0	0			

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等
			区分別直流電源 を延命した場合	区分別直流電源 を延命した場合					区分別直流電源 を延命した場合	区分別直流電源 を延命した場合		
高圧代普通注水系による原子炉水位維持	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	1	1	-	①	高圧代普通注水系ポンプ出口流量	1	1	0	船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
									1	1		
		高圧代普通注水系ポンプ出口流量	高圧代普通注水系ポンプ出口流量	1	1	-	①	高圧代普通注水系ポンプ出口流量	1	1	0	船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
										1	1	
										1	1	
										1	1	
										1	1	
										1	1	
										1	1	
										1	1	
										1	1	
										1	1	
										1	1	
										1	1	
										1	1	
										1	1	
										1	1	
復水貯蔵タンク水位	復水貯蔵タンク水位	1	1	-	①	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。		
								1	1			
								1	1			
								1	1			
								1	1			
								1	1			
								1	1			
								1	1			
								1	1			
								1	1			
								1	1			
								1	1			
								1	1			
								1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータを計測する計器				評価					
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直送電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直送電源を延命した場合				
高圧炉心スプレイレイ系水源自動切替確認	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	0	1	0	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認。	
							原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。		
							高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量	1	0	1	0			
							残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)	1	1	1	0			
							残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系統納容器冷却ライン洗浄流量)	1	0	1	1			
							直送駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
							高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
							原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	1			
							高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
							復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
							直送駆動低圧注水ポンプ出口圧力	2	1	1	1			
							原子炉水位 (広帯域)	2	1	1	1			
							原子炉水位 (燃料域)	2	1	1	1			
							低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量	3	3	1	1	0		サプレッションチェンネルを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサプレッションチェンネル内の水位が確保されていることを監視可能。
							代替循環冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	0		サプレッションチェンネルを水源とする系統のポンプの出口圧力により、サプレッションチェンネル内の水位が確保されていることを監視可能。
低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	0	0									
残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	0									
代替循環冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	1	0									
ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作	平均出力領域モニタ	6	0	0	①	-	起動領域モニタにより、平均出力領域モニタの代替監視可能。 制御棒位置指示の位置表示により、未臨界状態が推定可能。	8	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。		
	起動領域モニタ	8	0	0	①	-	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、未臨界状態の推定可能。	8	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。		
	起動領域モニタ	8	0	0	①	-		8	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。		

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直後電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直後電源を延命した場合			
高圧炉心スプレイレイ系水源切替操作	サブプレッションポンプレベル水温度	16	0	16	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	圧力抑制室内空気温度の温度変化により代 替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	高圧貯蔵タンク水位	1	1	0	①	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	高圧貯蔵タンク水位	1	1	0	①	-	高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出 口流量	1	1	高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出 口流量	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	高圧貯蔵タンク水位	1	1	0	①	-	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量)	1	1	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量)	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	高圧貯蔵タンク水位	1	1	0	①	-	残留熱除去系B系統納容器冷 却ライン洗浄流量	1	1	残留熱除去系B系統納容器冷 却ライン洗浄流量	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	高圧貯蔵タンク水位	1	1	0	①	-	直流通動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	直流通動低圧注水ポンプ出口 流量	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	高圧貯蔵タンク水位	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口圧 力	1	1	高圧代替注水系ポンプ出口圧 力	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	高圧貯蔵タンク水位	1	1	0	①	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	高圧貯蔵タンク水位	1	1	0	①	-	高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出 口圧力	1	1	高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出 口圧力	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	高圧貯蔵タンク水位	1	1	0	①	-	復水後送ポンプ出口圧力	1	1	復水後送ポンプ出口圧力	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	高圧貯蔵タンク水位	1	1	0	①	-	直流通動低圧注水ポンプ出口 圧力	1	1	直流通動低圧注水ポンプ出口 圧力	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	高圧貯蔵タンク水位	1	1	0	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位 (広帯域)	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	高圧貯蔵タンク水位	1	1	0	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	原子炉水位 (燃料域)	監視事項は主要パラ メータにて確認。
残留熱除去系 (サブプレ ンションポンプレベル水冷却モー ド) 運転	圧力抑制室水位	2	1	1	①	-	低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出 口流量	1	1	低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出 口流量	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	圧力抑制室水位	2	1	1	①	-	代替循環冷却系ポンプ出口流量	1	1	代替循環冷却系ポンプ出口流量	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	圧力抑制室水位	2	1	1	①	-	低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出 口圧力	1	1	低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出 口圧力	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	圧力抑制室水位	2	1	1	①	-	残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	3	残留熱除去系ポンプ出口圧力	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	圧力抑制室水位	2	1	1	①	-	代替循環冷却系ポンプ出口圧力	1	1	代替循環冷却系ポンプ出口圧力	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	圧力抑制室水位	2	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位 (広帯域)	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	圧力抑制室水位	2	1	1	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	原子炉水位 (燃料域)	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	圧力抑制室水位	2	1	1	①	-	圧力抑制室水位	2	2	圧力抑制室水位	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	圧力抑制室水位	2	1	1	①	-	圧力抑制室水位	2	2	圧力抑制室水位	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	圧力抑制室水位	2	1	1	①	-	圧力抑制室水位	2	2	圧力抑制室水位	監視事項は主要パラ メータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合		
全交流動方電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	6	0	0	起動領域モニタ	8	0	0	起動領域モニタにより、平均出力領域モニタの代監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	起動領域モニタ	8	0	0	[制御棒位置指示系]	1	0	0	制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未境界状態が推定可能。	
高圧・低圧注水機能喪失確認	起動領域モニタ	8	0	0	平均出力領域モニタ	6	0	0	平均出力領域モニタにより、起動領域モニタの代監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉水位 (広帯域)	2	1	1	[制御棒位置指示系]	1	0	0	制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未境界状態が推定可能。	
	原子炉水位 (燃料域)	2	1	1	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	
	原子炉圧力	5	5	0	原子炉圧力	5	5	0	原子炉圧力	
	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力	
	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力	
	原子炉圧力	1	1	0	原子炉圧力	1	1	0	原子炉圧力	
	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位 (広帯域)	
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	原子炉水位 (燃料域)	
	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	
	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量		
残留熱除去系ポンプ出口流量	3	0	0	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	0	0	残留熱除去系ポンプ出口流量		

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価													
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO												
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合														
高圧代替注水系による原子炉注水	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響	計器故障等	SBO										
													原子炉水位 (広帯域)	2	1	1	1	1	1	1	1	姉妹除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。 姉妹除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。
													原子炉水位 (燃料域)	2	1	1	1	1	1	1	1	
													原子炉水位 (燃料域)	2	1	1	1	1	1	1	1	
													高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	
													原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	
													高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	
													高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	
													高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	
													高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1													
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1													
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1													
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1													
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1													
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1													
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1													
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1													
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1													

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
			直後	直後					区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合				
速がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉圧力	2	2	1			高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	①	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。			
							原子炉圧力容器温度	5	5	0	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。			
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1			
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
												-		

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	原子炉圧力	2	1	1	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		2	1	1	1	1	0	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。		
	原子炉水位（広帯域） （残留熱除去系B系浄化ライン蒸気流量）	2	1	1	1	1	1	0	0	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	1	1	1	1	1	0	0	原子炉水位（広帯域）	
		2	1	1	1	1	1	0	0	原子炉水位（燃料域）	
		2	1	1	1	1	1	0	0	高圧代替注水系ポンプ出口流量	
		2	1	1	1	1	1	0	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	
		2	1	1	1	1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	
		2	1	1	1	1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	
		2	1	1	1	1	1	0	0	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン蒸気流量）	
		2	1	1	1	1	1	0	0	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系浄化ライン蒸気流量）	
		2	1	1	1	1	1	0	0	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	
	2	1	1	1	1	1	0	0	代替注水ポンプ出口流量		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0	1	1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	監視事項は主要パラメータにて確認。
		1	1	0	0	1	1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	
		1	1	0	0	1	1	0	0	残留熱除去系ポンプ出口流量	
		1	1	0	0	1	1	0	0	残留熱除去系ポンプ出口流量	
		1	1	0	0	1	1	0	0	原子炉圧力	
		1	1	0	0	1	1	0	0	原子炉圧力	
		1	1	0	0	1	1	0	0	原子炉圧力	
1		1	0	0	1	1	0	0	原子炉圧力		
1		1	0	0	1	1	0	0	原子炉圧力		
1		1	0	0	1	1	0	0	原子炉圧力		
高圧代替注水系（常設）による原子炉注水	1	1	0	0	1	1	0	0	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	1	1	0	0	1	1	0	0	原子炉圧力容器の灌水を推定可能。		
	1	1	0	0	1	1	0	0	原子炉圧力と圧力抑制器圧力の差圧から原子炉圧力容器の灌水を推定可能。		
	1	1	0	0	1	1	0	0	原子炉圧力と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
	1	1	0	0	1	1	0	0	原子炉圧力と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
	1	1	0	0	1	1	0	0	原子炉圧力と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
	1	1	0	0	1	1	0	0	原子炉圧力と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
	1	1	0	0	1	1	0	0	原子炉圧力と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
	1	1	0	0	1	1	0	0	原子炉圧力と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
	1	1	0	0	1	1	0	0	原子炉圧力と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0	1	1	0	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	1	1	0	0	1	1	0	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。		
	1	1	0	0	1	1	0	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。		
	1	1	0	0	1	1	0	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。		
	1	1	0	0	1	1	0	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。		
	1	1	0	0	1	1	0	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。		
	1	1	0	0	1	1	0	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。		
	1	1	0	0	1	1	0	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。		
	1	1	0	0	1	1	0	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。		
	1	1	0	0	1	1	0	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失

対応手段	計器名称	抽出パラメータを計測する計器				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等	SBO
		計器数	SBO影響		計器数			SBO影響					
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合				直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合				
原子炉格納容器代替スプレイ給却系による格納容器冷却	ドライウエル圧力	1	1	0	①	-	1	1	0	計器故障等 直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することはできず、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用状態)により代替監視可能。 直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することはできず、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室内(常用状態)の圧力により代替監視可能。 原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。 ドライウエル温度、ドライウエル圧力及び圧力抑制室内圧力が低下傾向にあることにより代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
	圧力抑制室圧力	1	1	0	①	-	4	4	4	計器故障等 直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することはできず、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内(常用状態)の圧力により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室内(常用状態)の圧力により代替監視可能。 原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。 ドライウエル温度、ドライウエル圧力及び圧力抑制室内圧力が低下傾向にあることにより代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	1	1	①	-	12	6	6	計器故障等 原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。 ドライウエル温度、ドライウエル圧力及び圧力抑制室内圧力が低下傾向にあることにより代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
	圧力抑制室水位	2	1	1	①	-	1	1	0	計器故障等 外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								1	1	0			
								1	1	0			
								1	1	0			
								1	1	0			
								1	1	0			
								2	2	1			
							1	1	0				

