

島根原子力発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	EP-061 改 46
提出年月日	令和 2 年 5 月 14 日

島根原子力発電所 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

令和 2 年 5 月
中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

※：本改訂（改 46）による変更箇所の頁番号に r1 を付しています。

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

下線は、今回の提出資料を示す。

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

< 目 次 >

1.5.1 対応手段と設備の選定

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

1.5.2 重大事故等時の手順

1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

- (1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送
 - a. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
- (2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合）
 - a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給
 - c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱
- (3) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合）
 - a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）
 - b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給
 - c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）
- (4) 重大事故等時の対応手段の選択

1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順

- (1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送
 - a. 原子炉補機代替冷却系による除熱
 - b. 大型送水ポンプ車による除熱
- (2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.5.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

- (1) 原子炉補機冷却系による除熱

1.5.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.5.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.5.2 自主対策設備仕様

添付資料1.5.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.5.4 重大事故対策の成立性

1. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - (1) 残留熱代替除去系の系統構成
 - (2) 残留熱代替除去系における原子炉補機代替冷却系の系統構成
 - (3) 残留熱代替除去系における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保
2. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - (1) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - (2) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）
 - (3) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）
 - (4) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）
 - (5) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ
 - (6) フィルタベント計装（第1ベントフィルタ出口水素濃度）
 - (7) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整
3. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給
4. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - (1) 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - (2) 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）
 - (3) 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージ
5. 原子炉補機代替冷却系による除熱
 - (1) 系統構成
 - (2) 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による除熱
6. 大型送水ポンプ車による除熱
 - (1) 系統構成
 - (2) 大型送水ポンプ車による除熱
7. 原子炉補機冷却系による除熱

添付資料1.5.5 格納容器ベント操作について

添付資料1.5.6 スクラビング水の保有水量の設定根拠について

添付資料1.5.7 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

2. 操作手順の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

添付資料1.5.8 手順のリンク先について

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

【要求事項】

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

【解釈】

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

(1) 炉心損傷防止

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

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

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）並びに原子炉補機冷却系による冷却機能である。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.5.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第 1.5-1 図）

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※1}を選定する。

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

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

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

この対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」における「残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱」にて整理する。

残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）
- ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）

これらの対応手段及び設備は、「1.6原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」における「残留熱除去系（サブプレッション・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」及び「残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレー」にて整理する。

重大事故対処設備（設計基準拡張）である原子炉補機冷却系が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

原子炉補機冷却系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉補機海水ポンプ
- ・原子炉補機冷却水ポンプ・原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ
- ・原子炉補機冷却系 サージタンク
- ・原子炉補機冷却系熱交換器
- ・取水口
- ・取水管
- ・取水槽
- ・非常用交流電源設備

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系の故障として、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）の故障を想定する。また、サポート系故障として、原子炉補機冷却系の故障又は全交流動力電源喪失を想定する。

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

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.5-1表に整理する。

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

i 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）及び残

留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、残留熱代替除去系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段がある。

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱代替除去ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・原子炉補機代替冷却系
- ・サプレッション・チェンバ
- ・残留熱代替除去系 配管・弁
- ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ
- ・低圧原子炉代替注水系配管・弁
- ・格納容器スプレイ・ヘッダ
- ・ホース・接続口
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉格納容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

(b) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送

- i 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、格納容器フィルタベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。

この対応手段及び設備は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

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

- ・格納容器フィルタベント系
- ・スクラバ容器補給設備

ii 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障等により最終ヒートシンク

へ熱を輸送できない場合は、耐圧強化ベントラインにより最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。

耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・遠隔手動弁操作機構
- ・S G T耐圧強化ベントライン止め弁用空気ボンベ
- ・S G T耐圧強化ベントライン止め弁操作設備配管・弁
- ・原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む）
- ・窒素ガス制御系配管・弁
- ・非常用ガス処理系配管・弁
- ・排気筒
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・可搬式窒素供給装置
- ・ホース・接続口

格納容器ベントを実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。

優先①：格納容器フィルタベント系によるウェットウェルベント（以下「W/W ベント」という。）

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

優先③：耐圧強化ベントラインによるW/Wベント

優先④：耐圧強化ベントラインによるD/Wベント

iii 現場操作

格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインの隔離弁（空気駆動弁、電動駆動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を遠隔で手動操作することで最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。なお、隔離弁を遠隔で手動操作するエリアは原子炉建物付属棟とする。

格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインの現場操作で使用する設備は以下のとおり。

- ・遠隔手動弁操作機構
- ・S G T耐圧強化ベントライン止め弁用空気ボンベ
- ・S G T耐圧強化ベントライン止め弁操作設備配管・弁

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で

使用する設備のうち、格納容器フィルタベント系は重大事故等対処設備として位置付ける。

現場操作で使用する設備のうち、遠隔手動弁操作機構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分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.5.1)

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）の使用が不可能な場合においても、最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送できる。

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

- ・残留熱代替除去系

最終ヒートシンクに熱を輸送するための設計基準事故対処設備である残留熱除去系と一部兼用しているため、残留熱除去系の使用が不可能な場合を考慮すると使用できない可能性があるが、最終ヒートシンクに熱を輸送する手段として有効である。

- ・耐圧強化ベントライン

耐圧強化ベントラインには格納容器フィルタベント系と異なり放射性物質を低減する機能は無いが、仮に格納容器フィルタベント系が使用不可能な場合において、耐圧強化ベントラインを使用することは最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手段として有効である。

- ・スクラバ容器補給設備

有効性評価の条件下において、格納容器フィルタベント系を使用する場合、事故発生後7日間は、外部からのスクラビング水を補給しなくても、スクラバ容器内に必要となるスクラビング水を保有することができる。

その後の安定状態において、スクラビング水が低下した場合、本設備を用いて外部からスクラビング水を補給することで格納容器フィルタベント系の機能を維持できることから、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止対策として有効である。

- ・可搬式窒素供給装置

有効性評価における原子炉格納容器内の圧力評価により、事故発生後7日間は窒素ガスを供給しなくても原子炉格納容器が負圧破損に至る可能性はない。

その後の安定状態において、サプレッション・プール水の温度が低下し、原子炉格納容器内で発生する水蒸気が減少した場合におい

ても、本設備を用いて原子炉格納容器へ窒素ガスを供給することで原子炉格納容器内の負圧化を回避できることから、原子炉格納容器の負圧破損防止対策として有効である。

(添付資料 1.5.2)

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

i 原子炉補機代替冷却系による除熱

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

原子炉補機代替冷却系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・移動式代替熱交換設備
- ・大型送水ポンプ車
- ・ホース・接続口
- ・原子炉補機冷却系 配管・弁・サージタンク
- ・原子炉補機代替冷却系 配管・弁
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・取水口
- ・取水管
- ・取水槽
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

原子炉補機代替冷却系と併せて設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

なお、全交流動力電源喪失により残留熱除去系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備により緊急用メタクラ（以下「緊急用M/C」という。）を受電した後、緊急用M/Cから非常用高圧母線C系（以下「M/C C系」という。）又は非常用高圧母線D系（以下「M/C D系」という。）へ電源を供給することで残留熱除去系を復旧する。

残留熱除去系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）
- ・残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）

- ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）
- ・常設代替交流電源設備

ii 大型送水ポンプ車による除熱

上記「(a) i 原子炉補機代替冷却系による除熱」の原子炉補機代替冷却系が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、大型送水ポンプ車により原子炉補機冷却系へ直接海水を送水する手段がある。

大型送水ポンプ車による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・大型送水ポンプ車
- ・ホース・接続口
- ・原子炉補機冷却系 配管・弁
- ・原子炉補機代替冷却系 配管・弁
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・取水口
- ・取水管
- ・取水槽
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

大型送水ポンプ車と併せて設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

なお、全交流動力電源喪失により残留熱除去系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備又は、可搬型代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C C系又はM/C D系へ電源を供給することで残留熱除去系を復旧する。

残留熱除去系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）
- ・残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）
- ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）
- ・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と自主対策設備

原子炉補機代替冷却系による除熱で使用する設備のうち、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、ホース・接続口、原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク、原子炉補機代替冷却系配管・弁、残留熱除去系

熱交換器，取水口，取水管，取水槽，常設代替交流電源設備，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。

また，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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

（添付資料 1.5.1）

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

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

- ・大型送水ポンプ車

原子炉補機冷却系の淡水側に直接海水を送水することから，熱交換器の破損や配管の腐食が発生する可能性があるが，大型送水ポンプ車による冷却水供給により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード），残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）が使用可能となれば最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段として有効である。

（添付資料 1.5.2）

c. 手順等

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

これらの手順は，運転員及び緊急時対策要員の対応として，事故時操作要領書（徴候ベース）（以下「EOP」という。），AM設備別操作要領書及び原子力災害対策手順書（以下「EHP」という。）に定める（第 1.5-1 表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.5-2 表，第 1.5-3 表）。

（添付資料 1.5.3）

1.5.2 重大事故等時の手順

1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

a. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、残留熱代替除去系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

(a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{※1}前において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{※2}原子炉格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件が全て成立した場合。

- ・残留熱代替除去系が使用可能^{※3}であること。
- ・原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給が可能であること。

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。

※3：設備に異常がなく、電源及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合。

ii 操作手順

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローは第1.5-2図、第1.5-3図、第1.5-4図、第1.5-5図に、概要図を第1.5-7図に、タイムチャートを第1.5-8図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量を確認し、残留熱代替除去系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて残留熱代替除去系の

系統構成を実施する。(B-RHR熱交バイパス弁の全閉, RHR R HARライン入口止め弁, RHR A-F L S R連絡ライン止め弁, A-RHR注水弁及びB-RHRドライウエル第2スプレー弁の全開操作を実施する。)

- ⑤中央制御室運転員Aは、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備完了を当直副長に報告する。
- ⑥当直副長は、運転員に残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始を指示する。
- ⑦中央制御室運転員Aは、残留熱代替除去ポンプを起動し、RHA Rライン流量調節弁を徐々に開操作した後、RHR A-F L S R連絡ライン流量調節弁及びRHR P C Vスプレー連絡ライン流量調節弁を調整開し、残留熱代替除去系の運転を開始する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去系原子炉注水流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認する。あわせて、原子炉格納容器内へのスプレーが開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去系格納容器スプレー流量指示値の上昇並びに原子炉格納容器内圧力指示値及び温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、残留熱代替除去系による原子炉圧力容器内への注水及び原子炉格納容器内へのスプレーが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑩当直副長は、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力を継続監視し、RHR A-F L S R連絡ライン流量調節弁及びRHR P C Vスプレー連絡ライン流量調節弁にて適宜、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう運転員に指示する。また、状況によりB-RHRドライウエル第2スプレー弁及びRHR P C Vスプレー連絡ライン流量調節弁を全閉、B-RHRトラススプレー弁を全開とすることで、D/WスプレーからS/Cスプレーへ切り替える。

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断した後、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、30分以内で可能である。

(添付資料 1.5.4-1(1))

(b) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保

最終ヒートシンクへ熱を輸送するために残留熱代替除去系の運転を実施する場合、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を確保し、残留熱代替除去系で使用する残留熱除去系熱交換器（B）へ供給する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{※1}前において、残留熱代替除去系を使用する場合。ただし、原子炉注水手段がない場合は、原子炉注水準備を優先する^{※2}。

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：常設設備による注水手段がない場合、又は低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を実施している場合は大量送水車による注水又は補給準備を実施。

ii 操作手順

残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.5-2図、第1.5-3図、第1.5-4図、第1.5-5図に、概要図を第1.5-9図に、タイムチャートを第1.5-10図に示す。

(i) 原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合

ア. 運転員操作

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備のため、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続を依頼する。
- ③^a非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合
中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要なB-RHR熱交冷却水出口弁の電源切り替え操作を実施する。
- ③^b非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合
現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要なB-RHR熱交冷却水出

口弁の電源切り替え操作を実施する。

- ④中央制御室運転員Aは、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
 - ⑤現場運転員B及びCは、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の非管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。
(第1.5-9図参照)
 - ⑥緊急時対策要員は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保のための移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
 - ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始を緊急時対策本部に依頼する。
 - ⑧緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備内の淡水ポンプを起動し、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
 - ⑨当直副長は、運転員に原子炉代替補機冷却系による補機冷却水供給開始を指示する。
 - ⑩中央制御室運転員Aは、B-RHR熱交冷却水出口弁を流量調整のため開度を調整し、当直副長に報告する。(第1.5-9図参照)
- イ. 緊急時対策要員操作（原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保及び原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保手順は、⑦～⑨以外同様）
- ①緊急時対策要員は、緊急時対策本部から第1保管エリア又は第4保管エリアへ移動する。
 - ②緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等の健全性確認を行う。
 - ③緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車を第1保管エリア又は第4保管エリアから取水槽及び原子炉建物近傍屋外に移動させる。
 - ④緊急時対策要員は、可搬型のホースの敷設及び接続を行う。
 - ⑤緊急時対策要員は、電源ケーブルの敷設及び接続を行う。
 - ⑥緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張りに向け系統構成のための弁の開閉操作を行う。
 - ⑦^a原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合
緊急時対策要員は、原子炉補機冷却系による非管理区域側系統

構成を実施する。（第 1.5-9 図参照）

- ⑧^a 原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合
緊急時対策要員は、中央制御室運転員 A と連絡を密にし、移動式熱交換設備の淡水側の水張りのため A H E F B - 西側供給配管止め弁の開操作を行う。
- ⑧^b 原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保の場合
緊急時対策要員は、中央制御室運転員 A と連絡を密にし、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張りのため R C W A H E F 供給配管止め弁の開操作を行う。
- ⑨^a 原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合
緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張り範囲内におけるベント弁の開操作及び A H E F B - 西側戻り配管止め弁の開操作を行い、配管内の空気抜きを実施する。
- ⑨^b 原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保の場合
緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張り範囲内におけるベント弁の開操作及び R C W A H E F 戻り配管止め弁の開操作を行い、配管内の空気抜きを実施する。
- ⑩ 緊急時対策要員は、淡水側の水張り範囲内において漏えいのないことを確認する。
- ⑪ 緊急時対策要員は、ガスタービン発電機の起動により移動式代替熱交換設備への受電を確認する。

(ii) 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

ア. 運転員操作

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備開始を指示する。
- ② 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備のため、大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続を依頼する。
- ③^a 非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合
中央制御室運転員 A は、非常用コントロールセンタ切替盤にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な B - R H R 熱交冷却水出口弁の電源切り替え操作を実施する。
- ③^b 非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合
現場運転員 B 及び C は、S A 電源切替盤にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な B - R H R 熱交冷却水出口弁の電源切り替え操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却

水確保に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

- ⑤現場運転員B及びCは、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の非管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。
(第1.5-9図参照)
- ⑥緊急時対策要員は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保のための大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始を緊急時対策本部に依頼する。
- ⑧緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車を起動し、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑨当直副長は、運転員に原子炉代替補機冷却系による補機冷却水供給開始を指示する。
- ⑩中央制御室運転員Aは、B-RHR熱交冷却水出口弁を流量調整のため開度を調整し、当直副長に報告する。(第1.5-9図参照)

イ. 緊急時対策要員操作

- ①緊急時対策要員は、緊急時対策本部から第1保管エリア又は第4保管エリアへ移動する。
- ②緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車等の健全性確認を行う。
- ③緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車等を第1保管エリア又は第4保管エリアから取水槽近傍屋外に移動させる。
- ④緊急時対策要員は、ホースの敷設及び接続を行う。
- ⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部及び当直長に大型送水ポンプ車による補機冷却水確保の準備が完了したことを報告する。
- ⑥緊急時対策要員は、中央制御室運転員Aと連絡を密にし、RCW B-AHEF西側供給配管止め弁、RCW B-AHEF西側戻り配管止め弁、AHEF B-西側供給配管止め弁及びAHEF B-西側戻り配管止め弁の全開並びに大型送水ポンプ車を起動し、補機冷却水の供給を行う。
- ⑦緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車の吐出圧力にて必要流量が確保されていることを確認する。
- ⑧緊急時対策要員は、ホース等の海水通水範囲について漏えいの無いことを確認する。
- ⑨緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車の運転状態を継続して監

視する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

- ・原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 4 名及び緊急時対策要員 15 名にて作業を実施した場合、運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 40 分以内、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間 20 分以内で可能である。
- ・原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 4 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合、運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 40 分以内、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 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、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 1.5.4-1(2)(3))

(2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合）

a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

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

また、格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa [gage]（1Pd）未満、原子炉格納容器内の温度 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁を全閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、NGC 非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁は、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

(a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{※1}前において、原子炉格納容器内の冷却を実施しても、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（245kPa[gage]）以下に維持できない場合。

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

ii 操作手順

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.5-2図に、概要図を第1.5-11図に、タイムチャートを第1.5-12図及び第1.5-13図に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合、手順⑫以外は同様)]

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、格納容器フィルタベント系によるウェットウェル（以下「W/W」という。）側から

の格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する（W/W側からの格納容器ベントができない場合は、ドライウェル（以下「D/W」という。）側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。

- ② 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの準備開始を報告する。
- ③ ^a非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合
中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤にて、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系の電動弁の電源切り替え操作を実施する。
- ③ ^b非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合
現場運転員B及びCは、S A電源切替盤にて、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系の電動弁の電源切り替え操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。
- ⑥ 中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の確認として、格納容器隔離信号が発生している場合は、格納容器隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦ 中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の系統構成として、S G T N G C連絡ライン隔離弁、S G T N G C連絡ライン隔離弁後弁、S G T 耐圧強化ベントライン止め弁、S G T 耐圧強化ベントライン止め弁後弁、N G C 常用空調換気入口隔離弁、N G C 常用空調換気入口隔離弁後弁の全閉及びS G T F C V S 第1ベントフィルタ入口弁の全開を確認後、N G C 非常用ガス処理入口隔離弁を全開し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。N G C 非常用ガス処理入口隔離弁の開操作が出来ない場合は、N G C 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。
- ⑧ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。

- ⑨ 当直副長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位に関する情報収集を適宜行い、当直長に報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位、並びに原子炉建物内の水素濃度に関する情報を緊急時対策本部に報告する。
- ⑩ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの開始を緊急時対策本部に報告する。
- ⑪ 当直副長は、以下のいずれかの条件に到達したことを確認し、運転員に格納容器ベント開始を指示する。
- ・外部水源を用いた原子炉格納容器スプレイを実施中に、サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋約 1.3m に到達した場合
 - ・原子炉格納容器内の圧力が 348kPa[gage]に到達した場合において、外部水源を用いた原子炉格納容器スプレイが実施できない場合。
- ⑫ ^aW/Wベントの場合
中央制御室運転員Aは、NGC N2 トーラス出口隔離弁の全開操作により、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを開始する。
- ⑫ ^bD/Wベントの場合
中央制御室運転員Aは、NGC N2 ドライウェル出口隔離弁の全開操作により、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを開始する。
- ⑬ 中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを、原子炉格納容器内の圧力指示値の低下、並びに第1ベントフィルタスクラバ容器温度指示値の上昇により確認するとともに、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑭ 中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。
- ⑮ 当直副長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内に水素・酸素濃度制

御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度 171°C未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁の全閉操作を実施し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止するよう運転員に指示する。

- ⑯ 中央制御室運転員Aは、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁の全閉操作を実施し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止する。
- ⑰ 当直副長は、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、NGC 非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁の全閉操作を実施するよう運転員に指示する。
- ⑱ 中央制御室運転員Aは、NGC 非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁の全閉操作を実施する。

iii 操作の成立性

格納容器ベント準備開始を判断してから、格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

- ・中央制御室からのNGC 非常用ガス処理入口隔離弁操作の場合
中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、45分以内で可能である。

格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員及び想定時間は以下のとおり。

- ・中央制御室からのNGC N2 トーラス出口隔離弁操作の場合
中央制御室運転員1名にて作業した場合、10分以内で可能である。
- ・中央制御室からのNGC N2 ドライウェル出口隔離弁操作の場合
中央制御室運転員1名にて作業した場合、10分以内で可能である。

【W/Wベントの場合】

格納容器ベント移行条件到達後、NGC 非常用ガス処理入口隔離弁操作を中央制御室及び現場にて実施した場合、45分以内で可能である。また、格納容器ベント基準到達後、NGC N2 トーラス出口隔離弁操作を中央制御室にて実施した場合、10分以内で可能である。

【D/Wベントの場合】

格納容器ベント移行条件到達後、NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作を中央制御室及び現場にて実施した場合、45分以内で可能である。また、格納容器ベント基準到達後、NGC N2ドライウェル出口隔離弁操作を中央制御室にて実施した場合、10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 1.5.4-2(1))

(b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）

第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、輪谷貯水槽（西）を水源とした大量送水車により第1ベントフィルタスクラバ容器へ水張りを実施する。

i 手順着手の判断基準

第1ベントフィルタスクラバ容器水位の水位低警報が発報した場合。

ii 操作手順

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.5-14図に、タイムチャートを第1.5-15図に示す。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を經由して、緊急時対策本部へ第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備開始を依頼する。
- ② 緊急時対策本部は、緊急時対策要員へ第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備開始を指示する。
- ③ 当直副長は、運転員に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備開始を指示する。
- ④ 中央制御室運転員Aは、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備完了を当直副長に報告する。
- ⑤ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑥ 緊急時対策要員は、事前に他の対応手段により設置した第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車の配備及び第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続

口へ送水ホースを接続し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

- ⑦ 緊急時対策本部は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備完了を当直長に報告する。
- ⑧ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水開始を依頼する。
- ⑨ 緊急時対策本部は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車の起動を緊急時対策要員に指示する。
- ⑩ 緊急時対策要員は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車を起動した後、FCVS補給止め弁の全開操作を実施し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による注水が開始されたことを、第1ベントフィルタ格納槽付近（屋外）の計器ラックにて、第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値の上昇により確認し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水を開始したことを報告する。
- ⑪ 緊急時対策本部は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水を開始したことを当直長に報告する。
- ⑫ 当直副長は、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位を監視するよう運転員に指示する。
- ⑬ 中央制御室運転員Aは、第1ベントフィルタスクラバ容器水位にて水位を継続監視する。
- ⑭ 緊急時対策要員は、規定水位に到達したことを確認し、FCVS補給止め弁の全閉とした後、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車を停止し、第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口送水ホースの取外し操作を実施する。
- ⑮ 緊急時対策要員は、緊急時対策本部に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水を停止したことを報告する。
- ⑯ 緊急時対策本部は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水を停止したことを当直長に報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の開始及び完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

輪谷貯水槽（西）から大量送水車を展開した第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制定～大量送水車の配備～送水準備～第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口使用による大量送水車による注水開始まで2時間10分以内、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）完了まで2時間30分以内で可能である。

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

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

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作が可能である。

車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.5.4-2(3))

(c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）

格納容器ベントにより原子炉格納容器内から排気されたガスが格納容器フィルタベント系の配管内及び第1ベントフィルタスクラバ容器内で凝縮し、その凝縮水が第1ベントフィルタスクラバ容器に溜まることで第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断した場合は、格納容器フィルタベント系機能維持のため第1ベントフィルタスクラバ容器の排水を実施する。

i 手順着手の判断基準

第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断した場合。

ii 操作手順

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）手順は以下のとおり。概要図を第1.5-16図に、タイムチャートを第1.5-17図示す。

① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員へ第1ベント

- フィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員Aは、ドレン移送ポンプ、FCVS第1ベントフィルタスクラバ容器1次ドレン弁、FCVSドレン移送ライン連絡弁の電源が確保されていることを状態表示にて確認し、FCVS第1ベントフィルタスクラバ容器1次ドレン弁及びFCVSドレン移送ライン連絡弁の全開操作を実施する。
 - ③ 中央制御室運転員Aは、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）系統構成完了を当直副長に報告する。
 - ④ 当直副長は、運転員へ第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）の開始を指示する。
 - ⑤ 中央制御室運転員Aは、ドレン移送ポンプの起動操作を実施し、第1ベントフィルタスクラバ容器からの排水が開始されたことを第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値の低下により確認する。
その後、通常水位に到達した事を確認し、ドレン移送ポンプを停止し、FCVS第1ベントフィルタスクラバ容器1次ドレン弁及びFCVSドレン移送ライン連絡弁を全閉操作する。
 - ⑥ 中央制御室運転員Aは、当直副長に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）の完了を報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）完了まで2時間20分以内で可能である。

(添付資料 1.5.4-2(4))

(d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーシ

格納容器ベント停止後において、スクラビング水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出する。また、第1ベントフィルタスクラバ容器上流側の残留蒸気凝縮により第1ベントフィルタスクラバ容器上流側配管内が負圧となることにより、スクラビング水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパーシを実施する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{*1}前において、格納容器ベント移行条件^{*2}に達した場合。

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（C

AMS) が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃ 以上を確認した場合。

※2: 原子炉格納容器内の圧力が 245kPa [gage] に到達した場合に格納容器ベント準備を開始する。

ii 操作手順

格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズ手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.5-18図に、タイムチャートを第1.5-19図に示す。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由し、緊急時対策本部に格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの準備開始を依頼する。
- ② 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの準備開始を指示する。
- ③ 緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）へ可搬式窒素供給装置、第1ベントフィルタ出口水素濃度を配備し送気ホース等を接続口へ取り付けるとともに、FCVS排気ラインドレン排出弁を全閉操作し、格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの準備完了を緊急時対策本部へ報告する。
- ④ 緊急時対策本部は、格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの準備完了を当直長に報告する。
- ⑤ 当直副長は、運転員に格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの系統構成開始を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの系統構成として、NGC N2 トーラス出口隔離弁及びNGC N2 ドライウェル出口隔離弁の全閉確認、並びにSGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁の全開を確認し、格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの系統構成完了を当直副長に報告する。
- ⑦ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に窒素ガスパーズの開始を依頼する。
- ⑧ 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に窒素ガスパーズの開始を指示する。
- ⑨ 緊急時対策要員は、可搬式窒素供給装置を起動した後、FCVS窒素ガス補給元弁の開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に窒素ガスパーズを開始したことを報告する。
- ⑩ 緊急時対策本部は、窒素ガスパーズを開始したことを当直長に報

告するとともに、緊急時対策要員に水素濃度測定のための第1ベントフィルタ出口水素濃度の起動を指示する。

- ⑪ 緊急時対策要員は、第1ベントフィルタ出口水素濃度の起動を実施するとともに、緊急時対策本部に第1ベントフィルタ出口水素濃度の起動完了を報告する。
- ⑫ 緊急時対策本部は、第1ベントフィルタ出口水素濃度の起動完了を当直長に報告するとともに、第1ベントフィルタスクラバ容器内の圧力及び第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視を依頼する。
- ⑬ 当直副長は、運転員に第1ベントフィルタスクラバ容器内の圧力及び第1ベントフィルタ出口水素濃度を監視するよう指示する。
- ⑭ 中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器内圧力指示値により、第1ベントフィルタスクラバ容器内の圧力が正圧であることを確認する。また、第1ベントフィルタ出口水素濃度が許容濃度以下まで低下したことを確認し、当直副長に報告する。
- ⑮ 中央制御室運転員Aは、第1ベントフィルタスクラバ容器内の圧力及び第1ベントフィルタ出口水素濃度を継続して監視する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズ開始まで2時間以内で可能である。

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

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

車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料1.5.4-2(5), 1.5.4-2(6))

(e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）によりスクラビング水に含まれる薬液が排水されることでスクラビング水のpH値が規定値よりも低くなることを防止するため薬液を補給する。

i 手順着手の判断基準

排気ガスの凝縮水により、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断し、排水を行った場合。

ii 操作手順

第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整の手順は以下のとおり。概要図を第1.5-20図に、タイムチャートを第1.5-21図に示す。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員へスクラビング水のpH測定、第1ベントフィルタスクラバ容器水位測定及び薬液補給の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員Aは、スクラバ水pH指示値により確認したpH値及び第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値により確認した水位を当直副長に報告する。
- ③ 当直副長は、運転員に第1ベントフィルタスクラバ容器への薬液補給の開始を指示する。
- ④ 中央制御室運転員Aは、薬液補給のためFCVS薬品注入タンク出口弁及びFCVS循環ライン止め弁を全開操作し、ドレン移送ポンプを起動、所定量の薬液を補給する。薬液補給完了後は、薬液が均一になるよう循環運転を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤のスクラバ水pH指示値及び第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値によりスクラビング水のpH値及び水位を確認するとともに、スクラビング水のpH値が規定値であることを確認し、薬液補給の完了を当直副長に報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからスクラバ容器スクラビング水pH調整開始まで15分以内で可能である。

(添付資料 1.5.4-2(7))

b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷^{※1}前において、格納容器ベント移行条件^{※2}に達した場合。

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：原子炉格納容器内の圧力が245kPa[gage]に到達した場合に格納容器ベント準備を開始する。

(b) 操作手順

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順は以下のとおり。概要図を第1.5-22図に、タイムチャートを第1.5-23図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給のための可搬式窒素供給装置の準備を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に可搬式窒素供給装置の準備を指示する。
- ③緊急時対策要員は、原子炉建物近傍に可搬式窒素供給装置を移動させる。
- ④緊急時対策要員は、窒素ガス代替注入系配管に可搬式窒素供給装置を接続する。
- ⑤緊急時対策要員は、原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑥当直長は、当直副長からの依頼に基づき、サプレッション・プール水温度指示値が104℃になる前に、緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始するよう依頼する。また、緊急時対策本部は緊急時対策要員に窒素ガス供給を開始するよう指示する。
- ⑦緊急時対策要員は、可搬式窒素供給装置を起動した後、ANI代替窒素供給ライン元弁（D/W側）又はANI代替窒素供給ライン元弁（S/C側）の全開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始

したことを報告する。

⑧緊急時対策本部は、原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを当直長へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始まで2時間以内で可能である。

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

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

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.5.4-3)

c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベントラインにより最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

また、格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa [gage]（1Pd）未満、原子炉格納容器内の温度 171°C 未満及び原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁を全閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、NGC 非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁は、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

(a) 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{※1}前において、原子炉格納容器内の冷却を実施しても、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（245kPa[gage]）以下に維持できない場合で、格納容器フィルタベント系が機能喪失^{※2}した場合。

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300°C以上を確認した場合。

※2：「格納容器フィルタベント系が機能喪失」とは、設備に故障が発生した場合。

ii 操作手順

耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.5-2図に、概要図を第1.5-24図に、タイムチャートを第1.5-25図及び第1.5-26図に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合、手順⑬以外は同様)]

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、耐圧強化ベントラインによるW/W側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員

- に指示する（W/W側からの格納容器ベントができない場合は、D/W側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に耐圧強化ベントラインによる除熱準備開始を報告する。
 - ③中央制御室運転員Aは、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
 - ④中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の確認として、格納容器隔離信号が発生している場合は、格納容器隔離信号の除外操作を実施する。
 - ⑤中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の系統構成として、非常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止し、A-非常用ガス処理系出口弁、B-非常用ガス処理系出口弁、SGT NGC連絡ライン隔離弁、SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁、NGC常用空調換気入口隔離弁及びNGC常用空調換気入口隔離弁後弁の全閉を確認する。
 - ⑥中央制御室運転員Aは、SGT耐圧強化ベントライン止め弁操作用空気供給弁の全開操作を実施し、SGT耐圧強化ベントライン止め弁の駆動源を確保する。
 - ⑦中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の系統構成として、SGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁の全閉、SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁及びNGC非常用ガス処理入口隔離弁の全開操作を実施する。NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作が出来ない場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開する。
 - ⑧中央制御室運転員Aは、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。
 - ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。
 - ⑩当直副長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位に関する情報収集を適宜行い、当直長に報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位に関する情報を緊急時対策本部に報告する。
 - ⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントの開始を緊急時対策本部に報告する。
 - ⑫当直副長は、以下のいずれかの条件に到達したことを確認し、運転員に格納容器ベント開始を指示する。
 - ・外部水源を用いた原子炉格納容器スプレイを実施中に、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+約 1.3m に到達した場合
 - ・原子炉格納容器内の圧力が 348kPa [gage] に到達した場合において、

外部水源を用いた原子炉格納容器スプレイが実施できない場合。

⑬^a W/Wベントの場合

中央制御室運転員Aは、NGC N2 トーラス出口隔離弁の全開操作により、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントを開始する。

⑬^b D/Wベントの場合

中央制御室運転員Aは、NGC N2 ドライウェル出口隔離弁の全開操作により、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントを開始する。

⑭中央制御室運転員Aは、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントが開始されたことを、原子炉格納容器内の圧力指示値の低下、並びに非常用ガス処理系モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑮当直副長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内に水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力427kPa [gage] (1Pd)未満、原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁の全閉操作を実施し、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントを停止するよう運転員に指示する。

⑯中央制御室運転員Aは、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁の全閉操作を実施し、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントを停止する。

⑰当直副長は、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁の全閉操作を実施するよう運転員に指示する。

⑱中央制御室運転員Aは、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁の全閉操作を実施する。

iii 操作の成立性

格納容器ベント準備開始を判断してから、格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

- ・中央制御室からのSGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁，SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁，SGT耐圧強化ベントライン止め弁及びNGC非常用ガス処理入口隔離弁操作の場合
中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合，20分以内で可能である。

格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員及び想定時間は以下のとおり。

- ・中央制御室からのNGC N2トラス出口隔離弁操作の場合
中央制御室運転員1名にて作業した場合，10分以内で可能である。
- ・中央制御室からのNGC N2ドライウェル出口隔離弁操作の場合
中央制御室運転員1名にて作業した場合，10分以内で可能である。

【W/Wベントの場合】

格納容器ベント移行条件到達後，SGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁，SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁，SGT耐圧強化ベントライン止め弁及びNGC非常用ガス処理入口隔離弁操作を中央制御室にて実施した場合，20分以内で可能である。また，格納容器ベント基準到達後，NGC N2トラス出口隔離弁操作を中央制御室にて実施した場合，10分以内で可能である。

【D/Wベントの場合】

格納容器ベント移行条件到達後，SGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁，SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁，SGT耐圧強化ベントライン止め弁及びNGC非常用ガス処理入口隔離弁操作を中央制御室にて実施した場合，20分以内で可能である。また，格納容器ベント基準到達後，NGC N2ドライウェル出口隔離弁操作を中央制御室にて実施した場合，10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 1.5.4-4(1))

(b) 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパーズ

格納容器ベント停止後において，耐圧強化ベントラインに水素ガスが滞留しないよう，耐圧強化ベントラインの窒素ガスによるパーズを実施する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{※1}前において，格納容器ベント移行条件^{※2}に達した場合。

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2: 原子炉格納容器内の圧力が245kPa[gage]に到達した場合に格納容器ベント準備を開始する。

ii 操作手順

耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパーズ手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.5-27図に、タイムチャートを第1.5-28図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由し、緊急時対策本部に耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパーズの準備開始を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパーズの準備開始を指示する。
- ③緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）へ可搬式窒素供給装置を配備し送気ホース等を接続口へ取り付け、耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパーズの準備完了を緊急時対策本部へ報告する。
- ④緊急時対策本部は、耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパーズの準備完了を当直長に報告する。
- ⑤当直副長は、運転員に耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパーズの系統構成開始を指示する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパーズの系統構成として、NGC N2 トーラス出口隔離弁、NGC N2 ドライウェル出口隔離弁、SGT FCVS 第1ベントフィルタ入口弁の全閉確認、SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁の全開確認及びNGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁の全開を確認し、耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパーズの系統構成完了を当直副長に報告する。
- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に窒素ガスパーズの開始を依頼する。
- ⑧緊急時対策本部は、緊急時対策要員に窒素ガスパーズの開始を指示する。
- ⑨緊急時対策要員は、可搬式窒素供給装置を起動した後、FCVS窒素ガス補給元弁の開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に窒素ガスパーズを開始したこ

とを報告する。

⑩緊急時対策本部は、窒素ガスパーズを開始したことを当直長に報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 4 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパーズ開始まで 2 時間以内で可能である。

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

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

車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.5.4-4(3))

- (3) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合）
- a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

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

また、格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa [gage]（1Pd）未満、原子炉格納容器内の温度 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁を全閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、NGC 非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁については、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

全交流動力電源喪失時は、現場手動にて系統構成を行う。

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

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{※1}前において、全交流動力電源喪失時に、早期の電源復旧が見込めず、原子炉格納容器内の冷却を実施しても、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（245kPa[gage]）以下に維持できない場合。

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

ii 操作手順

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.5-2図に、概要図を第1.5-29図に、タイムチャートを第1.5-30図及び第1.5-31図に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合、手順⑫以外は同様)]

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、格納容器フィルタベント系によるW/W側からの格納容器ベント準備を開始するよう運転員に指示する(W/W側からの格納容器ベントができない場合は、D/W側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する)。
- ② 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの準備開始を報告する。
- ③ 中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な監視計器の電源が確保されていることを確認する。
- ④ 中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の系統構成として、S G T N G C連絡ライン隔離弁、S G T N G C連絡ライン隔離弁後弁、S G T 耐圧強化ベントライン止め弁、S G T 耐圧強化ベントライン止め弁後弁、N G C 常用空調換気入口隔離弁、N G C 常用空調換気入口隔離弁後弁の全閉及びS G T F C V S 第1ベントフィルタ入口弁の全開を確認する。
- ⑥ 現場運転員B及びCは、N G C 非常用ガス処理入口隔離弁を遠隔手動弁操作機構による操作で全開とする。N G C 非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、N G C 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作機構にて全開とする。
- ⑦ 中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。
- ⑧ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑨ 当直副長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位に関する情報収集を適宜行い、当直長に報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位に関する情報を緊急時対策本部に報告する。
- ⑩ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの開始を緊急時対策本部に報告する。
- ⑪ 当直副長は、以下のいずれかの条件に到達したことを確認し、運転員に格納容器ベント開始を指示する。
 - ・外部水源を用いた原子炉格納容器スプレイを実施中に、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+約 1.3m に到達した場合

- ・原子炉格納容器内の圧力が 348kPa [gage] に到達した場合において、外部水源を用いた原子炉格納容器スプレイが実施できない場合。

⑫ ^a W/Wベントの場合

現場運転員B及びCは、NGC N2 トーラス出口隔離弁を遠隔手動弁操作機構による操作で全開とし、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント操作を開始する。

⑫ ^b D/Wベントの場合

現場運転員B及びCは、NGC N2 ドライウェル出口隔離弁を遠隔手動弁操作機構による操作で全開とし、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント操作を開始する。

- ⑬ 中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを、原子炉格納容器内の圧力指示値の低下、並びに第1ベントフィルタスクラバ容器圧力及びスクラバ容器温度指示値の上昇により確認するとともに、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

- ⑭ 中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。

- ⑮ 当直副長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁を全閉するよう運転員に指示する。

- ⑯ 中央制御室運転員Aは、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁の全閉操作を実施する。

- ⑰ 当直副長は、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が

更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全閉するよう運転員に指示する。

- ⑱ 中央制御室運転員Aは、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁の全閉操作を実施する。

iii 操作の成立性

格納容器ベント準備開始を判断してから格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

- ・現場からのNGC非常用ガス処理入口隔離弁操作の場合

中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、1時間20分以内で可能である。

格納容器ベント判断基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

- ・現場からのNGC N₂ トーラス出口隔離弁操作の場合

現場運転員2名にて作業を実施した場合、1時間30分以内で可能である。

- ・現場からのNGC N₂ ドライウェル出口隔離弁操作の場合

現場運転員2名にて作業を実施した場合、1時間30分以内で可能である。

【W/Wベントの場合】

格納容器ベント移行条件到達後、NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作を現場にて実施した場合、1時間20分以内で可能である。また、格納容器ベント基準到達後、NGC N₂ トーラス出口隔離弁操作を現場にて実施した場合、1時間30分以内で可能である。（総要員数：中央制御室運転員1名、現場運転員2名、総想定時間：2時間50分以内）

【D/Wベントの場合】

格納容器ベント移行条件到達後、NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作を現場にて実施した場合、1時間20分以内で可能である。また、格納容器ベント基準到達後、NGC N₂ ドライウェル出口隔離弁操作を現場にて実施した場合、1時間30分以内で可能である。（総要員数：中央制御室運転員1名、現場運転員2名、総想定時間：2時間50分以内）

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。

遠隔手動弁操作機構の操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

また、作業エリアにはバッテリー内蔵型LED照明を配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保しているが、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行する。

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.5.4-2(2))

(b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)

第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、第1ベントフィルタスクラバ容器補給水ラインから第1ベントフィルタスクラバ容器へ水張りを実施する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(2)a.(b)第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)」の操作手順と同様である。

(c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)

格納容器ベントにより原子炉格納容器内から排気されたガスが格納容器フィルタベント系の配管内及び第1ベントフィルタスクラバ容器内で凝縮し、その凝縮水が第1ベントフィルタスクラバ容器に溜まることで、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断した場合は、格納容器フィルタベント系機能維持のため第1ベントフィルタスクラバ容器の排水を実施する。

ドレン移送ポンプ及び電動弁の電源は、代替交流電源設備から受電可能である。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(2)a.(c)第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)」の操作手順と同様である。

(d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ

格納容器ベント停止後において、スクラビング水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出する。また、第1ベントフィルタスクラバ容器上流側の残留蒸気凝縮により第1ベントフィルタスクラバ容器上流側配管内が負圧となることにより、スクラビング水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(2)a.(d)格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ」の操作手順と同様である。

(e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)によりスクラビング水に含まれる薬液が排水されることでスクラビング水のpH値が規定値よりも低くなることを防止するため薬液を補給する。

ドレン移送ポンプ及び電動弁の電源は、代替交流電源設備から受電可能である。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(2)a.(e)第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整」の操作手順と同様である。

b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(2)b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給」の操作手順と同様である。

c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベントラインにより最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

また、格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa [gage]（1 Pd）未満、原子炉格納容器内の温度 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁を全閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、NGC 非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁については、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

全交流動力電源喪失時は、現場手動にて系統構成を行う。

(a) 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{※1}前において、全交流動力電源喪失時に、早期の電源復旧が見込めず、原子炉格納容器内の冷却を実施しても、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（245kPa [gage]）以下に維持できない場合で、格納容器フィルタベント系が機能喪失^{※2}した場合。

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：「格納容器フィルタベント系が機能喪失」とは、設備に故障が発生した場合。

ii 操作手順

耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.5-2図に、概要図を第1.5-

32 図に、タイムチャートを第 1.5-33 図及び第 1.5-34 図に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合、手順⑩以外は同様)]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、耐圧強化ベントラインによるW/W側からの格納容器ベント準備を開始するよう運転員に指示する（W/W側からの格納容器ベントができない場合は、D/W側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に耐圧強化ベントラインによる除熱準備開始を報告する。
- ③中央制御室運転員Aは、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントに必要な監視計器の電源が確保されていることを確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の系統構成として、SGT NGC連絡ライン隔離弁、SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁、NGC常用空調換気入口隔離弁、NGC常用空調換気入口隔離弁後弁の全閉を確認する。
- ⑤現場運転員B及びCは、格納容器ベント前の系統構成として、SGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁を遠隔手動操作機構による操作で全閉とする。
- ⑥現場運転員D及びEは、格納容器ベント前の系統構成として、A-非常用ガス処理系出口弁及びB-非常用ガス処理系出口弁の全閉操作及びSGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁の全開操作を実施する。
- ⑦現場運転員B及びCは、格納容器ベント前の系統構成として、SGT耐圧強化ベントライン止め弁操作作用電磁弁排気止め弁の全閉操作及びSGT耐圧強化ベントライン止め弁操作作用バイパスライン空気供給弁の全開操作を実施し、SGT耐圧強化ベントライン止め弁を全開する。また、直流電源が健全である場合は、SGT耐圧強化ベントライン止め弁操作作用空気供給弁を現場で手動開し、SGT耐圧強化ベントライン止め弁を中央制御室の操作にて全開する手段がある。
- ⑧中央制御室運転員Aは、SGT耐圧強化ベントライン止め弁の全開確認を実施する。
- ⑨現場運転員B及びCは、格納容器ベント前の系統構成として、NGC非常用ガス処理入口隔離弁を遠隔手動弁操作機構による操作で全開とする。NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作機構にて全開とする。
- ⑩中央制御室運転員Aは、耐圧強化ベントラインによる格納容器

ベント準備完了を当直副長に報告する。

- ⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑫当直副長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位に関する情報収集を適宜行い、当直長に報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位に関する情報を緊急時対策本部に報告する。
- ⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントの開始を緊急時対策本部に報告する。
- ⑭当直副長は、以下のいずれかの条件に到達したことを確認し、運転員に耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント開始を指示する。
- ・外部水源を用いた原子炉格納容器スプレイを実施中に、サブレーション・プール水位指示値が通常水位＋約 1.3m に到達した場合
 - ・原子炉格納容器内の圧力が 348kPa [gage] に到達した場合において、外部水源を用いた原子炉格納容器スプレイが実施できない場合。
- ⑮^a W/Wベントの場合
現場運転員B及びCは、NGC N2 トーラス出口隔離弁を遠隔手動弁操作機構による操作で全開とし、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント操作を開始する。
- ⑮^b D/Wベントの場合
現場運転員B及びCは、NGC N2 ドライウェル出口隔離弁を遠隔手動弁操作機構による操作で全開とし、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント操作を開始する。
- ⑯中央制御室運転員Aは、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントが開始されたことを、原子炉格納容器内の圧力指示値の低下、並びに非常用ガス処理系モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑰当直副長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の

圧力 427kPa [gage] (1Pd) 未満, 原子炉格納容器内の温度 171℃ 未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより, NGC N2 トーラス出口隔離弁又は NGC N2 ドライウェル出口隔離弁を全閉するよう運転員に指示する。

⑱中央制御室運転員Aは, NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁の全閉操作を実施する。

⑲当直副長は, NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁を全閉後, 原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等, より安定的な状態になった場合は, NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全閉するよう運転員に指示する。

⑳中央制御室運転員Aは, NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁の全閉操作を実施する。

iii 操作の成立性

格納容器ベント準備開始を判断してから格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

- ・現場からのSGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁, SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁, SGT耐圧強化ベントライン止め弁及びNGC非常用ガス処理入口隔離弁操作の場合
中央制御室運転員1名及び現場運転員4名にて作業を実施した場合, 2時間30分以内で可能である。

格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員及び想定時間は以下のとおり。

- ・現場からのNGC N2 トーラス出口隔離弁操作の場合
現場運転員2名にて作業を実施した場合, 1時間30分以内で可能である。
- ・現場からのNGC N2 ドライウェル出口隔離弁操作の場合
現場運転員2名にて作業した場合, 1時間30分以内で可能である。

【W/Wベントの場合】

格納容器ベント移行条件到達後, SGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁, SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁, SGT耐圧強化ベントライン止め弁及びNGC非常用ガス処理入口隔離弁操作を現場にて実施した場合, 2時間30分以内で可能である。また, 格納容器ベント基準到達後, NGC N2 トーラス出口隔離弁操作を現場にて実施した場合, 1時間30分以内で可能である。(総要員数: 中央制御室運転員1名, 現場運転員4名, 総想定時間: 4時間以内)

【D/Wベントの場合】

格納容器ベント移行条件到達後，SGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁，SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁，SGT耐圧強化ベントライン止め弁及びNGC非常用ガス処理入口隔離弁操作を現場にて実施した場合，2時間30分以内で可能である。また，格納容器ベント基準到達後，NGC N2ドライウェル出口隔離弁操作を現場にて実施した場合，1時間30分以内で可能である。（総要員数：中央制御室運転員1名，現場運転員4名，総想定時間：4時間以内）

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。

遠隔手動弁操作機構の操作については，操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため，容易に実施可能である。

また，作業エリアにはバッテリー内蔵型LED照明を配備しており，建物内常用照明消灯時における作業性を確保しているが，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行する。

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.5.4-4(2))

(b) 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージ

格納容器ベント停止後において，耐圧強化ベントラインに水素ガスが滞留しないよう，耐圧強化ベントラインの窒素ガスによるパージを実施する。

なお，操作手順については，「1.5.2.1(2)c.(b)耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージ」の操作手順と同様である。

(4) 重大事故等発生時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.5-41図に示す。

残留熱除去系の機能喪失時において，原子炉補機代替冷却系の設置が完了し，残留熱代替除去系が起動できる場合は，残留熱代替除去系による原子炉格納容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保を実施する際の接続口の選択は，緊急時対策要員による操作対象弁が少ないものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。

優先①：原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保（操作対象弁2弁）

優先②：原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保（操作対象弁4弁）

残留熱代替除去系による原子炉格納容器の除熱が出来ない場合は、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の除熱を実施する。格納容器フィルタベント系が機能喪失した場合は耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の除熱を実施する。

格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントは、弁の駆動電源及び空気源がない場合、現場での手動操作を行う。

なお、格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベントラインを用いて、格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるW/Wを経由する経路を第一優先とする。W/Wベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/Wを経由して第1ベントフィルタスクラバ容器を通る経路を第二優先とする。

1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

a. 原子炉補機代替冷却系による除熱

原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合、残留熱除去系を使用した発電用原子炉からの除熱、原子炉格納容器内の除熱及び燃料プールの除熱ができなくなるため、原子炉補機代替冷却系を用いた除熱のため、原子炉補機冷却系の系統構成を行い、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系の電源が確保されている場合に、冷却水通水確認後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）を起動し、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却系の故障又は全交流動力電源の喪失により原子炉補機冷却系を使用できない場合。ただし、原子炉注水手段がない場合は、原子炉注水準備を優先する*。

※: 常設設備による注水手段がない場合、又は低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を実施している場合は大量送水車による注水又は補給準備を実施。

(b) 操作手順

原子炉補機代替冷却系による除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.5-6 図に、概要図を第 1.5-35 図に、タイムチャートを第 1.5-36 図に示す。

(i) 原子炉建物西側接続口または原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保の場合

ア. 運転員操作

(本手順はB系使用の場合であり、A系使用時についても同様である。)

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉補機代替冷却系による除熱の準備開始を指示する。
- ② 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉補機代替冷却系による除熱の準備のため、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続を依頼する。
- ③^a 非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合
中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要なB-RHR熱交冷却水出口弁の電源切り替え操作を実施する。

- ③^b非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合
現場運転員B及びCは、S A電源切替盤にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要なB-R HR 熱交冷却水出口弁の電源切り替え操作を実施する。
- ④中央制御室運転員Aは、原子炉補機代替冷却系による除熱に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤現場運転員B及びCは、原子炉補機代替冷却系による除熱の非管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。(第1.5-35 図参照)
- ⑥現場運転員D及びEは、原子炉補機代替冷却系による除熱の管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。(第1.5-35 図参照)
- ⑦緊急時対策要員は、原子炉補機代替冷却系による除熱のための移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始を緊急時対策本部に依頼する。
- ⑨緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備内の淡水ポンプを起動し、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑩当直副長は、運転員に原子炉代替補機冷却系による補機冷却水供給開始を指示する。
- ⑪中央制御室運転員Aは、B-R HR 熱交冷却水出口弁を流量調整のため開度を調整し、当直副長に報告する。(第1.5-35 図参照)

イ. 緊急時対策要員操作

- ① 緊急時対策要員は、緊急時対策本部から第1保管エリア又は第4保管エリアへ移動する。
- ② 緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等の健全性確認を行う。
- ③ 緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等を第1保管エリア又は第4保管エリアから取水槽及び原子炉建物近傍屋外に移動させる。
- ④ 緊急時対策要員は、可搬型のホースの敷設及び接続を行う。
- ⑤ 緊急時対策要員は、電源ケーブルの敷設及び接続を行う。
- ⑥ 緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張りに向

け系統構成のための弁の開閉操作を行う。

- ⑦ 緊急時対策要員は、中央制御室運転員Aと連絡を密にし、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張りのためA H E F B ー供給配管止め弁の開操作を行う。
- ⑧ 緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張り範囲内におけるベント弁の開操作及びA H E F B ー戻り配管止め弁の開操作を行い、配管内の空気抜きを実施する。
- ⑨ 緊急時対策要員は、淡水側の水張り範囲内において漏えいのないことを確認する。
- ⑩ 緊急時対策要員は、ガスタービン発電機の起動により移動式代替熱交換設備への受電を確認する。
- ⑪ 緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の海水側の水張りに向け系統構成のための弁の開閉操作を行う。
- ⑫ 緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の海水側の水張りのため大型送水ポンプ車を起動させる。
- ⑬ 緊急時対策要員は、海水側の水張り範囲内におけるベント弁の開操作を行い、配管内の空気抜きを実施する。
- ⑭ 緊急時対策要員は、海水側の水張り範囲内において漏えいのないことを確認する。
- ⑮ 緊急時対策要員は、緊急時対策本部及び当直長に移動式代替熱交換設備による除熱の準備が完了したことを報告する。
- ⑯ 緊急時対策要員は、中央制御室運転員Aと連絡を密にし、移動式代替熱交換設備内の淡水ポンプを起動し、補機冷却水の供給を行う。
- ⑰ 緊急時対策要員は、熱交換器ユニット流量調整弁の開操作を行い、淡水ポンプ出口圧力指示計が規定圧力となるよう開度を調整する。
- ⑱ 緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の運転状態を継続して監視する。

(ii) 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

ア. 運転員操作

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備開始を指示する。
- ② 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備のため、大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続を依頼する。
- ③^a 非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合

中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要なB-RHR熱交冷却水出口弁の電源切り替え操作を実施する。

- ③^b非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合
現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要なB-RHR熱交冷却水出口弁の電源切り替え操作を実施する。
- ④中央制御室運転員Aは、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤現場運転員B及びCは、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の非管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。(第1.5-9図参照)
- ⑥現場運転員D及びEは、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。(第1.5-9図参照)
- ⑦緊急時対策要員は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保のための大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始を緊急時対策本部に依頼する。
- ⑨緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車を起動し、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑩当直副長は、運転員に原子炉代替補機冷却系による補機冷却水供給開始を指示する。
- ⑪中央制御室運転員Aは、B-RHR熱交冷却水出口弁を流量調整のため開度を調整し、当直副長に報告する。(第1.5-9図参照)

イ. 緊急時対策要員操作

- ①緊急時対策要員は、緊急時対策本部から第1保管エリア又は第4保管エリアへ移動する。
- ②緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車等の健全性確認を行う。
- ③緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車を第1保管エリア又は第4保管エリアから取水槽近傍屋外に移動させる。
- ④緊急時対策要員は、ホースの敷設及び接続を行う。
- ⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部及び当直長に大型送水ポンプ車による補機冷却水確保の準備が完了したことを報告する。

- ⑥緊急時対策要員は、中央制御室運転員Aと連絡を密にし、RCW B-AHEF西側供給配管止め弁、RCW B-AHEF西側戻り配管止め弁、AHEF B-西側供給配管止め弁及びAHEF B-西側戻り配管止め弁の全開並びに大型送水ポンプ車を起動し、補機冷却水の供給を行う。
- ⑦緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車の吐出圧力にて必要流量が確保されていることを確認する。
- ⑧緊急時対策要員は、ホース等の海水通水範囲について漏えいの無いことを確認する。
- ⑨緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車の運転状態を継続して監視する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

- ・原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合、中央制御室運転員1名、現場運転員4名及び緊急時対策要員15名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで1時間40分以内、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで7時間20分以内で可能である。
- ・原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）、中央制御室運転員1名、現場運転員4名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、運転員操作の系統構成完了まで1時間40分以内、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで7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、照明及び通信連絡設備を整備する。

大型送水ポンプ車からのホース接続は、速やかに作業ができるように大型送水ポンプ車の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.5.4-5(1), 1.5.4-5(2))

b. 大型送水ポンプ車による除熱

原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合、残留熱除去系を使用した除熱戦略ができなくなるため、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を確保するが、移動式代替熱交換設備が機能喪失した場合は、原子炉補機冷却系の系統構成を行い、大型送水ポンプ車により、原子炉補機冷却系に海水を注入することで補機冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系の電源が確保されている場合に、冷却水通水確認後、目的に応じた運転モードで残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）を起動し、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却系機能喪失又は全交流動力電源喪失により原子炉補機冷却系が機能喪失した場合で、移動式代替熱交換設備が故障等により使用できない場合。

(b) 操作手順

原子炉補機代替冷却系として使用する大型送水ポンプ車による除熱手順の概要は以下のとおり（原子炉建物南側接続口を使用した原子炉補機代替冷却系 B 系への冷却水送水手順を示す。原子炉建物西側接続口を使用した原子炉補機代替冷却系 A 系への冷却水送水手順も同様）。手順の対応フローを第1.5-6図に、概要図を第1.5-37図に、タイムチャートを第1.5-38図に示す。

i 運転員操作

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に大型送水ポンプ車による除熱の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に大型送水ポンプ車による除熱の準備として、大型送水ポンプ車の配備、ホースの接続を依頼する。
- ③中央制御室運転員 A は、大型送水ポンプ車による除熱に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④現場運転員 B 及び C は、大型送水ポンプ車による除熱の非管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。（第1.5-37図参照）
- ⑤現場運転員 D 及び E は、大型送水ポンプ車による除熱の管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。（第1.5-37図参照）
- ⑥緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車による除熱のための海水ポン

プの配備及びホースの接続完了について緊急時対策本部に報告する。
また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、大型送水ポンプ車による除熱開始を緊急時対策本部に依頼する。
- ⑧緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車による除熱開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑨当直副長は、運転員に大型送水ポンプ車による除熱開始を指示する。
- ⑩中央制御室運転員Aは、B-RHR熱交冷却水出口弁を流量調整のため開度を調整し、当直副長に報告する。(第1.5-37図参照)

ii 緊急時対策要員操作

- ①緊急時対策要員は、緊急時対策本部から第1保管エリア又は第4保管エリアへ移動する。
- ②緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車等の健全性確認を行う。
- ③緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車を第1保管エリア又は第4保管エリアから取水槽近傍屋外に移動させる。
- ④緊急時対策要員は、ホースの敷設及び接続を行う。
- ⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部及び当直長に大型送水ポンプ車による除熱の準備が完了したことを報告する。
- ⑥緊急時対策要員は、中央制御室運転員Aと連絡を密にし、AHEFB-供給配管止め弁及びAHEFB-戻り配管止め弁の全開並びに大型送水ポンプ車を起動し、補機冷却水の供給を行う。
- ⑦緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車の吐出圧力にて必要流量が確保されていることを確認する。
- ⑧緊急時対策要員は、ホース等の海水通水範囲について漏えいの無いことを確認する。
- ⑨緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車の運転状態を継続して監視する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員4名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員による系統構成完了まで1時間30分以内、緊急時対策要員による大型送水ポンプ車を使用した補機冷却水供給開始まで7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、照明及び通信連絡設備を整備する。

大型送水ポンプ車からのホース接続は、速やかに作業ができるように大型送水ポンプ車の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇

における作業性についても確保する。

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.5.4-6(1), 1.5.4-6(2))

(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順の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.5-41図に示す。

原子炉補機冷却系が機能喪失した場合は、原子炉補機代替冷却系により海へ熱を輸送する手段を確保し、残留熱除去系を使用して原子炉压力容器内及び原子炉格納容器内の除熱を行う。

原子炉補機代替冷却系が故障等により熱を輸送できない場合は、大型送水ポンプ車により原子炉補機冷却系へ直接海水を送水し、残留熱除去系を使用して原子炉压力容器内及び原子炉格納容器内の除熱を行う。

1.5.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 原子炉補機冷却系による除熱

原子炉補機冷却系が健全な場合は、自動起動信号による作動，又は中央制御室からの手動操作により原子炉補機冷却系を起動し，原子炉補機冷却系による除熱を行う。

a. 手順着手の判断基準

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

b. 操作手順

原子炉補機冷却系B系による除熱手順の概要は以下のとおり（原子炉補機冷却系A系による除熱手順も同様。）。概要図を第1.5-39図に，タイムチャートを第1.5-40図に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に原子炉補機冷却系による除熱開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは，中央制御室からの手動起動操作，又は自動起動信号（原子炉水位低）（レベル1）又はドライウエル圧力高により待機中の原子炉補機海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの起動及び残留熱除去系熱交換器冷却水出口弁が開したことを確認する。
- ③中央制御室運転員Aは，原子炉補機冷却系による除熱が開始されたことを残留熱除去系熱交換器冷却水流量指示値の上昇により確認し当直副長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから，原子炉補機冷却系による除熱開始まで3分以内で可能である。

(添付資料 1.5.4-7)

1.5.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順

残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

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

格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系を用いた原子炉格納容器除熱手順は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度抑制手順については、「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。

水源から接続口までの大量送水車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となる水の供給手順等」にて整備する。

非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車による残留熱除去ポンプ、電動弁、中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車、非常用交流電源設備、可搬式窒素供給装置、大量送水車及び大型送水ポンプ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。

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第 1.5-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（1 / 6）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	—	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース）「減圧冷却」等
		残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）※2 残留熱除去系（格納容器冷却モード）※2	（重大事故等対処設備（設計基準拡張））	事故時操作要領書（徴候ベース）「S / C温度制御」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 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。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／6）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備		手順書
重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）	—	原子炉補機冷却系による除熱	原子炉補機海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ 原子炉補機冷却系 サージタンク 原子炉補機冷却系熱交換器 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「S/C温度制御」
			取水口 取水管 取水槽	重大事故等 対処設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 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。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／6）
（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サブプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード）	原子炉格納容器内の減圧及び除熱 残留熱代替除去系による	残留熱代替除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却系 サブプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系 配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 低圧原子炉代替注水系配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ ホース・接続口 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※1 代替所内電気設備 ※1	自主対策設備 事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」等 AM設備別操作要領書 「RHARによる格納容器除熱」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 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。

対応手段、対処設備、手順書一覧（4／6）
（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード）	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器フィルタベント系	重大事故等対処設備 事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 「格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」
			スクラバ容器補給設備	自主対策設備 事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整」 原子力災害対策手順書 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」
		原子炉格納容器への窒素ガス供給	可搬式窒素供給装置	自主対策設備 事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱	遠隔手動弁操作機構 SGT耐圧強化ベントライン止め弁用空気ポンプ SGT耐圧強化ベントライン止め弁操作設備配管・弁 原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む） 窒素ガス制御系配管・弁 非常用ガス処理系配管・弁 排気筒 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1 代替所内電気設備 ※1 可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	自主対策設備 事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント」 「耐圧強化ベント停止後の窒素ガスパージ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 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。

対応手段、対処設備、手順書一覧（5／6）
（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード） 全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作機構	重大事故等対処設備 事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVS（遠隔手動弁操作機構）による格納容器ベント」
		原子炉格納容器への窒素ガス供給 可搬式窒素供給装置による	可搬式窒素供給装置	自主対策設備 事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱 耐圧強化ベントラインによる	遠隔手動弁操作機構 SGT耐圧強化ベントライン止め弁 用空気ボンベ SGT耐圧強化ベントライン止め弁 操作設備配管・弁 原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む） 窒素ガス制御系配管・弁 非常用ガス処理系配管・弁 排気筒 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1 代替所内電気設備 ※1 可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	自主対策設備 事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント」 「耐圧強化ベント停止後の窒素ガスパージ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 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。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／6）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
サポート系故障時	原子炉補機冷却系 全交流動力電源	原子炉補機代替冷却系による除熱	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 ホース・接続口 原子炉補機冷却系 配管・弁・サージタンク 原子炉補機代替冷却系 配管・弁 残留熱除去系熱交換器 取水口 取水管 取水槽 常設代替交流電源設備※1 代替所内電気設備 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「S/C温度制御」等 AM設備別操作要領書 「AHEFまたは大型送水ポンプ車によるRCW代替冷却」 原子力災害対策手順書 「移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保(UHSS編)」 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ編）」
			残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）※2 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）※2 残留熱除去系（格納容器冷却モード）※2	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
		大型送水ポンプ車による除熱	大型送水ポンプ車 ホース・接続口 原子炉補機冷却系 配管・弁 原子炉補機代替冷却系 配管・弁 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）※2 残留熱除去系（格納容器冷却モード）※2 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）※2 取水口 取水管 取水槽 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 燃料補給設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「S/C温度制御」等 AM設備別操作要領書 「AHEFまたは大型送水ポンプ車によるRCW代替冷却」 原子力災害対策手順書 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ編）」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 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。

第 1.5-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1 / 11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (海) への代替熱輸送 a. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作要領書 「RHAR による格納容器除熱」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		最終ヒートシンクの確保	B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
		電源	緊急用メタクラ電圧 SA ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	サプレッション・プール水位 (SA)
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱代替除去系原子炉注水流量
		最終ヒートシンクの確保	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器出口温度
		補機監視機能	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 残留熱代替除去ポンプ出口流量
		水源の確保	サプレッション・プール水位 (SA)

監視計器一覧 (2 / 11)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (交流動力電源が健全である場合) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 「格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーシ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ドライウエル温度 (SA)
		最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 スクラバ容器温度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

監視計器一覧 (3 / 11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (交流動力電源が健全である場合) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水張り)		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整」 原子力災害対策手順 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」	判断基準 操作	補機監視機能 補機監視機能 スクラバ容器水位 スクラバ容器水位
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (交流動力電源が健全である場合) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水抜き)		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整」	判断基準 操作	補機監視機能 補機監視機能 スクラバ容器水位 スクラバ容器水位
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (交流動力電源が健全である場合) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ」 原子力災害対策手順 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」	判断基準 操作	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圧力 補機監視機能 A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) 原子炉圧力容器温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) 第1ベントフィルタ出口水素濃度 スクラバ容器圧力
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (交流動力電源が健全である場合) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH調整		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整」 原子力災害対策手順 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」	判断基準 操作	- 補機監視機能 - スクラバ水 pH スクラバ容器水位

監視計器一覧 (4 / 11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (交流動力電源が健全である場合) b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		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 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)

監視計器一覧 (5 / 11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (交流動力電源が健全である場合) c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a) 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (SA) 原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) 原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 (SA) 電源 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) 原子炉格納容器内の水素濃度 A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA) 原子炉格納容器内の酸素濃度 A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA) 原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 (SA) 原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) 原子炉格納容器内の温度 サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ドライウエル温度 (SA) 最終ヒートシンクの確保 非常用ガス処理系排ガス・モニタ
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (交流動力電源が健全である場合) c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスバージ		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベント停止後の窒素ガスバージ」 原子力災害対策手順 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (SA) 原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)

監視計器一覧 (6 / 11)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVS (遠隔手動弁操作機構) による格納容器ベント」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA) ドライウエル温度 (SA)
		最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 スクラバ容器温度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

監視計器一覧 (7 / 11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水張り)		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整」 原子力災害対策手順 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」	判断基準 操作	補機監視機能 補機監視機能 スクラバ容器水位 スクラバ容器水位
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水抜き)		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整」	判断基準 操作	補機監視機能 補機監視機能 スクラバ容器水位 スクラバ容器水位
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ」 原子力災害対策手順 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」	判断基準 操作	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圧力 補機監視機能 A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) 原子炉圧力容器温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) 第1ベントフィルタ出口水素濃度 スクラバ容器圧力
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH調整		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整」 原子力災害対策手順 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」	判断基準 操作	- 補機監視機能 スクラバ水 pH スクラバ容器水位

監視計器一覧 (8 / 11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		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 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)

監視計器一覧 (9 / 11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)														
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (a) 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)																
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント」	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="783 394 999 589">原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td data-bbox="999 394 1407 589"> A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 589 999 651">原子炉圧力容器内の温度</td> <td data-bbox="999 589 1407 651">原子炉圧力容器温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 651 999 714">原子炉格納容器内の圧力</td> <td data-bbox="999 651 1407 714"> ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 714 999 777">原子炉格納容器内の水位</td> <td data-bbox="999 714 1407 777">サブプレッション・プール水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 777 999 920">電源</td> <td data-bbox="999 777 1407 920"> C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧 </td> </tr> </table>	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)	電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧				
原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)															
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)															
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)															
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)															
電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧															
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (b) 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスバージ	操作	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="783 1525 999 1610">原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td data-bbox="999 1525 1407 1610"> A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 1610 999 1673">原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td data-bbox="999 1610 1407 1673"> A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 1673 999 1736">原子炉格納容器内の酸素濃度</td> <td data-bbox="999 1673 1407 1736"> A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 1736 999 1798">原子炉格納容器内の水位</td> <td data-bbox="999 1736 1407 1798">サブプレッション・プール水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 1798 999 1861">原子炉格納容器内の圧力</td> <td data-bbox="999 1798 1407 1861"> ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 1861 999 1924">原子炉格納容器内の温度</td> <td data-bbox="999 1861 1407 1924"> サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ドライウエル温度 (SA) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 1924 999 1991">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="999 1924 1407 1991">非常用ガス処理系排ガス・モニタ</td> </tr> </table>	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ドライウエル温度 (SA)	最終ヒートシンクの確保	非常用ガス処理系排ガス・モニタ
原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)															
原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)															
原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)															
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)															
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)															
原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ドライウエル温度 (SA)															
最終ヒートシンクの確保	非常用ガス処理系排ガス・モニタ															
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベント停止後の窒素ガスバージ」 原子力災害対策手順 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="783 1621 999 1865">原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td data-bbox="999 1621 1407 1865"> A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 1865 999 1928">原子炉圧力容器内の温度</td> <td data-bbox="999 1865 1407 1928">原子炉圧力容器温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 1928 999 1991">原子炉格納容器内の圧力</td> <td data-bbox="999 1928 1407 1991"> ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) </td> </tr> </table>	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)								
原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)															
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)															
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)															

監視計器一覧（10／11）

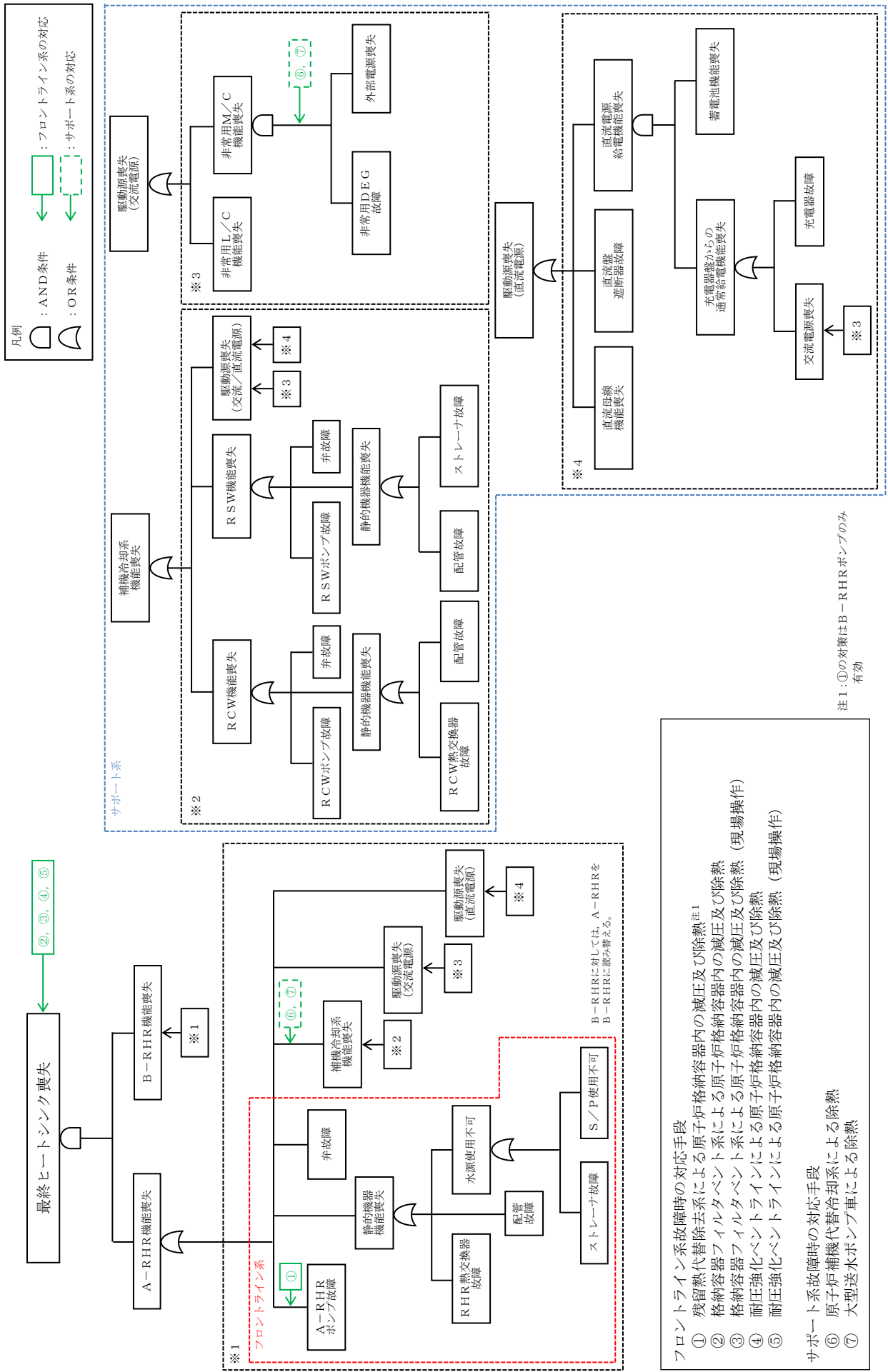
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	
1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送 a. 原子炉補機代替冷却系による除熱			
事故時操作要領書 （徴候ベース） 「S/C温度制御」等 AM設備別操作要領書 「AHEFまたは大型送水ポンプ車によるRCW代替冷却」 原子力災害対策手順書 「移動式熱交換器車および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保（UHSS編）」 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ編）」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ温度（SA） サブプレッション・プール水温度（SA） ドライウエル温度（SA）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA） サブプレッション・チェンバ圧力（SA）
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	A-RCWサージタンク水位 B-RCWサージタンク水位
	操作	最終ヒートシンクの確保	A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
		補機監視機能	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ出口圧力 大型送水ポンプ車出口圧力
1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送 b. 大型送水ポンプ車による除熱			
事故時操作要領書 （徴候ベース） 「S/C温度制御」等 AM設備別操作要領書 「AHEFまたは大型送水ポンプ車によるRCW代替冷却」 原子力災害対策手順書 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ編）」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ温度（SA） サブプレッション・プール水温度（SA） ドライウエル温度（SA）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA） サブプレッション・チェンバ圧力（SA）
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	操作	最終ヒートシンクの確保	A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
		補機監視機能	大型送水ポンプ車出口圧力

監視計器一覧 (11 / 11)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.5.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 原子炉補機冷却系による除熱			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「S/C温度制御」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ドライウエル温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		水源の確保	A-RCWサージタンク水位 B-RCWサージタンク水位
	操作	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度 (SA)
		最終ヒートシンクの確保	A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 I-原子炉補機冷却ポンプ圧力 II-原子炉補機冷却ポンプ圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度

第 1.5-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.5】 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	残留熱代替除去ポンプ	常設代替交流電源設備 S A-C/C
	残留熱代替除去系弁	常設代替交流電源設備 S A-C/C
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 S A-C/C
	移動式代替熱交換設備	常設代替交流電源設備 緊急用メタクラ
	原子炉補機冷却水系弁	常設代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 S A-C/C
	格納容器フィルタベント系	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 S A-C/C
	窒素ガス制御系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 S A-C/C
	非常用ガス処理系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 S A-C/C
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計装C/C C系 計装C/C D系



フロントライン系故障時の対応手段

- ① 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
- ② 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
- ③ 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)
- ④ 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱
- ⑤ 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)