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直送電源を延命した場合			直後	区分Ⅱ直送電源を延命した場合		
原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱	ドラライウエル圧力	1	1	0					直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、ドラライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドラライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	圧力抑制室圧力	1	1	0					直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1					直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1					直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	高圧代替注水系ポンプ出口流量									
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量									
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量									
	残留熱除去系純粋ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイライン差流流量)									
	残留熱除去系純粋ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン差流流量)									
	圧力抑制室水位	2	1	1						外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。 監視可能。
フィルタ装置水位(広帯域)	3	3	0						本項である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。	
フィルタ装置入口圧力(広帯域)	1	1	0						原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。
フィルタ装置出口圧力(広帯域)	1	1	0						原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	1							

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフエイシスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価						
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO					
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合							
インターフエイシスシステムLOCA発生															
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	6	0	0	起動領域モニタ	8	0	0	起動領域モニタにより、平均出力領域モニタの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
	起動領域モニタ	8	0	0	【制御棒位置指示系】 平均出力領域モニタ	6	0	0	制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未読状態が推定可能。						
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉隔離時冷却系出口流量 原子炉水位 (圧排域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	1 1	【制御棒位置指示系】 高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	0	0	平均出力領域モニタにより、制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未読状態が推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
					原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	1		0	0	原子炉隔離時冷却系ポンプの出口流量により、原子炉水位 (圧排域) の監視可能。		
					高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	1		0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプの出口流量により、原子炉水位 (燃料域) の監視可能。		
					残留熱除去系洗浄ライン流量	1	1	0	1		1	0	0	残留熱除去系洗浄ラインの流量により、原子炉水位 (圧排域) の監視可能。	
					残留熱除去系ラッドスプレイ流量	1	1	0	1		1	0	0	残留熱除去系ラッドスプレイの流量により、原子炉水位 (燃料域) の監視可能。	
					残留熱除去系格納容器冷却ライン流量 (燃料域)	1	1	0	1		1	0	0	残留熱除去系格納容器冷却ラインの流量により、原子炉水位 (燃料域) の監視可能。	
					残留熱除去系格納容器冷却ライン流量 (圧排域)	1	1	0	1		1	0	0	残留熱除去系格納容器冷却ラインの流量により、原子炉水位 (圧排域) の監視可能。	
					高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	1		1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプの出口流量により、原子炉水位 (燃料域) の監視可能。	
					原子炉圧力	2	2	1	2		2	1	1	0	原子炉圧力により、原子炉水位 (圧排域) の監視可能。
					圧力制御室圧力	2	2	1	2		2	1	1	0	圧力制御室圧力により、原子炉水位 (燃料域) の監視可能。
					原子炉水位 (圧排域)	2	2	1	2		2	1	1	0	原子炉水位 (圧排域) の監視可能。
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2		2	1	1	0	原子炉水位 (燃料域) の監視可能。
					復水貯蔵タンク水位	1	1	0	1		1	0	0	復水貯蔵タンク水位の監視可能。	
					高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1		1	0	0	高圧代替注水系ポンプの出口流量により、原子炉水位 (燃料域) の監視可能。	
					原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	1		1	0	0	原子炉隔離時冷却系ポンプの出口流量により、原子炉水位 (燃料域) の監視可能。	
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプの出口流量により、原子炉水位 (燃料域) の監視可能。							
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	0	1	1	0	0	残留熱除去系洗浄ラインの流量により、原子炉水位 (燃料域) の監視可能。							
残留熱除去系B系格納容器冷却ライン流量 (残留熱除去系B系洗浄流量)	1	1	0	1	1	0	0	残留熱除去系B系格納容器冷却ラインの流量により、原子炉水位 (燃料域) の監視可能。							
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプの出口流量により、原子炉水位 (燃料域) の監視可能。							
原子炉圧力	2	2	1	2	2	1	1	0	原子炉圧力により、原子炉水位 (圧排域) の監視可能。						
圧力制御室圧力	2	2	1	2	2	1	1	0	圧力制御室圧力により、原子炉水位 (燃料域) の監視可能。						
原子炉水位 (圧排域)	2	2	1	2	2	1	1	0	原子炉水位 (圧排域) の監視可能。						
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	2	1	1	0	原子炉水位 (燃料域) の監視可能。						

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SBO
高圧炉心スプレイレイ系機能喪失確認	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和蒸気/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制管圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。 崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			原子炉圧力	1	1	0	0		
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①		原子炉圧力	1	1	0	0		
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①		原子炉圧力	1	1	0	0		
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①		原子炉圧力	1	1	0	0		
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①		原子炉圧力	1	1	0	0		
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①		原子炉圧力	1	1	0	0		
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①		原子炉圧力	1	1	0	0		
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①		原子炉圧力	1	1	0	0		
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①		原子炉圧力	1	1	0	0		
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①		原子炉圧力	1	1	0	0		
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①		原子炉圧力	1	1	0	0		
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①		原子炉圧力	1	1	0	0		
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①		原子炉圧力	1	1	0	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	区分II直後電源を延命した場合			直後	区分I直後電源を延命した場合		
高圧代替注水系による原子炉水位回復	原子炉水位 (広帯域)	2	1		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉水位 (燃料域)	2	1		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
					高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
					残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ系洗浄流量)	1	1	1	0	
					残留熱除去系B系統格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1	
					直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0	
					代替流量冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0	
					低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
					残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	5	2	
					原子炉圧力容器温度	5	5	0	0	
					原子炉圧力	2	2	1	1	
					原子炉圧力	2	2	1	1	
					圧力制御室圧力	1	1	1	0	
					原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	
					復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	
					高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	
				原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
				高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
				残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ系洗浄流量)	1	1	1	0		
				残留熱除去系B系統格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1		
				直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
				原子炉圧力容器下部注水流量	1	1	1	0		
				高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1		
				原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
				高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
				復水貯蔵タンク出口圧力	1	1	1	0		
				直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
				原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1		
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合		
中央制御室での高圧炉心スプレイ系隔離失敗	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	0	1	計器故障等 隔離熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流速と実際の注水流速より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
						原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0	0	
						残留熱除去系洗浄ライン流量	1	1	0	
						残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系洗浄ラインに低帯域)	1	0	1	
						直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	0	
						低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	
						残留熱除去系ポンプ出口流量	3	1	2	
						原子炉圧力容器温度	5	5	0	
						原子炉圧力	2	1	1	
原子炉圧力	2	2	1							
原子炉圧力	2	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	0	1	計器故障等 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力容器内の状態を監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力容器内の状態を監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	
					原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	0		
					原子炉圧力容器温度	5	5	0		
					原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替バypassを計測する計器				評価		SBO					
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等							
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合								
代替自動減圧機能動作	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1							<p>崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流速と実際の注水流速より代替監視可能。</p> <p>監視事項は主要バypassメータにて確認。</p>	監視事項は主要バypassメータにて確認。					
												高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	0	1	
												原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1		
												高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0		
												残留熱除去系蒸発ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン蒸発流量)	1	1		0
												残留熱除去系蒸発ライン流量	1	0		1
												残留熱除去系R系格納容器冷却ドラム蒸発流量	1	1		0
												直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1		0
												代替直流駆動ポンプ出口流量	1	1		0
												低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1		0
												残留熱除去系ポンプ出口流量	3	1		2
												原子炉圧力容器温度	5	5		0
												原子炉圧力	2	1		1
												原子炉圧力	2	2		1
圧力制御室圧力	1	1		0												
高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1		1												
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1		0												
原子炉圧力容器温度	5	5		0												
原子炉水位 (広帯域)	2	2		1												
原子炉水位 (燃料域)	2	2		1												
高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1		1												
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1		0												
原子炉圧力容器温度	5	5		0												
原子炉水位 (広帯域)	2	2		1												
原子炉水位 (燃料域)	2	2		1												
残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0												
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	0												

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替バロメータを計測する計器					評価			
	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	バロメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合				
低圧注水機能 (残留熱除去系/低圧炉心スプレイス系) による原子炉水位回復確認 残留熱除去系 (サブプレッショングループ冷却モーター) 運転	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイスポンプ出口流量 高圧炉心スプレイスポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイスライン注水流量) 残留熱除去系B系格納容器冷却ライン注水流量	1 1 1 1 1	0 1 0 1 0	1 1 0 1 0	0 0 0 0 0	0 0 0 0 0	船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要バロメータにて確認。	
	原子炉圧力	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による船舶熱除去系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の低減監視可能。	1 3 5 2 2 2 1 1 1	0 1 5 1 1 1 1 0 0	1 1 1 1 1 1 1 1 1	0 0 0 0 0 0 0 0 0	0 0 0 0 0 0 0 0 0	船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要バロメータにて確認。	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	1	2	①	-	原子炉圧力容器温度 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域) 圧力抑制室水位	2 2 2 2 2	1 1 1 1 1	1 1 1 1 1	1 1 1 1 1	1 1 1 1 1	船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要バロメータにて確認。	
	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	1	1	0	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 圧力抑制室水位	2 2 2	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要バロメータにて確認。	
	圧力抑制室水位	2	1	1	①	-	圧力抑制室水位 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 圧力抑制室水位	2 3 3 1	0 1 1 0	0 1 1 0	0 0 0 0	0 0 0 0	船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要バロメータにて確認。	
	残留熱除去系ポンプ出口流量 (A,B系のみ)	2	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 圧力抑制室水位	2 2 2	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要バロメータにて確認。	
	サブプレッショングループ内空室温度	16	0	16	①	-	圧力抑制室内空室温度	4	0	4	0	4	0	船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要バロメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源を 延命した場合				直後	区分Ⅰ直流電源を 延命した場合			
原子炉水位維持	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
						原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
						残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ系洗浄流量)	1	1	1	0		
						残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系統精製器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
						直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
						代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
						残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
						原子炉圧力	5	5	0	0		
						風子炉圧力	2	2	1	1		
	圧力抑制室圧力	2	2	1	1							
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	-	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	-	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	
	圧力抑制室水位	2	2	1	-	①	圧力抑制室水位	2	2	1	1	本源であるサブプレッシャポンプの水位変化により代替監視可能。 サブプレッシャポンプを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサブプレッシャポンプ内の水位が確保されていることを監視可能。 サブプレッシャポンプを水源とする系統のポンプの出口圧力によりサブプレッシャポンプ内の水位が確保されていることを監視可能。
							低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
							代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力							1	0	0	0		
残留熱除去系ポンプ出口圧力							3	0	0	0		
代替炉心スプレイ系ポンプ出口圧力							1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合				
現場操作での高圧炉心スプレイス系隔離操作	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2			①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	0	1	計器故障等 崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
							原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1		0
							高圧炉心スプレイス系ポンプ出口流量	1	0	0		0
							残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイスの流出流量)	1	1	1		0
							残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系冷却器冷却ラインの流出流量)	1	0	1		1
							直流電源低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1		0
							代替種風冷却ポンプ出口流量	1	1	1		0
							低圧炉心スプレイス系ポンプ出口流量	1	1	1		0
							残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1		2
							原子炉圧力容器温度	5	5	5		0
							原子炉圧力	2	2	1		1
							原子炉圧力	2	2	1		1
							圧力制御室圧力	1	1	1		0