サポート系故障時の対応手段

- ⑥ 原子炉補機代替冷却系による除熱
- ⑦ 大型送水ポンプ車による除熱

第 1.5-1 図 機能喪失原因対策分析

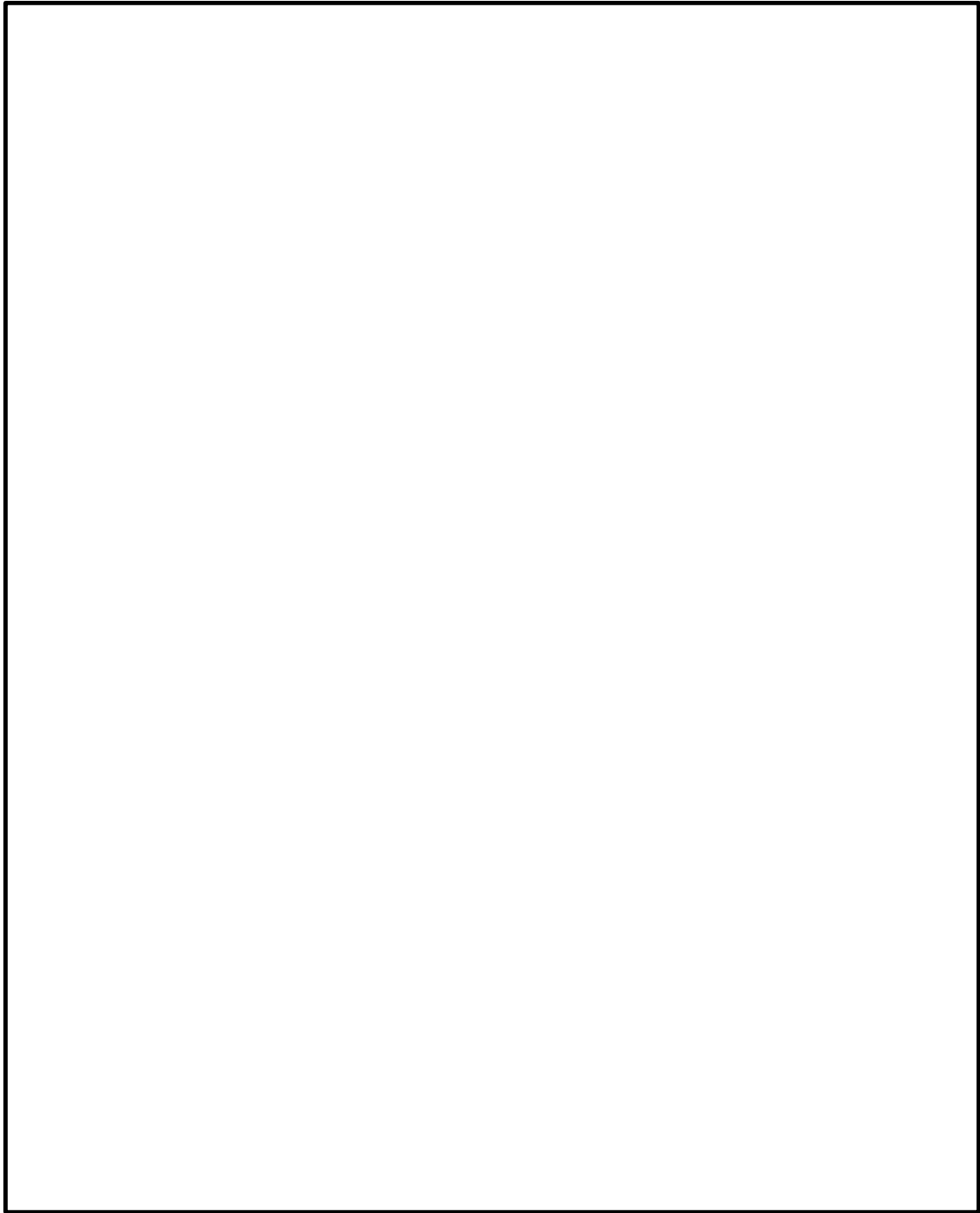
凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	
最終ヒートシンク 喪失	A-RHR 機能喪失	RHRポンプ 故障					
		弁故障					
		静的機器 機能喪失 ※1	RHR熱交換器故障				
			配管故障				
			水源使用不可	S/P使用不可 ストレーナ故障			
		補機冷却系 機能喪失 ※2	RCW機能喪失	RCWポンプ故障			
				弁故障			
			静的機器 機能喪失	RCW熱交換器 故障			
				配管故障			
			RSW機能喪失	RSWポンプ故障			
				弁故障			
		駆動源喪失 (交流/直流電源)	※3同様				
			※4同様				
		駆動源喪失 (交流電源) ※3	非常用L/C 機能喪失				
	非常用M/C 機能喪失		非常用DEG 故障 外部電源喪失				
	駆動源喪失 (直流電源) ※4	直流母線 機能喪失					
		直流盤遮断器故障					
		直流母線への 直流電源 給電機能喪失	蓄電池機能喪失				
			充電器故障				
	充電器盤からの 通常給電機能喪失	交流電源喪失	※3同様				
	B-RHR 機能喪失	RHRポンプ 故障					
		弁故障					
		静的機器 機能喪失	※1同様				
		補機冷却系 機能喪失	※2同様				
駆動源喪失 (交流電源)		※3同様					
駆動源喪失 (直流電源)		※4同様					

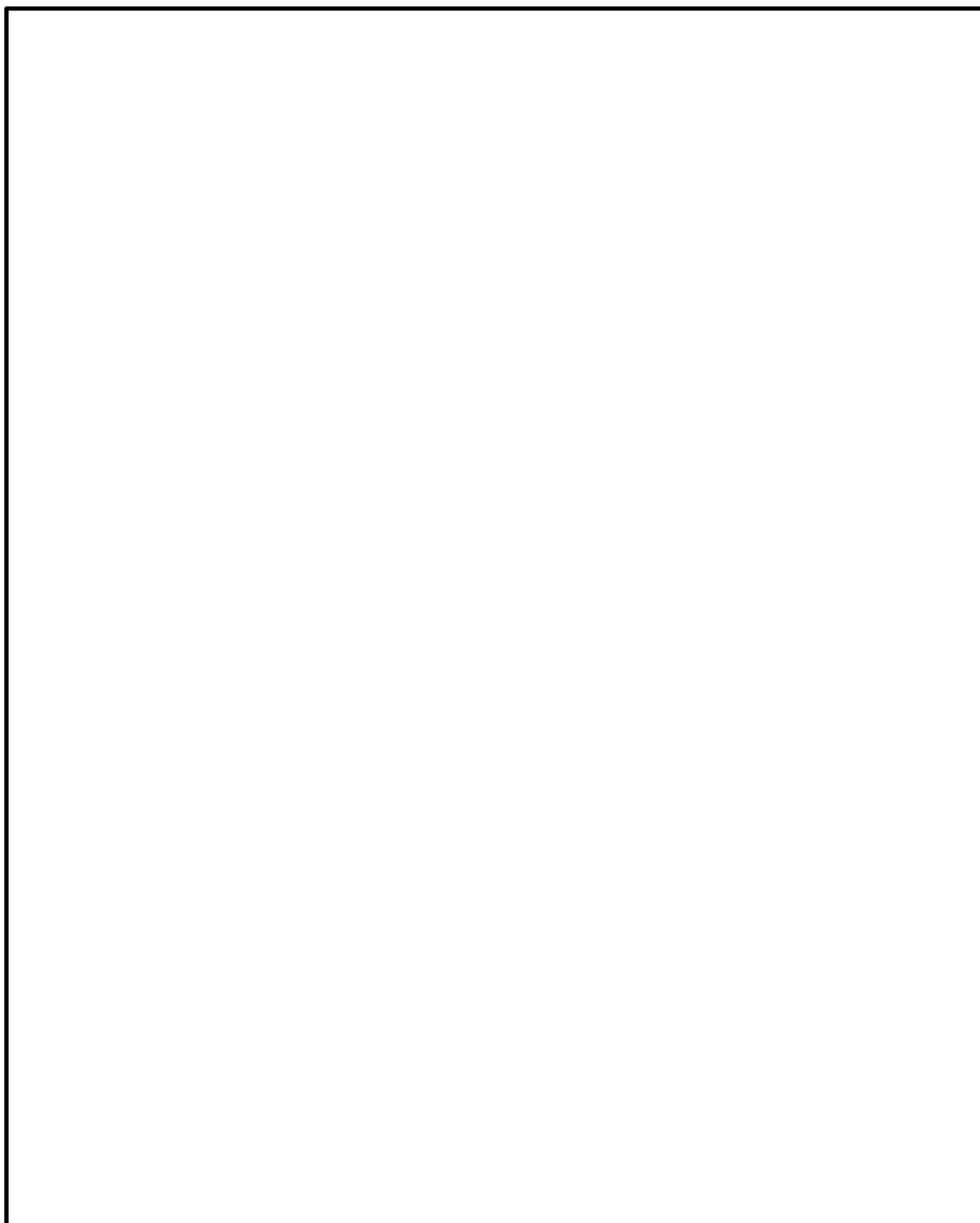
※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第 1.5-1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)



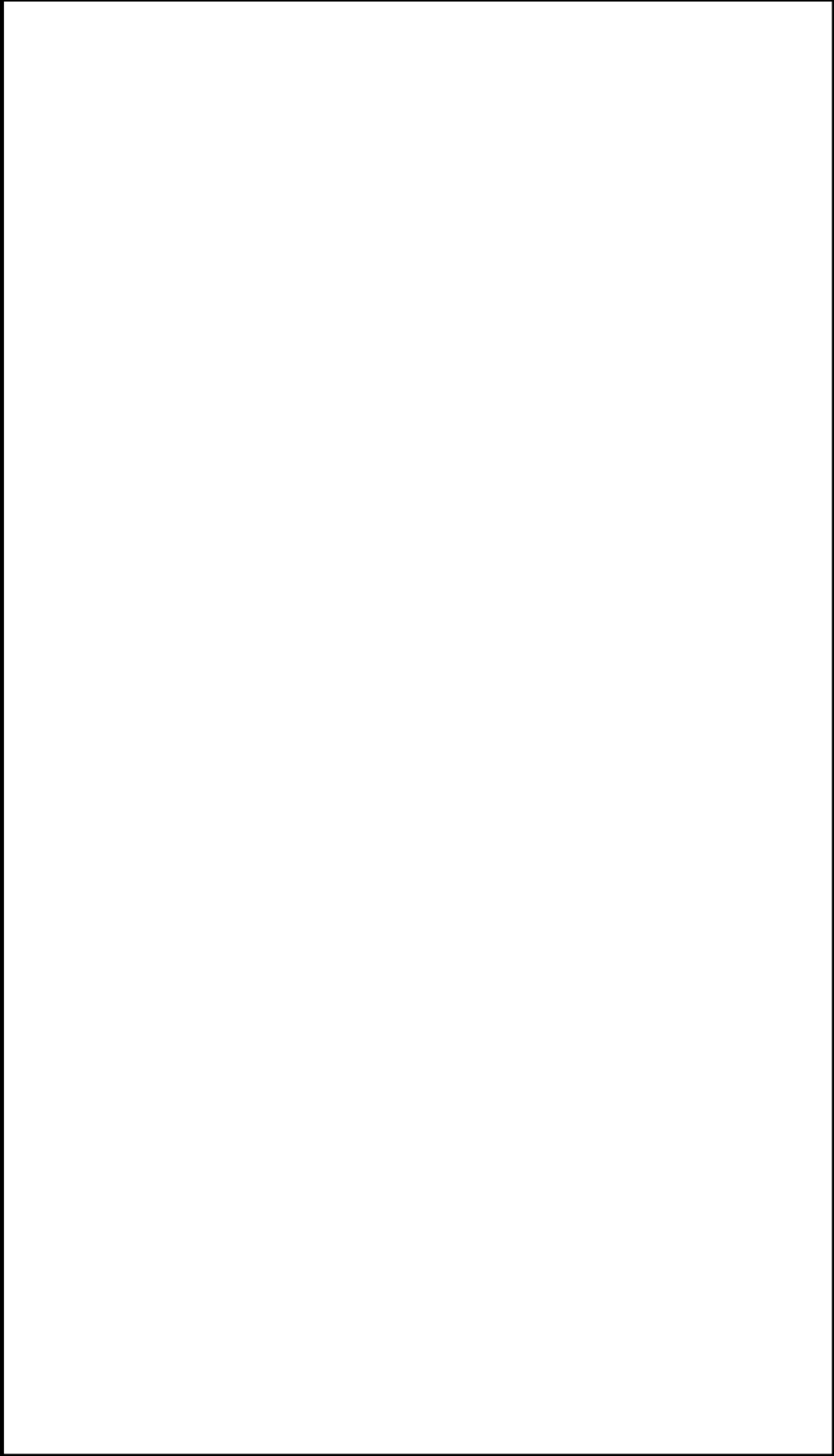
第 1.5-2 図 EOP 格納容器制御「PCV 圧力制御」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



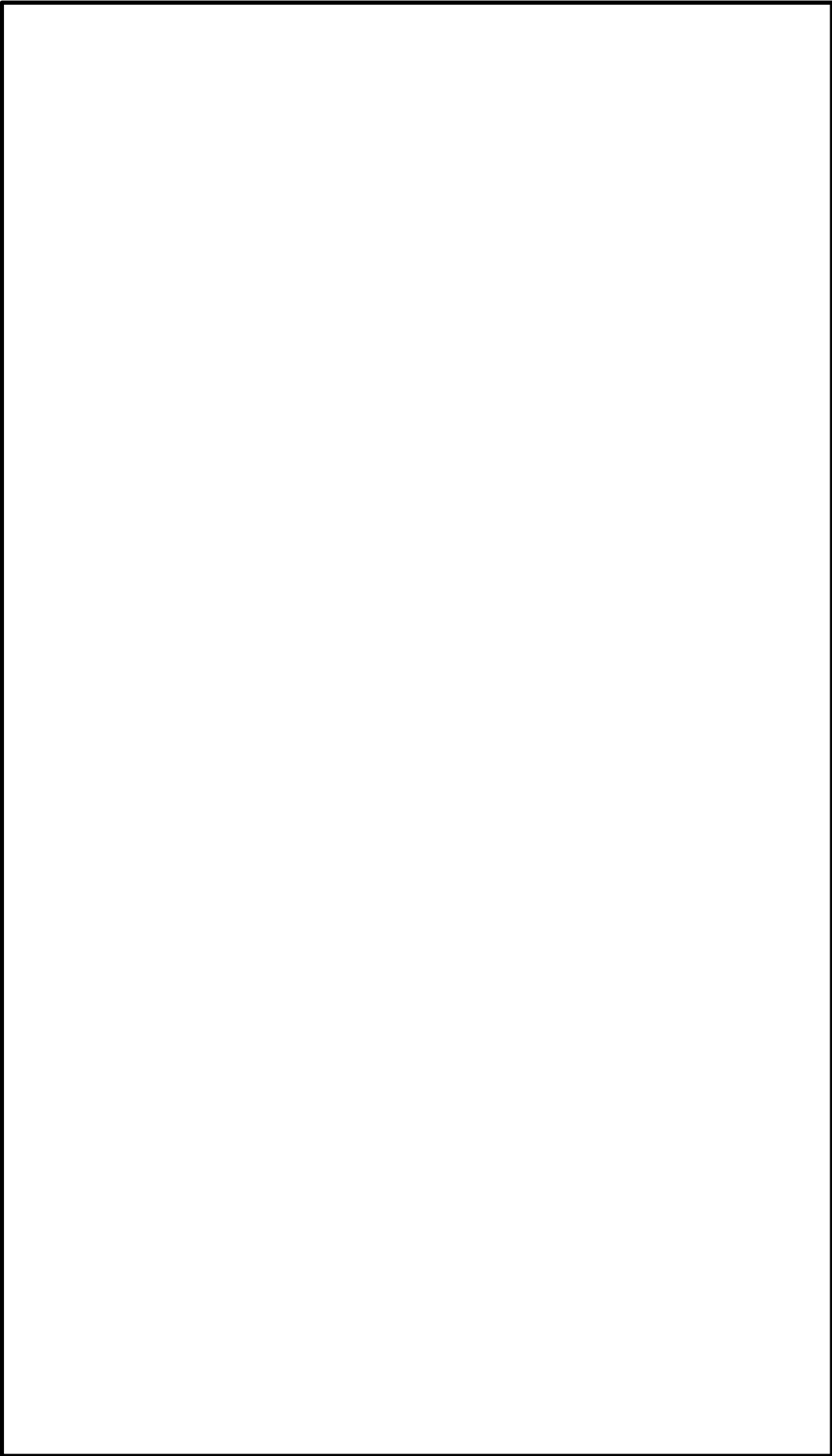
第 1.5-3 図 EOP 格納容器制御「D/W温度制御」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.5-4 図 EOP 格納容器制御「S/C水位制御」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



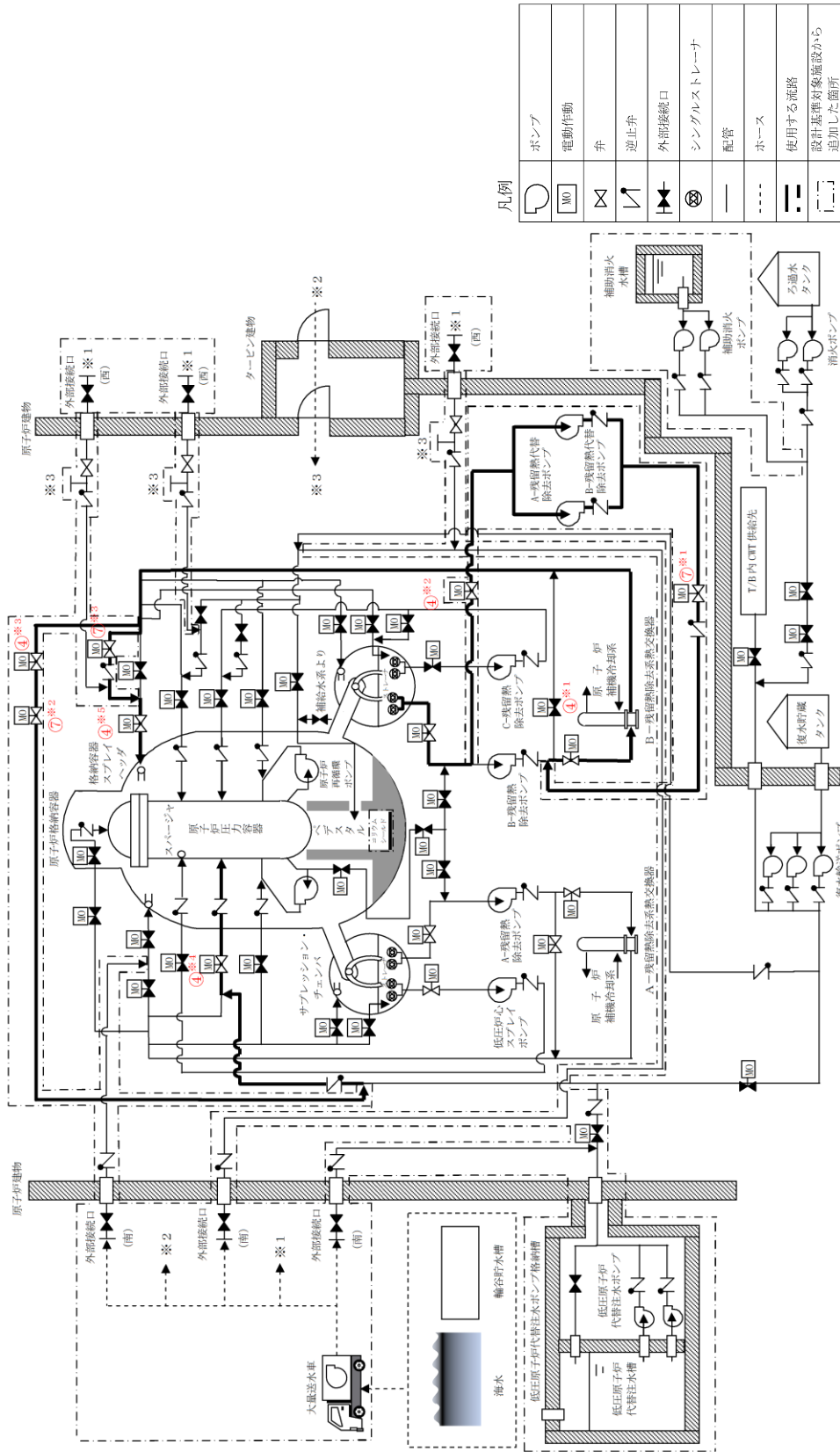
第1.5-5 図 EOP 格納容器制御「PCV水素濃度制御」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.5-6 図 EOP 格納容器制御「S/C温度制御」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する回路
	設計基準が施設から追加した箇所

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.5-7 図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(1 / 2)

操作手順	弁名称
④※1	B-RHR熱交バイパス弁
④※2	RHR RHRライン入口止め弁
④※3	RHR A-FLSR連絡ライン止め弁
④※4	A-RHR注水弁
④※5	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁
⑦※1	RHRライン流量調節弁
⑦※2	RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁
⑦※3	RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

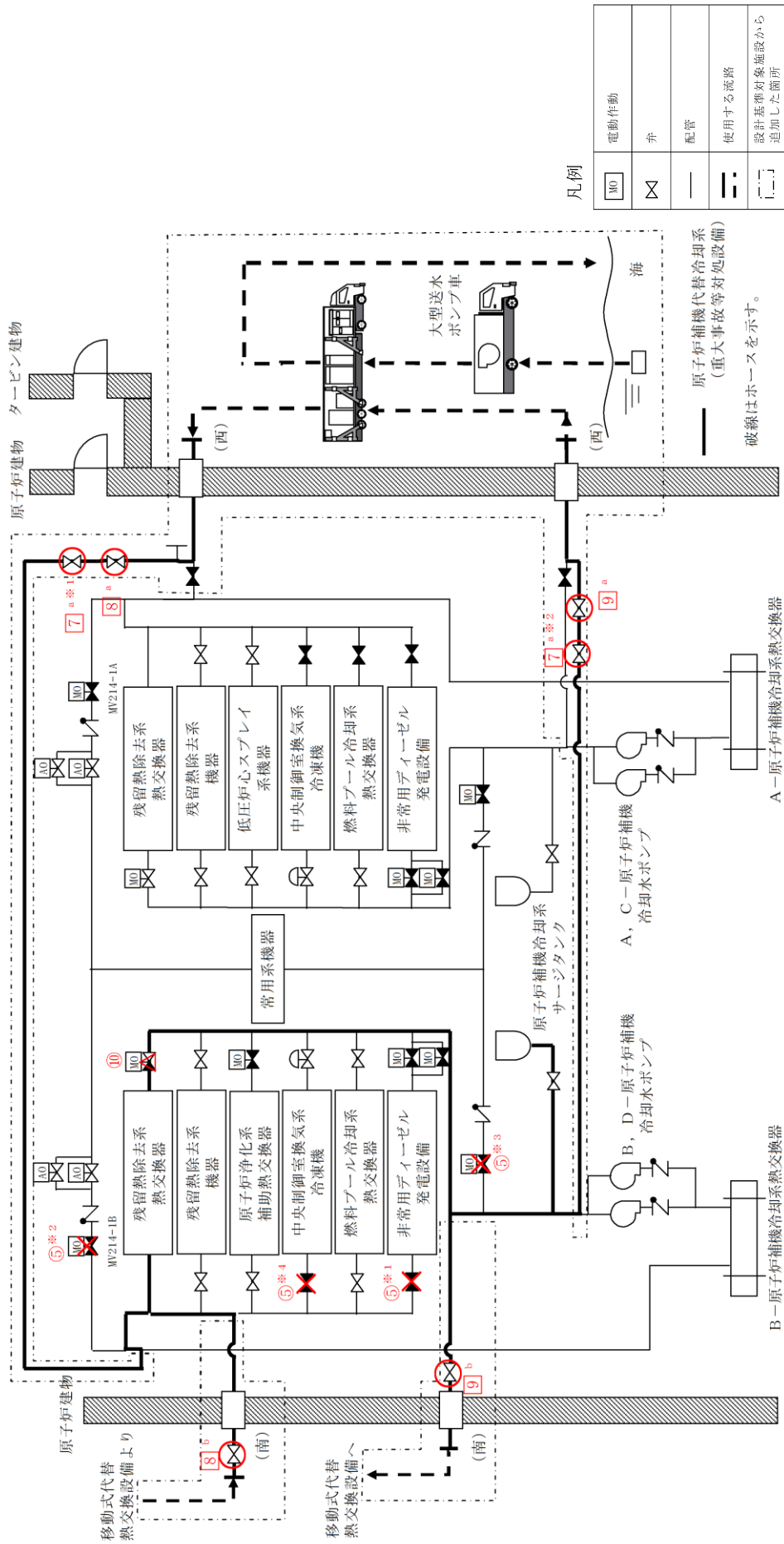
○※1～ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。

第 1.5-7 図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(2/2)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120					
	要員(数)	残留熱代替除去系運転開始 1時間5分※1																
残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合)	中央制御室運転員A	1																
	現場運転員B, C	2																

※1 非常用コントロールセンター切替盤を使用する場合は、35分以内に可能である。

第 1.5-8 図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
(原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合) タイムチャート



記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。

□ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。

○*1~, □*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対象弁がある場合, その実施順を示す。

○a~, □a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第 1.5-9 図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(1 / 4)
(原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)

操作手順	弁名称
⑤※1	RCW B-DEG冷却水入口弁
⑤※2	B-RCW常用補機冷却水入口切替弁
⑤※3	B-RCW常用補機冷却水出口切替弁
⑤※4	RCW B-中央制御室冷凍機入口弁
⑩	B-RHR熱交冷却水出口弁
⑦ ^a ※1	RCW B-AHEF西側供給配管止め弁
⑦ ^a ※2	RCW B-AHEF西側戻り配管止め弁
⑧ ^a	AHEF B-西側供給配管止め弁
⑧ ^b	AHEF B-供給配管止め弁
⑨ ^a	AHEF B-西側戻り配管止め弁
⑨ ^b	AHEF B-戻り配管止め弁

記載例 ○

: 運転員操作の操作手順番号を示す。

□

: 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。

○※1、□※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

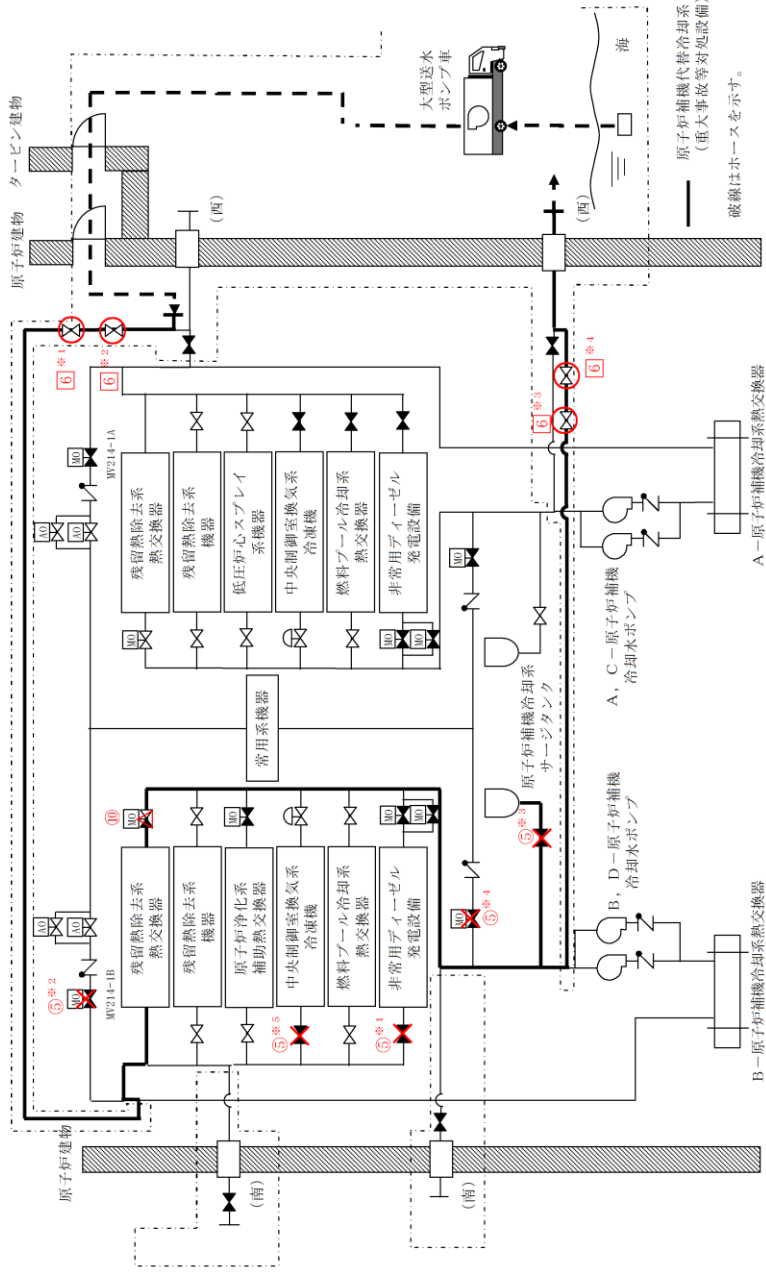
○^a、□^a

~: 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第 1.5-9 図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(2/4) (原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	調整弁
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。
 □ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。
 ○※1~, □※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対象弁がある場合, その実施順を示す。

第 1.5-9 図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(3 / 4)
 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合)
 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)

操作手順	弁名称
⑤※1	RCW B-DEG冷却水入口弁
⑤※2	B-RCW常用補機冷却水入口切替弁
⑤※3	B-RCWサージタンク出口弁
⑤※4	B-RCW常用補機冷却水出口切替弁
⑤※5	RCW B-中央制御室冷凍機入口弁
⑩	B-RHR熱交冷却水出口弁
⑥※1	RCW B-AHEF西側供給配管止め弁
⑥※2	AHEF B-西側供給配管止め弁
⑥※3	RCW B-AHEF西側戻り配管止め弁
⑥※4	AHEF B-西側戻り配管止め弁

記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。

□ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。

○※1～, □※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対象弁がある場合, その実施順を示す。

第 1.5-9 図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(4/4)
 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合
 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間 (時間)								備考											
			1	2	3	4	5	6	7	8												
残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却水確保 (原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)	要員(数)	中央制御室運転員A	残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却水確保 7時間20分																			
			1																			
残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却水確保 (原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)	現場運転員B, C 緊急時対策要員	12	電源確認																	冷却水確保		
			移動, SA電源切替盤操作(B系)※1																			
			移動, 系統構成(非管理区域)																			
			緊急時対策所～第4保管エリア移動※2																			
			車両健全性確認																			
			移動式代替熱交換機設置, 準備																			
			緊急時対策所～第4保管エリア移動※2																			
			車両健全性確認																			
緊急時対策所～第4保管エリア移動※2																						
車両健全性確認																						
大型送水ポンプ取外, 取水準備																						
取水準備(ホース巻戻)																						
移動式代替熱交換機取組への電源ケーブル接続																						
移動																						
移動式代替熱交換機取組への電源ケーブル接続																						

※1：非常用セントローム7切替盤を使用する場合は、中央制御室運転員Aにて5分以内に可能である。
 ※2：第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は速やかに対応できる。

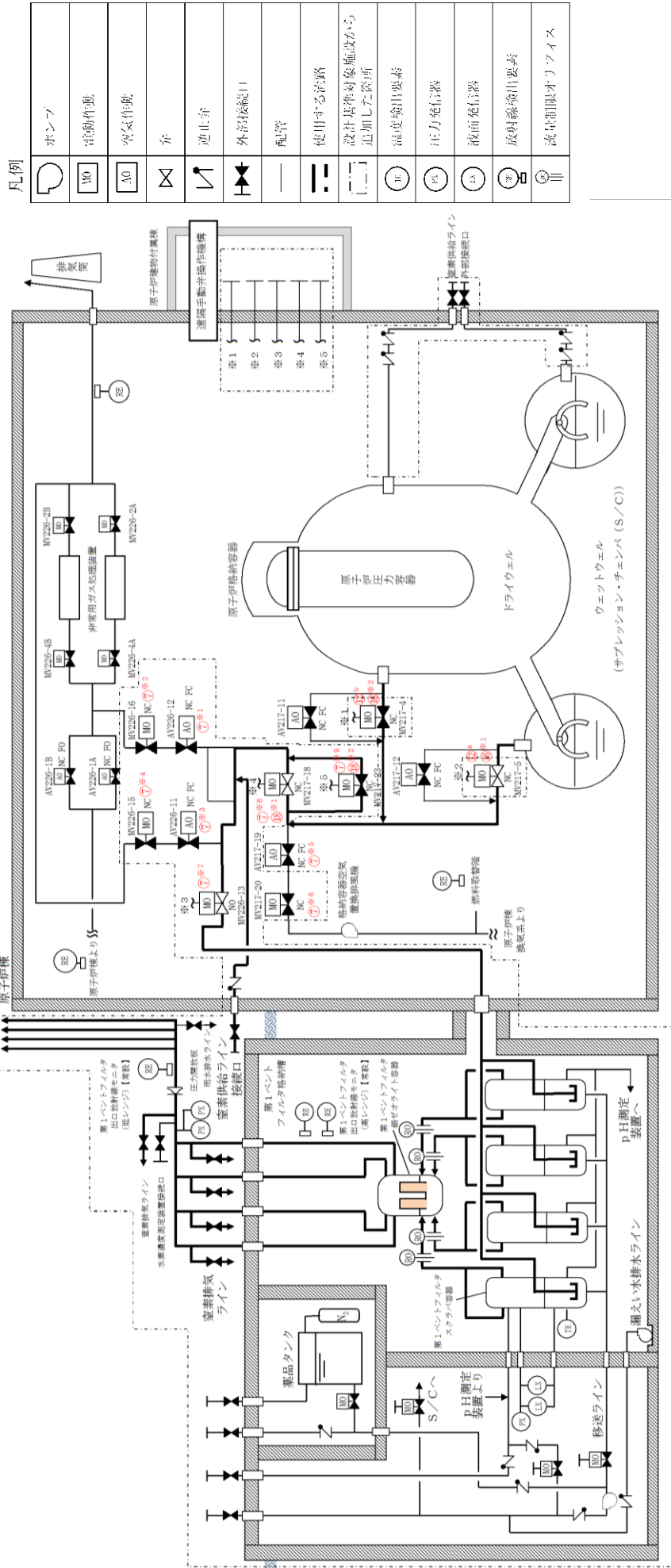
第1.5-10 図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却水確保 タイムチャート(1/2)
 (原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)

手順の項目	必要の要員と作業項目	経過時間（時間）								備考												
		1	2	3	4	5	6	7	8													
<p>残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))</p>	要員(数)	中央制御室運転員 A	1	電源確認																		
			2										冷却水確保									
	現場運転員 B, C	1																				
		2																				
	緊急時対策要員	<p>残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))</p>	1	緊急時対策所へ第4保管エリア移動※1																		
			2	車両健全性確認																		
			3																			
			4																			
			5																			
			6																			

※1：非常用コントロールセンター切替装置を使用する場合は、中央制御室運転員 A にて 5 分以内に可能である。

※2：第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は速やかに対応できる。

第 1.5-10 図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 タイムチャート(2/2)
 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合)
 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○*~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

○*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対象弁がある場合、その実施順を示す。

凡例

	ホーン
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する管路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力検出要素
	液面検出要素
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス

第 1.5-11 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(1 / 2)

操作手順	弁名称
⑦ ^{※1}	SGT NGC連絡ライン隔離弁
⑦ ^{※2}	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁
⑦ ^{※3}	SGT耐圧強化ベントライン止め弁
⑦ ^{※4}	SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑦ ^{※5}	NGC常用空調換気入口隔離弁
⑦ ^{※6}	NGC常用空調換気入口隔離弁後弁
⑦ ^{※7}	SGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁
⑦ ^{※8} ⑱ ^{※1}	NGC非常用ガス処理入口隔離弁
⑦ ^{※9} ⑱ ^{※2}	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁
⑫ ^a ⑲ ^{※1}	NGC N2トラス出口隔離弁
⑫ ^b ⑲ ^{※2}	NGC N2ドライウェル出口隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

○^{※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.5-11 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(2/2)

必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考	
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
手順の項目	原子炉格納容器ベント開始 55分※2													※1
	要員(数)													
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/W)	中央制御室運転員A	電源確認 系統構成 ベント実施操作(第1弁開操作)												
	現場運転員B, C	移動, SA電源切替盤操作(A系) 移動, SA電源切替盤操作(B系)												

※1：NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開とする。中央制御室運転員Aにて実施した場合、20分以内で可能である。

※2：非常用コントロールセンター切替盤が使用可能な場合は、中央制御室運転員Aにて25分以内で可能である。

第1.5-12 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/W) タイムチャート

必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考	
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
手順の項目	原子炉格納容器ベント開始 55分※2													※1
	要員(数)													
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(D/W)	中央制御室運転員A	電源確認 系統構成 ベント実施操作(第1弁開操作)												
	現場運転員B, C	移動, SA電源切替盤操作(A系) 移動, SA電源切替盤操作(B系)												

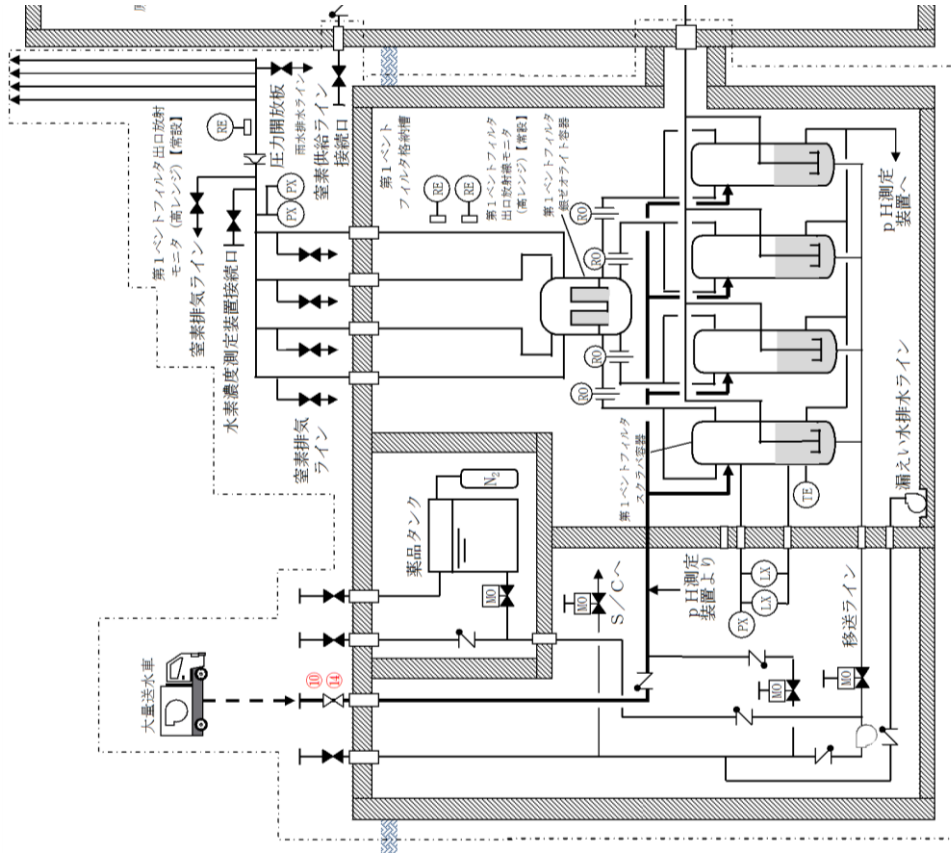
※1：NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開とする。中央制御室運転員Aにて実施した場合、20分以内で可能である。

※2：非常用コントロールセンター切替盤が使用可能な場合は、中央制御室運転員Aにて25分以内で可能である。

第1.5-13 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(D/W) タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