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			
高圧炉心スプレイ系隔離後の水位維持	高圧炉心スプレイ系隔離後の水位維持	3	1	2	①	-	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0	1	計器故障等 監視事項は主要パラメータにて確認。
							原子炉炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	
							高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0	0	
							残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ系洗浄流量)	1	1	0	
							残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系統格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	0	1	
							直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	0	
							代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	
							残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	2	
							原子炉圧力	5	5	0	
							風子炉圧力	2	2	1	
							圧力抑制室圧力	2	2	1	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	
							圧力抑制室水位	2	2	1	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1								
圧力抑制室水位	2	2	1								
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0								
圧力抑制室水位	2	2	1								
残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	2								
代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0								
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0								
残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0								
代替炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0								
圧力抑制室水位	2	2	1								
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1								
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1								
圧力抑制室水位	2	2	1								
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1								
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1								
圧力抑制室水位	2	2	1								
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0								
圧力抑制室水位	2	2	1								
残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	2								
代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0								
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0								
残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0								
代替炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0								

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.1 代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合				直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			
全交流動方電源喪失及び原子炉システム確認	平均出力領域モニタ	6	0	0	①	起動領域モニタ	8	0	0	起動領域モニタにより、平均出力領域モニタの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	起動領域モニタ	8	0	0	①	[制御棒位置指示系]	1	0	0	制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未監視状態が推定可能。		
ECCS等機能喪失確認	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	①	平均出力領域モニタ	6	0	0	平均出力領域モニタにより、起動領域モニタの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	1	1	0	①	[制御棒位置指示系]	1	0	0	制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未監視状態が推定可能。		
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	1	2	①	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 復水貯蔵タンク水位	2 2 1	1 1 1	0 1 0	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 復水貯蔵タンク水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 復水貯蔵タンク水位 水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	1	1	0	①	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 圧力抑制室水位	2 2 2	1 1 1	1 1 1	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 圧力抑制室水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 圧力抑制室水位 水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	1	①	[エリア放射線モニタ]	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	①	[エリア放射線モニタ]	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	①	格納容器内雰囲気気水素濃度	4	4	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	①	格納容器内雰囲気気水素濃度	4	4	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.1 代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SR0
	計器名称	計器数	SRO影響		計器名称	計器数	SRO影響		計器故障等		
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			
低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）による 原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、過圧時に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直後に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量）	1	1	1	0	2	2	1	1	残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水原である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	1	1	0	0		
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	1	1	1	1		
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	0	0		
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	0	0		
	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量）	1	1	1	1	1	1	1	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	
	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系B系統格納容器冷 却ライン洗浄流量）	1	1	1	1	1	1	0	1		
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0	1	1	1	0		監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	1	1	1	1	0		
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。	
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1	0			
原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（標料域）	2	2	1	1	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。		
ドライウェル温度	11	11	11	0	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力又は圧力抑制装置圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.1 代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SRO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SRO影響		計器故障等	SRO			
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合				直後	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					
代替循環冷却系による格納容器過熱	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	0	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	原子炉水位の変化より代替監視可能 注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能 水圧によるサプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認。			
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライオン蒸浄流量)	1	1	0	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	原子炉水位の変化より代替監視可能 注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認。			
	ドライウエール圧力	1	1	0	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能				
	圧力抑制室圧力	1	1	0	-	圧力抑制室圧力	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能				
	圧力抑制室圧力	1	1	0	-	ドライウエール温度 [ドライウエール圧力]	11 2	11 0	0 0	格納容器/圧力の関係から、ドライウエール 温度により代替監視可能 用非用により代替監視可能 直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認。			
	サブプレッションプール水温度	16	0	16	-	ドライウエール圧力 圧力抑制室圧力	4 2	4 1	0 0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能 監視可能であれば代替監視可能 監視可能であれば代替監視可能 計器の故障より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認。			
						圧力抑制室内空気温度 [圧力抑制室圧力]	4 2	4 1	0 0	格納容器/圧力の関係から、圧力抑制室内 空気温度により代替監視可能 監視可能であれば代替監視可能				
						高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替 監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
						原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	0	0				
						高圧中心スプレイスポンプ出 口流量	1	1	0	0				
						残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライオン蒸浄流量)	1	1	0	0				
						残留熱除去系B系格納容器冷却 ライン蒸浄流量	1	1	0	0				
						直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	0	0				
						原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	0				
						原子炉格納容器代替スプレ イ流量	2	2	1	1				
						復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化によ り代替監視可能			
					格納容器内雰囲気放射線モニ タ(D/W)	2	2	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格 納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心 損傷を判断するとともに、解析結果により 格納容器内蒸気濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認。			
					格納容器内雰囲気放射線モニ タ(S/C)	2	0	0	0	ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力によ り、事故後の格納容器内の蒸気(酸素)の 流入の有無により、水素発生の可能性を把 握可能				
					圧力抑制室圧力	1	1	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測するこ とができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認。			
					格納容器内雰囲気水素濃度(D/W)	4	4	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測するこ とができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認。			
					格納容器内雰囲気水素濃度(S/C)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測するこ とができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認。			
					格納容器内雰囲気水素濃度(S/C)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測するこ とができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認。			

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.1 代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SBO	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等			
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合				
原子炉格納容器代替スプレイレイ付環状系による格納容器冷却系	ドライウエル温度	11	11	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	ドライウエル圧力	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することでき、監視可能。	
	圧力抑制室圧力	1	1	0	①	-	ドライウエル温度 [ドライウエル圧力]	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。	
	圧力抑制室圧力	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。	
	原子炉格納容器代替スプレイレイ流量	2	2	1	①	-	圧力抑制室圧力 [圧力抑制室圧力]	4	4	4	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することでき、監視可能。	
	圧力抑制室水位	2	2	1	①	-	原子炉格納容器下部水位	12	6	6	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。	
							ドライウエル水位	6	6	3	ドライウエル温度、ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより代替監視可能。	
							原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	
							高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量	1	1	0		
							残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイ洗浄流量)	1	1	0		
							残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0		
						直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	0			
						原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0			
						原子炉格納容器代替スプレイレイ流量	2	2	1	1		
						視水貯蔵タンク水位	1	1	0	0	水源である視水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。	

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2 代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
全交流動力電源喪失及び原子炉システム確認	平均出力領域モニタ	6	0	0	①	-	起動領域モニタ [制御棒位置指示系]	8	0	0	起動領域モニタにより、平均出力領域モニタの代替監視可能。制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未異常状態が検出可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	起動領域モニタ	8	0	0	①	-	平均出力領域モニタ [制御棒位置指示系]	6	0	0	平均出力領域モニタにより、起動領域モニタの代替監視可能。制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未異常状態が検出可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 復水貯蔵タンク水位	2 2 1	1 1 1	0	原子炉水位 (広帯域) 及び 原子炉水位 (燃料域) の変化により代替監視可能。復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 復水貯蔵タンク水位	2 2 1	1 1 1	0	原子炉水位 (広帯域) 及び 原子炉水位 (燃料域) の変化により代替監視可能。復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	1	2	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 圧力制御室水位	2 2 2	1 1 1	1	水素であるサブプレッションチェンバの水素除去により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 圧力制御室水位	2 2 2	1 1 1	1	水素であるサブプレッションチェンバの水素除去により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	1	①	-	[エリア]放射線モニタ	1	0	0	エリア放射線モニタの上限により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	①	-	[エリア]放射線モニタ	1	0	0	エリア放射線モニタの上限により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	格納容器内水素濃度 (D/W)	2	2	1	①	-	格納容器内雰囲気気水素濃度	4	4	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	格納容器内水素濃度 (S/C)	2	2	1	①	-	格納容器内雰囲気気水素濃度	4	4	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2 代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する装置					抽出パラメータの代替パラメータを計測する装置					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合				直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			
低圧代替注水係（常設） （復水移送ポンプ）による 原子炉注水	原子炉圧力	2	1	1	①	高圧代替注水係タービン入口 蒸気圧力	1	1	0	高圧代替注水係タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
	原子炉圧力	1	1	0	①	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆 動用タービン入口蒸気圧力	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。		
	残留熱除去系蒸浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン蒸浄流量）	1	1	0	①	原子炉圧力	5	5	0	原子炉圧力から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
	原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器温度より代替監視可能。		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	①	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	①	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器温度より代替監視可能。		
	高圧代替注水係ポンプ出口流量	1	1	0		高圧代替注水係ポンプ出口流量	1	1	0	高圧代替注水係ポンプ出口流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量より代替監視可能。		
	高圧代替注水係ポンプ出口流量	1	1	0		高圧代替注水係ポンプ出口流量	1	1	0	高圧代替注水係ポンプ出口流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量より代替監視可能。		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	①	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	復水貯蔵タンク水位より代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
復水貯蔵タンク水位	1	1	0	①	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	復水貯蔵タンク水位より代替監視可能。			
原子炉圧力	11	11	0	①	原子炉圧力	11	11	0	原子炉圧力から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
原子炉圧力	11	11	0	①	原子炉圧力	11	11	0	原子炉圧力から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。			

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2 代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
	計器名称	計器数	直後	SBO影響		計器名称	計器数	直後	SBO影響		計器故障等	SBO	
				区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合				区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却	ドライウエル温度	11	11	0	-	ドライウエル圧力	1	1	0	0	総温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	ドライウエル圧力	1	1	0	-	圧力抑制室圧力	1	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することはできず、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	圧力抑制室圧力	1	1	0	-	ドライウエル温度 【ドライウエル圧力】	2	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する使用可能であれば、ドライウエル温度/圧力により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1	ドライウエル圧力	1	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する使用可能であれば、圧力抑制室内圧力/温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却	圧力抑制室水位	2	1	1	1	圧力抑制室圧力	4	4	0	4	総温度/圧力の関係から、圧力抑制室内圧力/温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
							原子炉格納容器下部水位	12	12	6	6	監視可能であれば、圧力抑制室内圧力/温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
							ドライウエル水位	6	6	3	3	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
							ドライウエル圧力	1	1	0	0	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
							ドライウエル温度	11	11	0	0	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
							圧力抑制室圧力	1	1	0	0	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
							高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	0	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
							原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
							高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
							残留蒸除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイ ライン之洗浄流量)	1	1	1	0	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	残留蒸除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却 ライン之洗浄流量)	1	1	0	0	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。						
直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
原子炉格納容器代替スプレイ 流量	2	2	1	1	原子炉格納容器代替スプレイ 流量	2	2	1	1	0	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2 代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										評価				
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO			
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器係数	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル 温度により代替監視可能。 監視可能であればドライウエル圧力（常 用状態）により代替監視可能。 直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内 温度により代替監視可能。 監視可能であれば圧力抑制室圧力（常用 状態）により代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
	格納容器内雰囲気放射線モニ タ(DI)	2	2	1	1	①	-	[圧力抑制室圧力]	2	1	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視 可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
	格納容器内雰囲気放射線モニ タ(S/C)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視 可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替 監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
	フィルタ装置水位（広帯域）	3	3	3	0	①	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	0	0			
	フィルタ装置入口圧力（広帯 域）	1	1	1	0	①	-	高圧中心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0			
	フィルタ装置出口圧力（広帯 域）	1	1	1	0	①	-	残留蒸発系系洗浄ライン流量 （残留除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量）	1	1	0	0			
	フィルタ装置出口放射線モニ タ	2	2	1	1	①	-	残留蒸発系系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量	1	1	0	0			
									原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	0		
									原子炉格納容器代替スプレ イ流量	2	2	1	1		
									復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0		
										1	1	0	0		

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SB0
	計器名称	計器数	直後	SD0影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	計器名称	計器数	直後	SD0影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	計器故障等	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
全交直電源喪失及び原子 炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	6	6	0	起動領域モニタ	8	8	0	起動領域モニタにより、平均出力領域モニタの代替監視可能。制御棒位置指示系の制御棒位置表示により、未観測状態が推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	起動領域モニタ	8	8	0	[制御棒位置指示系]	6	6	0	平均出力領域モニタにより、起動領域モニタの代替監視可能。制御棒位置指示系の制御棒位置表示により、未観測状態が推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
高圧・低圧注水機能喪失 確認	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	1 1	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	原子炉圧力容器温度	2	2	1	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉圧力	1	1	0	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量	1	0	0	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉圧力	1	1	0	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による注水流量と圧力の関係から代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	5	5	0	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による注水流量と圧力の関係から代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	原子炉圧力と圧力抑制装置圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			区画I直流通電源を延命した場合	区画II直流通電源を延命した場合			区画I直流通電源を延命した場合	区画II直流通電源を延命した場合		
高圧代替注水系による原子炉注水	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	1		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	船舶熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	1		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		2	1		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
		2	1		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	
		2	1		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ)	1	1	1	0	
		2	1		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系統格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1	
		2	1	①	直流通電源低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		2	1		代替直流通電源ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		2	1		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		2	1		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	
		2	1		原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	
		2	1		原子炉圧力	2	2	1	1	
		2	1		原子炉圧力	2	2	1	1	
		2	1		圧力抑制管圧力	1	1	1	0	
		2	1		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	
	2	1		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
	2	1	①	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
	2	1		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
	2	1		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
	2	1		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
2	1		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
2	1		残留熱除去系洗浄ライン流量 (船舶熱除去系B系統格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	1	0			
2	1		残留熱除去系洗浄ライン流量 (船舶熱除去系B系統格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
2	1	①	直流通電源低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
2	1		原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
2	1		高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1			
2	1		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
2	1		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0			
2	1		高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
2	1		直流通電源低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
2	2		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1			
2	2		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響				計器名称	計器数	SBO影響			
			直後	区分Ⅰ直流通電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流通電源 を延命した場合		
原子炉格納容器下部への 注水（原子炉圧力容器の 破損前の残存水張り）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	1				高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	計器故障等 監視事項は主要バラ メータにて確認。
		2	1				原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0	
		2	1				高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0	
		2	1				残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イの残存流量）	1	1	1	0	
		2	1				残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系B系統格納容器冷 却ラインの残存流量）	1	1	0	1	
		2	1				直流通電源注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0	
		2	1				代替直流通電源ポンプ出口流量	1	1	1	0	
		2	1				低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0	
		2	1				残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	0	
		2	1				原子炉圧力容器温度	5	5	5	2	
		2	1				原子炉圧力	2	2	1	1	
		2	1				原子炉圧力	2	2	1	1	
	12	6				圧力制御室圧力	1	1	1	0		
	1	1			①	原子炉格納容器下部水位 ドライウェル水位	6	6	3	3		
	1	1				復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0		
	12	6			①	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
	1	1				原子炉格納容器下部注水流量	2	2	1	1		
	1	1				代替直流通電源ポンプ出口流 量	1	1	1	0		
	1	1				高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1		
	1	1				原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0		
1	1				高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0			
1	1				残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イの残存流量）	1	1	1	0			
1	1				残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系B系統格納容器冷 却ラインの残存流量）	1	1	0	1			
1	1			①	直流通電源注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0			
1	1				代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1			
1	1				原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	1			
1	1				高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1			
1	1				原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0			
1	1				高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0			
1	1				残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イの残存流量）	1	1	1	0			
1	1				残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系B系統格納容器冷 却ラインの残存流量）	1	1	0	1			
1	1				直流通電源注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0			
1	1				代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1			
1	1				原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	1			
1	1				高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1			
1	1				原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0			
1	1				高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0			
1	1				残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イの残存流量）	1	1	1	0			
1	1				残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系B系統格納容器冷 却ラインの残存流量）	1	1	0	1			
2	2				原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			
2	2				復水貯蔵タンク水位	2	2	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SBO
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			
溶融炉心への注水	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0	原子炉格納容器下部水位	12	6	6	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	ドライウエル水位	6	3	3	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	原子炉格納容器への注水量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
					原子炉格納容器冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。		
					原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0			
					原子炉隔離時冷却系ポンプ出力	1	1	0			
					高圧炉心スプレイ系ポンプ出力	1	1	0			
					残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン流量)	1	1	0			
					残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン流量)	1	1	0			
					直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	0			
					原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0			
					高圧代普通注水系ポンプ出口圧力	1	1	0			
					原子炉隔離時冷却系ポンプ出力	1	1	0			
					高圧炉心スプレイ系ポンプ出力	1	1	0			
					直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	0			
				原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。		
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			
代替蒸餾冷却系による格納容器除熱	代替蒸餾冷却ポンプ出口流量	1	1	0	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 圧力抑制室水位	2 2 2	2 2 1	1 1 1	1 1 1	蒸餾除熱に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。 直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。 直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気湿度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。 圧力抑制室内空気湿度の温度変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。 監視事項は主要パラメータにて確認。 監視事項は主要パラメータにて確認。 監視事項は主要パラメータにて確認。
	ドライウエル圧力	1	1	0	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	圧力抑制室圧力	1	1	0	[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	サブプレッションポンプルーブル水温度	16	16	0	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	圧力抑制室圧力	1	1	0	圧力抑制室内空気湿度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気湿度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	圧力抑制室水位	2	1	1	[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	圧力抑制室内空気湿度の温度変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	格納容器内雰囲気酸素濃度	2	2	0	圧力抑制室圧力	4	4	0	4	圧力抑制室内空気湿度の温度変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	格納容器内空気湿度	1	1	0	1	圧力抑制室圧力	監視事項は主要パラメータにて確認。
	格納容器内雰囲気水素濃度	2	2	1	原子炉格納容器下部注水量	1	1	1	0	原子炉格納容器下部注水量	監視事項は主要パラメータにて確認。
	格納容器内雰囲気水素濃度	2	2	1	原子炉格納容器下部注水量	1	1	1	0	原子炉格納容器下部注水量	監視事項は主要パラメータにて確認。
	格納容器内雰囲気水素濃度	2	2	1	原子炉格納容器代管スプレイ	2	2	1	1	原子炉格納容器代管スプレイ	監視事項は主要パラメータにて確認。
	格納容器内雰囲気水素濃度	2	2	1	原子炉格納容器代管スプレイ	2	2	1	1	原子炉格納容器代管スプレイ	監視事項は主要パラメータにて確認。
	格納容器内雰囲気水素濃度	2	2	1	原子炉格納容器代管スプレイ	2	2	1	1	原子炉格納容器代管スプレイ	監視事項は主要パラメータにて確認。
	格納容器内雰囲気水素濃度	2	2	1	原子炉格納容器代管スプレイ	2	2	1	1	原子炉格納容器代管スプレイ	監視事項は主要パラメータにて確認。
	格納容器内雰囲気水素濃度	2	2	1	原子炉格納容器代管スプレイ	2	2	1	1	原子炉格納容器代管スプレイ	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

3.3 原子炉圧力容器外への溶融燃料—冷却材相互冷却作用

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SRD

対象なし

重大事故等対処に係る監視事項

3.4 水素燃焼

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SR0

対象なし

重大事故等対処に係る監視事項

3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
	計器名称	計器数	直後	SDO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	SDO影響 区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SDO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	SDO影響 区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	計器故障等	SDO
対象なし														

重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故 1

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合				
燃料プールの冷却機能喪失確認	残留熱除去系ポンプ出口圧力 (A、B系のみ)	2	0	0	①	-	残留熱除去系ポンプ出口圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより、代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	①	-	残圧力計器温度 残圧力計器温度 残圧力計器温度	5 5 5	0 0 0	0 0 0	除熱水の温度変化により、代替監視可能。			
	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ガイトバルス式)	1 2	1 2	1 2	0 0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイトバルス式)	1 2	1 2	1 2	①	-	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1 2	1 2	1 2	0 0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	①	-	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	1	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故 1

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			
燃料プールの注水機能喪失確認	残留熱除去系ポンプ出口圧力 (A, B系のみ)	2	0	0							
	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1					残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより、代替監視可能。		監視事項は主要パラメータにて確認。
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1					除熱水の速度変化により、代替監視可能。 崩壊除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 本線である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。		監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0					使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。		監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドハルス式)	1	2	2					使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。		監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	1	1	1					使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。		監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0					使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。		監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	1	1	1					使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。		監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0					使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。		監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	1	1	1					使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。		監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故 1