操作手順	弁名称
⑩⑭	F C V S 補給止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

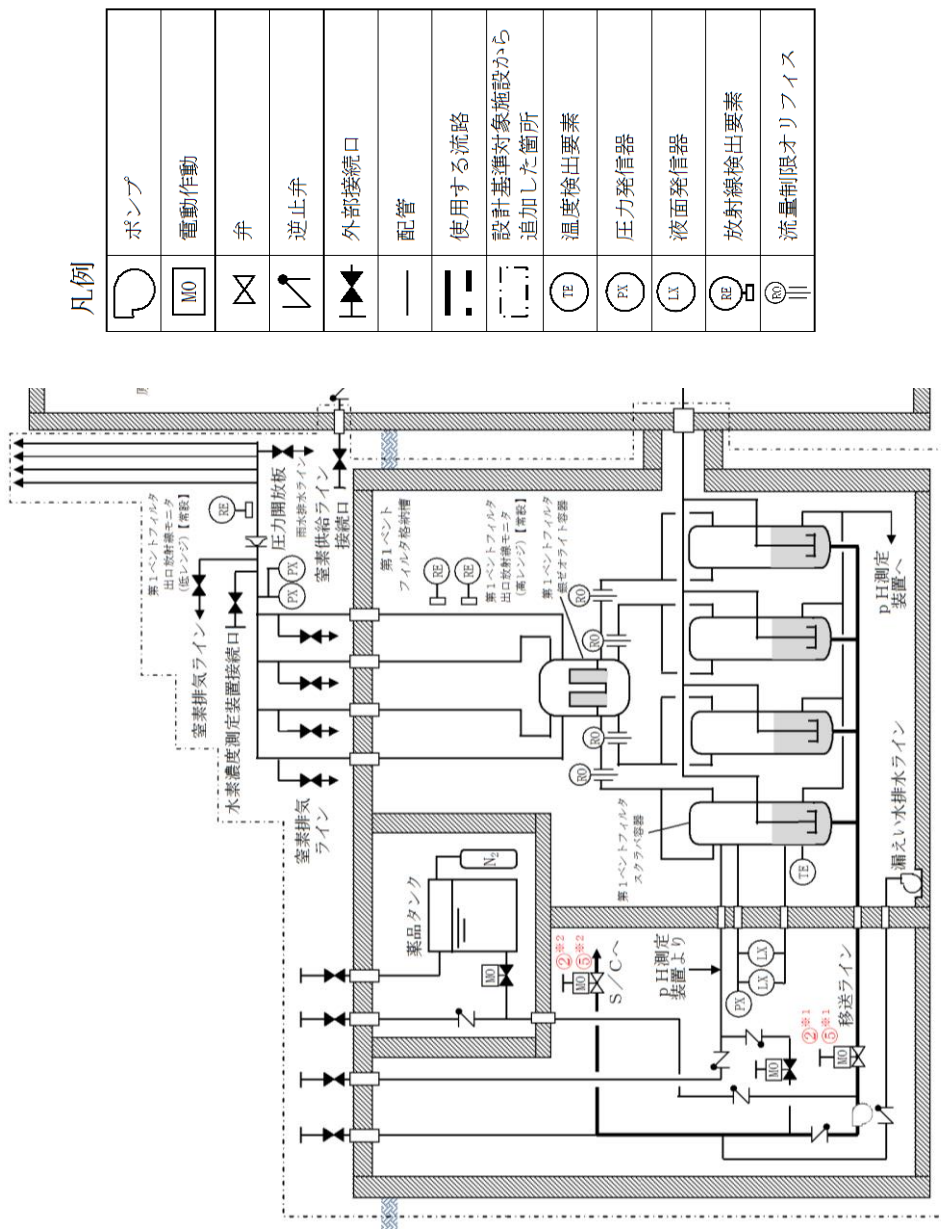
第 1.5-14 図 第 1 ベントフィルタスタックラバ容器水位調整 (水張り) 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間(分)	経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140
手順の項目 第1ペンタフィルタスクラバ容器 水位調整(水張り)	要員(数)	第1ペンタフィルタスクラバ容器注水開始 2時間10分														
	中央制御室運転員A	水位調整 完了 2時間30分														
	緊急時対策要員	緊急時対策要員 1														
		車両健全性確認														
		送水準備(ホース敷設及びヘッダ接続)														
		送水準備(ヘッダ～第1ペンタフィルタスクラバ容器補給用接続口)														
		ホース取外し														
		緊急時対策要員 6														
		車両健全性確認														
		大量送水車配置														
	送水準備(ホース敷設)															
	大量送水車起動, 第1ペンタフィルタスクラバ容器注水開始															
	停止操作															

※1: 第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

※2: 第2保管エリアの可搬設備を使用した場合は、20分以内で可能である。

第1.5-15 図 第1ペンタフィルタスクラバ容器水位調整(水張り) タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動機
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス

操作手順	弁名称
②※1⑤※1	F C V S 第1ベントフィルタスクラバ容器1次ドレン弁
②※2⑤※2	F C V S ドレン移送ライン連絡弁















記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

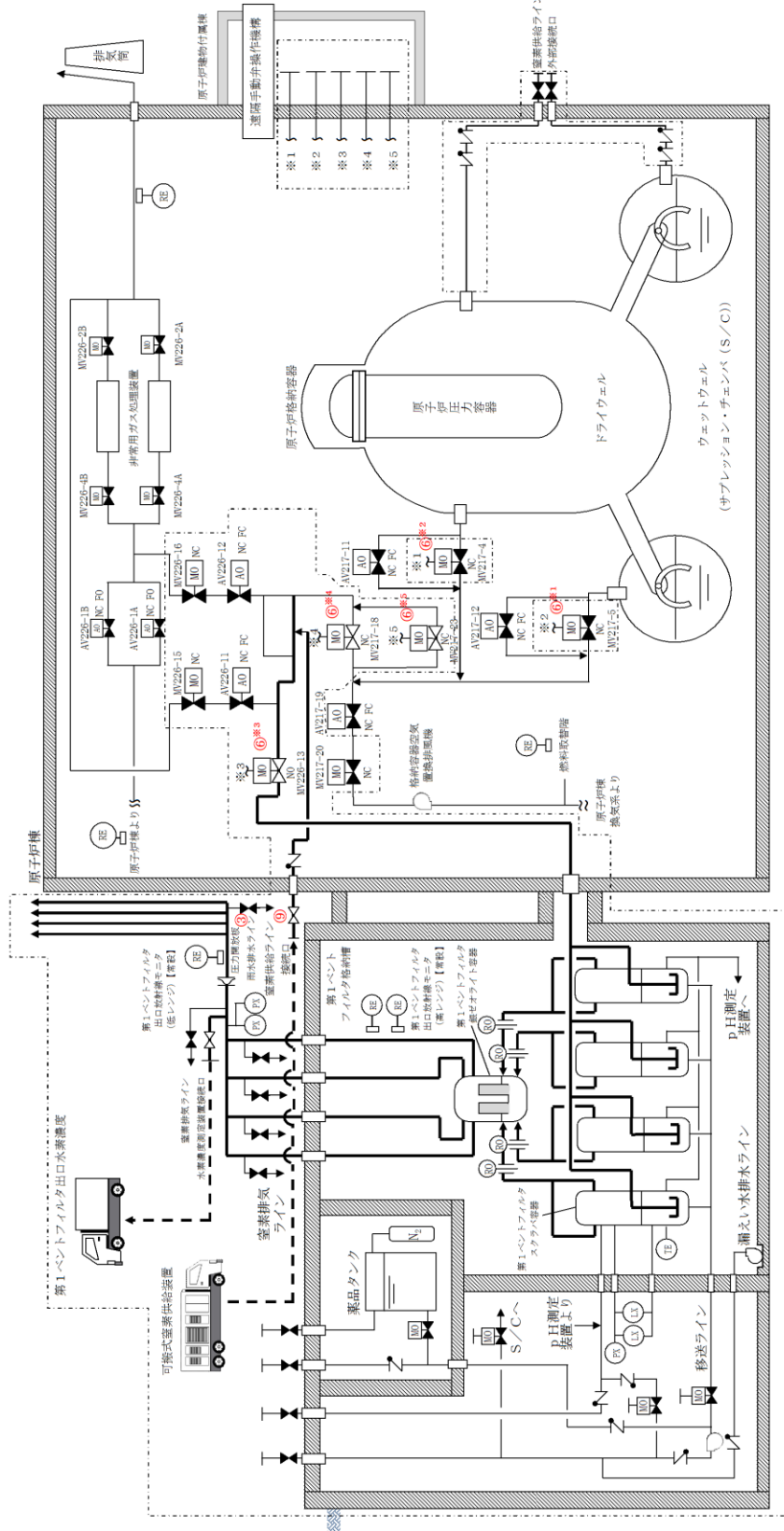
第 1.5-16 図 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員(数)	20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240	
第1ペンultimateスクラバ容器 水位調整 (水抜き)	中央制御室運転員A 1	第1ペンultimateスクラバ容器 水抜き開始 10分												
		第1ペンultimateスクラバ容器 水抜き完了 2時間20分												
		系統構成, 水抜き開始操作												
		停止操作												

第1.5-17 図 第1ペンultimateスクラバ容器水位調整 (水抜き) タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○*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対象がある場合, その実施順を示す。

第 1.5-18 図 格納容器フィルタベンチ系停止後の窒素ガスパージ 概要図(1 / 2)

操作手順	弁名称
③	F C V S 排気ラインドレン排出弁
⑥※1	NGC N 2 トーラス出口隔離弁
⑥※2	NGC N 2 ドライウエル出口隔離弁
⑥※3	SGT F C V S 第 1 ベントフィルタ入口弁
⑥※4	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁
⑥※5	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁
⑨	F C V S 窒素ガス補給元弁

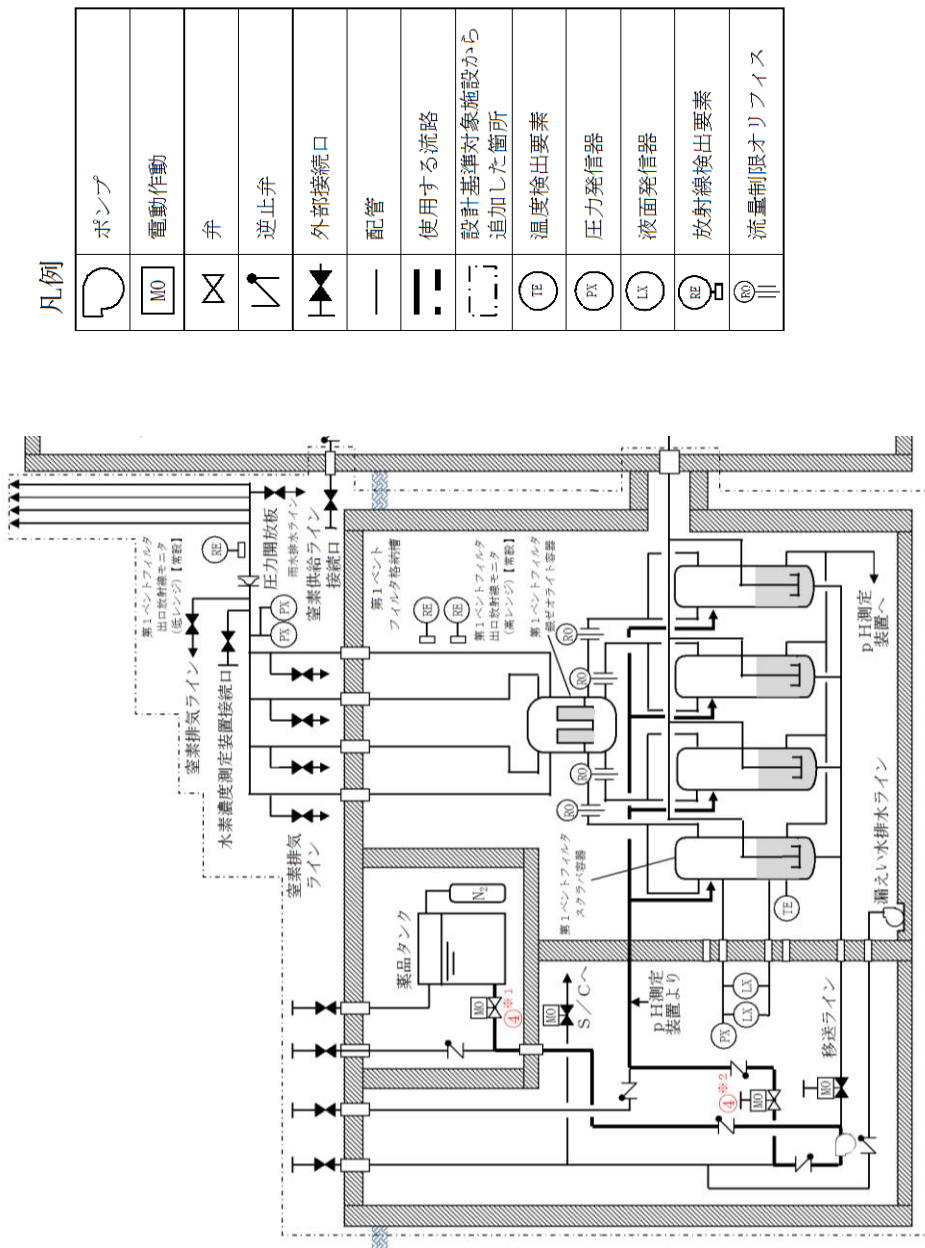
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※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対象弁がある場合, その実施順を示す。

第 1.5-18 図 格納容器フィルタータベント系停止後の窒素ガスパージ 概要図(2/2)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考		
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240			
格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバース	要員(数)	可搬式窒素供給装置による窒素ガスバース開始 2時間														
		2	緊急時対策所～第4保管エリア移動													
			車両健全性確認													
		緊急時対策要員	可搬式窒素供給装置の移動													
			可搬式窒素供給装置の接続、暖気運転													
			弁開操作													
	2		緊急時対策所～第4保管エリア移動													
	1	車両健全性確認														
		水素濃度測定設備の移動														
		水素濃度測定設備の接続														
		起動操作														
		系統構成														

第 1.5-19 図 格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバース タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス

操作手順	弁名称
④※1	F CVS 薬品注入タンク出口弁
④※2	F CVS 循環ライン止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

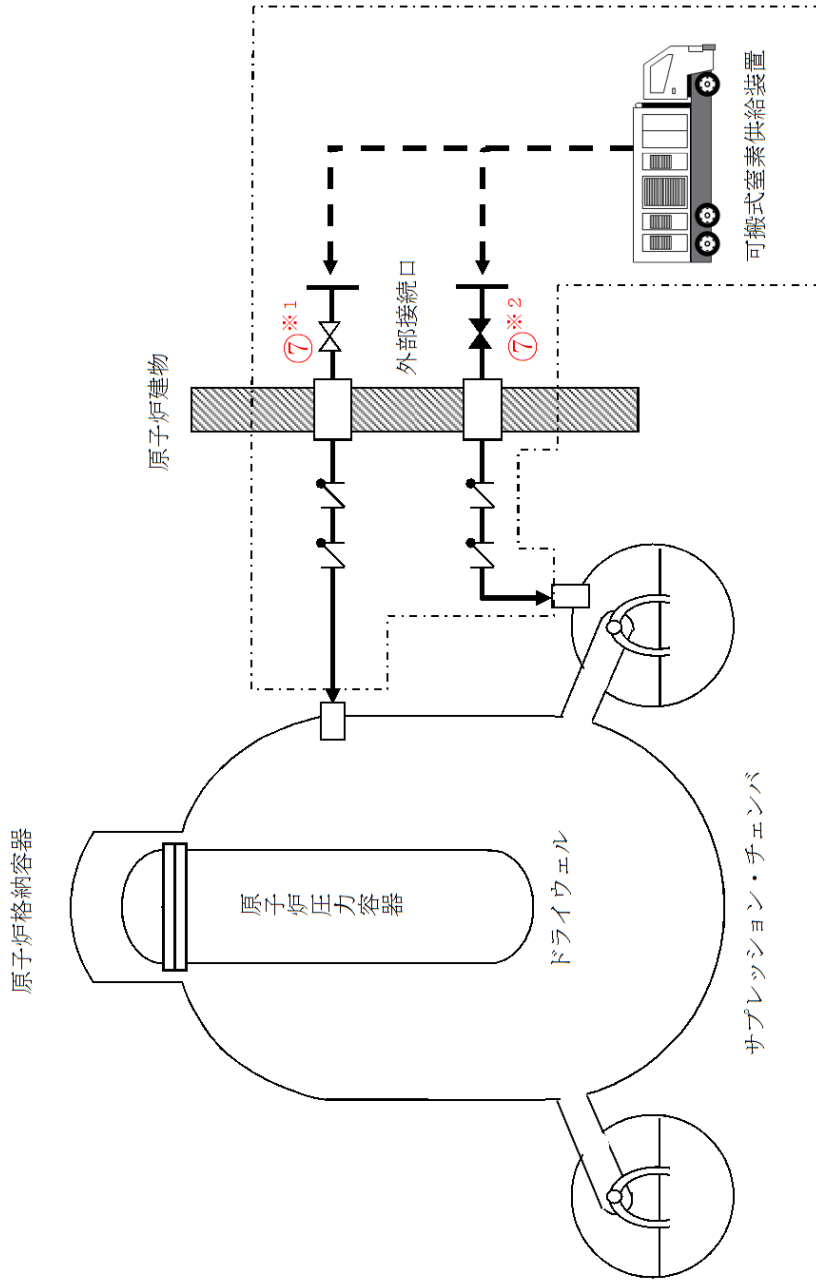
第 1.5-20 図 第 1 ベントフィルタスタクラバ容器スタクラビング水 pH 調整 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120			
手順の項目	要員(数)	スクラビング水 pH調整開始														
第1 ベントフィルタスクラビング容器 スクラビング水 pH調整	中央制御室運転員A	15分														
	1	系統構成, ドレン移送ポンプ起動操作														

第1.5-21図 第1 ベントフィルタスクラビング容器スクラビング水 pH調整 タイムチャート

凡例

	弁
	逆止弁
	使用する流路
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所



操作手順	弁名称
⑦※1	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)
⑦※2	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)

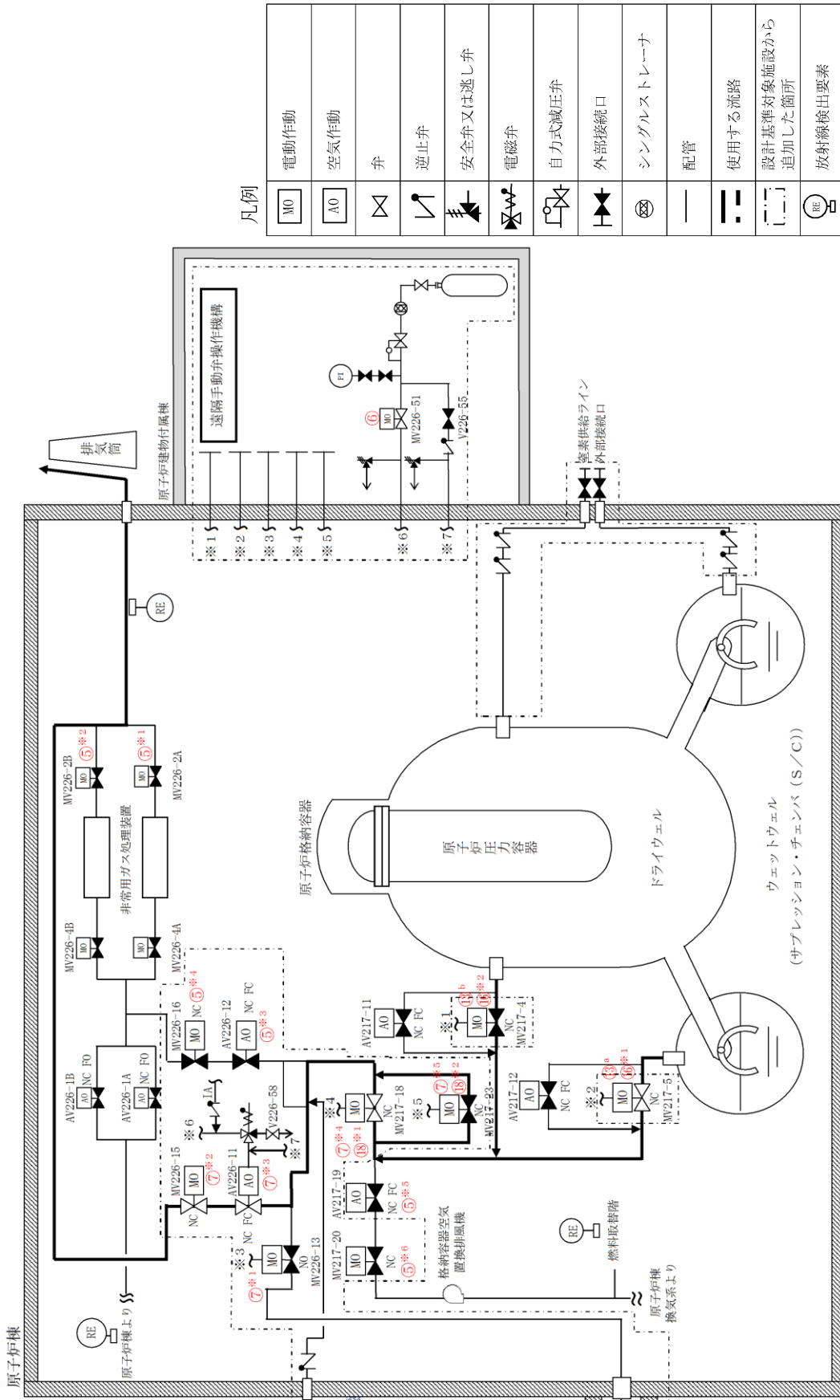
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※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対象弁がある場合, その実施順を示す。

第 1.5-22 図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		
可搬式窒素供給装置による 原子炉格納容器への窒素ガス供給	要員(数) 緊急時対策要員 2	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 2時間 ▽													
		緊急時対策所～第4保管エリア移動													
		車両健全性確認													
		可搬式窒素供給装置の移動※1													
		可搬式窒素供給装置の接続、暖気運転													
		弁開操作													

第1.5-23図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート



凡例

	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	安全弁又はは逃し弁
	電磁弁
	自力式減圧弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	放射線検出要素

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.5-24 図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
⑤※1	A-非常用ガス処理系出口弁
⑤※2	B-非常用ガス処理系出口弁
⑤※3	SGT NGC 連絡ライン隔離弁
⑤※4	SGT NGC 連絡ライン隔離弁後弁
⑤※5	NGC 常用空調換気入口隔離弁
⑤※6	NGC 常用空調換気入口隔離弁後弁
⑥	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁操作作用空気供給弁
⑦※1	SGT FCVS 第1ベントフィルタ入口弁
⑦※2	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑦※3	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁
⑦※4 ⑬※1	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁
⑦※5 ⑬※2	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁
⑬ ^a ⑬ ^b ⑬※1	NGC N2 トーラス出口隔離弁
⑬ ^b ⑬※2	NGC N2 ドライウェル出口隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.5-24 図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(2/2)

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考		
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120			
手順の項目	原子炉格納容器ベント開始 30分 ▽														
要員(数)															
耐圧強化ベントラインによる 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/W)	1	系統構成													※1

※1：NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は，NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開とする。中央制御室運転員1名にて実施した場合，30分以内で可能である。

第 1.5-25 図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/W) タイムチャート

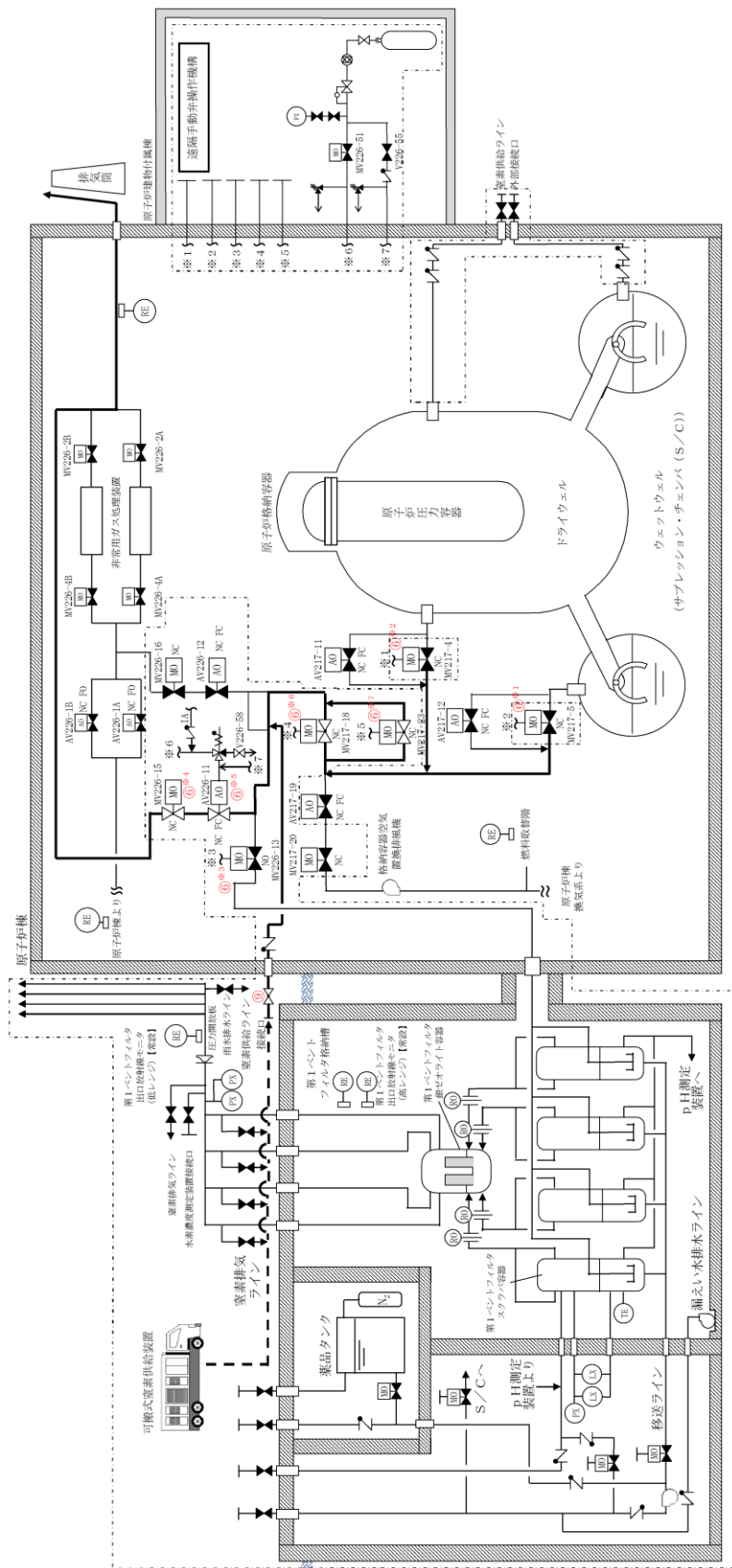
必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考		
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120			
手順の項目	原子炉格納容器ベント開始 30分 ▽														
要員(数)															
耐圧強化ベントラインによる 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/W)	1	系統構成													※1

※1：NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は，NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開とする。中央制御室運転員1名にて実施した場合，30分以内で可能である。

第 1.5-26 図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/W) タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフイス



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.5-27 図 耐圧強化ベンゼンパイプライン停止後の窒素ガスパージ 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
⑥※1	NGC N2 トーラス出口隔離弁
⑥※2	NGC N2 ドライウエル出口隔離弁
⑥※3	SGT FCVS 第1 ベントフィルタ入口弁
⑥※4	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑥※5	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁
⑥※6	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁
⑥※7	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁
⑨	FCVS 窒素ガス補給元弁

記載例 ○

○ : 操作手順番号を示す。

○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

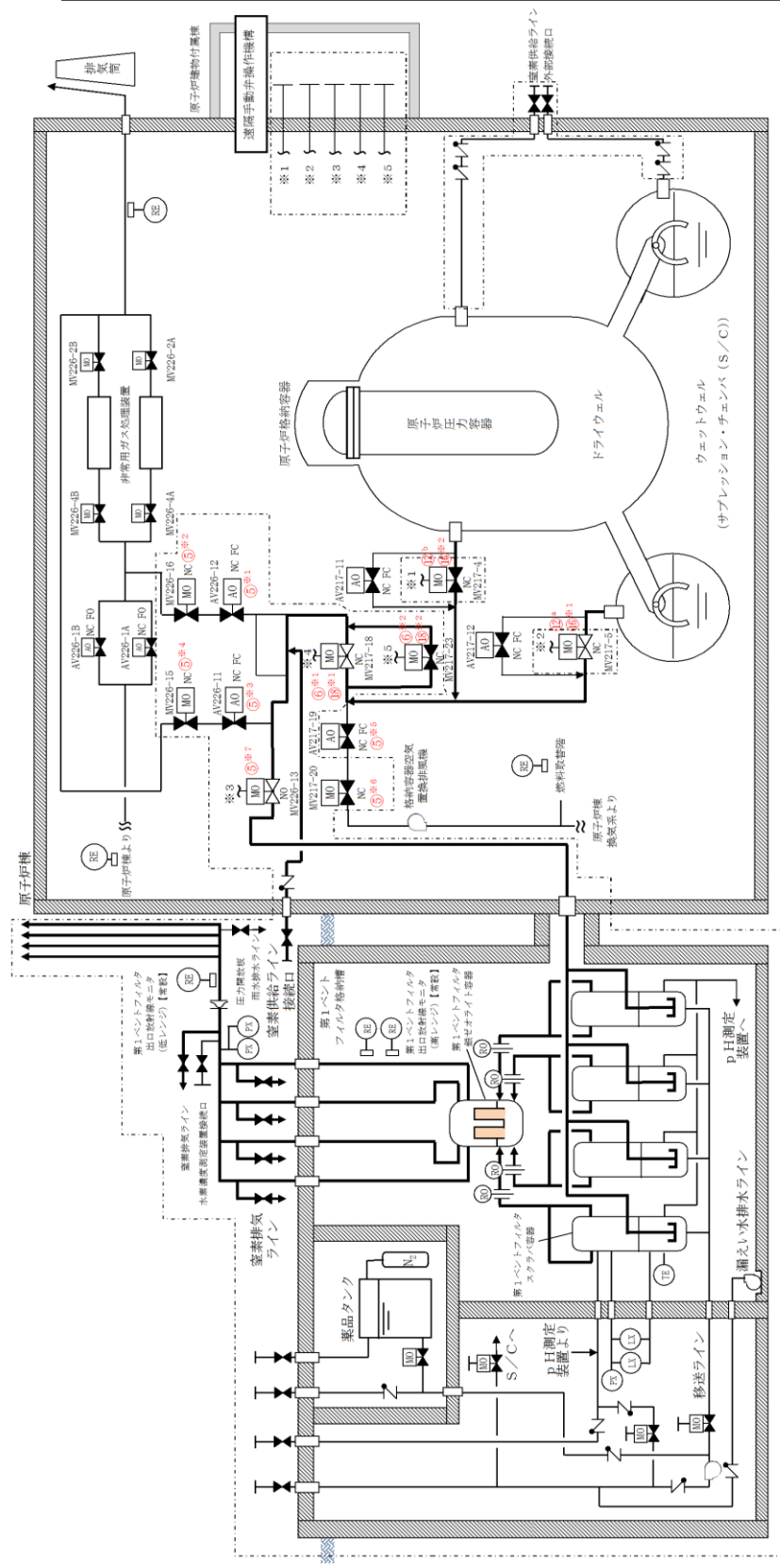
第 1.5-27 図 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージ 概要図(2/2)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240	
耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスバースジ	要員(数)	可搬式窒素供給装置による窒素ガスバースジ開始 2時間												
		▽												
	緊急時対策要員	緊急時対策所～第4 保管エリア移動												
		車両健全性確認												
		可搬式窒素供給装置の移動												
		可搬式窒素供給装置の接続、暖気運転												
		弁開操作												
		系統構成												
		中央制御室運転員A												

第 1.5-28 図 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスバースジ タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^{※1}~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の優先番号を示す。
 ○^{※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.5-29 図 格納容器フィルタバ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) 概要図(1 / 2)

操作手順	弁名称
⑤※1	SGT NGC 連絡ライン隔離弁
⑤※2	SGT NGC 連絡ライン隔離弁後弁
⑤※3	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁
⑤※4	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑤※5	NGC 常用空調換気入口隔離弁
⑤※6	NGC 常用空調換気入口隔離弁後弁
⑤※7	SGT FCVS 第1 ベントフィルタ入口弁
⑥※1 ⑱※1	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁
⑥※2 ⑱※2	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁
⑫ ^a ⑳※1	NGC N2 トーラス出口隔離弁
⑫ ^b ⑳※2	NGC N2 ドライウェル出口隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.5-29 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図(2/2)

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)						備考																
	20	40	60	80	100	120		140	160	180	200	220	240										
手順の項目	原子炉格納容器ベント開始 2時間50分																						
	▽																						
	要員 (数)																						
	中央制御室運転員A	1																					
	現場運転員B, C	2																					
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (W/W)																							

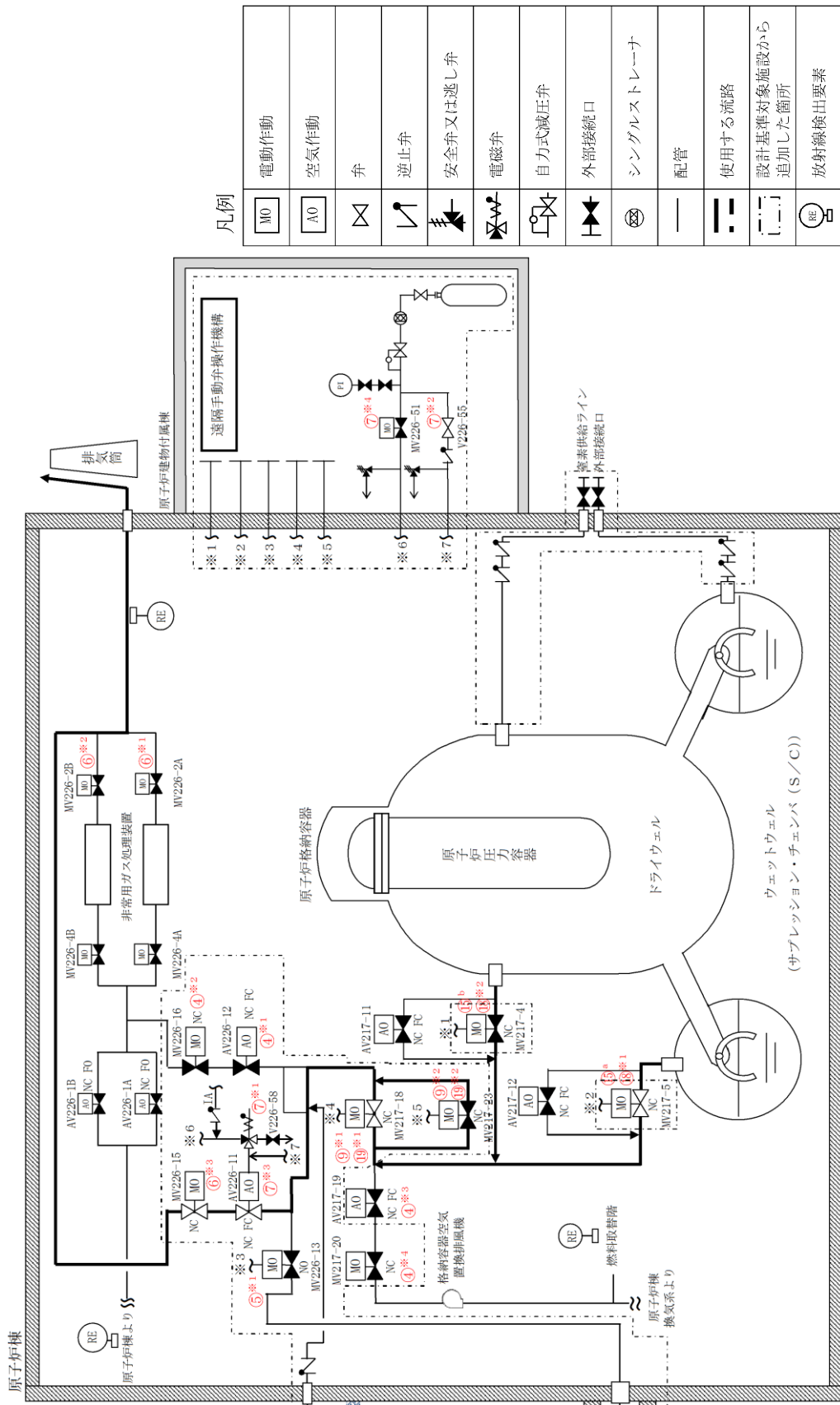
※1：NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開とする。中央制御室運転員1名にて実施した場合、2時間50分以内で可能である。

第 1.5-30 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (W/W) タイムチャート

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)						備考																
	20	40	60	80	100	120		140	160	180	200	220	240										
手順の項目	原子炉格納容器ベント開始 2時間50分																						
	▽																						
	要員 (数)																						
	中央制御室運転員A	1																					
	現場運転員B, C	2																					
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (D/W)																							

※1：NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開とする。中央制御室運転員1名にて実施した場合、2時間50分以内で可能である。

第 1.5-31 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (D/W) タイムチャート



凡例

	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	安全弁又は逃し弁
	電磁弁
	自力式減圧弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	放射線検出要素

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.5-32 図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) 概要図 (1 / 2)

操作手順	弁名称
④※1	SGT NGC 連絡ライン隔離弁
④※2	SGT NGC 連絡ライン隔離弁後弁
④※3	NGC 常用空調換気入口隔離弁
④※4	NGC 常用空調換気入口隔離弁後弁
⑤※1	SGT FCVS 第1 ベントフィルタ入口弁
⑥※1	A-非常用ガス処理系出口弁
⑥※2	B-非常用ガス処理系出口弁
⑥※3	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑦※1	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁操作用電磁弁排気止め弁
⑦※2	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁操作用バイパスライン空気供給弁
⑦※3	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁
⑦※4	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁操作用空気供給弁
⑨※1 ⑳※1	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁
⑨※2 ㉑※2	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁
⑮ ^a ⑮ ^b ⑮ ^c ※1	NGC N2 トーラス出口隔離弁
⑮ ^b ⑮ ^c ※2	NGC N2 ドライウェル出口隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330			
耐圧強化ベントラインによる 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (W/W)	要員(数)	電源確認, 系統構成													
		中央制御室運転員A	1												
		現場運転員B, C	2												
		現場運転員D, E	2												
		原子炉格納容器ベント開始 4時間													
															※1

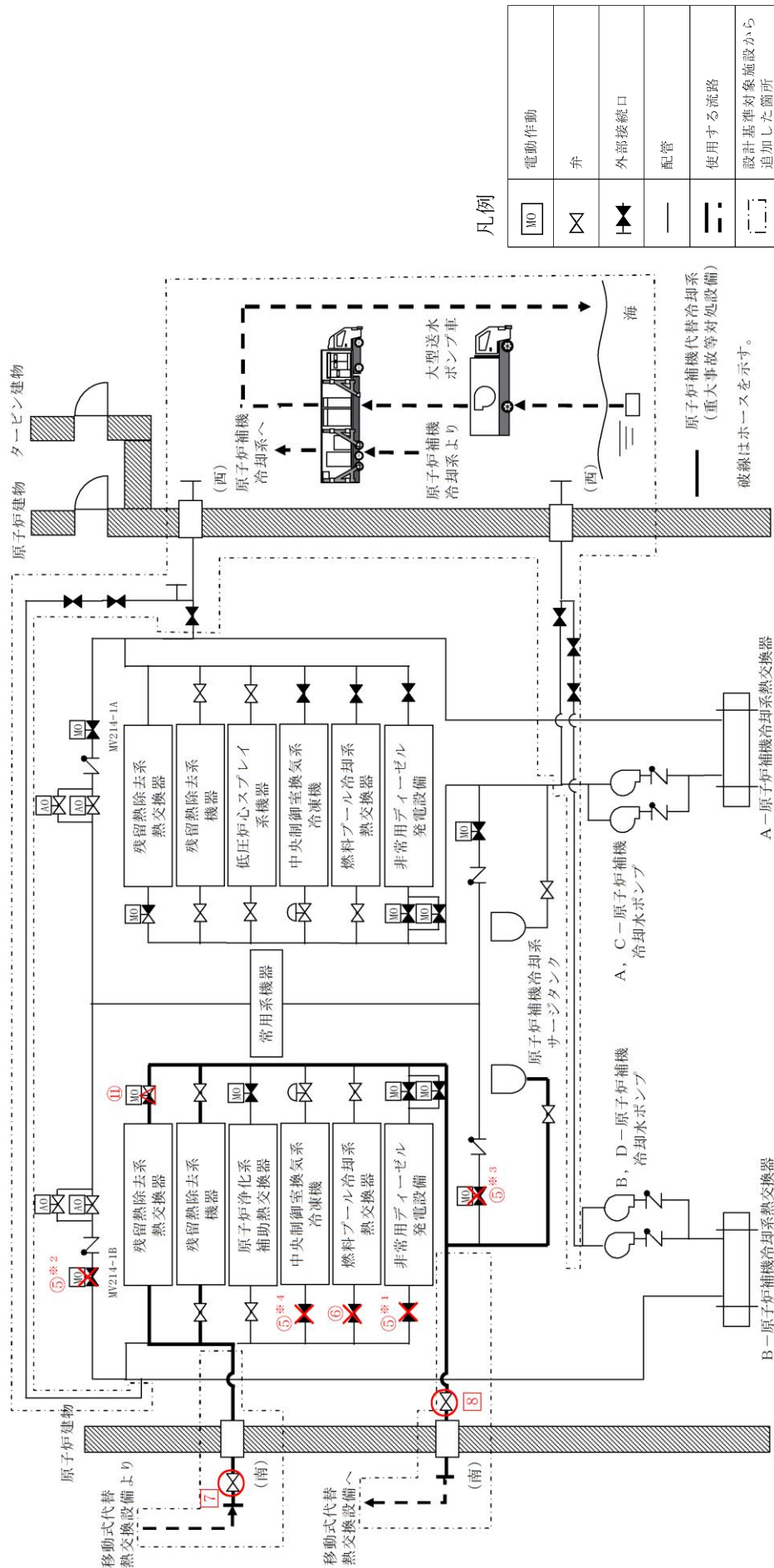
※1: NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は, NGC非常用ガス処理入口隔離弁ハイバス弁を全開とする。現場運転員2名にて実施した場合, 4時間以内で可能である。

第 1.5-33 図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (W/W) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330			
耐圧強化ベントラインによる 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (D/W)	要員(数)	電源確認, 系統構成													
		中央制御室運転員A	1												
		現場運転員B, C	2												
		現場運転員D, E	2												
		原子炉格納容器ベント開始 4時間													
															※1

※1: NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は, NGC非常用ガス処理入口隔離弁ハイバス弁を全開とする。現場運転員2名にて実施した場合, 4時間以内で可能である。

第 1.5-34 図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (D/W) タイムチャート



凡例

MO	電動作動
⊗	弁
⊕	外部接続口
—	配管
≡	使用する管路
⋯	設計基準対象施設から追加した箇所

記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。
 □ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。
 ○*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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.5-35 図 原子炉補機代替冷却系による除熱 概要図(1 / 4)
 (原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)

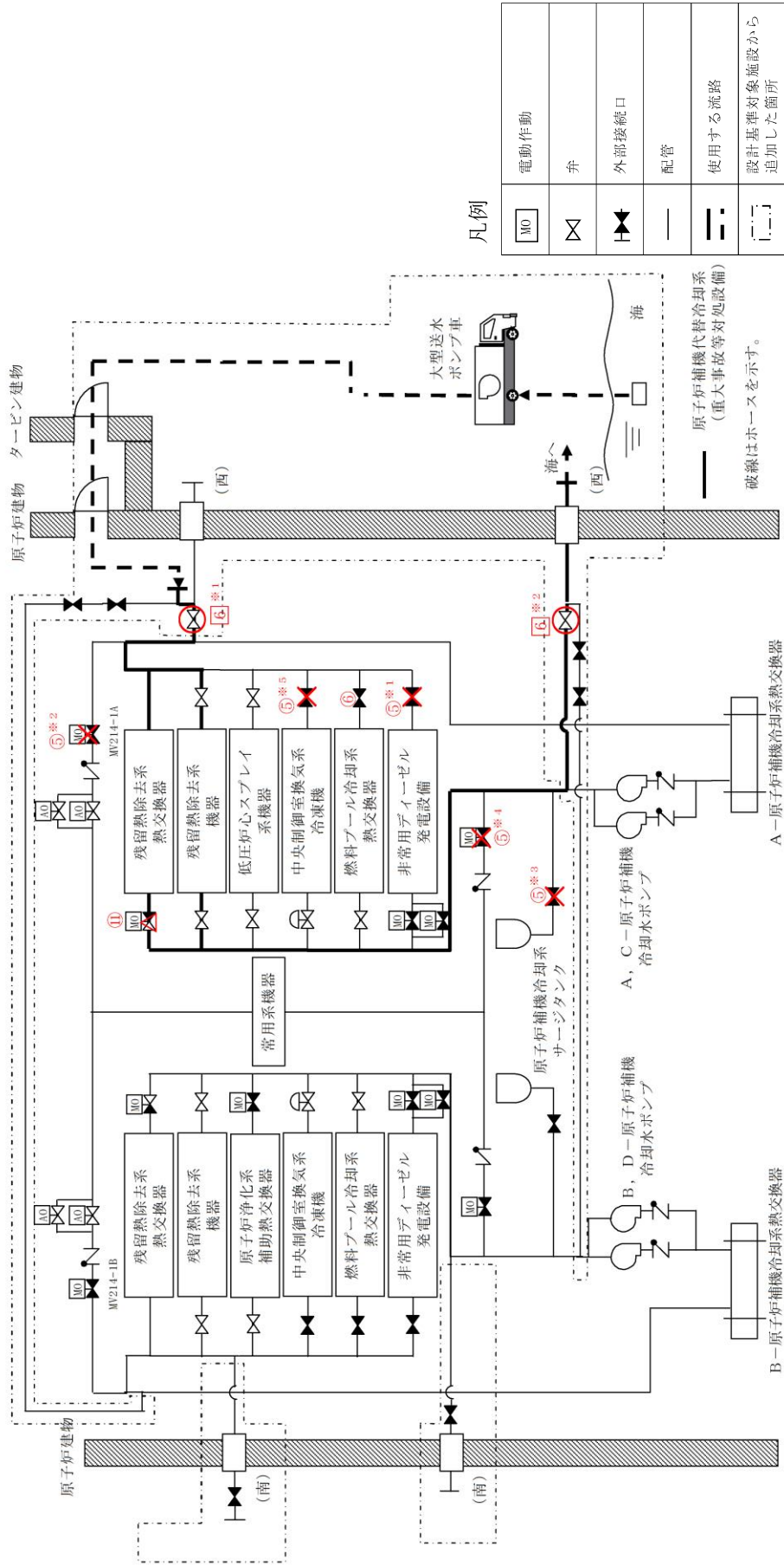
操作手順	弁名称
⑤※1	R C W B - D E G 冷却水入口弁
⑤※2	B - R C W 常用補機冷却水入口切替弁
⑤※3	B - R C W 常用補機冷却水出口切替弁
⑤※4	R C W B - 中央制御室冷凍機入口弁
⑥	R C W B - F P C 熱交換冷却水入口弁
⑪	B - R H R 熱交換冷却水出口弁
7	A H E F B - 供給配管止め弁
8	A H E F B - 戻り配管止め弁

記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。

□ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。

○※1～, □※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対象弁がある場合, その実施順を示す。

第 1.5-35 図 原子炉補機代替冷却系による除熱 概要図 (2 / 4)
(原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)



記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。

□ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。

○※1~, □※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対象弁がある場合, その実施順を示す。

第 1.5-35 図 原子炉補機代替冷却系による除熱 概要図(3/4)
 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合)
 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)

操作手順	弁名称
⑤※1	RCW A-DEG冷却水入口弁
⑤※2	A-RCW常用補機冷却水入口切替弁
⑤※3	A-RCW常用補機冷却水出口切替弁
⑤※4	RCW A-中央制御室冷凍機入口弁
⑥	RCW A-FPC熱交換冷却水入口弁
⑪	A-RHR熱交換冷却水出口弁
7	RCW A-AHEF供給配管止め弁
8	RCW A-AHEF戻り配管止め弁

記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。

□ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。

○※1～, □※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対象弁がある場合, その実施順を示す。

第 1.5-35 図 原子炉補機代替冷却系による除熱 概要図(4/4)

(原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合

(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (時間)								備考				
		1	2	3	4	5	6	7	8					
原子炉補機代替冷却系による除熱 (原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側 接続口を使用した補機冷却水確保の場合)	要員(数) 中央制御室運転員 A 現場運転員 B, C 現場運転員 D, E	1	電源確認								原子炉補機代替冷却系による除熱 7時間20分			
		2	移動, S A電源切替準備操作 (B系) ※1	移動, 系統構成 (非管理区域)								冷却水確保		
		2	移動, 系統構成 (管理区域)											
	緊急時対策要員	緊急時対策要員6名で対応する。	12	緊急時対策要員～第4保管エリア移動※2	車両健全性確認	移動式代替警報交換設備設置, 準備								
				緊急時対策要員～第4保管エリア移動※2	車両健全性確認	大型送水ポンプ車配置, 取水準備								
				移動	移動式代替警報交換設備への電源ケーブル接続									

※1: 非常用コントロールパネル切替盤を使用する場合は, 中央制御室運転員Aにて5分以内に可能である。

※2: 第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は速やかに対応できる。

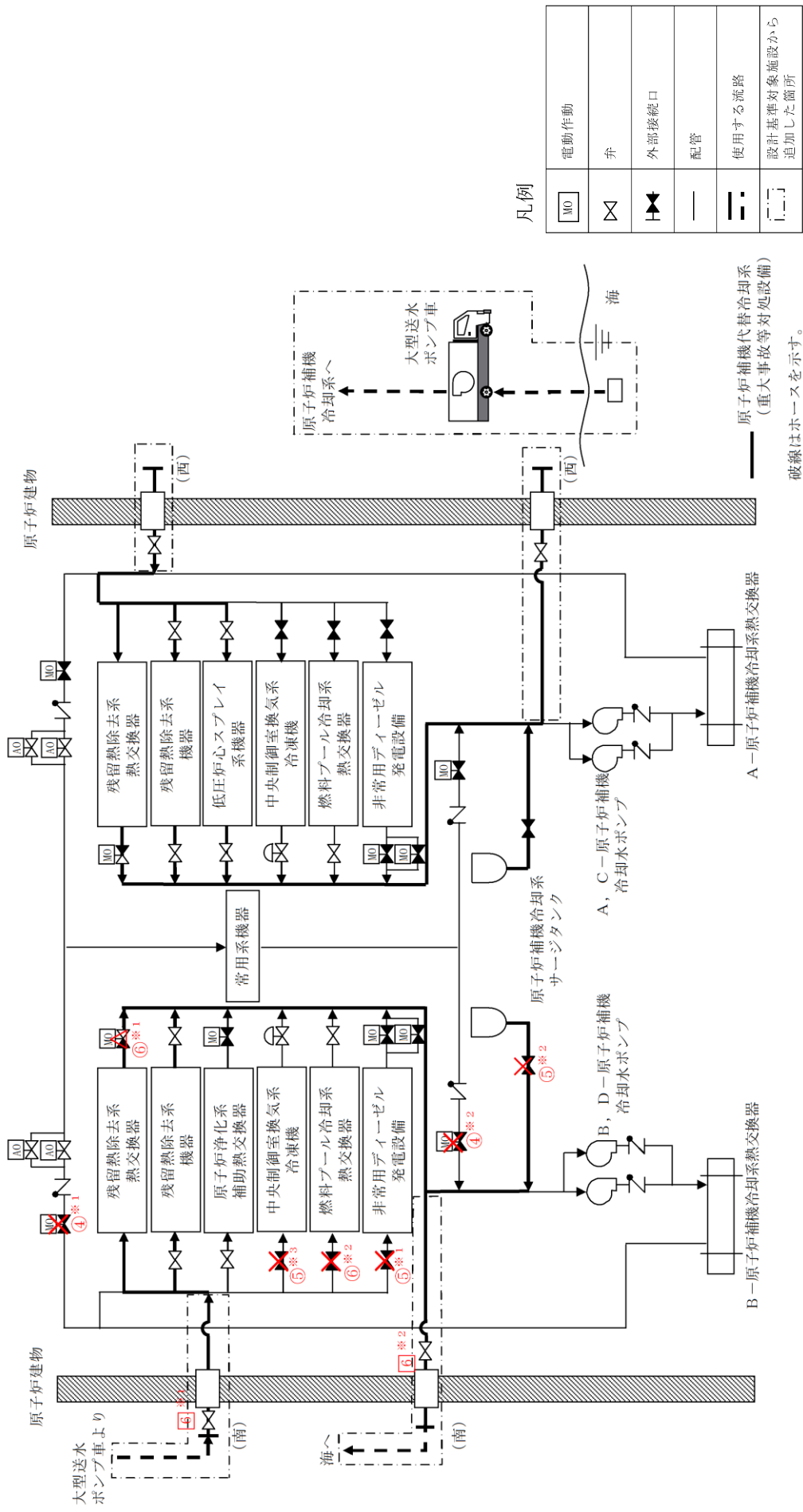
第 1.5-36 図 原子炉補機代替冷却系による除熱 タイムチャート(1 / 2)
 (原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (時間)								備考									
		1	2	3	4	5	6	7	8										
原子炉補機代替冷却系による除熱 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合) (原子炉建物内接続口の衝突による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	中央制御室運転員 A	電源確認															冷却水確保		
		1																	
	現場運転員 B, C	移動, SA 電源切替操作 (A系) ※1																	
		2																	
	現場運転員 D, E	移動, 系統構成 (非管理区域)																	
		2																	
	緊急時対策要員	移動, 系統構成 (管理区域)																	
		2																	
		緊急時対策所～第4保管エリア移動※1 車両検索性確認																	
	大型送水ポンプ車配置, 取水準備																		
	送水準備 (屋外ホース敷設)																		
	送水準備 (屋内ホース敷設)																		

※1：非常用コントロールセンター警鐘を使用する場合は、中央制御室運転員Aにて5分以内に可能である。

※2：第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は速やかに対応できる。

第 1.5-36 図 原子炉補機代替冷却系による除熱 タイムチャート(2/2)
(原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合)
(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)



第 1.5-37 図 大型送水ポンプ車による除熱 概要図(1/2)

記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。
 □ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。
 ○※1~、□※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

凡例

MO	電動作動
☒	弁
⊢	外部接続口
—	配管
—	使用する流路
⌈	設計基準対象施設から追加した箇所

破線はホースを示す。
 原子炉補機代替冷却系 (重大事故等対処設備)

操作手順	弁名称
⑤※1	RCW B - D E G 冷却水入口弁
④※1	B - RCW 常用補機冷却水入口切替弁
④※2	B - RCW 常用補機冷却水出口切替弁
⑤※2	B - RCW サージタンク 出口弁
⑤※3	RCW B - 中央制御室冷凍機入口弁
⑥	B - RHR 熱交冷却水出口弁
⑥※1	AHEF B - 供給配管止め弁
⑥※2	AHEF B - 戻り配管止め弁

記載例 ○

：運転員操作の操作手順番号を示す。

□

：緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。

○※1～, □※1～

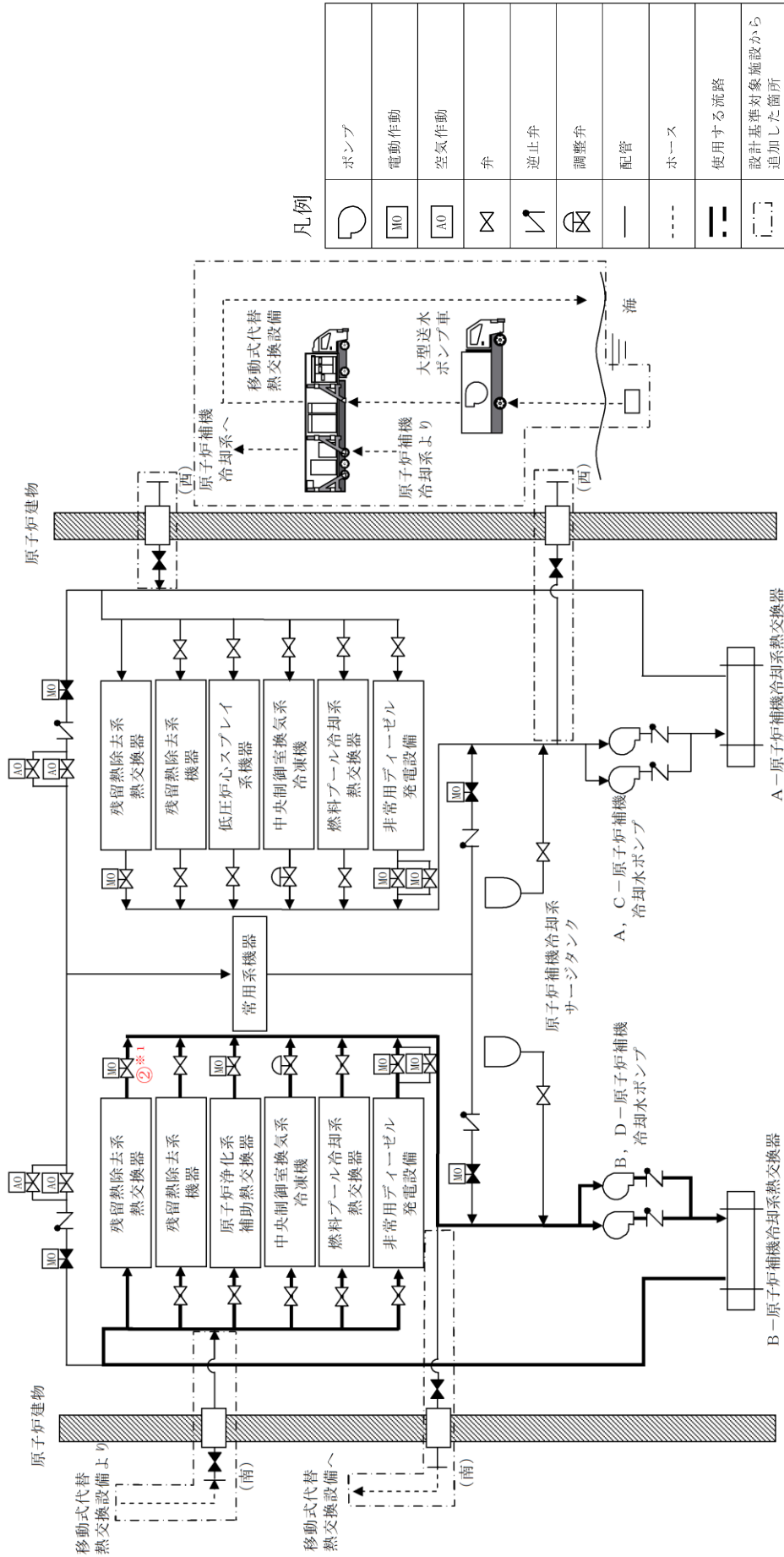
：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.5-37 図 大型送水ポンプ車による除熱 概要図 (2 / 2)

必要な要員と作業項目		経過時間 (時間)								備考
手順の項目	要員(数)	1	2	3	4	5	6	7	8	
大型送水ポンプ車による除熱	中央制御室運転員A									
	現場運転員B, C									
	現場運転員D, E									
	緊急時対策要員									
		電源確認								
		移動								
		移動								
		移動								
		緊急時対策所～第4保管エリア移動※1								
		車両健全性確認								
		大型送水ポンプ車配置, 取水準備								
		送水準備 (ホース敷設)								
		補機冷却水の供給, 流量調整								

※1：第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は速やかに対応できる。

第 1.5-38 図 大型送水ポンプ車による除熱 タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	調整弁
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
②※1	B-RHR 熱交換冷却水出口弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.5-39 図 原子炉補機冷却系による除熱 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
手順の項目	原子炉補機冷却系による除熱												
要員(数)													
原子炉補機冷却系による除熱 (自動起動信号が発信した場合)	1	<div style="background-color: #00aaff; width: 100%; height: 15px; margin-bottom: 5px;"></div> 自動起動確認											※1

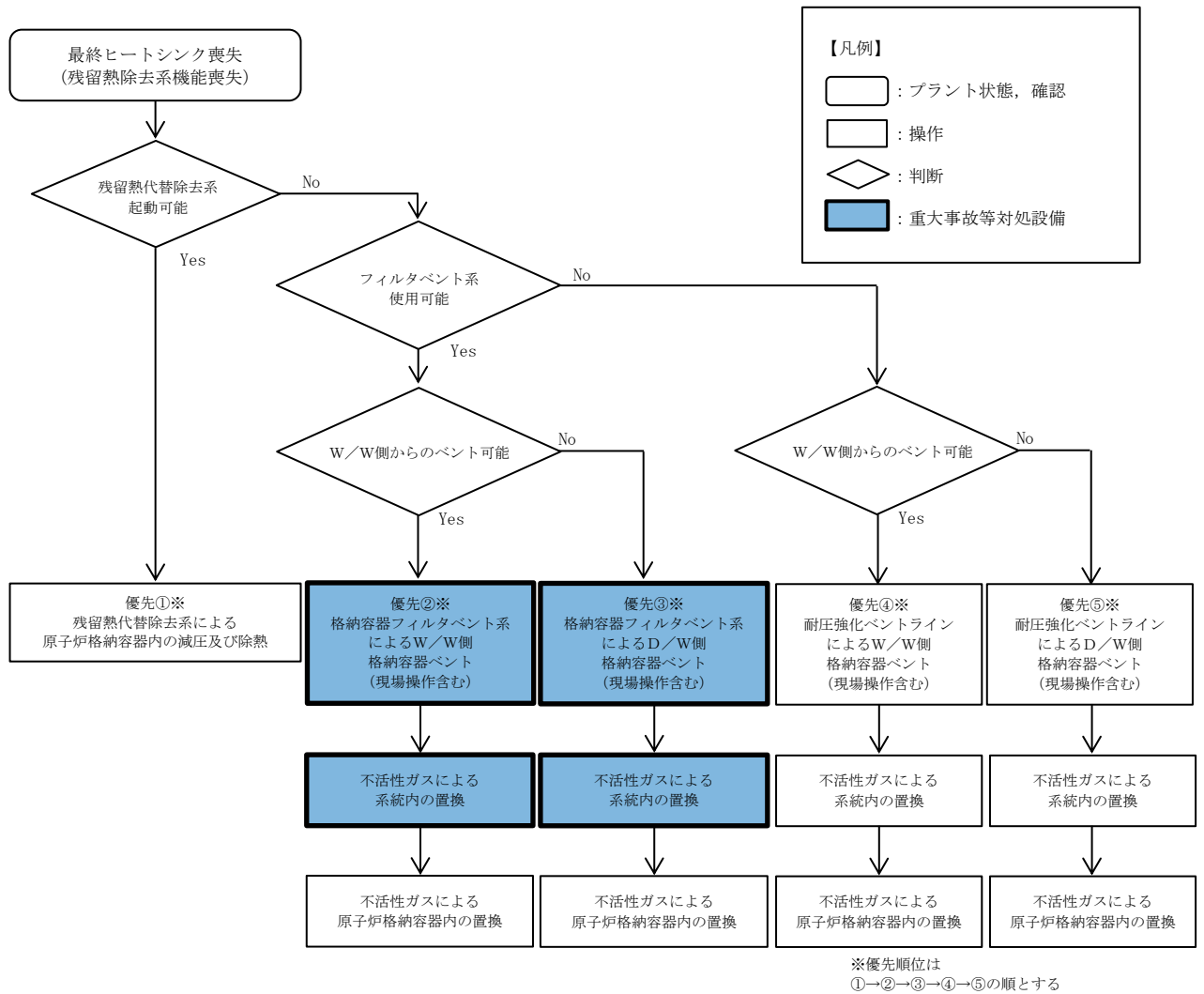
※1：原子炉補機冷却系B系による除熱を示す。また、原子炉補機冷却系A系による冷却水確保については、冷却水の供給開始まで2分以内で可能である。

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
手順の項目	原子炉補機冷却系による除熱												
要員(数)													
原子炉補機冷却系による除熱 (手動起動の場合)	1	<div style="background-color: #00aaff; width: 100%; height: 15px; margin-bottom: 5px;"></div> 除熱開始操作											※2

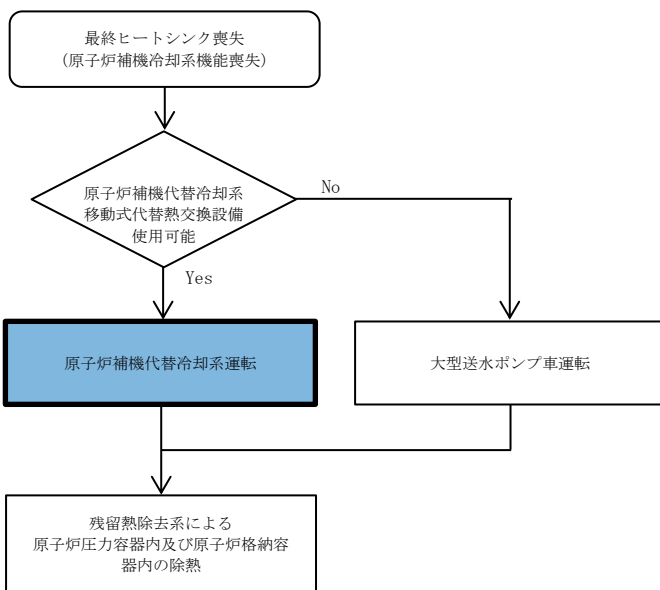
※2：原子炉補機冷却系B系による除熱を示す。また、原子炉補機冷却系A系による冷却水確保については、冷却水の供給開始まで3分以内で可能である。

第 1.5-40 図 原子炉補機冷却系による除熱 タイムチャート

(1) フロントライン故障時の対応手段の選択



(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.5-41 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1 / 6)

技術的能力審査基準 (1.5)	番号	設置許可基準規則 (48 条)	技術基準規則 (63 条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	③
<p>【解釈】 1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第63条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 炉心損傷防止 a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>	②	<p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	<p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第65条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	④ ⑤ ⑥ ⑦

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2 / 6)

■ : 重大事故等対処設備 □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手順 審査基準の要求に適合するための手順				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
ド)による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	既設	① ③	-	-	-	-	-	-
	-	-							
ド)による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)	既設	① ③	-	-	-	-	-	-
	残留熱除去系(格納容器冷却モード)	既設							
原子炉補機冷却系による除熱	原子炉補機海水ポンプ	既設	① ③	-	-	-	-	-	-
	原子炉補機冷却水ポンプ	既設							
	原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレータ	既設							
	原子炉補機冷却系 サージタンク	既設							
	原子炉補機冷却系熱交換器	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	取水口	既設							
	取水管	既設							
	取水槽	既設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3 / 6)

■ : 重大事故等対処設備

□ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手順 審査基準の要求に適合するための手順				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
-	-	-	-	原子炉格納容器内の減圧及び除熱 残留熱代替除去系による	残留熱代替除去ポンプ	常設	7時間 20分	18名	自主対策とする理由は本文参照
					残留熱除去系熱交換器	常設			
					原子炉補機代替冷却系	常設			
					サブプレッション・チェンバ	常設			
					残留熱代替除去系配管・弁	常設			
					残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	常設			
					低圧原子炉代替注水系配管・弁	常設			
					格納容器スプレイ・ヘッド	常設			
					ホース・接続口	可搬			
					原子炉圧力容器	常設			
					原子炉格納容器	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			
					代替所内電気設備	常設			
原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器フィルタベント系	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	原子炉格納容器への窒素ガス供給 可搬式窒素供給装置による	可搬式窒素供給装置	可搬	2時間	2名	自主対策とする理由は本文参照
	スクラバ容器補給設備	新設							
	-	-							
-	-	-	-	原子炉格納容器内の減圧及び除熱 耐圧強化ベントラインによる	遠隔手動弁操作機構	常設	交流動力電源が健全である場合 30分 全交流動力電源喪失時の場合 4時間	交流動力電源が健全である場合 1名 全交流動力電源喪失時の場合 5名	自主対策とする理由は本文参照
					SGT耐圧強化ベントライン止め弁用空気ポンプ	常設			
					SGT耐圧強化ベントライン止め弁操作設備配管・弁	常設			
					原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む)	常設			
					窒素ガス制御系配管・弁	常設			
					非常用ガス処理系配管・弁	常設			
					排気筒	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			
					可搬型代替交流電源設備	可搬			
					代替所内電気設備	常設			
					可搬式窒素供給装置	可搬			
					ホース・接続口	可搬			
					現場操作	遠隔手動弁操作機構			
SGT耐圧強化ベントライン止め弁操作設備配管・弁	常設								

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(4 / 6)

■ : 重大事故等対処設備

□ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手順 審査基準の要求に適合するための手順				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉補機代替冷却系による除熱	移動式代替熱交換設備	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	大型送水ポンプ車による除熱	大型送水ポンプ車	可搬	6時間50分	11名	自主対策とする理由は本文参照
	大型送水ポンプ車	新設			ホース・接続口	可搬			
	ホース・接続口	新設			原子炉補機冷却系配管・弁	常設			
	原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク	既設			原子炉補機代替冷却系配管・弁	常設			
	原子炉補機代替冷却系配管・弁	新設			残留熱除去系熱交換器	常設			
	残留熱除去系熱交換器	既設			残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)	常設			
	取水口	既設			残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	常設			
	取水管	既設			残留熱除去系(格納容器冷却モード)	常設			
	取水槽	既設			取水口	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			取水管	常設			
	代替所内電気設備	新設 既設			取水槽	常設			
	燃料補給設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)	既設			可搬型代替交流電源設備	可搬			
	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	既設			燃料補給設備	常設 可搬			
	残留熱除去系(格納容器冷却モード)	既設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(5 / 6)

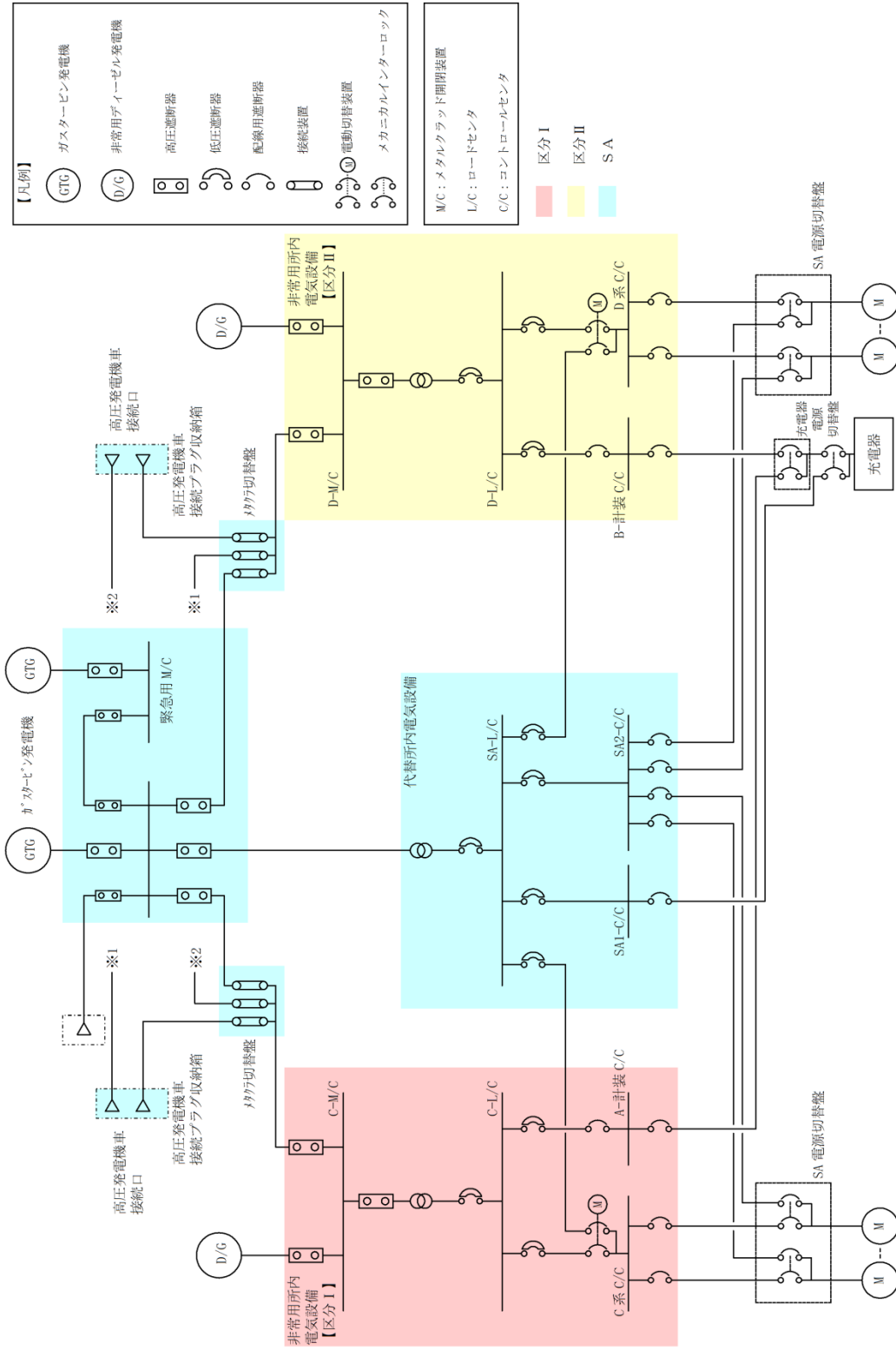
技術的能力審査基準 (1.5)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系が有する最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止する手段として、原子炉補機代替冷却系による最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送するために必要な手順等を整備する。また、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する機能の喪失に加えて、設計基準事故対処設備である残留熱除去系が有する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止する手段として、格納容器フィルタベント系による最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】</p> <p>1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(6 / 6)

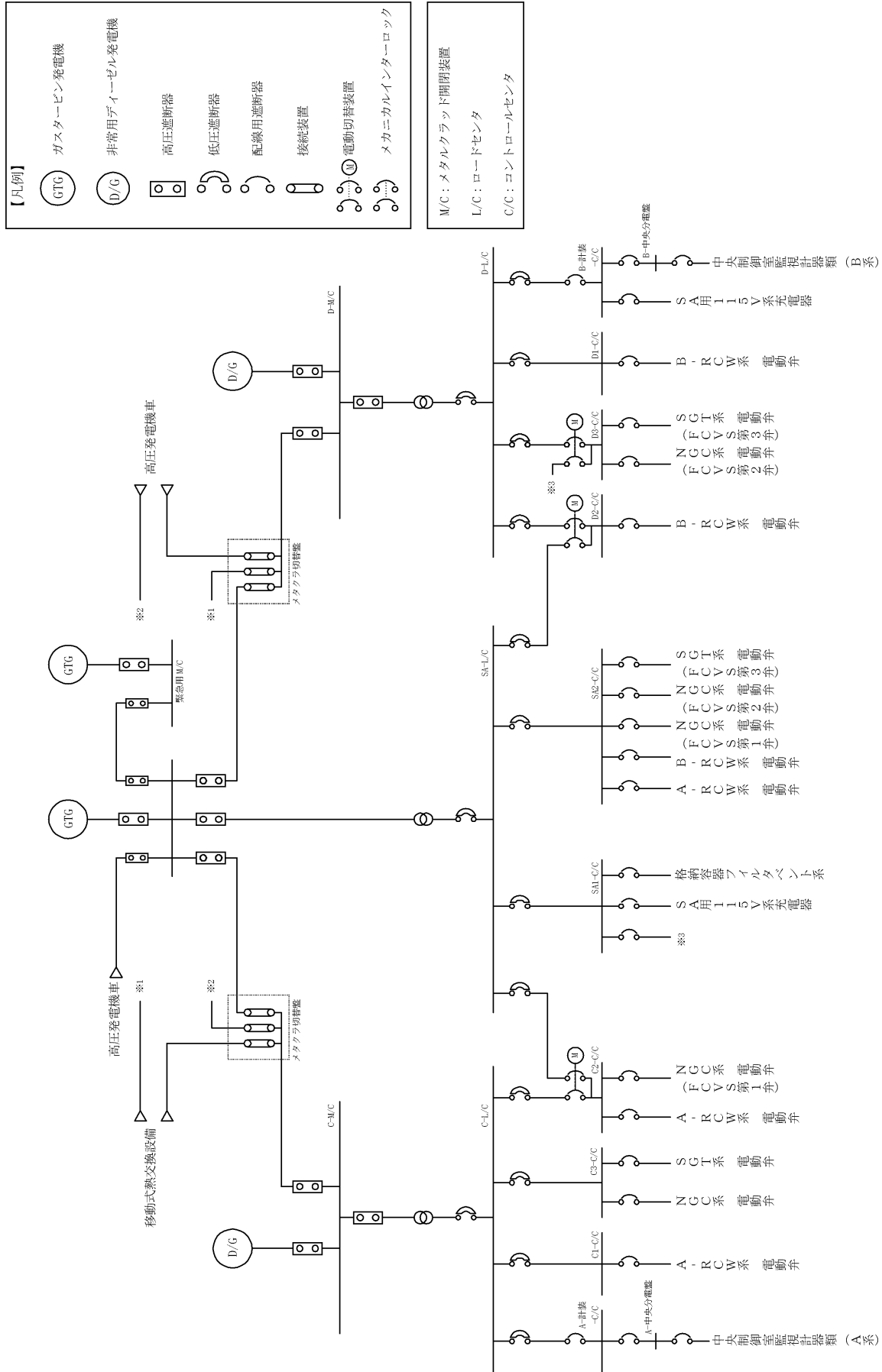
技術的能力審査基準 (1.5)	適合方針
<p>(1) 炉心損傷防止</p> <p>a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク (UHS) の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系 (RHR) の使用が不可能な場合について考慮すること。</p> <p>また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>	<p>取水機能の喪失により原子炉補機冷却系が有する最終ヒートシンク (海) へ熱を輸送する機能が喪失したことを想定し、原子炉補機代替冷却系による最終ヒートシンク (海) へ熱を輸送するために必要な手順等を整備する。</p> <p>最終ヒートシンク (海) へ熱を輸送する機能の喪失に加えて、残留熱除去系の使用が不可能な場合を想定し、格納容器フィルタベント系による最終ヒートシンク (大気) へ熱を輸送するために必要な手順等を整備する。</p>