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合		
燃料プール代射注水系 (常設配管)による燃料 プール注水	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	0	1	-	①	使用済燃料プール水位/温度 (ガイトハルス式)	2	1	0	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状 況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状 況を監視することができ、使用済燃料プー ルの監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイトハルス式)	2	1	2	-	①	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状 況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状 況を監視することができ、使用済燃料プー ルの監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	使用済燃料プール上部空間放 射線モニタ (高線量、低線 量)	1	1	0	-	①	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状 況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状 況を監視することができ、使用済燃料プー ルの監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	-	①	使用済燃料プール監視カメラ (ガイトハルス式)	2	1	0	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状 況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状 況を監視することができ、使用済燃料プー ルの監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ	1	0	0	-	①	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状 況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状 況を監視することができ、使用済燃料プー ルの監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	-	①	使用済燃料プール監視カメラ (ガイトハルス式)	2	2	0	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状 況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状 況を監視することができ、使用済燃料プー ルの監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	-	①	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状 況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状 況を監視することができ、使用済燃料プー ルの監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	-	①	使用済燃料プール監視カメラ (ガイトハルス式)	2	2	0	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状 況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状 況を監視することができ、使用済燃料プー ルの監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	-	①	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状 況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状 況を監視することができ、使用済燃料プー ルの監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	-	①	使用済燃料プール監視カメラ (ガイトハルス式)	2	2	0	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状 況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状 況を監視することができ、使用済燃料プー ルの監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
燃料プール代射注水系に よる燃料プールへの注水	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	0	1	-	①	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状 況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状 況を監視することができ、使用済燃料プー ルの監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイトハルス式)	2	1	2	-	①	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状 況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状 況を監視することができ、使用済燃料プー ルの監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	使用済燃料プール上部空間放 射線モニタ (高線量、低線 量)	1	1	0	-	①	使用済燃料プール監視カメラ (ガイトハルス式)	2	2	0	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状 況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状 況を監視することができ、使用済燃料プー ルの監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	-	①	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状 況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状 況を監視することができ、使用済燃料プー ルの監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故 2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合		
燃料プール水位低下確認	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	0	1	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	1	1	2	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	2	1	2	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	1	1	1	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
燃料プールの注水機能喪失確認	残留熱除去系ポンプ出口圧力 (A、B系のみ)	2	0	0	残留熱除去系ポンプ出口圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより、代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	原子炉圧力容器温度	5	5	5	除熱先の温度変化により、代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドストロークライン洗浄流量)	1	1	1	原子炉圧力容器温度	16	16	16	除熱先の温度変化により、代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	0	1	原子炉水位 (圧排域)	2	2	1	残留熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	2	2	2	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	本源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	1	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	2	2	2	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	1	1	1	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	1	1	1	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ	1	0	0	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故 2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合		
燃料プールの漏えい箇所の調査	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	0	1	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドハルス式)	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドハルス式)	2	1	2	①	-	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドハルス式)	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	1	0	①	-	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	1	0	①	-	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	1	0	①	-	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	1	0	①	-	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
燃料プール代射注水系 (常設配管)による燃料 プールへの注水	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	0	1	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	0	①	-	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故 2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合				
燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	0	1	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイトハルス式)	1	1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ガイトハルス式)	1	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	1	1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	使用済燃料プール監視カメラ	1	0	0	①	-	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体系等の冷却状況、放射線の運へい状況及び臨界の防止状況を監視することができ、使用済燃料プールの監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	

重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
残留熱除去系（原子炉降伏時給相モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認	残留熱除去系ポンプ出口流量（A,B系のみ）	2	2	1	1	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 圧力抑制器水位	2 2 2	2 2 2	1 1 1	1 1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 本質であるサブプレッソシオンチェーンバの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	-	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 【残留熱除去系熱交換器入口温度】	2 2 2 2	2 2 2 0	1 1 1 0	1 1 1 0	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	-	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 【残留熱除去系熱交換器入口温度】	2 2 2 2	2 2 2 0	1 1 1 0	1 1 1 0	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉圧力								高圧代善注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代善注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	原子炉降伏時給相系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	0	原子炉降伏時給相系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持								原子炉圧力容器温度 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	5 2 2	5 2 2	0 1 1	0 1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	

重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SBO	
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		計器故障等
残留熱除去系（低圧注水 モード）運転による原子 炉注水	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流速と実際の注水流速より代替監視可 能。 監視事項は主要パラ メータにて確認。	
		2	2	1	1	原子炉隔離降圧冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0		
		2	2	1	1	高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0		
		2	2	1	1	残留熱除去系蒸発ライン流量 （残留熱除去系ヘ ッドスプレイレ イ系蒸発流量）	1	1	1	0		
		2	2	1	1	残留熱除去系蒸発ライン流量 （残留熱除去系ヘ ッドスプレイレ イ系蒸発流量）	1	1	0	0		
		2	2	1	1	残留熱除去系蒸発ライン流量 （残留熱除去系ヘ ッドスプレイレ イ系蒸発流量）	1	1	0	0		
		2	2	1	1	残留熱除去系蒸発ライン流量 （残留熱除去系ヘ ッドスプレイレ イ系蒸発流量）	1	1	0	0		
		2	2	1	1	残留熱除去系蒸発ライン流量 （残留熱除去系ヘ ッドスプレイレ イ系蒸発流量）	1	1	0	0		
		2	2	1	1	残留熱除去系蒸発ライン流量 （残留熱除去系ヘ ッドスプレイレ イ系蒸発流量）	1	1	0	0		
		2	2	1	1	残留熱除去系蒸発ライン流量 （残留熱除去系ヘ ッドスプレイレ イ系蒸発流量）	1	1	0	0		
		2	2	1	1	残留熱除去系蒸発ライン流量 （残留熱除去系ヘ ッドスプレイレ イ系蒸発流量）	1	1	0	0		
		2	2	1	1	残留熱除去系蒸発ライン流量 （残留熱除去系ヘ ッドスプレイレ イ系蒸発流量）	1	1	0	0		
		2	2	1	1	残留熱除去系蒸発ライン流量 （残留熱除去系ヘ ッドスプレイレ イ系蒸発流量）	1	1	0	0		
		2	2	1	1	残留熱除去系蒸発ライン流量 （残留熱除去系ヘ ッドスプレイレ イ系蒸発流量）	1	1	0	0		
		2	2	1	1	残留熱除去系蒸発ライン流量 （残留熱除去系ヘ ッドスプレイレ イ系蒸発流量）	1	1	0	0		
3	3	1	2	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流速と原子炉水位の変化より代替監視可 能であるサブプレッショントラチェンバの水位 変化により代替監視可能。	
2	2	1	1	①	-	圧力抑制室水位	2	2	1	1	サブプレッショントラチェンバを水源とする系統 のうち、運転している系統の注水流速より サブプレッショントラチェンバ内の水位が確保さ れていることを監視可能。	
2	2	1	1	①	-	圧力抑制室水位	2	2	1	1	サブプレッショントラチェンバを水源とする系統 のポンプの出口圧力により、サブプレッショ ントラチェンバ内の水位が確保されていること を監視可能。	

重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	バラムメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復	原子炉水位（広帯域）	2	2	1			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1
	原子炉水位（燃料域）	2	2	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0
							高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0
							残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系統精ろ器冷却ライン之洗浄流量）	1	1	1	0
					①		残留熱除去系B系統精ろ器冷却ライン之洗浄流量	1	1	0	1
							直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0
							代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0
							低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0
							残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2
							原子炉圧力容器温度	5	5	5	0
							原子炉圧力	2	2	1	1
							原子炉圧力	2	2	1	1
							圧力抑制管圧力	1	1	1	0
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1
						圧力抑制管水位	2	2	1	1	
						原子炉圧力	2	2	1	1	
						原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	
						原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	
						残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	0	

崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。

監視事項は主要パラメータにて確認。

原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。

残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。

原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。

原子炉圧力と圧力抑制管圧力の差圧から原子炉圧力容器の過水を推定可能。

崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内の注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。

水源であるサブプレッションタンクの水位変化により代替監視可能。

原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。

残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。

重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SBO	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					区分Ⅱ直流電源を延命した場合	直後		区分Ⅰ直流電源を延命した場合
全交流動力電源喪失による原子炉停止時冷却モード停止確認	残留熱除去系ポンプ出口流量 (A,B系のみ)	2	2	1	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 圧力抑制閥室水位	2 2 2	2 2 2	1 1 1	1 1 1	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉圧力容器温度	5	5	0	①	-	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) [残留熱除去系熱交換器入口温度]	2 2 2 2	2 2 2 2	1 1 1 1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉圧力	2	2	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 原子炉圧力容器温度 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉圧力	1 1 5 2 2 2	1 1 5 1 1 1	0 1 1 1 1 1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。
逃がし安全弁による原子炉低圧状態維持	原子炉圧力容器温度	5	5	0	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) [残留熱除去系熱交換器入口温度]	2 2 2	2 2 2	1 1 1	0	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合				
低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）による 原子炉注水	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	1 1	1 1	-	①	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	0	1	0	抽換機除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
							原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
							高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
							残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量）	1	1	1	0	
							残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	1	0	
							直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0	
							代替機駆動ポンプ出口流量	1	1	1	0	
							低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
							残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	
							原子炉圧力	5	5	0	0	
							原子炉圧力	2	2	1	1	
							原子炉圧力	2	2	1	1	
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0							
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	0 0	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度／圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の過水を推定可能。 抽換機除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。					
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。					
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	-	①	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	1	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。
							原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
							高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	
							残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量）	1	1	1	0	
							残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	1	0	
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量							1	1	1	0		
代替機駆動ポンプ出口流量							1	1	1	0		
高圧代替注水系ポンプ出口圧力							1	1	1	0		
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0								
高圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力	1	1	1	0								
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0								
原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	0 0	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。						

重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器										評価			
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					区分Ⅱ直流電源を延命した場合	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			区分Ⅱ直流電源を延命した場合	
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復	残留熱除去系ポンプ出口流量（A,B系のみ）	2	2	1	1	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 圧力制御室水位	2 2 2	2 2 2	1 1 1	1 1 1	抽排熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水源であるサプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉圧力容器温度	5	5	0	5	①	-	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 〔残留熱除去系熱交換器入口温度〕	2 2 2 2	2 2 2 2	1 1 1 1	1 1 1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

対応手段	抽出バラメータを計測する計器				抽出バラメータの代替バラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合		
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認	原子炉炉水位 (広帯域)	2	1		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	0	1	抽排機除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の過水を推定可能。 外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。 水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。	
	原子炉炉水位 (燃料域)	2	1		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0		
					高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイ)	1	1	0		
					残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	0	1		
					直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	0		
					代替炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0		
					低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0		
					残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	2		
					原子炉圧力	5	5	0		
					原子炉圧力	2	2	1		
					圧力抑制室圧力	2	2	1		
					高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0		
					原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0		
					高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイ)	1	1	0		
					残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	0	1		
				直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	0			
				原子炉格納容器下部注水流量	1	1	0			
				原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1			
				復水貯蔵タンク水位	1	1	0			

重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を遮断した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を遮断した場合		
原子炉冷却材圧力バウングリグリ、原子炉冷却材流出停止確認	原子炉炉水位（広帯域）	2	1	1	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	0	1	抽換除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0	0		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイ）	1	1	0		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイ）	1	0	1		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	残留熱除去系B系統格納容器冷却ライン（残留除去系）	1	0	1		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	残留熱除去系B系統格納容器冷却ライン（残留除去系）	1	1	0		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	0		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	代野備置冷却ポンプ出口流量	1	1	0		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	5	5	0		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1		
残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	0	1	抽換除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0	0		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイ）	1	1	0		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイ）	1	0	1		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	残留熱除去系B系統格納容器冷却ライン（残留除去系）	1	1	0		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	残留熱除去系B系統格納容器冷却ライン（残留除去系）	1	1	0		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	0		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	代野備置冷却ポンプ出口流量	1	1	0		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	残留熱除去系ポンプ出口流量	5	5	0		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1		
	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1		
原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	圧力抑制室圧力	1	1	0			
原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	原子炉炉水位（広帯域）	2	1	1			
原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1	原子炉炉水位（燃料域）	2	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

5.4 反応度の誤投入

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SPO影響		バラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SPO影響		計器故障等	SR0		
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合				
照機作による反応度誤投入	起動領域モニタ	8	8	0	①	-	平均出力領域モニタ	6	6	0	平均出力領域モニタにより、起動領域モニタの代替監視可能。	監視事項は主要バラメータにて確認。		
							[制御位置指示系]	1	1	0	制御位置指示系の制御棒の位置表示により、未選界状態が推定可能。			
反応度誤投入後のスクラム確認	起動領域モニタ	8	8	0	①	-	平均出力領域モニタ	6	6	0	平均出力領域モニタにより、起動領域モニタの代替監視可能。	監視事項は主要バラメータにて確認。		
							[制御位置指示系]	1	1	0	制御位置指示系の制御棒の位置表示により、未選界状態が推定可能。			