自主対策設備仕様

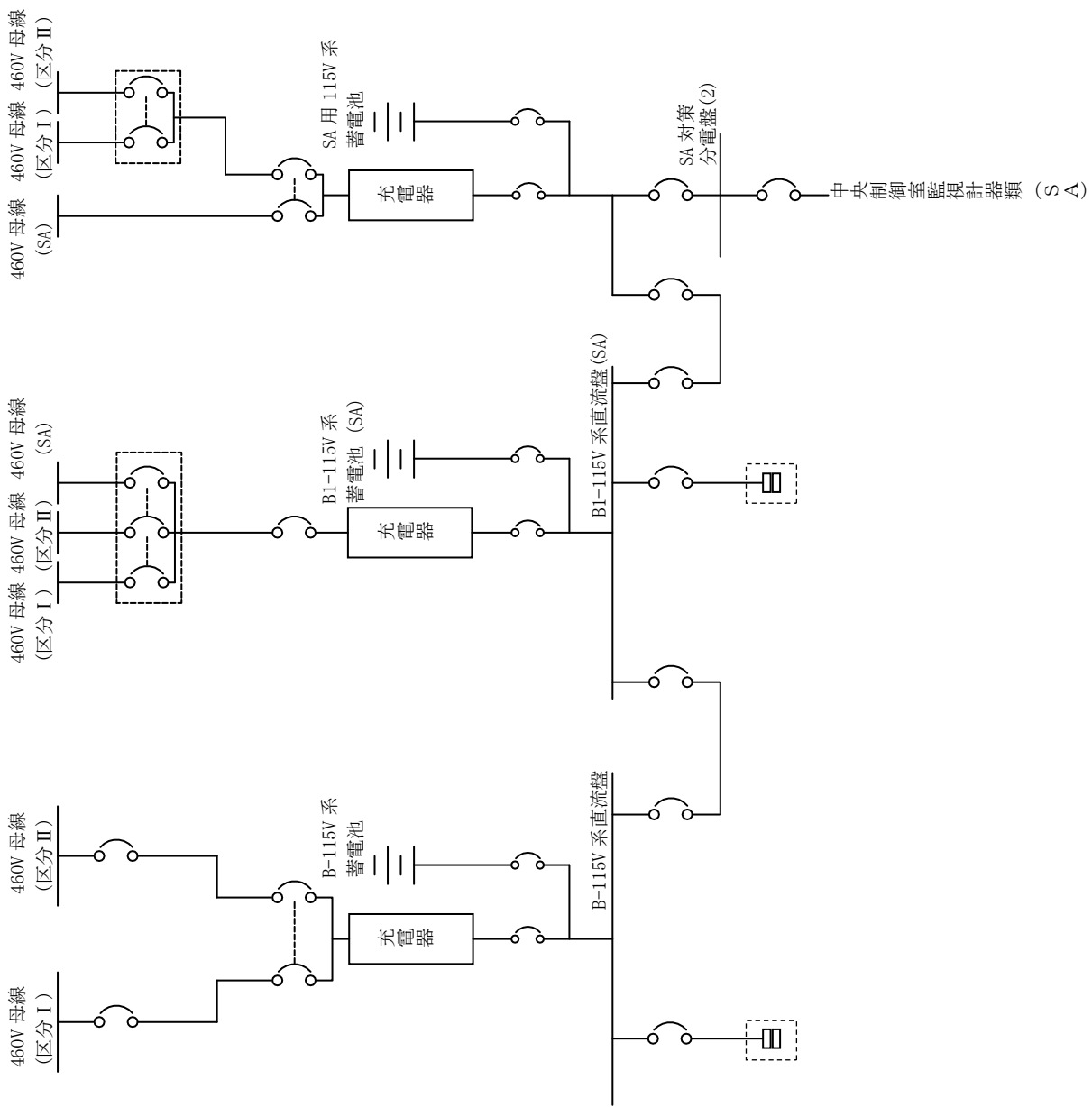
機器名称	常設 ／可搬	耐震クラス	容量	揚程	個数
残留熱代替除去ポンプ	常設	Sクラス	150 m ³ /h	70m	2台
S G T耐圧強化ベントライン 止め弁用空気ボンベ	常設	Cクラス	46.7L	—	1本
ドレン移送ポンプ (スクラバ容器補給設備)	常設	— (Ss 機能維持)	10 m ³ /h	70m	1台
薬品注入タンク (スクラバ容器補給設備)	常設	— (Ss 機能維持)	0.83m ³	—	1基
大量送水車 (スクラバ容器補給設備)	可搬	— (Ss 機能維持)	168m ³ /h (1台あたり)	—	2台
可搬式窒素供給装置	可搬	— (Ss 機能維持)	約 100Nm ³ /h	—	1台
大型送水ポンプ車	可搬	— (Ss 機能維持)	約 1,800m ³ /h (1台あたり)	—	2台



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

重大事故対策の成立性

1. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(1) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

a. 操作概要

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉建物付属棟地上3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤操作により電源切り替えを実施する。また、中央制御室操作により系統構成を実施し、残留熱代替除去系を起動し原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。

b. 作業場所

原子炉建物付属棟 地上3階（非管理区域）

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱として、最長時間を要するSA電源切替盤による電源切り替えを実施し、原子炉格納容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間 : 1時間5分以内（所要時間目安^{※1} : 24分）

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認：想定時間5分，所要時間目安3分

・電源確認：所要時間目安3分（電源確認：中央制御室）

●系統構成：想定時間15分，所要時間目安5分

・系統構成：所要時間目安5分（操作対象5弁：中央制御室）

●起動操作：想定時間10分，所要時間目安4分

・起動操作：所要時間目安4分（操作対象3弁，ポンプ起動：中央制御室）

【現場運転員】

●移動，SA電源切替盤操作（A系）：想定時間20分，所要時間目安8分

- ・ 移動：所要時間目安 5 分（移動経路：中央制御室～原子炉建物附属棟地上 3 階）
- ・ S A 電源切替盤操作（A系）：所要時間目安 3 分（電源切替操作：原子炉建物附属棟地上 3 階）
- 移動， S A 電源切替盤操作（B系）：想定時間 20 分，所要時間目安 4 分
- ・ 移動：所要時間目安 1 分（原子炉建物附属棟地上 3 階）
- ・ S A 電源切替盤操作（B系）：所要時間目安 3 分（電源切替操作：原子炉建物附属棟地上 3 階）

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ），LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

(b) 現場操作

作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

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

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから近接可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常を受電操作であるため，容易に実施可能である。

連絡手段：所内通信連絡設備，電力保安通信用電話設備，有線式通信設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

(2) 残留熱代替除去系における原子炉補機代替冷却系の系統構成

a. 原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合

(a) 操作概要

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉補機代替冷却系を用いた冷却水確保のため、原子炉建物付属棟地上3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤操作により電源切り替えを実施する。また、中央制御室操作及び現場操作により原子炉補機冷却系の系統構成を行う。

なお、本操作は管理区域及び非管理区域での操作を別要員が行う想定としている。

(b) 作業場所

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

原子炉建物付属棟 地下2階，地下1階，地上2階，地上3階（非管理区域）

廃棄物処理建物 地上2階（非管理区域）

(c) 必要要員数及び想定時間

残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系の系統構成として、最長時間を要するSA電源切替盤による電源切り替えを実施する場合に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：5名（中央制御室運転員1名，現場運転員4名）

想定時間：1時間40分以内（所要時間目安^{*1}：67分）

※1：所要時間目安は、模擬により算出した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認：想定時間5分，所要時間目安2分

・電源確認：所要時間目安2分（電源確認：中央制御室）

●冷却水確保：想定時間10分，所要時間目安1分

・冷却水確保：所要時間目安1分（操作対象1弁：中央制御室）

【現場運転員B，C】

●移動，SA電源切替盤操作（B系）：想定時間20分，所要時間目安9分

- ・移動：所要時間目安 6 分（移動経路：中央制御室～原子炉建物附属棟地上 3 階）
- ・ S A 電源切替操作（B 系）：所要時間目安：3 分（電源切替操作：原子炉建物附属棟地上 3 階）
- 系統構成：想定時間 1 時間 20 分，所要時間目安 58 分
 - ・移動：所要時間目安 4 分（移動経路：原子炉建物附属棟地上 3 階～原子炉建物附属棟地上 2 階）
 - ・電源確認：所要時間目安 1 分（電源ロック：原子炉建物附属棟地上 2 階）
 - ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：原子炉建物附属棟地上 2 階～原子炉建物附属棟地下 1 階）
 - ・電源確認：所要時間目安 1 分（電源ロック：原子炉建物附属棟地下 1 階）
 - ・移動：所要時間目安 3 分（移動経路：原子炉建物附属棟地下 1 階～原子炉建物附属棟地下 2 階）
 - ・系統構成：所要時間目安 4 分（操作対象 1 弁：原子炉建物附属棟地下 2 階）
 - ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：原子炉建物附属棟地下 2 階～原子炉建物附属棟地下 1 階）
 - ・系統構成：所要時間目安 11 分（操作対象 1 弁：原子炉建物附属棟地下 1 階）
 - ・移動：所要時間目安 4 分（移動経路：原子炉建物附属棟地下 1 階～原子炉建物附属棟地上 2 階）
 - ・系統構成：所要時間目安 11 分（操作対象 1 弁：原子炉建物附属棟地上 2 階）
 - ・移動：所要時間目安 6 分（移動経路：原子炉建物附属棟地上 2 階～廃棄物処理建物地上 2 階）
 - ・系統構成：所要時間目安 3 分（操作対象 1 弁：廃棄物処理建物地上 2 階）

【現場運転員 D, E】

- 系統構成：想定時間 30 分，所要時間目安 11 分
 - ・移動：所要時間目安 7 分（移動経路：中央制御室～原子炉棟地上 3 階）
 - ・系統構成：所要時間目安 4 分（操作対象 1 弁：原子炉棟地上 3 階）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ），LE

Dライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。

ii 現場操作

作業環境：電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。管理区域においては汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段：有線式通信設備，電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。

b. 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保（故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる影響がある場合）

(a) 操作概要

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉補機代替冷却系を用いた冷却水確保のため、原子炉建物附属棟地上3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤操作により電源切り替えを実施する。また、中央制御室操作及び現場操作により原子炉補機冷却系の系統構成を行う。

(b) 作業場所

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

原子炉建物附属棟 地下2階，地下1階，地上2階，地上3階（非管理区域）

廃棄物処理建物 地上2階（非管理区域）

(c) 必要要員数及び想定時間

残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系の系統構成として、最長時間を要するSA電源切替盤による電源切り替えを実施する場合に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名，現場運転員2名）

想定時間：1時間40分以内（所要時間目安^{※1}：70分）

※1：所要時間目安は，模擬により算出した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認：想定時間5分，所要時間目安2分

・電源確認：所要時間目安2分（電源確認：中央制御室）

●冷却水確保：想定時間10分，所要時間目安1分

・冷却水確保：所要時間目安1分（操作対象1弁：中央制御室）

【現場運転員B, C】

●移動，SA電源切替盤操作（B系）：想定時間20分，所要時間目安9分

・移動：所要時間目安6分（移動経路：中央制御室～原子炉建物附属棟地上3階）

・SA電源切替操作（B系）：所要時間目安：3分（電源切替操作：原子炉建物附属棟地上3階）

●系統構成：想定時間1時間20分，所要時間目安58分

- ・移動：所要時間目安 4 分（移動経路：原子炉建物附属棟地上 3 階～原子炉建物附属棟地上 2 階）
- ・電源確認：所要時間目安 1 分（電源ロック：原子炉建物附属棟地上 2 階）
- ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：原子炉建物附属棟地上 2 階～原子炉建物附属棟地下 1 階）
- ・電源確認：所要時間目安 1 分（電源ロック：原子炉建物附属棟地下 1 階）
- ・移動：所要時間目安 3 分（移動経路：原子炉建物附属棟地下 1 階～原子炉建物附属棟地下 2 階）
- ・系統構成：所要時間目安 4 分（操作対象 1 弁：原子炉建物附属棟地下 2 階）
- ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：原子炉建物附属棟地下 2 階～原子炉建物附属棟地下 1 階）
- ・系統構成：所要時間目安 11 分（操作対象 1 弁：原子炉建物附属棟地下 1 階）
- ・移動：所要時間目安 3 分（移動経路：原子炉建物附属棟地下 1 階～原子炉建物附属棟地上 2 階）
- ・系統構成：所要時間目安 11 分（操作対象 1 弁：原子炉建物附属棟地上 2 階）
- ・移動：所要時間目安 1 分（移動経路：原子炉建物附属棟地上 2 階）
- ・系統構成：所要時間目安 11 分（操作対象 1 弁：原子炉建物附属棟地上 2 階）
- ・移動：所要時間目安 6 分（移動経路：原子炉建物附属棟地上 2 階～廃棄物処理建物地上 2 階）
- ・系統構成：所要時間目安 3 分（操作対象 1 弁：廃棄物処理建物地上 2 階）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ）、LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。

ii 現場操作

作業環境：電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップと

して携行している。

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

- 移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備しており、近接可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。
アクセスルート上に支障となる設備はない。
- 操作性 : 通常の弁操作であり、容易に実施可能である。
操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。
- 連絡手段 : 有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



冷却水確保（系統構成）



冷却水確保（系統構成）

(3) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保

a. 原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保

(a) 操作概要

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉補機代替冷却系（移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等）による補機冷却水確保のため、外部接続口を選定し、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を供給する。

(b) 作業場所

原子炉建物附属棟 地上1階（非管理区域）

原子炉建物附属棟 地上2階（非管理区域）

屋外（取水槽周辺、原子炉建物南側周辺）

(c) 必要要員数及び想定時間

原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保として、最長時間を要する第4保管エリアの可搬設備を使用した海水取水箇所から原子炉建物南側接続口を使用した送水に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：15名（緊急時対策要員15名）

想定時間：7時間20分以内（所要時間目安^{*1}：5時間41分）

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員（6名）】（原子炉建物南側周辺作業）

●緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間35分、所要時間目安32分

・移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）

●車両健全性確認：想定時間10分、所要時間目安10分

・車両健全確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）

●移動式代替熱交換設備準備：想定時間6時間15分、所要時間目安4時間38分

・移動式代替熱交換設備準備：所要時間目安4時間38分（屋外（原子炉建物南側周辺））

●送水準備：想定時間20分、所要時間目安10分

・送水準備：所要時間目安10分（屋外（原子炉建物南側周辺））

【緊急時対策要員（6名）】（取水槽周辺、原子炉建物南側周辺作業）

- 移動：想定時間35分，所要時間目安32分
 - ・移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）
- 車両健全確認：想定時間10分，所要時間目安10分
 - ・車両健全確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）
- 大型送水ポンプ車準備：想定時間3時間45分，所要時間目安2時間57分
 - ・大型送水ポンプ車の準備：所要時間目安2時間57分（屋外（取水槽周辺））
- ホース敷設：想定時間2時間30分，所要時間目安1時間52分
 - ・ホース敷設：所要時間目安1時間52分（屋外（取水槽周辺，原子炉建物南側周辺））
- 送水準備：想定時間20分，所要時間目安10分
 - ・送水準備：所要時間目安10分（屋外（取水槽周辺，原子炉建物南側周辺））
- 【緊急時対策要員（3名）】（原子炉建物南側周辺作業）
- 移動：想定時間30分，所要時間目安26分
 - ・移動：所要時間目安26分（緊急時対策所～原子炉建物南側）
- 電源ケーブル接続：想定時間1時間10分，所要時間目安53分
 - ・電源ケーブル接続：所要時間目安53分（屋外（原子炉建物南側），原子炉建物付属棟地上2階）

(d) 操作の成立性について

作業環境：電源内蔵型照明及びヘッドライトにより，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，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，電源内蔵型照明及びヘッドライトを携行しており，夜間においても接近可能である。

また，現場への移動は地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：各種ホースの接続は汎用の結合金具及びフランジ接続であり，容易に実施可能である。

作業エリア周辺には，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：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。

- b. 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保（故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる影響がある場合）

(a) 操作概要

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉補機代替冷却系（大型送水ポンプ車等）による補機冷却水確保のため、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を供給する。

(b) 作業場所

原子炉建物附属棟	地下2階（非管理区域）
原子炉建物附属棟	地下1階（非管理区域）
原子炉建物附属棟	地上1階（非管理区域）
タービン建物	地上1階（非管理区域）
タービン建物	地下1階（非管理区域）
屋外（取水槽周辺）	

(c) 必要要員数及び想定時間

原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保として、最長時間を要する第4保管エリアの可搬設備を使用した海水取水箇所から原子炉建物内接続口を使用した送水に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（緊急時対策要員6名）

想定時間：7時間以内（所要時間目安^{*1}：6時間29分）

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員】

- 移動：想定時間35分，所要時間目安32分
 - ・移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）
- 車両健全確認：想定時間10分，所要時間目安10分
 - ・車両健全確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）
- 大型送水ポンプ車準備：想定時間3時間5分，所要時間目安2時間57分
 - ・大型送水ポンプ車の準備：所要時間目安2時間57分（屋外（取水槽周辺））
- ホース敷設：想定時間55分，所要時間目安45分
 - ・ホース敷設：所要時間目安45分（屋外（取水槽周辺））
- ホース敷設：想定時間1時間55分，所要時間目安1時間55分

- ・ホース敷設：所要時間目安1時間55分（屋内（タービン建物，原子炉建物付属棟））
- 送水準備：想定時間20分，所要時間目安10分
 - ・送水準備：所要時間目安10分（屋外（取水槽周辺））

(d) 操作の成立性について

作業環境：電源内蔵型照明及びヘッドライトにより，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，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，電源内蔵型照明及びヘッドライトを携行しており，夜間においても接近可能である。

また，現場への移動は地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：各種ホースの接続は汎用の結合金具及びフランジ接続であり，容易に実施可能である。

作業エリア周辺には，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：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。

移動式代替熱交換設備



ホース接続作業



移動式代替熱交換設備へのホース接続作業

大型送水ポンプ車



ホース接続作業



水中ポンプ設置準備



ポンプ起動操作

2. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(1) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

a. 操作概要

中央制御室からの格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉建物附属棟地上3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤操作により電源切り替えを実施する。また、中央制御室操作により系統構成及び格納容器ベント操作を実施し、格納容器ベントを実施する。

b. 作業場所

電源切り替え：原子炉建物附属棟 地上3階（非管理区域）

系統構成、格納容器ベント操作：制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱として、最長時間を要するSA電源切替盤による電源切り替えを実施し、第一優先のW/Wベントを使用した格納容器ベントに必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

なお、W/Wベントに必要な想定時間、D/Wベントに必要な想定時間は同一時間とする。

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間：移動、SA電源切替盤操作（A系）20分以内（所要時間目安^{※1}：8分）

移動、SA電源切替盤操作（B系）20分以内（所要時間目安^{※1}：4分）

電源確認（中央制御室）5分以内（所要時間目安^{※1}：4分）

系統構成（制御室建物）5分以内（所要時間目安^{※1}：4分）

ベント実施操作（制御室建物）10分以内（所要時間目安^{※1}：3分）

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認：想定時間5分、所要時間目安4分

・電源確認：所要時間目安4分（電源確認：中央制御室）

●系統構成：想定時間5分、所要時間目安4分

・系統構成：所要時間目安4分（操作対象1弁：中央制御室）

- ベント実施操作（第1弁開操作）：想定時間10分，所要時間目安3分
 - ・ベント実施操作（第1弁開操作）：所要時間目安3分（操作対象1弁：中央制御室）

【現場運転員】

- 移動，S A電源切替盤操作（A系）：想定時間20分，所要時間目安8分
 - ・移動：所要時間目安5分（移動経路：中央制御室～原子炉建物附属棟地上3階）
 - ・S A電源切替盤操作（A系）：所要時間目安3分（電源切替操作：原子炉建物附属棟地上3階）
- 移動，S A電源切替盤操作（B系）：想定時間20分，所要時間目安4分
 - ・移動：所要時間目安1分（原子炉建物附属棟地上3階）
 - ・S A電源切替盤操作（B系）：所要時間目安3分（電源切替操作：原子炉建物附属棟地上3階）

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ），LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

(b) 現場操作

作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

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

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから近接可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常を受電操作であるため，容易に実施可能である。

連絡手段：所内通信連絡設備，電力保安通信用電話設備，有線式通信設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

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

a. 操作概要

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況で、中央制御室からの操作により電動弁を操作できない場合において、原子炉建物付属棟地上3階まで移動するとともに、現場での遠隔手動弁操作機構による操作により系統構成を実施する。格納容器ベントについては、原子炉建物付属棟地上1階または原子炉建物付属棟地上2階まで移動するとともに、現場での遠隔手動弁操作機構により格納容器ベントする。

b. 作業場所

系統構成	原子炉建物付属棟	地上3階	北側通路 (非管理区域)
W/Wベント	原子炉建物付属棟	地上1階	西側 (非管理区域)
D/Wベント	原子炉建物付属棟	地上2階	西側 (非管理区域)
電源確認	制御室建物	地上4階	(非管理区域) (中央制御室)

c. 必要要員数及び想定時間

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱として、第一優先のW/Wベントを使用した格納容器ベントに必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

なお、W/Wベントに必要な想定時間、D/Wベントに必要な想定時間は同一時間とする。

必要要員数 : 3名 (中央制御室運転員1名, 現場運転員2名)

想定時間 : 系統構成 (原子炉建物付属棟) 1時間20分以内 (所要時間目安^{*1} : 1時間3分)

ベント実施操作 (原子炉建物付属棟) 1時間30分以内 (所要時間目安^{*1} : 1時間8分)

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認 : 想定時間10分, 所要時間目安4分

・電源確認 : 所要時間目安4分 (中央制御室)

【現場運転員】

●系統構成 : 想定時間1時間20分, 所要時間目安1時間3分

・移動 : 所要時間目安9分 (移動経路 : 中央制御室～原子炉建物付属棟地上3階)

・系統構成 : 所要時間目安54分 (操作対象1弁 : 原子炉建物付属棟地上

3階)

- ベント実施操作（第1弁開操作）：想定時間1時間30分，所要時間目安1時間8分
 - ・移動：所要時間目安14分（移動経路：中央制御室～原子炉建物附属棟地上1階）
 - ・ベント実施操作（第1弁開操作）：所要時間目安54分（操作対象1弁：原子炉建物附属棟地上1階）

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ），LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

(b) 現場作業

作業環境：電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており，建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

非管理区域における操作は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，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。管理区域においては汚染の可能性を考慮し，防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備して作業を行う。

現場運転員の放射性防護を考慮し，遠隔手動弁操作機構は，原子炉建物附属棟に設置している。

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備しており，近接可能である。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり，容易に実施可能である。遠隔手動弁操作機構の操作についても，操作に必要な工具はなく，通常の弁操作と同様であるため，容易に実施可能である。

操作対象弁には，暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段：有線式通信設備，電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室又は緊急時対策本部に連絡する。



ベント操作（遠隔手動弁操作機構）

(3) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）

a. 操作概要

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）が必要な状況において、送水ルートを確認した後、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車により、第1ベントフィルタスクラバ容器を水位調整（水張り）する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建物南側周辺、原子炉建物西側周辺、取水箇所（輪谷貯水槽（西））周辺）

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として、最長時間を要する第4保管エリア、第3保管エリアの可搬型設備による輪谷貯水槽（西）を使用した送水に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 13名（中央制御室運転員1名、緊急時対策要員12名）

想定時間 : 2時間30分以内（所要時間目安^{*1} : 1時間55分）

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬による算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●水位監視：想定時間10分、所要時間目安9分

- ・水位監視、水位調整（水張り）：所要時間目安9分（下限水位～通常水位）

【緊急時対策要員6名】（原子炉建物南側周辺作業）

●緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間35分、所要時間目安32分

- ・移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）

●車両健全性確認：想定時間10分、所要時間目安10分

- ・車両健全性確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）

●送水準備（ホース敷設及びヘッダ接続）：想定時間55分、所要時間目安34分

- ・移動：所要時間目安4分（移動経路：第4保管エリア～原子炉建物西側法面）

- ・送水準備（ホース敷設及びヘッダ接続）：所要時間目安30分（原子炉建物西側法面、原子炉建物南

側周辺)

- 送水準備（ヘッド～第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口）：
想定時間 25 分，所要時間目安 21 分
 - ・送水準備：所要時間目安 15 分（ヘッド～第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口）
 - ・系統構成：所要時間目安 6 分（操作対象 2 弁：原子炉建物南側周辺）
- ホース取外し：想定時間 10 分，所要時間目安 5 分
 - ・ホース取外し：所要時間目安 5 分（操作対象 2 弁：原子炉建物南側周辺）
- 【緊急時対策要員 6 名】（輪谷貯水槽（西）周辺，原子炉建物西側法面周辺作業）
- 緊急時対策所～第3保管エリア移動：想定時間 30 分，所要時間目安 28 分
 - ・移動：所要時間目安 28 分（移動経路：緊急時対策所～第3保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第3保管エリア）
- 大量送水車配置：想定時間 15 分，所要時間目安 12 分
 - ・移動：所要時間目安 4 分（移動経路：第3保管エリア～輪谷貯水槽（西））
 - ・大量送水車配置：所要時間目安 8 分（輪谷貯水槽（西））
- 送水準備（ホース敷設）：想定時間 1 時間，所要時間目安 37 分
 - ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 32 分（輪谷貯水槽（西），原子炉建物西側法面）
 - ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：原子炉建物西側法面～輪谷貯水槽（西）周辺）
- 大量送水車起動：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・大量送水車起動：所要時間目安 10 分（輪谷貯水槽（西））
- 停止操作：想定時間 10 分，所要時間目安 5 分
 - ・停止操作：所要時間目安 5 分（輪谷貯水槽（西））

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。また，操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備するが，緊急時対策本部の指示により，作業区域の環境を考慮した汚染防護服，被水防護服等を装備した作業を行う場合がある。

移動経路：車両のヘッドライトほか，ヘッドライト，懐中電灯を携帯しており，夜間においても近接可能である。
また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合

でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 : ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車からのホースの接続は、結合金具接続であり、容易に実施可能であり、必要な工具はない。

また、弁の開閉操作についても、必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。作業エリア周辺には、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 : 衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型）電力保安通信用電話設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び緊急時対策本部に連絡する。



ホース接続作業（昼間）



水中ポンプ設置準備（夜間）



ポンプ起動操作（夜間）

(4) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）

a. 操作概要

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）が必要な状況において、中央制御室操作により系統構成を実施し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）を実施する。

b. 作業場所

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 1名（中央制御室運転員1名）

想定時間 : 2時間20分以内（所要時間目安^{※1} : 2時間9分）

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●系統構成、水抜き開始操作 : 想定時間10分、所要時間目安5分

・系統構成、水抜き開始操作 : 所要時間目安5分（操作対象2弁、ポンプ起動 : 中央制御室）

●水位調整（水抜き） : 想定時間2時間、所要時間目安2時間

・水位調整（水抜き） : 所要時間目安2時間（上限水位～通常水位）

●停止操作 : 想定時間10分、所要時間目安4分

・停止操作 : 所要時間目安4分（操作対象2弁、ポンプ停止 : 中央制御室）

d. 操作の成立性について

作業環境 : 常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。

(5) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージ

a. 操作概要

格納容器フィルタベント系の窒素ガスパーージが必要な状況において、屋外（原子炉建物周辺）に可搬式窒素供給装置を配置してホースを格納容器フィルタベント系配管接続口に接続した後、可搬式窒素供給装置により格納容器フィルタベント系に窒素ガスを供給する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建物周辺）
制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージとして格納容器フィルタベント系配管接続口を使用した窒素ガス供給に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3名（中央制御室運転員1名、緊急時対策要員2名）
想定時間 : 2時間以内（所要時間目安^{※1} : 1時間42分（移動含む））

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬による算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

- 系統構成 : 想定時間10分、所要時間目安4分
・系統構成 : 所要時間目安4分（操作対象1弁 : 中央制御室）

【緊急時対策要員】

- 緊急時対策所～第4保管エリア移動 : 想定時間35分、所要時間目安32分
・移動 : 所要時間目安32分（移動経路 : 緊急時対策所～第4保管エリア）
- 車両健全性確認 : 想定時間10分、所要時間目安10分
・車両健全性確認 : 所要時間目安10分（第4保管エリア）
- 可搬式窒素供給装置の移動 : 想定時間5分、所要時間目安2分
・可搬式窒素供給装置の移動 : 所要時間目安2分（移動経路 : 第4保管エリア～屋外（原子炉建物周辺））
- 可搬式窒素供給装置の接続、暖気運転 : 想定時間1時間、所要時間目安53分
・可搬式窒素供給装置の接続 : 所要時間目安36分（ホース接続 : 屋外（原子炉建物周辺））
・可搬式窒素供給装置暖気運転 : 所要時間目安17分（暖気運転 : 屋外（原

子炉建物周辺))

●弁開操作：想定時間 10 分，所要時間目安 5 分

・弁開操作：所要時間目安 5 分（操作対象 1 弁：屋外（原子炉建物周辺））

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ），LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

(b) 現場作業

作業環境：車両の作業用照明，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。また，操作は格納容器ベント後の汚染を考慮し，防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備するが，緊急時対策本部の指示により，作業区域の環境を考慮した汚染防護服，被水防護服を装備した作業を行う場合がある。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており，夜間においても近接可能である。

また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：送気ホースの接続は，差し込み式であり，容易に実施可能であり，必要な工具はない。

また，弁の開閉操作についても，必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。

作業エリア周辺には，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：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び緊急時対策本部に連絡する。



ホース接続作業

(6) フィルタベント計装 (第1ベントフィルタ出口水素濃度)

a. 操作概要

格納容器フィルタベント系の窒素ガスパージが必要な状況において、屋外(原子炉建物周辺)に第1ベントフィルタ出口水素濃度を配置してホースを格納容器フィルタベント系配管接続口に接続した後、第1ベントフィルタ出口水素濃度により、窒素ガスパージ中、配管内の水素濃度を測定する。

b. 作業場所

屋外 (原子炉建物周辺)
制御室建物 地上4階 (非管理区域) (中央制御室)

c. 必要要員数及び想定時間

格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ中における水素濃度測定に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3名 (中央制御室運転員1名, 緊急時対策要員2名)
想定時間 : 2時間以内 (所要時間目安^{*1}: 1時間39分 (移動含む))

※1: 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●系統構成: 想定時間10分, 所要時間目安4分

・系統構成: 所要時間目安4分 (操作対象1弁: 中央制御室)

【緊急時対策要員】

●緊急時対策所～第4保管エリア移動: 想定時間35分, 所要時間目安32分

・移動: 所要時間目安32分 (移動経路: 緊急時対策所～第4保管エリア)

●車両健全性確認: 想定時間10分, 所要時間目安10分

・車両健全性確認: 所要時間目安10分 (第4保管エリア)

●水素濃度測定設備の移動: 想定時間5分, 所要時間目安2分

・水素濃度測定設備の移動: 所要時間目安2分 (移動経路: 第4保管エリア～屋外 (原子炉建物周辺))

●水素濃度測定設備の接続: 想定時間1時間, 所要時間目安50分

・水素濃度測定設備の接続: 所要時間目安50分 (屋外 (原子炉建物周辺))

・弁閉操作: 所要時間目安: 5分 (操作対象1弁: 屋外 (原子炉建物周辺))

●起動操作: 想定時間10分, 所要時間目安5分

・起動操作: 所要時間目安5分 (起動操作: 屋外 (原子炉建物周辺))

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。

(b) 現場作業

移動経路：車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

作業環境：車両の作業用照明のほか、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。また、操作は格納容器ベント後の汚染を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備するが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した汚染防護服、被水防護服を装備した作業を行う場合がある。

操作性：ホースの接続は、差し込み式であり容易に実施可能であり、操作に必要な工具はない。また、電源ケーブルの接続は、ねじ込み式であり容易に接続可能であり、操作に必要な工具はない。弁の開閉操作についても、必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。作業エリア周辺には支障となる設備はなく、十分な作業スペースがある。

連絡手段：衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び緊急時対策本部に連絡する。



ケーブル接続作業

(7) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整

a. 操作概要

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）によりスクラビング水に含まれる薬液が排水されることでスクラビング水のpHが規定値よりも低くなることを防止するため薬液を補給する。

b. 作業場所

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 1名（中央制御室運転員1名）

想定時間 : 15分以内（所要時間目安^{※1} : 9分）

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●系統構成，ドレン移送ポンプ起動操作：想定時間 15 分，所要時間目安 9 分

・系統構成，ドレン移送ポンプ起動操作：所要時間目安 9 分（操作対象 2 弁，ポンプ起動：中央制御室）

d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ），LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

3. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

(1) 操作概要

原子炉格納容器への窒素ガス供給が必要な状況で、屋外（原子炉建物周辺）に可搬式窒素供給装置を配備し、ホースを窒素ガス代替注入系配管接続口に接続し、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器に窒素ガスを供給する。

(2) 作業場所

屋外（原子炉建物周辺）

(3) 必要要員数及び想定時間

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（緊急時対策要員2名）

想定時間 : 2時間以内（所要時間目安^{*1} : 1時間42分（移動含む））

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員】

- 緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間35分，所要時間目安32分
 - ・移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間10分，所要時間目安10分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）
- 可搬式窒素供給装置の移動：想定時間5分，所要時間目安2分
 - ・可搬式窒素供給装置の移動：所要時間目安2分（移動経路：第4保管エリア～屋外（原子炉建物周辺））
- 可搬式窒素供給装置の接続，暖気運転：想定時間1時間，所要時間目安53分
 - ・可搬式窒素供給装置の接続：所要時間目安36分（ホース接続：屋外（原子炉建物周辺））
 - ・可搬式窒素供給装置暖気運転：所要時間目安17分（暖気運転：屋外（原子炉建物周辺））
- 弁開操作：想定時間10分，所要時間目安5分
 - ・弁開操作：所要時間目安5分（操作対象1弁：屋外（原子炉建物周辺））

(4) 操作の成立性について

移動経路：車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

作業環境：車両のヘッドライトのほか、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。また、操作は格納容器ベント後の汚染を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備するが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した被水防護服等を装備した作業を行う場合がある。

操作性：可搬式窒素供給装置からのホース接続は、差し込み式であり容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には支障となる設備はなく、十分な作業スペースがある。

連絡手段：衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。



ホース接続作業

4. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(1) 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱

a. 操作概要

中央制御室からの耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、中央制御室操作により系統構成及び格納容器ベント操作を実施し、格納容器ベントを実施する。

b. 作業場所

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱として、第一優先のW/Wベントを使用した格納容器ベントに必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

なお、W/Wベントに必要な想定時間、D/Wベントに必要な想定時間は同一時間とする。

必要要員数 : 1名（中央制御室運転員1名）

想定時間 : 系統構成（制御室建物）20分以内（所要時間目安^{※1} : 15分）

ベント実施操作（制御室建物）10分以内（所要時間目安^{※1} : 3分）

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●系統構成 : 想定時間20分、所要時間目安15分

・系統構成 : 所要時間目安15分（操作対象11弁 : 中央制御室）

●ベント実施操作（第1弁開操作） : 想定時間10分、所要時間目安3分

・ベント実施操作（第1弁開操作） : 所要時間目安3分（操作対象1弁 : 中央制御室）

d. 操作の成立性について

作業環境 : 常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。

(2) 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱
(現場操作)

a. 操作概要

耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の系統構成が必要な状況で、中央制御室からの操作により電動弁を操作できない場合において、原子炉建物附属棟地上3階及び原子炉棟地上3階まで移動するとともに、現場での遠隔手動弁操作機構による操作により系統構成を実施する。格納容器ベントについては、原子炉建物附属棟地上1階または原子炉建物附属棟地上2階まで移動するとともに、現場での遠隔手動弁操作機構により格納容器ベントする。

b. 作業場所

系統構成	原子炉建物附属棟	地上3階	北側通路 (非管理区域)
系統構成	原子炉棟	地上3階	(管理区域)
W/Wベント	原子炉建物附属棟	地上1階	西側 (非管理区域)
D/Wベント	原子炉建物附属棟	地上2階	西側 (非管理区域)
電源確認	制御室建物	地上4階	(非管理区域) (中央制御室)

c. 必要要員数及び想定時間

耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱として、第一優先のW/Wベントを使用した格納容器ベントに必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

なお、W/Wベントに必要な想定時間、D/Wベントに必要な想定時間は同一時間とする。

必要要員数	: 5名 (中央制御室運転員1名, 現場運転員4名)
想定時間	: 系統構成 (原子炉建物附属棟) 2時間30分以内 (所要時間目安 ^{※1} : 1時間59分)
	: ベント実施操作 (原子炉建物附属棟) 1時間30分以内 (所要時間目安 ^{※1} : 1時間8分)

※1: 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認: 想定時間10分, 所要時間目安3分
・電源確認: 所要時間目安3分 (中央制御室)