重大事故等対策の成立性

1. 可搬型計測器の接続操作

(1) 操作概要

重大事故等時に必要な監視パラメータへの給電（交流，直流）が困難な場合において，可搬型計測器を接続し，中央制御室にて計測，監視を行う。

(2) 作業場所

中央制御室

(3) 必要要員数及び作業時間

可搬型計測器の接続，可搬型計測器による計測，監視に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 1名（運転員1名）

想定時間 : 1測定点当たり5分

(4) 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライトを中央制御室に配備しており，中央制御室照明消灯時においても操作性を確保している。また，懐中電灯をバックアップとして配備している。

移動経路：ヘッドライトを中央制御室に配備しており，中央制御室照明消灯時においても操作対象となる制御盤までアクセス可能である。また懐中電灯をバックアップとして配備している。

操作性：通常作業におけるケーブルのリフト及びケーブルの接続操作であり，容易に実施可能である。

連絡手段：中央制御室内での作業であり口頭で連絡をとることができる。



可搬型計測器



電池容量確認



可搬型計測器接続



計測結果読み取り

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(1/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0~500℃	-200~1,372℃ ^{*1}	5	1	熱電対	中央制御室	測定点が複数存在するが、代表して1点を測定する。
	原子炉圧力	0~10MPa [gage]	0~10MPa [gage]	2		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉格納容器内の圧力	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	0~10MPa [gage]	0~10MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	0~10MPa [gage]	0~10MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	-3,800~1,500mm ^{*2}	-3,800~1,500mm ^{*2}	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉水位 (燃料域)	-3,800~1,300mm ^{*3}	-3,800~1,300mm ^{*3}	2		差圧式水位検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	0~120m ³ /h	0~120m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を測定する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイス)	0~220m ³ /h	0~220m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ラ)	0~220m ³ /h	0~220m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	0~100m ³ /h	0~100m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を測定する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	0~200m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	3		差圧式流量検出器	中央制御室	
	原子炉格納容器下部注水流量	0~110m ³ /h	0~110m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—
	原子炉格納容器代替スプレイス流量	0~100m ³ /h	0~100m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を測定する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	0~200m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	0~300℃	-200~400℃ ^{*4}	11	1	熱電対	中央制御室	測定点が複数存在するが、代表して1点を測定する。
	圧力抑制室内空気温度	0~300℃	-200~400℃ ^{*4}	4		熱電対	中央制御室	
原子炉格納容器内の圧力	サブレンジンポンプ水温度	0~200℃	-200~850℃ ^{*1}	16	1	測温抵抗体	中央制御室	測定点が複数存在するが、代表して1点を測定する。
	ドライウエル圧力	0~1MPa [abs]	0~1MPa [abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	測定点が複数存在するが、代表して1点を測定する。
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室圧力	0~1MPa [abs]	0~1MPa [abs]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	圧力抑制室水位	0~5m (0. P. -3900~1100mm)	0~5m (0. P. -3900~1100mm)	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m ^{*4} (0. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m ^{*4} (0. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	12	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	ドライウエル水位	0.02m, 0.23m, 0.34m ^{*5} (0. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	0.02m, 0.23m, 0.34m ^{*5} (0. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	6	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。

配備台数：可搬型計測器を25個 (計器故障を考慮した予備1個含む) 配備する。なお、待機時における故障及び保守点検用の予備として28個を配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)

* 1: 測定可能範囲については、可搬型計測器のカタログ値を記載。
 * 2: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベラより1,313cm上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。
 * 3: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベラより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。
 * 4: 計測範囲の帯は、原子炉格納容器下部 (ベネスタル底部) のところとする。
 * 5: 計測範囲の帯は、ドライウエル床面 のところとする。
 * 6: 定格出力時の値に対する比率で示す。
 * 7: 計測範囲の帯は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (0. P. 25920mm) のところとする。
 * 8: 個々の静的軸荷式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 * 9: 検出点は21箇所。
 * 10: 全交流動力電源喪失時には、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、核計測装置及び使用済燃料プール監視カメラに対して、常設代替交流電源設備 (ガススタービン発電機) により給電されるため監視可能である。
 * 11: 局所出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(2/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	0~100vol%	-	2	-*10	水素吸蔵材料式水素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内水素濃度(S/C)	0~100vol%	-	2	-*10	水素吸蔵材料式水素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内雰囲気気水素濃度	0~30vol%	-	2	-*10	熱伝導率式水素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内雰囲気気放射モニタ(D/W)	0~100vol%	-	2	-*10	熱伝導率式水素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。
原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内雰囲気気放射モニタ(D/W)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	-	2	-*10	電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内雰囲気気放射モニタ(D/W)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	-	2	-*10	電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	中性子源領域 10 ⁻¹ ~10 ⁶ cps (1×10 ⁻³ ~1×10 ⁹ nv) 中間領域 0~40%又は 0~125% (1×10 ⁸ ~2×10 ¹³ nv)	-	8	-*10	核分裂電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域モニタ	0~125%*6 (1.2×10 ¹² ~2.8×10 ¹⁴ nv)	-	6*11	-*10	核分裂電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	-0.1~1MPa[gage]	-0.1~1MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	-
	フィルタ装置出口圧力(広帯域)	-0.1~1MPa[gage]	-0.1~1MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	-
	フィルタ装置水位(広帯域)	0~200℃	-	3	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	フィルタ装置温度	0~200℃	-200~400℃*1	3	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	フィルタ装置出口水素濃度	0~30vol%	-	1	-*10	熱伝導率式水素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置出口放射線モニタ	0~100vol%	-	1	-*10	熱伝導率式水素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。
	原子炉補機冷却水系系統流量	10 ⁻² ~10 ⁵ m ³ /h	-	2	-*10	電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。
	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	0~4,000m ³ /h	0~4,000m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を測定する。
	残留熱除去系熱交換器冷却水出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を測定する。
格納容器バイパスの監視	高圧炉心スプレイスポンプ出口圧力	0~12MPa[gage]	0~12MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を測定する。
	低圧炉心スプレイスポンプ出口圧力	0~5MPa[gage]	0~5MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を測定する。
	残留熱除去系ポンプ出口圧力	0~4MPa[gage]	0~4MPa[gage]	3	3	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を測定する。

配管台数：可搬型計測器を25個(計器故障を考慮した予備1個含む)配備する。なお、待機時ににおける故障及び保守点検用の予備として25個配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)

- *1: 測定可能範囲については、可搬型計測器のカタログ値を記載。
- *2: 計測範囲の事は、原子炉圧力容器レベルより1.313cm上のところとする(ドライヤスカート底部付近)。
- *3: 計測範囲の事は、原子炉圧力容器レベルより900cm上のところとする(有効燃料棒頂部付近)。
- *4: 計測範囲の事は、原子炉格納容器下部(ベドスタル底部)のところとする。
- *5: 計測範囲の事は、ドライウエル床面()のところとする。
- *6: 定格出力時の値に対する比率で示す。
- *7: 計測範囲の事は、使用済燃料貯蔵ラック上端(O.P.25920mm)のところとする。
- *8: 4面の静的駆動式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
- *9: 検出点は21箇所。
- *10: 全交流動力電源喪失時には、水素監視装置、酸素監視装置、核計測装置及び使用済燃料プール監視カメラに対して、常設代替交流電源設備(ガススタービン発電機)により給電されるため監視可能である。
- *11: 局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。

枠組みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(3/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考	
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	0~3,200m ³ (O.P. 9586~19772mm)	0~3,200m ³	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	-	
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	0~15MPa [gauge]	0~15MPa [gauge]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を選定する。	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	0~15MPa [gauge]	0~15MPa [gauge]	1		弾性圧力検出器	中央制御室		
	復水移送ポンプ出口圧力	0~1.5MPa [gauge]	0~1.5MPa [gauge]	1		弾性圧力検出器	中央制御室		
	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	0~1.5MPa [gauge]	0~1.5MPa [gauge]	1		弾性圧力検出器	中央制御室		
代替循環冷却水ポンプ出口圧力	0~4MPa [gauge]	0~4MPa [gauge]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室			
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	0~10vol%	0~10vol%	7	*10	触媒式水素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。	
	静的触媒式水素再結合装置監視装置	0~1500℃	-200~1,000℃*1	8 ^{*8}	1	熱電対	-	いずれか一つの系統を選定する。	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	0~30vol%	0~30vol%	2	*10	熱磁風式酸素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。	
	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーマー式)	-4,240~7,010mm ^{*7} (O.P. 21680~32930mm)	-4,240~7,010mm ^{*7}	1 ^{*9}	1	熱電対	中央制御室	-	
			(O.P. 21680~32930mm)						
	燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)	-4,300~7,300mm ^{*7} (O.P. 21620~33220mm)	-4,300~7,300mm ^{*7}	1	1	ガイドバルブ式水位検出器	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
				(O.P. 21620~33220mm)					
0~120℃									
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量,低線量)	10 ⁻¹ ~10 ⁻⁸ mSv/h	10 ⁻² ~10 ⁻¹⁰ mSv/h	10 ⁻¹ ~10 ⁻⁸ mSv/h	2	2	測温抵抗体	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。	
			10 ⁻² ~10 ⁻¹⁰ mSv/h						
使用済燃料プール監視カメラ	-	-	-	1	1	可視光カメラ	-	可搬型計測器での測定対象外。	

配備台数:可搬型計測器を25個(計器故障を考慮した予備1個含む)配備する。なお、待機時における故障及び保守点検用の予備として25個配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)

- * 1: 測定可能範囲については、可搬型計測器のカタログ値を記載。
- * 2: 計測範囲の警は、原子炉圧力容器等レベルより1,313cm上のところとする(ドライヤスカート底部付近)。
- * 3: 計測範囲の警は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のところとする(有効燃料極頂部付近)。
- * 4: 計測範囲の警は、原子炉格納容器下部(ベダスタル底部)のところとする。
- * 5: 計測範囲の警は、ドライウエル床面()のところとする。
- * 6: 定格出力時の値に対する比率で示す。
- * 7: 計測範囲の警は、使用済燃料貯蔵ラック上端(O.P. 25920mm)のところとする。
- * 8: 4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置
- * 9: 検出点は21箇所。
- * 10: 至交流動力電源喪失時には、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、核計測装置及び使用済燃料プール監視カメラに対して、常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により給電されるため監視可能である。
- * 11: 局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。

枠組みの内容は防護上の観点から公開できません。

代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の
影響について

主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）の監視が困難になった場合、代替パラメータを用いて重大事故等に使用する判断基準及び技術的能力審査基準項目に係る判断基準を判断した場合の影響について以下のとおり確認した。

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

1. 確認結果

- (1) 代替パラメータによる判断を行った場合において、判断、操作に影響がないことを確認した。
- (2) 炉心損傷後は、炉心冠水状態、溶融炉心の発生により原子炉格納容器及び原子炉圧力容器内が過熱状態となることも考えられることから、炉心損傷後においては、関連する複数のパラメータを確認し推定を行うこととする。

また、これらの判断に使用する重要な計器は、重大事故等時の耐環境性等を有した重大事故等対処設備であり他チャンネルでの確認が期待できるため、判断及び操作に対する影響は無いと判断した。

以上

第1表 代替パラメータによる判断への影響(1/9)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ ^{*1}	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	炉心損傷確認 原子炉圧力容器破損確認 原子炉圧力 原子炉格納容器下部への注水判断 原子炉除熱機能確認			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	有手	炉心損傷確認	①主要パラメータの他の検出器 ②原子炉圧力 ③原子炉水位(広帯域) ④原子炉水位(燃料域) ⑤「残留熱除去系熱交換器入口温度」*2	①原子炉圧力容器温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位が有効燃料格納容器内の温度以上の場合、原子炉圧力容器内の飽和状態と想定し、原子炉圧力容器内の温度は、原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)で推定できるため、事故収束を行う上で問題とならない。 ③原子炉水位(広帯域)は、燃料相は燃料相熱密からの伝熱により飽和温度以上となる可能性があるが、液相は水の飽和温度以下となり、飽和温度/圧力の関係により推定ができるため、原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。 ④残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度(有効監視パラメータ)により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器下部への注水判断			
		有手	原子炉除熱機能確認			
原子炉圧力容器内の	原子炉圧力	有手	原子炉圧力容器減圧機能確認	①主要パラメータの他チャネル ②高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 ③原子炉圧力容器温度 ④原子炉水位(広帯域) ⑤原子炉水位(燃料域)	①原子炉圧力の「チャネル」が故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力又は原子炉格納容器タービン駆動用タービン入口蒸気圧力により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器が飽和状態にあることが限定されるもので、原子炉圧力容器内の圧力は上記①②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とはならない。	なし
		有手	低圧・高圧注水機能確認			
		有手	原子炉スクラム確認			
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	有手	高圧・低圧注水機能確認	①主要パラメータの他チャネル ②高圧代替注水系タービン出口流量 ③高圧タービン系ポンプ出口流量 ④残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドストレイン洗浄流量) ⑤残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ⑥直流駆動低圧注水タービン出口流量 ⑦代替循環冷却タービン系ポンプ出口流量 ⑧低圧タービン系ポンプ出口流量 ⑨原子炉圧力 ⑩原子炉圧力 ⑪原子炉圧力 ⑫圧力抑制室圧力	①原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)の「チャネル」が故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉水位の監視が不可能となった場合は、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定と除去に必要な注水流量の差を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定とされており、炉心冷却の差を利用することで適用でき、判断に与える影響はない。 ③原子炉水位の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態と想定すること、原子炉圧力より原子炉圧力容器内の水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ④原子炉水位の監視が困難となった場合の原子炉圧力容器の灌水操作時における発電用原子炉施設の状態を考慮して推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉圧力容器減圧機能確認			
		手	原子炉圧力容器破損確認			

有：重要事故シナシス(有効性評価)に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

* 1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

* 2: 「」は有効監視パラメータを示す又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(2/9)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ		代替パラメータ推定方法	影響
		有手	高圧注水機能確認	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、前機熱除去に必要な注水量と原子炉圧力容器内の冷却材の体積変化量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、前機熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ②各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位、圧力抑制室水位の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。		
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	有手	高圧注水機能確認	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、前機熱除去に必要な注水量と原子炉圧力容器内の冷却材の体積変化量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、前機熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ②各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位、圧力抑制室水位の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉隔離降圧冷却ポンプ出口流量	有手	高圧注水機能確認	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位		なし
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	有手	高圧注水機能確認	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位		なし
	残留熱除去系洗淨ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ洗淨流量)	有手	低圧注水機能確認	①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位		なし
	残留熱除去系洗淨ライン流量 (残留熱除去系D系格納容器冷却ライン洗淨流量)	有手	低圧注水機能確認	①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位		なし
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	有手	低圧注水機能確認	①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位		なし
	代替循環冷却ポンプ出口流量	有手	低圧注水機能確認	①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位		なし
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	有手	低圧注水機能確認	①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位		なし
	残留熱除去系ポンプ出口流量	有手	低圧注水機能確認	①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位		なし
	原子炉格納容器下部注水流量	有手	原子炉格納容器注水機能確認	①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉格納容器下部水位 ①ドラライウエル水位 ②復水貯蔵タンク水位		①原子炉格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉格納容器下部水位、ドラライウエル水位の変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。
原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器代替スプレイ流量	有手	原子炉格納容器注水機能確認	①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉格納容器下部水位 ①ドラライウエル水位 ②ドラライウエル温度 ②ドラライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉格納容器下部水位、ドラライウエル水位の変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ドラライウエル温度、ドラライウエル圧力、圧力抑制室圧力により低下傾向にあることにより、原子炉格納容器代替スプレイ機能を確認可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	代替循環冷却ポンプ出口流量	有手	原子炉格納容器注水機能確認	①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉格納容器下部水位 ①ドラライウエル水位 ②ドラライウエル温度 ②ドラライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉格納容器下部水位、ドラライウエル水位の変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドラライウエル温度、ドラライウエル圧力、圧力抑制室圧力により低下傾向にあることにより、原子炉格納容器代替スプレイ機能を確認可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器注水機能確認	①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉格納容器下部水位 ①ドラライウエル水位 ②ドラライウエル温度 ②ドラライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉格納容器下部水位、ドラライウエル水位の変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドラライウエル温度、ドラライウエル圧力、圧力抑制室圧力により低下傾向にあることにより、原子炉格納容器代替スプレイ機能を確認可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナケンス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

* 1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

* 2：[] は有効監視パラメータを示す又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(3/9)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	代替パラメータ推定方法	影響
		手	原子炉圧力容器破損確認 原子炉格納容器除熱機能確認			
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル温度の影響が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(緊閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉格納容器除熱機能確認			
	圧力抑制室内空気温度	手	原子炉格納容器除熱機能確認	①主要パラメータの他の検出器 ②サブプレッショントラップ内空気温度 ③圧力抑制室圧力	①圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同等の仕様のサブプレッショントラップ内空気に換えて監視する。原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で、判断に与える影響はない。 ③圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(緊閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、原子炉格納容器内は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の圧力	サブプレッショントラップ内水温度	手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他の検出器 ②圧力抑制室内空気温度	①サブプレッショントラップ内水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッショントラップ内水温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同等の仕様の圧力抑制室内空気に換えて監視する。原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で、判断に与える影響はない。	なし
		有手	サブプレッショントラップ内冷却機能確認			
		有	高圧注水機能確認			
	ドライウエル圧力	有	原子炉格納容器注水機能確認	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力]*2	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエルとサブプレッショントラップの圧力抑制室圧力により推定可能であり、原子炉格納容器の過圧破損防止対策を行う上で、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(緊閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器でドライウエル圧力を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉圧力容器破損確認			
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認			
圧力抑制室圧力	有	原子炉格納容器注水機能確認	①ドライウエル圧力 ②圧力抑制室内空気温度 ③ [圧力抑制室圧力]*2	①圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエルとサブプレッショントラップの圧力抑制室圧力により推定可能であり、原子炉格納容器の過圧破損防止対策を行う上で、判断に与える影響はない。 ②圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(緊閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器で圧力抑制室圧力を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし	
	有	高圧・低圧注水機能確認				
	手	原子炉圧力容器破損確認				
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認			

有：重要事故シナリクス(有効性評価)に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

* 1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

* 2：[] は有効監視パラメータを示す又は重要監視パラメータを示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(4/9)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	代替パラメータ推定方法	影響
		有	有手			
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	原子炉格納容器注水機能確認	有	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉格納容器下部注水流量 ③原子炉格納容器代替スプレイレイ流量 ④残留熱除去系浄化ライン流量 ⑤残留熱除去系浄化ライン流量 ⑥直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ⑦原子炉格納容器下部注水流量 ⑧原子炉格納容器代替スプレイレイ流量 ⑨度水貯蔵タンク水位	①圧力抑制室水位の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、直前まで判明していた圧力抑制室水位に外部水源による注水量を加算することで推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③度水貯蔵タンク水位の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		原子炉格納容器下部注水機能確認	有手	①原子炉格納容器下部注水機能確認 ②原子炉格納容器代替スプレイレイ流量 ③度水貯蔵タンク水位	①原子炉格納容器下部注水水位の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器下部注水水位の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイレイ流量及び代替循環冷却ポンプ出口流量の注水量により、原子炉格納容器下部注水水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		原子炉格納容器下部注水機能確認	有手	①原子炉格納容器下部注水機能確認 ②原子炉格納容器代替スプレイレイ流量 ③度水貯蔵タンク水位	①ドライウェル水位の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウェル水位の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイレイ流量及び代替循環冷却ポンプ出口流量の注水量により、ドライウェル水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内放射線モニタ (D/W)	原子炉圧力容器破損確認	手	①主要パラメータの他チャヤンネル ②格納容器内雰囲気気水素濃度	①格納容器内放射線モニタ (D/W)の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内放射線モニタ (D/W)の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気気水素濃度により推定可能であるため、判断に与える影響はない。	なし
		原子炉圧力容器破損確認	手	①主要パラメータの他チャヤンネル ②格納容器内放射線モニタ (D/W)	①格納容器内放射線モニタ (D/W)の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内放射線モニタ (D/W)の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気気水素濃度の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		原子炉圧力容器破損確認	手	①主要パラメータの他チャヤンネル ②格納容器内放射線モニタ (D/W)	①格納容器内雰囲気気水素濃度の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内雰囲気気水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線モニタ (D/W)及び格納容器内放射線モニタ (S/C)により推定可能であるため、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内雰囲気気放射線モニタ (D/W)	炉心損傷確認	有手	①主要パラメータの他チャヤンネル ②[Eリア放射線モニタ] *2	①格納容器内雰囲気気放射線モニタ (D/W)の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内雰囲気気放射線モニタ (D/W)の監視が不可能となった場合は、推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の放射線量率は格納容器内雰囲気気放射線モニタ (D/W)の他チャヤンネルにより推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とならない。	なし
		原子炉格納容器除熱機能確認	有	①主要パラメータの他チャヤンネル ②[Eリア放射線モニタ] *2	①格納容器内雰囲気気放射線モニタ (D/W)の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内雰囲気気放射線モニタ (D/W)の監視が不可能となった場合は、推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の放射線量率は格納容器内雰囲気気放射線モニタ (D/W)の他チャヤンネルにより推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とならない。	なし
		原子炉格納容器除熱機能確認	有手	①主要パラメータの他チャヤンネル ②[Eリア放射線モニタ] *2	①格納容器内雰囲気気放射線モニタ (D/W)の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内雰囲気気放射線モニタ (D/W)の監視が不可能となった場合は、推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の放射線量率は格納容器内雰囲気気放射線モニタ (D/W)の他チャヤンネルにより推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とならない。	なし