【現場運転員 (2名)】

- 系統構成：想定時間 2 時間 30 分，所要時間目安 1 時間 59 分
 - ・ 移動：所要時間目安 9 分（移動経路：中央制御室～原子炉建物附属棟地上 3 階）
 - ・ 系統構成：所要時間目安 1 時間 50 分（操作対象 4 弁：原子炉建物附属棟地上 3 階）
- ベント実施操作（第 1 弁開操作）：想定時間 1 時間 30 分，所要時間目安 1 時間 8 分
 - ・ 移動：所要時間目安 14 分（移動経路：中央制御室～原子炉建物附属棟地上 1 階）
 - ・ ベント実施操作（第 1 弁開操作）：所要時間目安 54 分（操作対象 1 弁：原子炉建物附属棟地上 1 階）

【現場運転員（2 名）】

- 系統構成：想定時間 1 時間，所要時間目安 45 分
 - ・ 移動：所要時間目安 9 分（移動経路：中央制御室～原子炉棟地上 3 階）
 - ・ 系統構成：所要時間目安 36 分（操作対象 3 弁：原子炉棟地上 3 階）

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ），LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

(b) 現場作業

作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。非管理区域における操作は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，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。管理区域においては汚染の可能性を考慮し，防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備して作業を行う。

現場運転員の放射線防護を考慮し，遠隔手動弁操作機構は，原子炉建物附属棟に設置している。

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから，近接可能である。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。遠隔手動弁操作機構の操作についても，操作に必要な工具はなく，通常の弁操作と同様であるため，容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段：有線式通信設備，電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室又は緊急時対策本部との連絡が可能である。



ベント操作（遠隔手動弁操作機構）

(3) 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージ

a. 操作概要

耐圧強化ベントの窒素ガスパージが必要な状況において、屋外（原子炉建物周辺）に可搬式窒素供給装置を配置してホースを格納容器フィルタベント系配管接続口に接続した後、可搬式窒素供給装置により耐圧強化ベントラインに窒素ガスを供給する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建物周辺）
制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージとして格納容器フィルタベント系配管接続口を使用した窒素ガス供給に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3名（中央制御室運転員1名、緊急時対策要員2名）
想定時間 : 2時間以内（所要時間目安^{*1} : 1時間42分（移動含む））

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬による算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

- 系統構成 : 想定時間10分、所要時間目安5分
・系統構成 : 所要時間目安5分（操作対象1弁 : 中央制御室）

【緊急時対策要員】

- 緊急時対策所～第4保管エリア移動 : 想定時間35分、所要時間目安32分
・移動 : 所要時間目安32分（移動経路 : 緊急時対策所～第4保管エリア）
- 車両健全性確認 : 想定時間10分、所要時間目安10分
・車両健全性確認 : 所要時間目安10分（第4保管エリア）
- 可搬式窒素供給装置の移動 : 想定時間5分、所要時間目安2分
・可搬式窒素供給装置の移動 : 所要時間目安2分（移動経路 : 第4保管エリア～屋外（原子炉建物周辺））
- 可搬式窒素供給装置の接続、暖気運転 : 想定時間1時間、所要時間目安53分
・可搬式窒素供給装置の接続 : 所要時間目安36分（ホース接続 : 屋外（原子炉建物周辺））
・可搬式窒素供給装置暖気運転 : 所要時間目安17分（暖気運転 : 屋外（原

子炉建物周辺))

●弁開操作：想定時間 10 分，所要時間目安 5 分

・弁開操作：所要時間目安 5 分（操作対象 1 弁：屋外（原子炉建物周辺））

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ），LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

(b) 現場作業

作業環境：車両の作業用照明，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。また，操作は格納容器ベント後の汚染を考慮し，防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備するが，緊急時対策本部の指示により，作業区域の環境を考慮した汚染防護服，被水防護服を装備した作業を行う場合がある。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており，夜間においても近接可能である。

また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：送気ホースの接続は，差し込み式であり，容易に実施可能であり，必要な工具はない。

また，弁の開閉操作についても，必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。

作業エリア周辺には，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：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び緊急時対策本部に連絡する。



ホース接続作業

5. 原子炉補機代替冷却系による除熱

(1) 系統構成

- a. 原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合

(a) 操作概要

原子炉補機代替冷却系を用いた冷却水確保のため、原子炉建物附属棟地上3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤操作により電源切り替えを実施する。また、中央制御室操作及び現場操作により原子炉補機冷却系の系統構成を行う。

なお、本操作は管理区域及び非管理区域での操作を別要員が行う想定としている。

(b) 作業場所

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

原子炉棟 地上3階（管理区域）

原子炉建物附属棟 地下2階，地下1階，地上2階（非管理区域）

廃棄物処理建物 地上2階（非管理区域）

(c) 必要要員数及び想定時間

原子炉補機代替冷却水系による除熱（系統構成）として、B系に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

なお、A系の系統構成に必要な想定時間は同一時間とする。

必要要員数：5名（中央制御室運転員1名，現場運転員4名）

想定時間：1時間40分以内（所要時間目安^{*1}：58分）

※1：所要時間目安は、模擬により算出した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

- 電源確認：想定時間5分，所要時間目安2分

- ・電源確認：所要時間目安2分（電源確認：中央制御室）

- 冷却水確保：想定時間10分，所要時間目安1分

- ・冷却水確保：所要時間目安1分（操作対象1弁：中央制御室）

【現場運転員B，C】（非管理区域）

- 移動，SA電源切替盤操作（B系）：想定時間20分，所要時間目安9分

- ・移動：所要時間目安6分（移動経路：中央制御室～原子炉建物附属棟地上2階）

- ・ S A電源切替操作 (B系) : 所要時間目安 3 分 (電源切替操作 : 原子炉建物付属棟地上 2 階)
- 系統構成 : 想定時間 1 時間 20 分, 所要時間目安 58 分
 - ・ 移動 : 所要時間目安 4 分 (移動経路 : 中央制御室～原子炉建物付属棟地上 2 階)
 - ・ 電源確認 : 所要時間目安 1 分 (電源ロック : 原子炉建物付属棟地上 2 階)
 - ・ 移動 : 所要時間目安 5 分 (移動経路 : 原子炉建物付属棟地上 2 階～原子炉建物付属棟地下 1 階)
 - ・ 電源確認 : 所要時間目安 1 分 (電源ロック : 原子炉建物付属棟地下 1 階)
 - ・ 移動 : 所要時間目安 3 分 (移動経路 : 原子炉建物付属棟地下 1 階～原子炉建物付属棟地下 2 階)
 - ・ 系統構成 : 所要時間目安 4 分 (操作対象 1 弁 : 原子炉建物付属棟地下 2 階)
 - ・ 移動 : 所要時間目安 6 分 (移動経路 : 原子炉建物付属棟地下 2 階～原子炉建物付属棟地下 1 階)
 - ・ 系統構成 : 所要時間目安 11 分 (操作対象 1 弁 : 原子炉建物付属棟地下 1 階)
 - ・ 移動 : 所要時間目安 3 分 (移動経路 : 原子炉建物付属棟地下 1 階～原子炉建物付属棟地上 2 階)
 - ・ 系統構成 : 所要時間目安 11 分 (操作対象 1 弁 : 原子炉建物付属棟地上 2 階)
 - ・ 移動 : 所要時間目安 6 分 (移動経路 : 原子炉建物付属棟地上 2 階～廃棄物処理建物地上 2 階)
 - ・ 系統構成 : 所要時間目安 3 分 (操作対象 1 弁 : 廃棄物処理建物地上 2 階)
- 【現場運転員 D, E】 (管理区域)
 - 系統構成 : 想定時間 30 分, 所要時間目安 11 分
 - ・ 移動 : 所要時間目安 7 分 (移動経路 : 中央制御室～原子炉棟地上 3 階)
 - ・ 系統構成 : 所要時間目安 4 分 (操作対象 1 弁 : 原子炉棟地上 3 階)

(d) 操作の成立性について

作業環境 : 電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており, 建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また, ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから, 操作は防護具 (全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋, 汚染防護服) を装備又は携行して作業を行う。管理

区域においては汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備して作業を行う。

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備しており，近接可能である。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり，容易に実施可能である。

操作対象弁には，暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段：有線式通信設備，電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。

b. 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保（故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる影響がある場合）

(a) 操作概要

原子炉補機代替冷却系を用いた冷却水確保のため、原子炉建物附属棟地上3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤操作により電源切り替えを実施する。また、中央制御室操作及び現場操作により原子炉補機冷却系の系統構成を行う。

(b) 作業場所

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

原子炉棟 地上2階，地上3階（管理区域）

原子炉建物附属棟 地下2階，地下1階，地上2階，地上3階（非管理区域）

廃棄物処理建物 地上2階（非管理区域）

(c) 必要要員数及び想定時間

残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系の系統構成として、最長時間を要するSA電源切替盤による電源切り替えを実施する場合に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：5名（中央制御室運転員1名，現場運転員4名）

想定時間：1時間50分以内（所要時間目安^{※1}：60分）

※1：所要時間目安は、模擬により算出した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認：想定時間5分，所要時間目安2分

・電源確認：所要時間目安2分（電源確認：中央制御室）

●冷却水確保：想定時間10分，所要時間目安1分

・冷却水確保：所要時間目安1分（操作対象1弁：中央制御室）

【現場運転員B，C】（非管理区域）

●移動，SA電源切替盤操作（A系）：想定時間20分，所要時間目安5分

・移動：所要時間目安5分（移動経路：中央制御室～原子炉建物附属棟地上3階）

・SA電源切替操作（A系）：所要時間目安：3分（電源切替操作：原子炉建物附属棟地上3階）

●系統構成：想定時間1時間20分，所要時間目安60分

- ・移動：所要時間目安 2 分（移動経路：原子炉建物附属棟地上 3 階～原子炉建物附属棟地上 2 階）
- ・電源確認：所要時間目安 1 分（電源ロック：原子炉建物附属棟地上 2 階）
- ・移動：所要時間目安 2 分（移動経路：原子炉建物附属棟地上 2 階～原子炉建物附属棟地下 1 階）
- ・電源確認：所要時間目安 1 分（電源ロック：原子炉建物附属棟地下 1 階）
- ・移動：所要時間目安 6 分（移動経路：原子炉建物附属棟地下 1 階～原子炉建物附属棟地下 2 階）
- ・系統構成：所要時間目安 4 分（操作対象 1 弁：原子炉建物附属棟地下 2 階）
- ・移動：所要時間目安 6 分（移動経路：原子炉建物附属棟地下 2 階～原子炉建物附属棟地下 1 階）
- ・系統構成：所要時間目安 11 分（操作対象 1 弁：原子炉建物附属棟地下 1 階）
- ・移動：所要時間目安 4 分（移動経路：原子炉建物附属棟地下 1 階～原子炉建物附属棟地上 2 階）
- ・系統構成：所要時間目安 11 分（操作対象 1 弁：原子炉建物附属棟地上 2 階）
- ・系統構成：所要時間目安 3 分（操作対象 1 弁：原子炉建物附属棟地上 2 階）
- ・移動：所要時間目安 6 分（移動経路：原子炉建物附属棟地上 2 階～廃棄物処理建物地上 2 階）
- ・系統構成：所要時間目安 3 分（操作対象 1 弁：廃棄物処理建物地上 2 階）

【現場運転員 D, E】（管理区域）

- 系統構成：想定時間 30 分，所要時間目安 12 分
 - ・移動：所要時間目安 8 分（移動経路：中央制御室～原子炉棟地上 3 階）
 - ・系統構成：所要時間目安 4 分（操作対象 1 弁：原子炉棟地上 3 階）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ）、LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

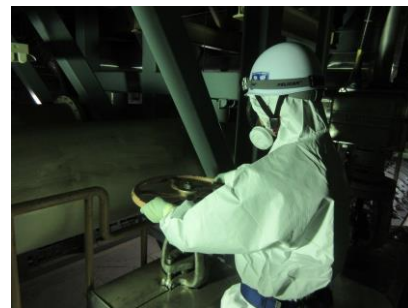
操作性：操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

ii 現場操作

- 作業環境 : 電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。管理区域においては汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行う。
- 移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備しており、近接可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。
アクセスルート上に支障となる設備はない。
- 操作性 : 通常の弁操作であり、容易に実施可能である。
操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。
- 連絡手段 : 有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



冷却水確保（系統構成）



冷却水確保（系統構成）

(2) 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による除熱

- a. 原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保

(a) 操作概要

原子炉補機代替冷却系（移動式代替熱交換設備，大型送水ポンプ車等）による除熱が必要な状況において外部接続口を選定し，取水箇所まで移動するとともに，送水ルートを確認した後，原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を供給する。

(b) 作業場所

原子炉建物附属棟 地上1階（非管理区域）

原子炉建物附属棟 地上2階（非管理区域）

屋外（取水槽周辺，原子炉建物南側周辺）

(c) 必要要員数及び想定時間

原子炉補機代替冷却水系による除熱として，最長時間を要する第4保管エリアの可搬設備を使用した海水取水箇所から原子炉建物南側接続口を使用した送水に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数：15名（緊急時対策要員15名）

想定時間：7時間20分以内（所要時間目安^{*1}：5時間41分）

※1：所要時間目安は，実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員（6名）】（原子炉建物南側周辺作業）

- 緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間35分，所要時間目安32分

- ・移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）

- 車両健全性確認：想定時間10分，所要時間目安10分

- ・車両健全確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）

- 移動式代替熱交換設備準備：想定時間6時間15分，所要時間目安4時間38分

- ・移動式代替熱交換設備準備：所要時間目安4時間38分（屋外（原子炉建物南側周辺））

- 送水準備：想定時間20分，所要時間目安15分

- ・送水準備：所要時間目安15分（屋外（原子炉建物南側周辺））

【緊急時対策要員（6名）】（取水槽周辺，原子炉建物南側周辺作業）

- 移動：想定時間35分，所要時間目安32分

- ・移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）
- 車両健全確認：想定時間10分，所要時間目安10分
 - ・車両健全確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）
- 大型送水ポンプ車準備：想定時間3時間45分，所要時間目安2時間57分
 - ・大型送水ポンプ車の準備：所要時間目安2時間57分（屋外（取水槽周辺））
- ホース敷設：想定時間2時間30分，所要時間目安1時間52分
 - ・ホース敷設：所要時間目安1時間52分（屋外（取水槽周辺，原子炉建物南側周辺））
- 送水準備：想定時間20分，所要時間目安10分
 - ・送水準備：所要時間目安10分（屋外（取水槽周辺，原子炉建物南側周辺））

【緊急時対策要員（3名）】（原子炉建物南側周辺作業）

- 移動：想定時間30分，所要時間目安26分
 - ・移動：所要時間目安26分（緊急時対策所～原子炉建物南側）
- 電源ケーブル接続：想定時間1時間10分，所要時間目安53分
 - ・電源ケーブル接続：所要時間目安53分（屋外（原子炉建物南側），原子炉建物付属棟地上2階）

(d) 操作の成立性について

作業環境：電源内蔵型照明及びヘッドライトにより，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，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，電源内蔵型照明及びヘッドライトを携行しており，夜間においても接近可能である。

また，現場への移動は地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：各種ホースの接続は汎用の結合金具及びフランジ接続であり，容易に実施可能である。

作業エリア周辺には，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：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。

- b. 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保（故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる影響がある場合）

(a) 操作概要

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉補機代替冷却系（大型送水ポンプ車等）による補機冷却水確保のため、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を供給する。

(b) 作業場所

原子炉建物附属棟	地下2階（非管理区域）
原子炉建物附属棟	地下1階（非管理区域）
原子炉建物附属棟	地上1階（非管理区域）
タービン建物	地上1階（非管理区域）
タービン建物	地下1階（非管理区域）
屋外	（取水槽周辺）

(c) 必要要員数及び想定時間

原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保として、最長時間を要する第4保管エリアの可搬設備を使用した海水取水箇所から原子炉建物内接続口を使用した送水に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（緊急時対策要員6名）

想定時間：7時間以内（所要時間目安^{*1}：6時間29分）

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員】

- 移動：想定時間35分，所要時間目安32分
 - ・移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）
- 車両健全確認：想定時間10分，所要時間目安10分
 - ・車両健全確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）
- 大型送水ポンプ車準備：想定時間3時間5分，所要時間目安2時間57分
 - ・大型送水ポンプ車の準備：所要時間目安2時間57分（屋外（取水槽周辺））
- ホース敷設：想定時間55分，所要時間目安45分
 - ・ホース敷設：所要時間目安45分（屋外（取水槽周辺））
- ホース敷設：想定時間1時間55分，所要時間目安1時間55分
 - ・ホース敷設：所要時間目安1時間55分（屋内（タービン建物，原子炉建物附属棟））

- 送水準備：想定時間20分，所要時間目安10分
 - ・送水準備：所要時間目安10分（屋外（取水槽周辺））

(d) 操作の成立性について

作業環境：電源内蔵型照明及びヘッドライトにより，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，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，電源内蔵型照明及びヘッドライトを携行しており，夜間においても接近可能である。

また，現場への移動は地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：各種ホースの接続は汎用の結合金具及びフランジ接続であり，容易に実施可能である。

作業エリア周辺には，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：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。

移動式代替熱交換設備



ホース接続作業



移動式代替熱交換設備へのホース接続作業

大型送水ポンプ車



ホース接続作業



水中ポンプ設置準備



ポンプ起動操作

6. 大型送水ポンプ車による除熱

(1) 系統構成

a. 操作概要

原子炉補機代替冷却系を用いた冷却水確保のため、現場にて原子炉補機冷却水系の系統構成を行う。

なお、本操作は管理区域及び非管理区域での操作を別要員が行う想定としている。

b. 作業場所

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

原子炉棟 地上2階，地上3階（管理区域）

原子炉建物附属棟 地下2階，地上2階（非管理区域）

廃棄物処理建物 地上2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び想定時間

原子炉補機代替冷却水系による除熱（系統構成）として、B系に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

なお、A系の系統構成に必要な想定時間は同一時間とする。

必要要員数：5名（中央制御室運転員1名，現場運転員4名）

想定時間：1時間20分以内（所要時間目安※1：35分）

※1：所要時間目安は、模擬により算出した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●系統構成：想定時間10分，所要時間目安4分

・電源確認：所要時間目安2分（電源確認：中央制御室）

・系統構成：所要時間目安2分（操作対象2弁：中央制御室）

【現場運転員B, C】（非管理区域）

●系統構成：想定時間1時間20分，所要時間目安35分

・移動：所要時間目安5分（移動経路：中央制御室～原子炉建物附属棟
地上2階）

・電源確認：所要時間目安1分（電源ロック：原子炉建物附属棟地上2
階）

・移動：所要時間目安5分（移動経路：原子炉建物附属棟地上2階～原
子炉建物附属棟地下2階）

- ・ 系統構成：所要時間目安 4 分（操作対象 1 弁：原子炉建物附属棟地下 2 階）
- ・ 移動：所要時間目安 7 分（移動経路：原子炉建物附属棟地下 2 階～原子炉建物附属棟地上 2 階）
- ・ 系統構成：所要時間目安 3 分（操作対象 1 弁：原子炉建物附属棟地上 2 階）
- ・ 移動：所要時間目安 7 分（移動経路：原子炉建物附属棟地上 2 階～廃棄物処理建物地上 2 階）
- ・ 系統構成：所要時間目安 3 分（操作対象 1 弁：廃棄物処理建物地上 2 階）

【現場運転員 D, E】（管理区域）

- 系統構成：想定時間 40 分，所要時間目安 20 分
 - ・ 移動：所要時間目安 7 分（移動経路：中央制御室～原子炉棟地上 2 階）
 - ・ 系統構成：所要時間目安 5 分（操作対象 1 弁：原子炉棟地上 2 階）
 - ・ 移動：所要時間目安 4 分（移動経路：原子炉棟地上 2 階～原子炉棟地上 3 階）
 - ・ 系統構成：所要時間目安 4 分（操作対象 1 弁：原子炉棟地上 3 階）

d. 操作の成立性について

作業環境：電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており，建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。管理区域においては汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備して作業を行う。

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備しており，近接可能である。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり，容易に実施可能である。

操作対象弁には，暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段：有線式通信設備，電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。



冷却水確保（系統構成）



冷却水確保（系統構成）

(2) 大型送水ポンプ車による除熱

a. 操作概要

大型送水ポンプ車による補機冷却水の確保が必要な状況において外部接続口を選定し、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、大型送水ポンプ車により原子炉補機冷却系に送水する。

b. 作業場所

原子炉建物附属棟 地上1階（非管理区域）
屋外（取水槽周辺，原子炉建物南側周辺）

c. 必要要員数及び想定時間

原子炉補機代替冷却系による除熱として、最長時間を要する第4保管エリアの可搬型設備を使用した海水取水箇所から原子炉建物南側接続口を使用した送水に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（緊急時対策要員6名）

想定時間：7時間以内（所要時間目安^{*1}：6時間39分）

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員】

- 移動：想定時間35分，所要時間目安32分
 - ・移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）
- 車両健全確認：想定時間10分，所要時間目安10分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）
- 大型送水ポンプ車準備：想定時間3時間5分，所要時間目安2時間57分
 - ・大型送水ポンプ車準備：所要時間目安2時間57分（屋外（取水槽周辺））
- ホース敷設：想定時間2時間50分，所要時間目安2時間50分
 - ・ホース敷設：想定時間2時間50分（屋外（取水槽周辺，原子炉建物南側周辺））
- 送水準備：想定時間20分，所要時間目安10分
 - ・送水準備：所要時間目安10分（屋外（取水槽周辺，原子炉建物南側周辺））

d. 操作の成立性について

作業環境：電源内蔵型照明及びヘッドライトにより、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、操作は防護具

(全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，電源内蔵型照明及びヘッドライトを携行しており，夜間においても接近可能である。

また，現場への移動は地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：各種ホースの接続は汎用の結合金具及びフランジ接続であり，容易に実施可能である。

作業エリア周辺には，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：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。



ホース接続作業



水中ポンプ設置準備



ポンプ起動操作

7. 原子炉補機冷却系による除熱

a. 操作概要

原子炉補機冷却系が健全な場合は，自動起動信号による作動，又は中央制御室からの手動操作により原子炉補機冷却系を起動し，原子炉補機冷却系による除熱を行う。

b. 作業場所

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

原子炉補機冷却系による除熱に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 1名（中央制御室運転員1名）

想定時間 : 3分以内（所要時間目安^{*1} : 1分）

※1 : 所要時間目安は，模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●自動起動確認：想定時間2分，所用時間目安40秒

・自動起動確認：所要時間目安40秒（中央制御室）

●手動起動確認：想定時間3分，所要時間目安1分

・手動起動確認：所要時間目安：1分（ポンプ起動：中央制御室）

d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ），LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

格納容器ベント操作について

格納容器フィルタベント系の放出系統として、サプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する系統の2通りがあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

ただし、サプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウェルからのベントを実施する。

また、ベント準備を含めたベント弁開操作は、以下を考慮し、下流側（フィルタベント装置側）から実施する。

- ・現場の雰囲気線量を考慮した操作手順

上流側（格納容器側）から開操作を実施した場合、格納容器内の蒸気（放射性物質を含む）が原子炉建物内の系統配管内に滞留することにより、現場の雰囲気線量が上昇する可能性がある。

- ・格納容器内への閉じ込め機能維持を考慮した操作手順

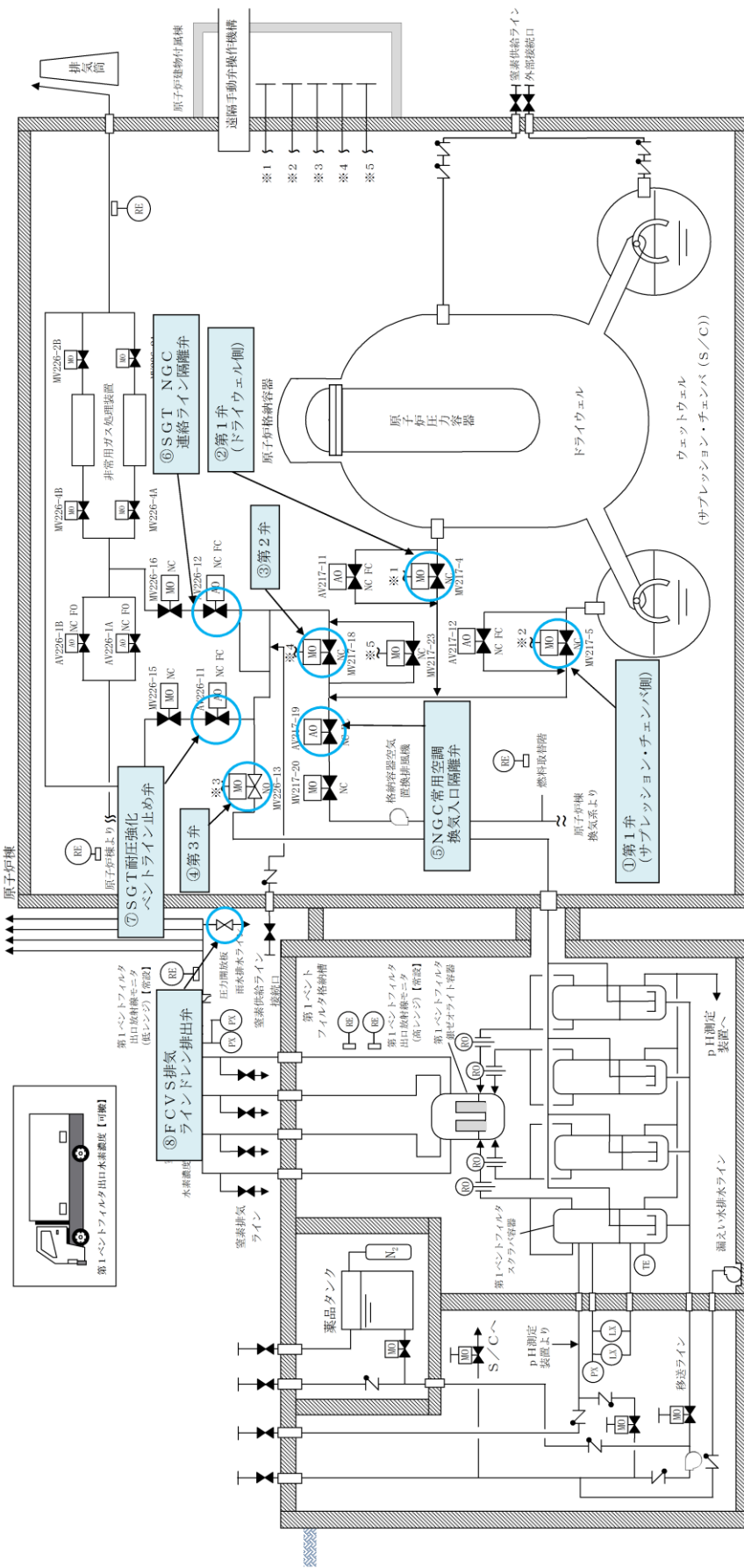
機能を発揮している格納容器バウンダリを変更しないため、下流側（フィルタ装置側）から開操作を実施する。

- ・現場での手動操作時間を考慮した操作手順

上流側（格納容器側）から開操作を実施した場合、操作する弁の片側に蒸気圧がかかり、現場（原子炉建物付属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する際、操作に時間を要する可能性がある。

なお、ベント停止時に第1弁で隔離する理由は、格納容器バウンダリ範囲を通常時と同様にするためである。

格納容器フィルタベント系の系統概要図（操作対象箇所）を第1図に示す。



第1図 格納容器フィルタバント系の系統概要図 (操作対象箇所)

1. 格納容器フィルタベント系におけるベントタイミング

格納容器フィルタベント系によるベント操作は、第1表に示す基準に到達した場合に、当直副長の指示の下に運転員が実施する。これにより、格納容器の過圧破損防止及び格納容器内での水素燃焼防止が可能である。

第1表 ベント実施判断基準

炉心状態	目的	実施判断基準
炉心損傷なし	過圧破損防止	サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達
炉心損傷を判断した場合		サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達
	水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol%及びウェット条件にて 1.5vol%到達

格納容器の過圧破損防止の観点では、炉心損傷なしの場合は、残留熱除去系等の格納容器除熱機能が喪失し格納容器圧力が上昇した際、格納容器圧力が 384kPa[gage]から 334kPa[gage]の範囲で格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ（間欠）を実施する。外部水源によるスプレイであるため、サプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達すれば格納容器スプレイを停止し、ベントの実施を判断する。これは、格納容器除熱機能の復旧時間の確保及び追加放出された希ガスの減衰時間を確保することを目的としている。

炉心損傷を判断した場合は、640kPa [gage] から 588kPa [gage] の範囲で格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ（間欠）を実施し、サプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達すれば格納容器スプレイを停止するとともにベントを実施する。これにより確実に 853kPa [gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベントが実施できる。炉心損傷の有無により、格納容器スプレイ実施基準を変更する理由は、炉心損傷した場合、格納容器内に放射性物質が放出されるため、炉心損傷なしの場合に比べてベント実施操作判断基準に到達するタイミングを遅らせることにより、ベント時の外部影響を軽減させるためである。

また、炉心損傷を判断した場合は、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は可燃限界の 4 vol%を超過する。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより、格納容器内で水素燃焼が発生するおそれがある。この水素燃焼の発生を防止するため、格納容器内酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol%及びウェット条件にて 1.5vol%に到達した時点でベント操作を実施することで格納容器内の水素・酸素を排出する。ベント実施の判断フローを第2～4図に示す。

炉心損傷の有無の判断は、第2表に示すパラメータを確認する。

第2表 確認パラメータ（炉心損傷判断）

確認パラメータ	炉心損傷判断
ドライウェル又はサプレッション・チェンバのγ線線量率	設計基準事故（原子炉冷却材喪失）において想定する希ガスの追加放出量相当のγ線線量率の10倍を超えた場合、炉心が損傷したものと判断する*。

※ この基準は、炉内蓄積量の割合約0.1%に相当する希ガスが格納容器内に放出した場合のγ線線量率相当となっている。

さらに、重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準として、第3表に示す判断基準を整理している。これらの状況においても、格納容器ベント実施により、格納容器破損の緩和又は大気へ放出される放射性物質の総量の低減が可能である。

第3表 重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準

炉心状態	実施判断基準
炉心損傷なし	格納容器スプレイが実施できない場合(384kPa[gage]以下維持不可)
炉心損傷を判断した場合	格納容器スプレイが実施できない場合(1.5Pd以下維持不可)
	原子炉建物水素濃度2.5vol%到達
	格納容器温度200℃以上において温度上昇が継続している場合
	可搬式モニタリング・ポスト指示の急激な上昇
	原子炉建物内の放射線モニタ指示値の急激な上昇

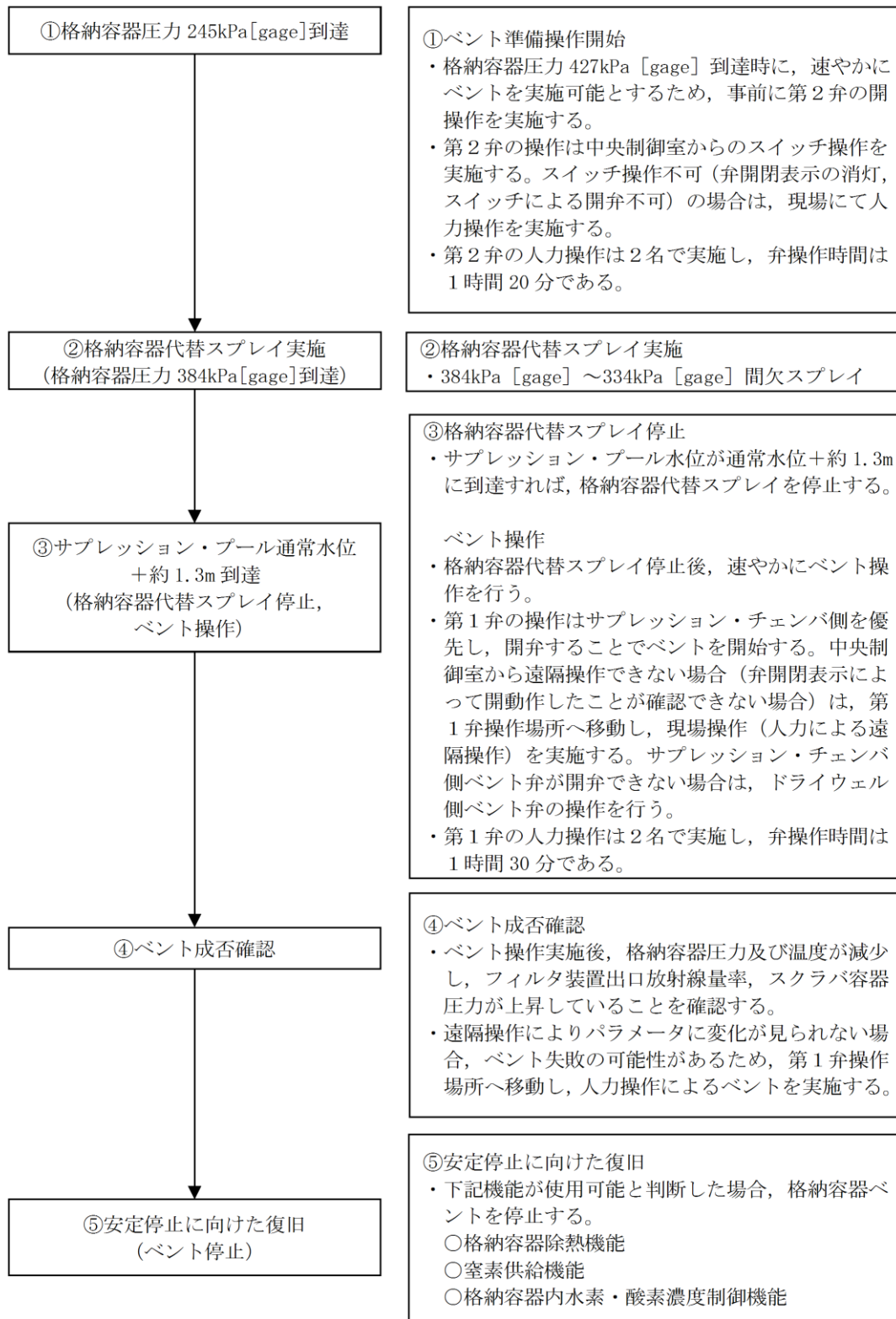
なお、炉心損傷後の格納容器代替スプレイが実施できない場合でも、格納容器圧力が640kPa[gage]に到達後、2Pd(853kPa[gage])に到達するまでに5時間程度以上の時間があるため、ベント準備時間が約1時間30分であることを踏まえても格納容器圧力2Pd(853kPa[gage])に到達するまでに準備ができる。

重大事故時における格納容器スプレイ手段として、常設設備を用いた残留熱除去系、格納容器代替スプレイ系（常設）及び残留熱代替除去系並びに可搬型設備を用いた格納容器代替スプレイ系（可搬型）がある。想定し難い状況ではあるが、これら格納容器スプレイ手段が喪失した場合、想定する希ガスの減衰時間が短くなるが、格納容器の圧力を抑制する観点から、格納容器破損の緩和のためベントを実施する。

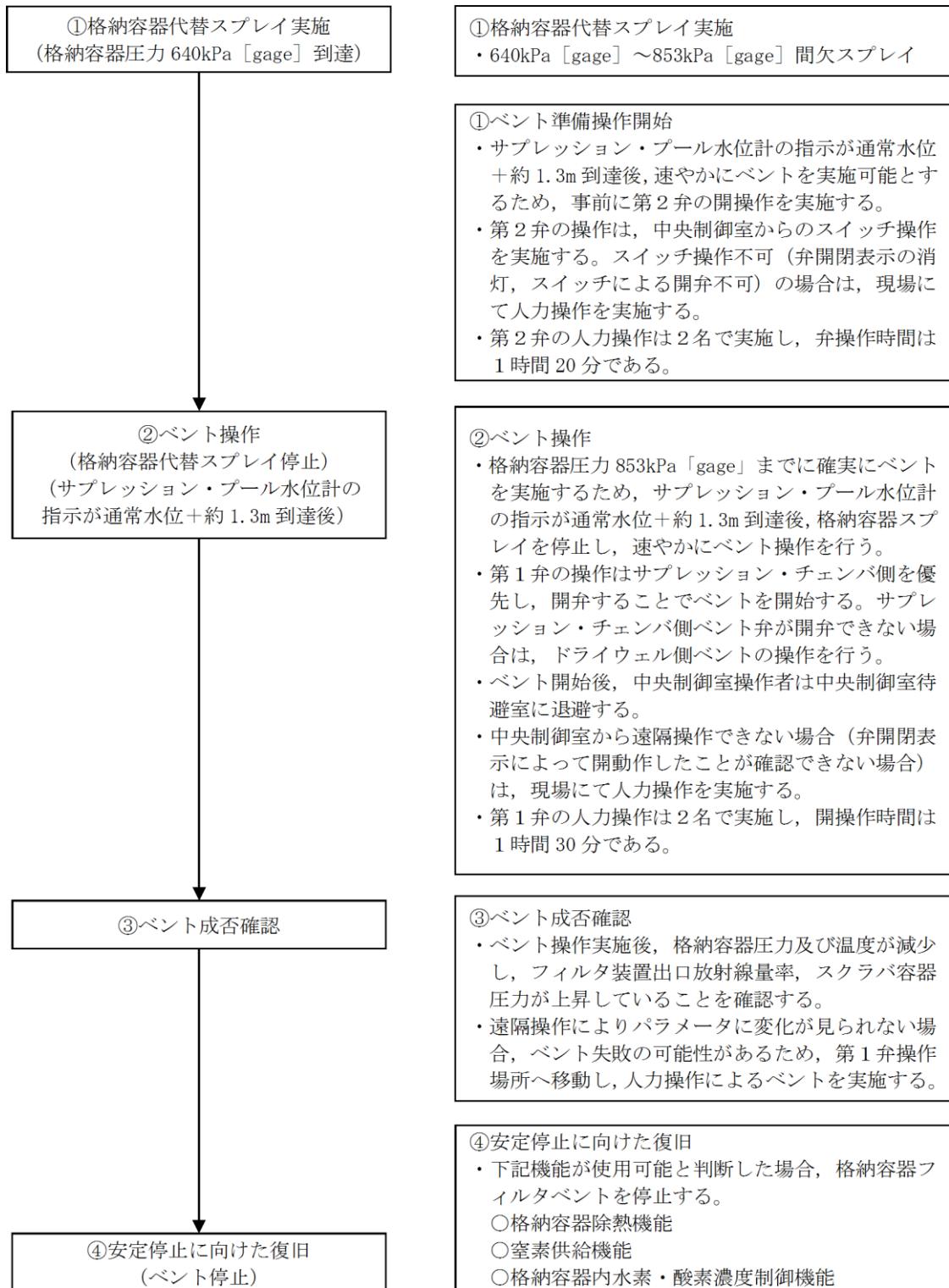
また、格納容器から漏えいした水素により、原子炉棟水素濃度が上昇した場合、原子炉棟内で水素爆発が発生することによって格納容器が破損するおそれがある。このような場合、格納容器圧力を低下させることで格納容器から漏えいする水素量を低減し、原子炉棟内での水素爆発による格納容器破損を緩和するため、水素の可燃限界濃度4vol%を考慮し、原子炉建物水素濃度2.5vol%到達によりベントを実施する。