有：重要事故シナケケンス（有効性評価）に使用した判断基準
手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
* 1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
* 2：[] は有効監視パラメータを示す又は重要監視パラメータの常用計器（耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(5/9)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	代替パラメータ推定方法	影響
		有手	原子炉スクラム確認			
未 臨 界 の 維持 又は 監視	起動領域モニタ	有手	原子炉スクラム確認	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域モニタ *2 ③ [制御棒位置指示系] *2	①起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定可能ではない。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温度状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置であることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認			
		有手	原子炉スクラム確認			
代 替 循 環 冷 却 系	サブレーションポンプ水温度	有手	自動減圧系作動阻止機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ ③ [制御棒位置指示系] *2	①平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温度状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置であることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認			
		有手	原子炉スクラム確認			
最 終 ヒ ー ト シ ン ク の 確 保	起動領域モニタ	有手	原子炉スクラム確認	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	①制御棒位置指示系の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより発電用原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。 ②平均出力領域モニタにより発電用原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱確認			
		有手	代替循環冷却ポンプ出口流量(原子炉圧力容器への注水)			
代 替 循 環 冷 却 系	代替循環冷却ポンプ出口流量(原子炉圧力容器への注水)	有手	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱確認	①原子炉圧力容器への注水時に、原子炉圧力容器の過温破損防止対策を行う上で、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器への注水時に、原子炉圧力容器の水位変化により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力容器への注水時に、原子炉圧力容器の水位変化により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	①原子炉圧力容器への注水時に、原子炉圧力容器の水位変化により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器への注水時に、原子炉圧力容器の水位変化により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力容器への注水時に、原子炉圧力容器の水位変化により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱確認			
		有手	代替循環冷却ポンプ出口流量(原子炉格納容器への注水)			
代 替 循 環 冷 却 系	代替循環冷却ポンプ出口流量(サブレーションポンプ水温度)	有手	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱確認	①原子炉格納容器への注水時に、原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ③ドライウエル圧力 ④圧力抑制室圧力	①原子炉格納容器への注水時に、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力および圧力抑制室圧力により低下傾向にあることで、原子炉格納容器代替スプレッド機能を確認可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱確認			
		有手	代替循環冷却ポンプ出口流量(サブレーションポンプ水温度)			
未 臨 界 の 維持 又は 監視	起動領域モニタ	有手	原子炉スクラム確認	①サブレーションポンプ水温度 ①圧力抑制室内空気温度	①サブレーションポンプ水温度の監視が不可能となった場合は、サブレーションポンプ水温度、圧力抑制室内空気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認			
		有手	原子炉スクラム確認			

有：重要事故シナシス（有効性取組）に使用した判断基準
手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
* 1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
* 2：「」は有効監視パラメータを示す又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(6/9)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法	影響	
最終ヒートシートの確保	原子炉格納容器	有手	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力	①フィルタ装置入口圧力(広帯域)の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の低下傾向から原子炉格納容器フィルタダベント系フィルタ装置によるベントの実施を確認可能であり、判断に与える影響はない。	
			フィルタ装置出口圧力(広帯域)	①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力	①フィルタ装置出口圧力(広帯域)の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の低下傾向から原子炉格納容器フィルタダベント系フィルタ装置によるベントの実施を確認可能であり、判断に与える影響はない。	
			フィルタ装置水位(広帯域)	①主要パラメータの他チャネル	①フィルタ装置水位(広帯域)の1チャネルが故障した場合には、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	
	耐圧強化ベント系	フィルタ装置水温度	手	①主要パラメータの他チャネル	①フィルタ装置水温度の1チャネルが故障した場合には、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		フィルタ装置出口水温濃度		①格納容器内水温濃度(D/W) ①格納容器内水温濃度(S/C)	①フィルタ装置出口水温濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが原子炉格納容器フィルタダベント系フィルタ装置の配管を通過することから、格納容器内水温濃度(S/O)により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		フィルタ装置出口放射線モニタ		①主要パラメータの他チャネル	①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャネルが故障した場合には、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		ドライウエル温度		①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。 ③上記②と同様にドライウエル温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	耐圧強化ベント系	圧力抑制室内空気温度	手	①主要パラメータの他の検出器 ②サブプレッションブール水温度 ③圧力抑制室圧力	①圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッションブール水温度により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッションブール水温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)において、原子炉格納容器内は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		ドライウエル圧力		①圧力抑制室圧力 ② [ドライウエル圧力] *2	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合には、ドライウエルとサブプレッションチェンバは、真空破壊装置、ベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ使用の圧力抑制室圧力により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		圧力抑制室圧力		①ドライウエル圧力 ②圧力抑制室内空気温度 ③ [圧力抑制室圧力] *2	①圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合には、ドライウエルとサブプレッションチェンバは、真空破壊装置、ベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ使用のドライウエル圧力により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器で圧力抑制室圧力を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナークセス(有効性評価)に使用した判断基準
手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準
* 1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
* 2：[] は有効監視パラメータを示す又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば緊急用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(7/9)

分類	主要パラメータ		判断基準		代替パラメータ		代替パラメータ推定方法		影響
	残留熱除去系ポンプ出口流量	[残留熱除去系熱交換器入口温度] *2	有手	残留熱除去系による原子炉格納容器除熱確認	残留熱除去系ポンプ出口圧力	①残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし	なし	
最終ヒートシンクの確保	[残留熱除去系熱交換器出口温度] *2				①原子炉圧力容器温度 ②サプレッションプール水温度		①残留熱除去系熱交換器入口温度(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合は、除熱対象である原子炉圧力容器温度、サプレッションプール水の温度の低下傾向を確認することにより、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	なし	
	[残留熱除去系熱交換器出口温度] *2				①原子炉補機冷却水系統流量 ①残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量		①残留熱除去系熱交換器出口温度(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合は、原子炉補機冷却水系統流量、残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	
原子炉格納容器内の状態	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)			インターフェイエシステムLOCAの判断	①主要パラメータの他チャネル ①原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉圧力容器温度		①原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ①原子炉圧力の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力が規定であることに限定されるもの、原子炉圧力容器内の圧力は、上記①で規定されており、事故収束を行う上で問題とならない。	なし	
	ドライウエル温度				①原子炉圧力容器温度 ②ドライウエル温度		①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが設定されるが、重大事故等時の有効性評価(蒸気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温過積))において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。	なし	
格納容器パイパスの監視	原子炉格納容器内の状態				①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] *2		①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合には、ドラウエルとサブプレッションチェンネルは、真空破装置、ベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ使用の圧力抑制室圧力により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが設定されるが、重大事故等時の有効性評価(蒸気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温過積))において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器でドライウエル圧力を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし	
	原子炉格納容器内の状態				①原子炉圧力 ② [エアリア放射線モニタ] *2		①高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器パイパスが発生した場合(発生箇所の隔離まで)は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから判断に与える影響はない。 ②エアリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器パイパス事象が発生したことを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	
原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力				①原子炉圧力 ② [エアリア放射線モニタ] *2		①低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器パイパスが発生した場合(発生箇所の隔離まで)は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから判断に与える影響はない。 ②エアリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器パイパス事象が発生したことを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力				①原子炉圧力 ② [エアリア放射線モニタ] *2		①残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器パイパスが発生した場合(発生箇所の隔離まで)は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから判断に与える影響はない。 ②エアリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器パイパス事象が発生したことを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	
残留熱除去系ポンプ出口圧力					①原子炉圧力 ② [エアリア放射線モニタ] *2		①残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器パイパスが発生した場合(発生箇所の隔離まで)は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから判断に与える影響はない。 ②エアリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器パイパス事象が発生したことを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	

有：重要事故シナケンス(有効性評価)に使用した判断基準
手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準
*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2：[] は有効監視パラメータを示す又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(8/9)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法	影響
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	高圧・低圧注水機能確認 有手	①高圧代替注水系ポンプ出口流量 ①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイン系ポンプ出口流量 ①残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイン洗浄流量) ①残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系系格納容器冷却ライン洗浄流量) ①直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ②原子炉格納容器下部注水流量 ②高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイン系ポンプ出口圧力 ②復水後送ポンプ出口圧力 ③直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力 ③原子炉水位(広帯域) ③原子炉水位(燃料域)	①復水貯蔵タンク水位の監視が不可能となった場合には、復水貯蔵タンクを水源とする各系統の注水量と直前まで判明していた復水貯蔵タンクの水位により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②復水貯蔵タンクを水源とするポンプが正常に動作していることを確認して推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③注水先の原子炉水位変化を確認することで、必要な水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	圧力抑制室水位	高圧・低圧注水機能確認 有手	①主要パラメータの他チャネル ②代替循環冷却ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイン系ポンプ出口流量 ③代替循環冷却ポンプ出口圧力 ③残留熱除去系ポンプ出口圧力	①圧力抑制室水位の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり判断に与える影響はない。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイン系ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ出口流量で確認することで、必要な水源である圧力抑制室水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③代替循環冷却ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイン系ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源である圧力抑制室水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度 有手	原子炉建屋内水素濃度確認 手	①主要パラメータの他チャネル ②静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	①原子炉建屋内水素濃度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり判断に与える影響はない。 ②原子炉建屋内水素濃度の監視が不可能となった場合には、原子炉建屋内の水素ガスが静的触媒式水素再結合装置で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口温度と出口の温度に差が生じる。温度差を測定することにより、静的触媒式水素再結合装置に入る水素濃度が推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナケンス(有効性評価)に使用した判断基準
手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準
* 1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
* 2：[]は有効監視パラメータを示す又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(9/9)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	代替パラメータ推定方法	影響
		手	有手			
原子炉格納容器内の酸濃度 使用済燃料プールの監視	格納容器内雰囲気酸濃度	手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チヤンネル 格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) ②格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) ③ドライウェル圧力 ④圧力抑制室圧力	①格納容器内雰囲気酸濃度のチヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内雰囲気酸濃度の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断した後、初期酸濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)により格納容器内酸濃度を推定する。実際の原子炉格納容器内の酸濃度よりも高く評価されることによる影響はない。 ③ドライウェル及び圧力抑制室圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸濃度と保守的なG値を入力して評価結果(解析結果)の信頼性を上げることとなるから原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する上で判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	有手		①使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	①異なる計測原理の使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)で使用済燃料プールの水位・温度を計測することができ、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②水位/放射線量率の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ③使用済燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール監視カメラ	①異なる計測原理の使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)で使用済燃料プールの水位・温度を計測することができ、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②水位/放射線量率の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ③使用済燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	有手		①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ①使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) ②使用済燃料プール監視カメラ	①水位/放射線量率の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②使用済燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料プール監視カメラ	有手		①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ①使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) ②使用済燃料プール監視カメラ	①水位/放射線量率の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②使用済燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナシス(有効性評価)に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

* 1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

* 2：[]は有効監視パラメータを示す又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。