格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気が過熱状態になり、格納容器は限界圧力を下回る 853kPa [gage] に達する前に 200℃ に達し、いずれは過温破損に至ることが考えられる。この場合、ベントを実施することによって過温破損を防止できないが、フィルタ装置を介した放出経路を形成し、大気への放射性物質の放出を極力低減するためのベントを実施する。

さらに、格納容器が限界圧力を下回る 853kPa [gage] 及び限界温度を下回る 200℃ に到達する前に、何らかの理由により格納容器の健全性が損なわれ、格納容器から異常な漏えいがある場合、可搬式モニタリング・ポスト指示値及び原子炉建物内の放射線モニタ指示値が急激に上昇することが考えられる。この場合、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏えい量を低減させることが可能と考えられることから、フィルタ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減するためにベントを実施する。



第3図 炉心損傷していない場合のベント実施フロー



第4図 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー

2. 格納容器フィルタベント系の操作手順の概要

(1) 系統待機状態の確認

格納容器フィルタベント系の待機状態において、第4表に示すパラメータにより、系統に異常がないことを確認する。

第4表 確認パラメータ（系統待機状態）

確認パラメータ	確認内容
スクラバ容器水位	待機水位である <input type="text"/> の範囲にあること
スクラバ容器 pH	<input type="text"/> であること
フィルタ装置出口配管圧力	微正圧に維持されていること

(2) ベント準備操作

ベント準備操作は、ベント操作が必要になった場合に速やかに実施できるよう、以下に示す事前準備を行う。

なお、弁名称及び弁名称に付記する①～⑦の番号は、第1図の番号に対応している。

a. ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認

中央制御室にてベント実施に必要な隔離弁の健全性を確認するため、当該弁に電源が供給されていることを表示灯により確認する。

- ①第1弁（サプレッション・チェンバ側）
- ②第1弁（ドライウエル側）
- ③第2弁
- ④第3弁（開確認のみ）

b. 他系統との隔離確認

ベント操作前に、中央制御室にて他系統（原子炉棟空調換気系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系）と隔離する弁が全閉となっていることを表示灯により確認する。

- ⑤NGC 常用空調換気入口隔離弁
- ⑥SGT NGC連絡ライン隔離弁
- ⑦SGT耐圧強化ベントライン止め弁

c. 第2弁の開操作

中央制御室にて開操作を実施する。万一、中央制御室での開操作ができない場合には、現場にて第2弁の人力による開操作を実施する。

また、格納容器フィルタベント系の放出経路として、サプレッション・チェンバからとドライウエルから放出する経路の2通りあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ただし、サプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウェルからのベントを実施する。

現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋であり、着用時間は約6分である。

d. 可搬型重大事故等対処設備（水素濃度測定装置、可搬式窒素供給装置） 準備

ベント停止操作にあたり、格納容器及び格納容器フィルタベント系統内を掃気し不活性化を行うことを目的に、可搬式窒素供給装置及び水素濃度測定装置を準備する。また、水素濃度測定装置の準備に合わせ、ベントガスの排出を防止するため、FCVS排気ラインドレン排出弁を閉操作する。

3. ベント準備判断の確認パラメータ

ベント準備及び可搬型設備着手判断である格納容器圧力 245kPa[gage]及び640kPa[gage]の確認に必要なパラメータを以下に示す。また、確認パラメータについては、手順書に定め明確化する。

また、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱を実施している場合、ドライ条件で4.0vol%及びウェット条件で1.5vol%到達後、ベント準備を開始する。

ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。

- ・格納容器圧力
- ・格納容器酸素濃度（SA）

4. ベント準備作業の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷ありの場合の作業項目及び作業環境を第5表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での遠隔操作の場合と現場での手動操作（人力による遠隔操作）の場合について記載している。

可搬型設備は、ベント実施後長期で必要となる設備であるため、ベント実施までに準備が完了する必要はないが、念のため準備を実施する。

なお、可搬型設備の準備にあたっては、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策に用いる設備の準備を優先する。

また、ベント実施までに準備が完了していない場合でも、操作場所は原子炉建物及びフィルタ装置の第1ベントフィルタ格納槽のコンクリートを隔てた屋外であるため、ベント直後からプルームの影響を受ける期間以外は、十分作業できる環境にある。

フィルタ装置（スクラバ容器）のスクラビング水（水・薬剤）の補給操作については、格納容器ベント実施後168時間までは補給不要の設計のため、ベント後、補給が必要となった場合に準備作業を開始する。

第5表 ベント準備操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業・操作場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線環境	照明	その他	
ベント弁の健全性確認	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2	LEDライト（三脚タイプ、ランタンタイプ）及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。
他系統との隔離確認			【炉心損傷後】 約 52mSv/7日間以下 (マスク着用※3)			
第2弁開操作（移動含む）	原子炉建物 付属棟	通常運転中と同程度	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 9.3mSv/h以下 (マスク着用※3)	電源内蔵型照明、ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。
可搬型設備の準備（水素濃度測定装置、可搬式窒素供給装置）	屋外	外気	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 6.7mSv/h以下 (マスク着用※3)	車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。

※1：中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないものの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。

※2：設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍相当である、全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、被ばくは1mSv以下であり作業に支障はない。

※3：全面マスク（PF50）の着用

5. ベント準備操作の余裕時間

有効性評価で示したシナリオを例に、ベント準備操作の余裕時間を以下に示す。

(1) 炉心損傷なしの場合

炉心損傷なしの場合のベントを実施する有効性評価シナリオを第6表に示す。

残留熱除去系による格納容器除熱機能が喪失している場合には、格納容器圧力が 245kPa[gage]に到達後、準備操作として、第5図に示す第2弁（②または③）の開操作、第3弁（①）の開確認及び可搬型設備の準備を実施するとともに、FCVS排気ラインドレン排出弁（⑥）を閉操作する。

第2弁（②または③）、第3弁（①）は、中央制御室にて操作及び確認を行うことにより、短時間で準備可能である。万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場にて第2弁（②または③）の現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。

第6図に中央制御室での操作ができない場合の、現場での手動操作（人力による遠隔操作）による作業・操作の所要時間を示す。ベントの準備時間は、約1時間20分である。

第6表及び第6図に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサプレッション・プール通常水位+約1.3m到達までに十分な時間があることから、可搬型設備の準備を含めて、確実に準備を完了することができる。

第6表 炉心損傷なしの場合のベント関連時間

事故シーケンス	245kPa[gage] 到達時間※ ²	準備時間	ベント時間※ ¹ (1Pd)
高圧・低圧注水機能喪失	約 16 時間	約 1 時間 20 分	約 30 時間
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系故障)	約 14 時間	(245kPa[gage])	約 30 時間
LOCA 時注水機能喪失(中小破断 LOCA)	約 15 時間	到達後から)	約 27 時間

※1：サプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達する時間。

※2：格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。

(2) 炉心損傷ありの場合

炉心損傷ありの場合のベントを実施する有効性評価シナリオを第7表に示す。

残留熱除去系による格納容器除熱機能が喪失している場合には、格納容器圧力が 640kPa[gage]に到達後、準備操作として、第5図に示す第2弁(②または③)の開操作、第3弁(①)の開確認及び可搬型設備の準備を実施するとともに、FCVS排気ラインドレン排出弁(⑥)を閉操作する。

第2弁(②または③)、第3弁(①)は、中央制御室にて操作及び確認を行うことにより短時間で準備可能である。万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場にて第2弁(②または③)の手動操作(人力による遠隔操作)を実施する。

第7図に中央制御室での操作ができない場合の、現場での手動操作(人力による遠隔操作)による作業・操作の所要時間を示す。ベントの準備時間は、約1時間20分である。

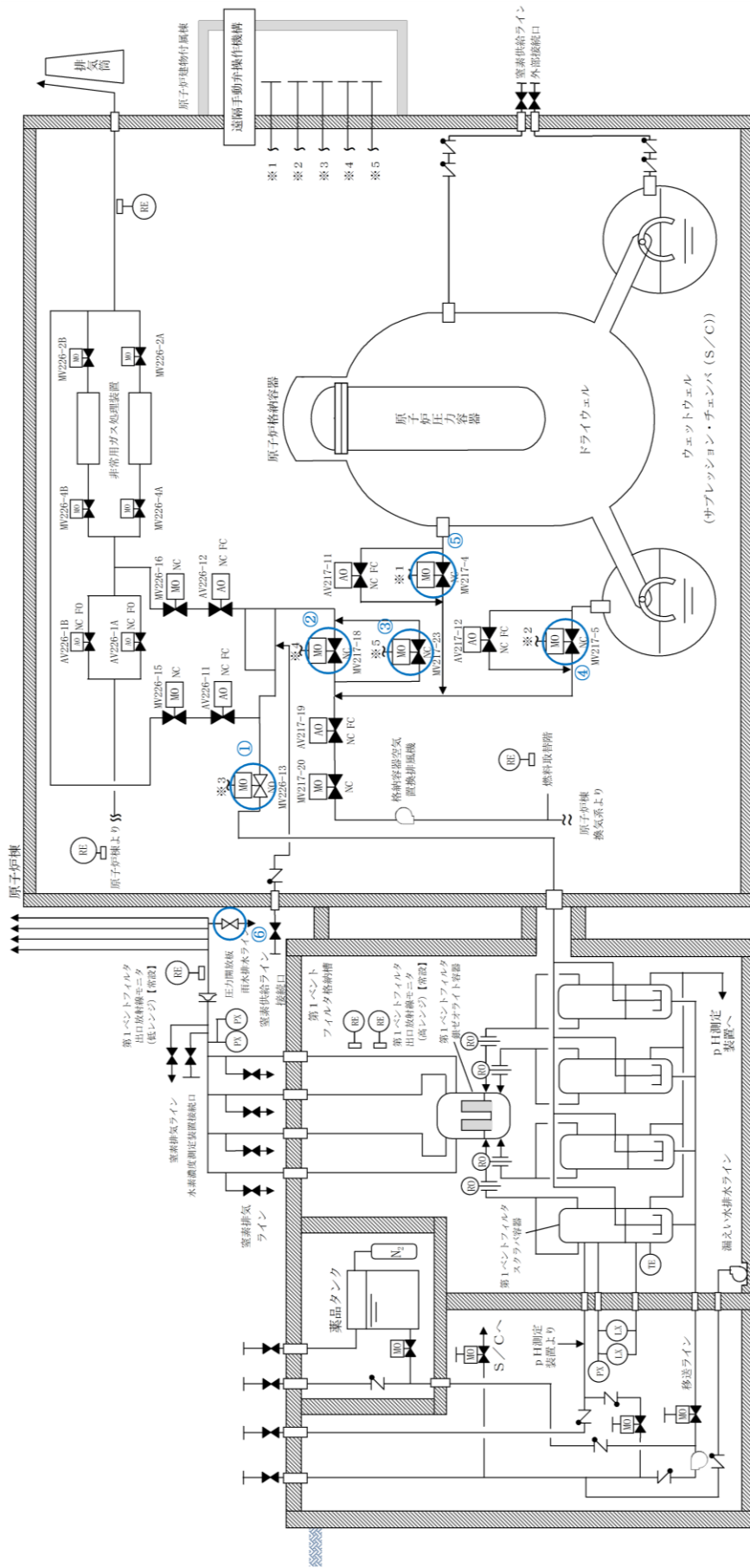
第7表及び第7図に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達までに十分な時間があることから、可搬型設備の準備を含めて、確実に準備を完了することができる。

第7表 炉心損傷ありの場合のベント関連時間

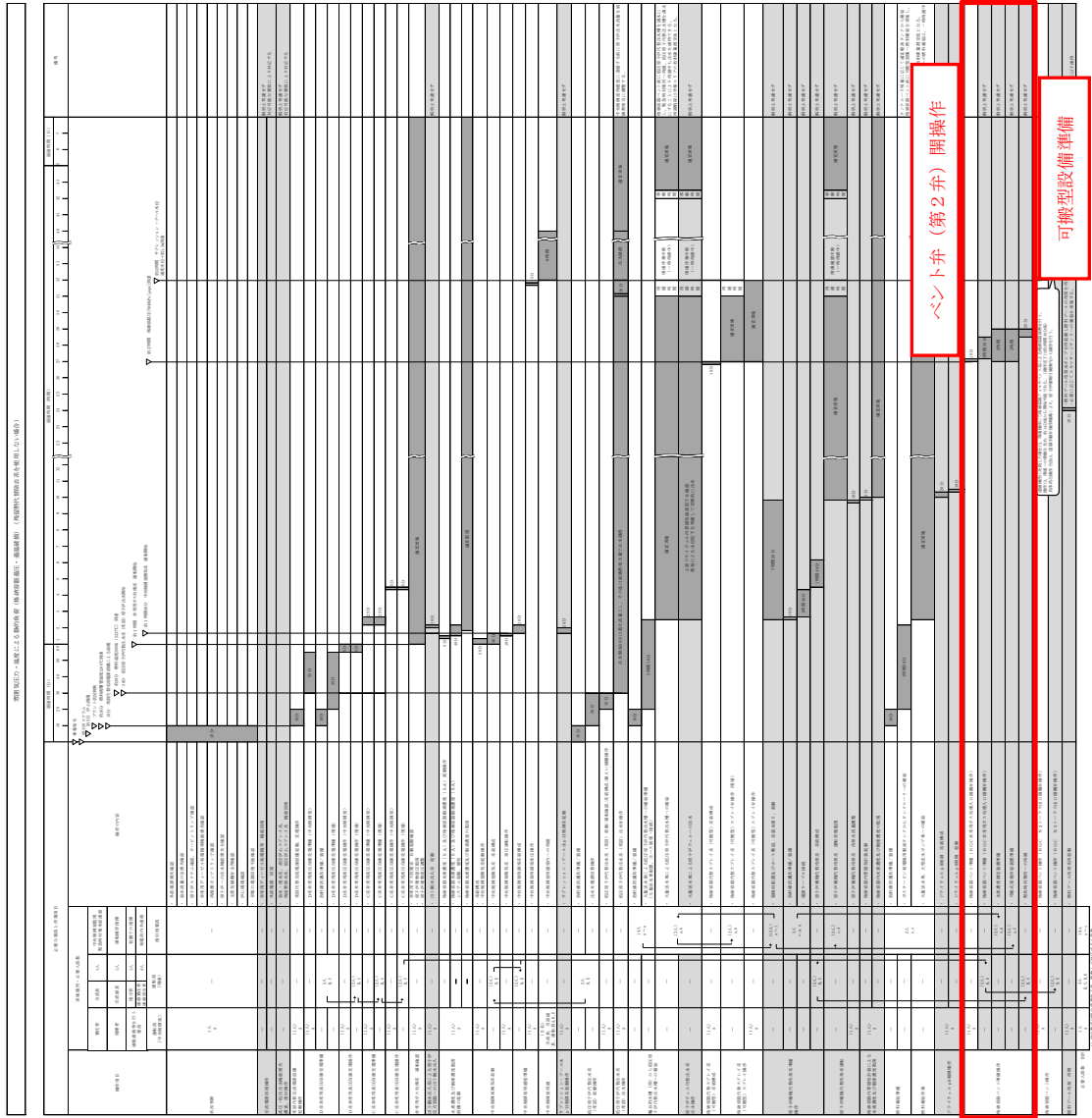
格納容器破損モード	640kPa [gage] 到達時間※ ²	準備時間	ベント時間※ ¹
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用しない場合	約 27 時間	約 1 時間 20 分 (640kPa [gage] 到達後から)	約 32 時間

※1：サプレッション・プール通常水位＋約 1.3m に到達する時間。

※2：格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。



第5図 格納容器フィルタバント系 系統概要図 (他系統を含む)



第7図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時の作業・操作の所要時間

6. ベント実施操作判断基準

(1) 炉心損傷なしの場合

a. サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達

格納容器の健全性を確保するため、サプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達した時点でベントを実施する。

(2) 炉心損傷を判断した場合

a. サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達

格納容器へ大量の放射性物質が放出されることから、大気への放射性物質の放出を極力遅らせることでベント時の外部影響を軽減させるため、限界圧力を下回る 853kPa[gage]に到達するまでにベントを実施する。具体的には、中央制御室での遠隔操作に失敗した場合の現場手動操作時間を考慮し、格納容器スプレイ停止基準であるサプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達した時点でベントを実施する。

b. 格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% に到達した場合

炉心損傷時には、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により水素・酸素が発生し、可燃限界に到達すると水素燃焼が発生するおそれがある。これを防止するため、可燃限界到達前に格納容器内の水素・酸素を排出することを目的として、格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% に到達した場合にベントを実施する。4.4vol% の基準設定に当たっては、酸素濃度の可燃限界である 5vol% に対し、計器誤差の±約 0.5vol% 及び 0.1vol% の余裕を考慮して設定した。

7. ベント実施操作判断の確認パラメータ

(1) 炉心損傷なしの場合

a. サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達

炉心損傷がない場合は、サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・サプレッション・プール水位 (S A)

(2) 炉心損傷を判断した場合

a. サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達

炉心損傷を判断した場合は、格納容器スプレイを間欠にて実施しながら、サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断する。したがって、確認パラメータは以下のとおり。

- ・サプレッション・プール水位 (S A)

b. 格納容器酸素濃度がドライ条件にて4.4vol%及びウェット条件1.5vol%に到達した場合

格納容器酸素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・ 格納容器酸素濃度 (SA)

8. ベント実施操作の妥当性

ベントは、第1弁を開弁することで実施する。炉心損傷していない場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第8表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建物附属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。

なお、炉心損傷を判断する有効性評価の「格納容器圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」シーケンスにおいて、ベント準備段階の現場アクセス、現場待機、現場での手動操作、プルーム通過までの現場待機及び帰還の一連の作業での実効線量は、約19mSvである。

第8表 ベント実施操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線環境	照明	その他	
ベント弁の開操作・開確認	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※3 【炉心損傷後】 約 52mSv/7日間以下 (マスク着用※4)	LEDライト（三脚タイプ、ランタンタイプ）及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。
	原子炉建物附属棟	通常運転中と同程度	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度 ※2※3 【炉心損傷後】 2.2mSv/h以下 (マスク着用※4)	電源内蔵型照明、ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセスラート上に支障となる設備はない。	有線式通信設備，電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備により連絡可能である。

※1：中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないものの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。

※2：事故あたりに放出される放射性物質全量に対する線量

※3：設計基準事故相当のγ線線量率の10倍相当である、全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、被ばくは1mSv以下であり作業に支障はない。

※4：全面マスク（PF50）の着用

9. ベント成否確認

格納容器過圧破損防止の目的から、格納容器圧力の低下による判断を基本とし、以下のパラメータについても参考として判断する。

- ・ フィルタ装置出口放射線量率
- ・ スクラバ容器圧力
- ・ スクラバ容器水位
- ・ 格納容器温度
- ・ サプレッション・チェンバ水位

パラメータに変化が見られない場合は、ベント失敗の可能性があるため、現場操作によるベントを実施する。

ベント開始直後は、格納容器内で発生する水素、水蒸気及び窒素等からなるベントガスが系統内に流入するが、系統内は不活性化されているため、高濃度の水素が流入しても水素燃焼には至らない。

10. ベント継続時

ベント継続時は、第9表に示すパラメータによりベント継続状況に異常がないことを確認する。

第9表 確認パラメータ（ベント継続時）

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力	各パラメータに異常な変化がないこと
格納容器温度	
サプレッション・チェンバ水位	
格納容器酸素濃度 (SA)	
格納容器水素濃度 (SA)	
スクラバ容器圧力	
スクラバ容器水位	
スクラバ容器温度	
フィルタ装置出口放射線量率	
野外放射線量率	

ベント継続時には、格納容器内及びフィルタ装置内では放射性物質の崩壊熱による多量の蒸気が発生することにより、水素濃度は低く抑えられるため、可燃限界に至らない。

なお、炉心損傷がない場合の格納容器フィルタベント系によるベント実施中に炉心損傷を判断した場合は、ベントを継続する運用とする。これは、ベント実施までには格納容器代替スプレイにより外部注水制限に到達していることが

想定され、事象が進むことで発生する可能性のある炉心のリロケーション※及び原子炉圧力容器破損時の過熱蒸気発生の影響による格納容器圧力の急激な上昇を抑制する手段がベントのみであるためである。加えて、次のとおり、ベントを継続した場合でも、一時的にベント停止する場合と比較し、被ばくの観点で大きな差異はないと考えられる。

- ・ベントを停止しても格納容器の圧力上昇により再度ベントすることとなり、希ガス保持時間を大きく確保することはできないこと
- ・このような事態では、原子炉スクラムしてからある程度の時間が経過していることから、希ガスの減衰時間は十分に確保されており、ベントを停止しない場合でも大きな放出量にならないと考えられること

※ ここで言うリロケーションとは、炉心損傷後、熔融炉心が炉心下部プレナムに移行する状態を指す。

11. ベント停止操作

第 10 表に示す機能が全て使用可能となったことにより、ベント停止後も長期的に格納容器の安定状態を継続可能であることを判断する。また、第 11 表に示すパラメータを確認し、ベント停止操作が可能であることを判断した場合には、第 1 弁を閉とすることでベントを停止する。

第 10 表 ベント停止のために必要な機能及び設備

必要な機能	設備	設備概要
格納容器除熱機能	残留熱除去系又は残留熱代替除去系	格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する
	原子炉補機代替冷却系	
窒素供給機能	可搬式窒素供給装置	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止する ・系統内のパージを実施する
格納容器内水素・酸素濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する
	格納容器水素・酸素濃度計	格納容器内の水素・酸素濃度を監視する

第 11 表 確認パラメータ（ベント停止時）

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力	427kPa[gage]以下であること及び 171℃以下であること。
格納容器温度	
格納容器酸素濃度 (SA)	可燃限界未満であること。
格納容器水素濃度 (SA)	
フィルタ装置出口水素濃度	

ベント停止前から可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素供給を行い、ベント停止後も継続し、系統を含めて不活性化することで、水素濃度は低く抑えられ、可燃限界には至らない。

12. ベント停止操作手順

次にベント停止の流れを示す。

- ①ベント停止可能であると判断した場合，可搬式窒素供給装置により格納容器に窒素注入を開始する。
 - ・ベント弁は開状態であるため，注入した窒素はそのまま排出されると考えられるが，ベント弁閉後における「水の放射性分解によって発生する水素・酸素濃度の上昇」を抑制するため，早期に注入開始することを目的として最初に実施する。
 - ・ドライウエル内に水素・酸素が滞留している可能性を考慮して，ドライウエル側から窒素供給する。
- ②第1弁を微開とする。
- ③残留熱除去系又は残留熱代替除去系を起動する。
 - ・ベント弁を微開後，サプレッション・プール水温度が飽和温度以下であることを確認し，残留熱除去系又は残留熱代替除去系を起動する。
 - ・残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱を実施することで，格納容器内の気相を蒸気から窒素へ置換する。
- ④格納容器の気相が蒸気から窒素への置換が完了したことを確認する。
- ⑤可燃性ガス濃度制御系を起動する。
 - ・残留熱除去系による冷却水を供給し，可燃性ガス濃度制御系の暖気運転を開始する。
 - ・起動後3時間以内に暖機運転が完了し，処理が開始される。
- ⑥第1弁を閉とする。
- ⑦格納容器への窒素注入を停止する。
- ⑧格納容器内水素・酸素濃度計により，格納容器内水素・酸素濃度を監視する。

13. ベント停止操作の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第12表に示す。ベント弁の閉操作については，中央制御室での操作を基本とするが，万一，中央制御室での操作ができない場合には，現場（原子炉建物付属棟）にて手動操作を実施する。

第12表 ベント停止操作項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線環境	照明	その他	
ベント弁の閉操作	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 約 52mSv/7 日間以下 (マスク着用※4)	LEDライト (三脚タイプ, ランタンタイプ) 及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。
	原子炉建物 付属棟	通常運転中と同程度	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 2.2mSv/h 以下※3 (マスク着用※4)	電源内蔵型照明, ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセラート上に支障となる設備はない。	有線式通信設備, 電力保安通信用電話設備, 所内通信連絡設備により連絡可能である。
窒素供給操作	屋外	外気	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 5.0mSv/h 以下※3 (マスク着用※4)	車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により作業可能である。	アクセラート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備 (固定型, 携帯型), 無線通信設備 (固定型, 携帯型), 電力保安通信用電話設備, 所内通信連絡設備により連絡可能である。
水素濃度測定操作	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 約 52mSv/7 日間以下※3 (マスク着用※4)	LEDライト (三脚タイプ, ランタンタイプ) 及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。

※1 : 中央制御室の温度・湿度については, 全交流動力電源喪失の場合には, 中央制御室換気系が動作しないものの, 制御盤の発熱が少ないため, 作業に支障となる環境とはならない。なお, 全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため, 作業に支障となる環境とはならない。

※2 : 計基準事故相当の γ 線線量率の10倍相当である, 全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも, 被ばくは1mSv以下であり作業に支障はない。

※3 : 事故後168時間以降を想定

※4 : 全面マスク (PF50) の着用

14. ベント停止後の操作

ベント停止後は、第 13 表で示すパラメータにより格納容器及び格納容器フィルタベント系に異常がないことを確認する。

第 13 表 確認パラメータ（ベント停止後）

監視パラメータ	監視理由
スクラバ容器水位	フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを監視する。 また、蒸発による水位低下時においては、水補給の必要性を判断する。
スクラバ容器圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。
スクラバ容器温度	指示値によりスクラビング水からの水蒸気発生の有無を監視する。
フィルタ装置出口配管圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。
フィルタ装置出口水素濃度	指示値により系統に水素が滞留していないことを監視する。
フィルタ装置出口放射線量率	指示値が安定していることを監視する。
野外放射線線量率	指示値が安定していることを監視する。
スクラバ水 pH	アルカリ性に維持されていることを監視する。
格納容器圧力	格納容器内が負圧でないこと。また、ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと。
格納容器温度	
格納容器水素濃度	
格納容器酸素濃度	

スクラビング水の保有水量の設定根拠について

1. スクラバ容器水位の設定の考え方

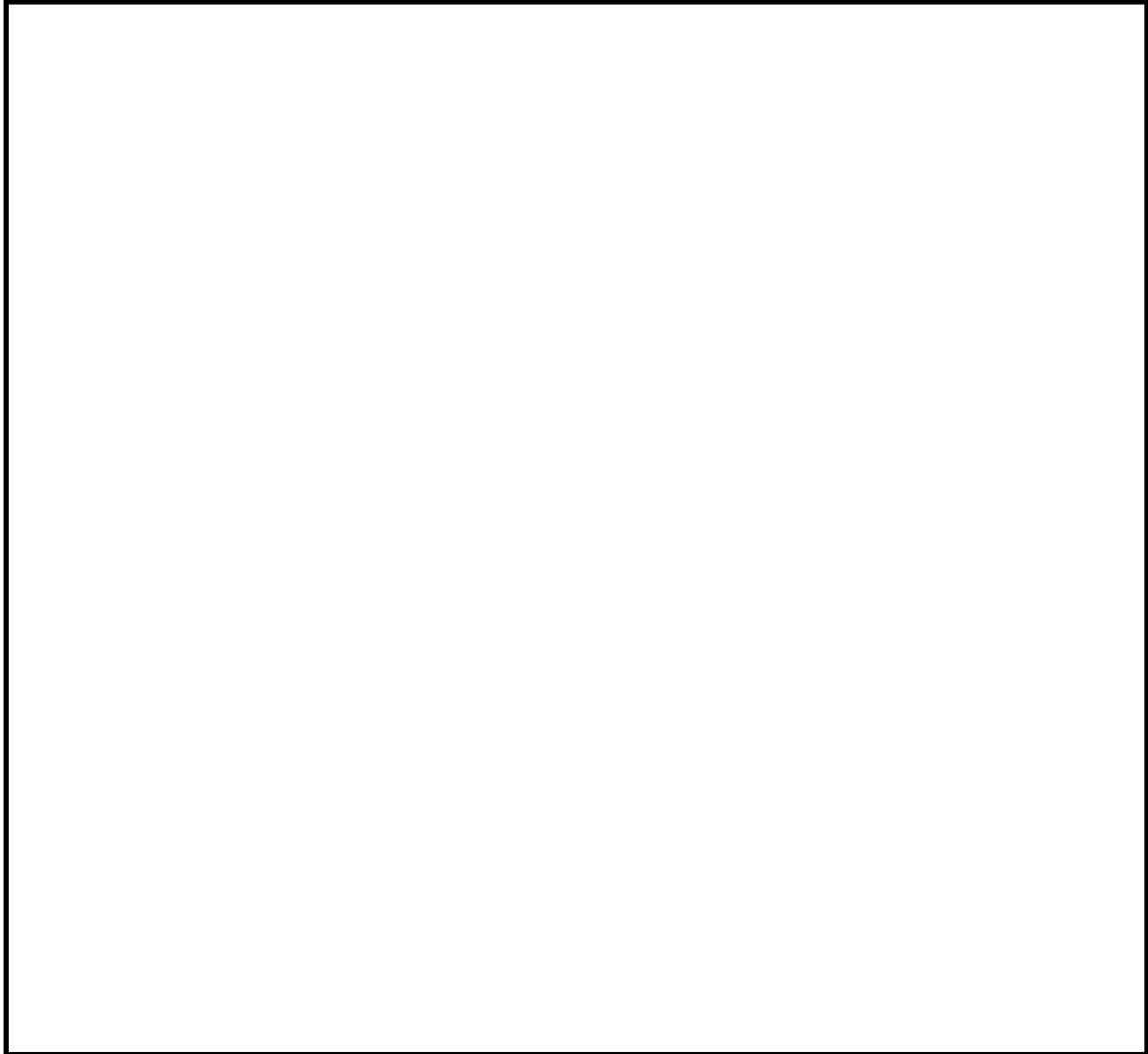
ベント運転に伴いスクラバ容器内の水位は変動するが、その変動水位がフィルタ装置の性能維持を保證する上限・下限水位の範囲に収まるよう、系統待機モードにおけるスクラバ容器水位の管理値を設定している。スクラバ容器水位の管理値を第1図に示す。

スクラバ容器内の水位挙動は、ベント運転直後のスタートアップ期間とその後のベント運転中で異なる挙動を示す。スタートアップ期間は、スクラビング水、容器鋼材及び配管の昇温に伴うベントガス中の蒸気の凝縮によりスクラバ容器水位は上昇する。また、ベント運転中は、スクラビング水に捕集される放射性物質の発熱（スクラバ容器内発熱量）及びスクラバ容器に流入するベントガスの入熱とスクラバ容器及び配管からの放熱のバランスにより水位が変動する。

系統待機モードにおけるスクラバ容器水位の管理値（水位高、水位低）は、以下のとおり設定・確認をしている。

(1) 水位高設定値

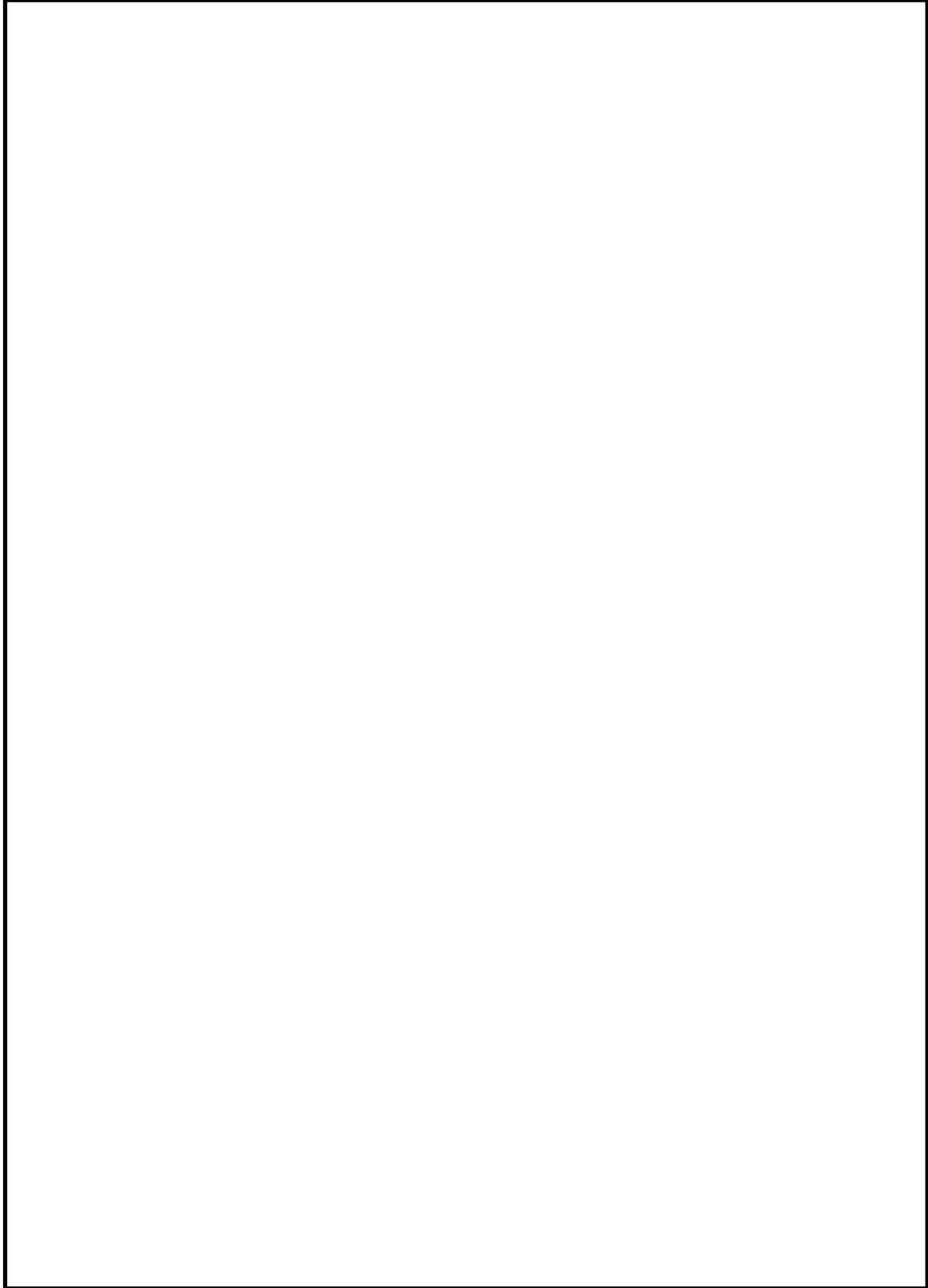
水位高設定値は、ベント運転直後のスタートアップ期間における凝縮による水位上昇を考慮して上限水位に至らないことを以下のとおり確認し、設定している。



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 水位低設定値

水位低設定値は、系統設計条件であるスクラバ容器内発熱量（370kW）における蒸発による水位低下が 24 時間以上継続しても、下限水位に至らないことを確認し、設定している。



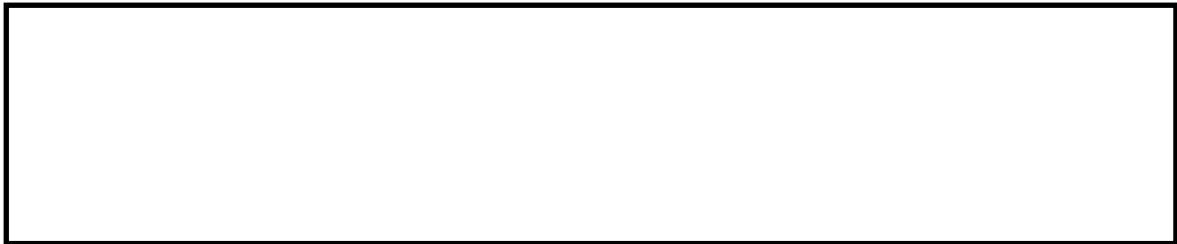
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



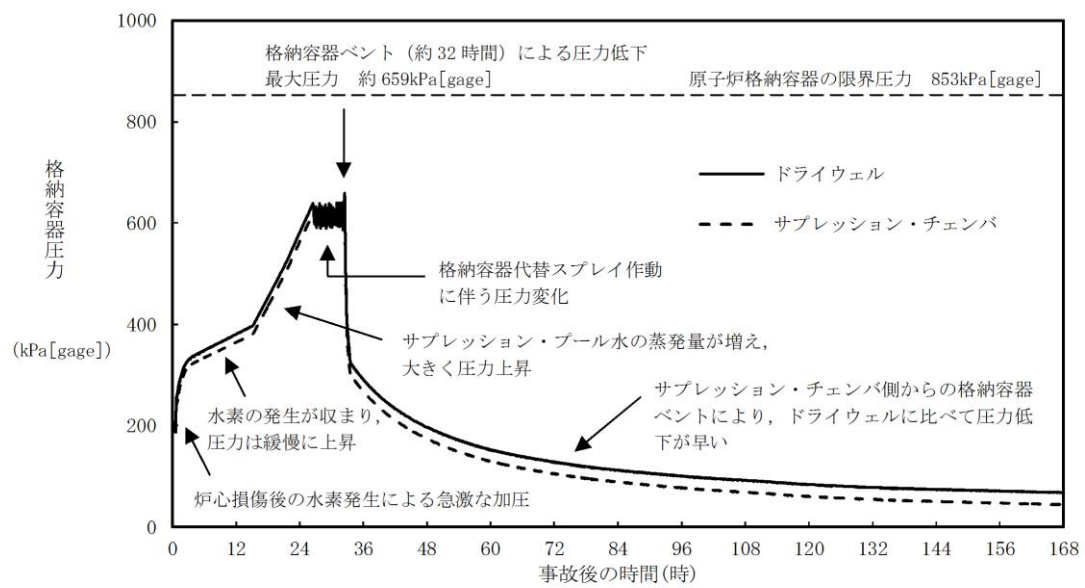
第1図 スクラバ容器水位の管理値

2. ベント運転中の水位挙動（有効性評価ベース）

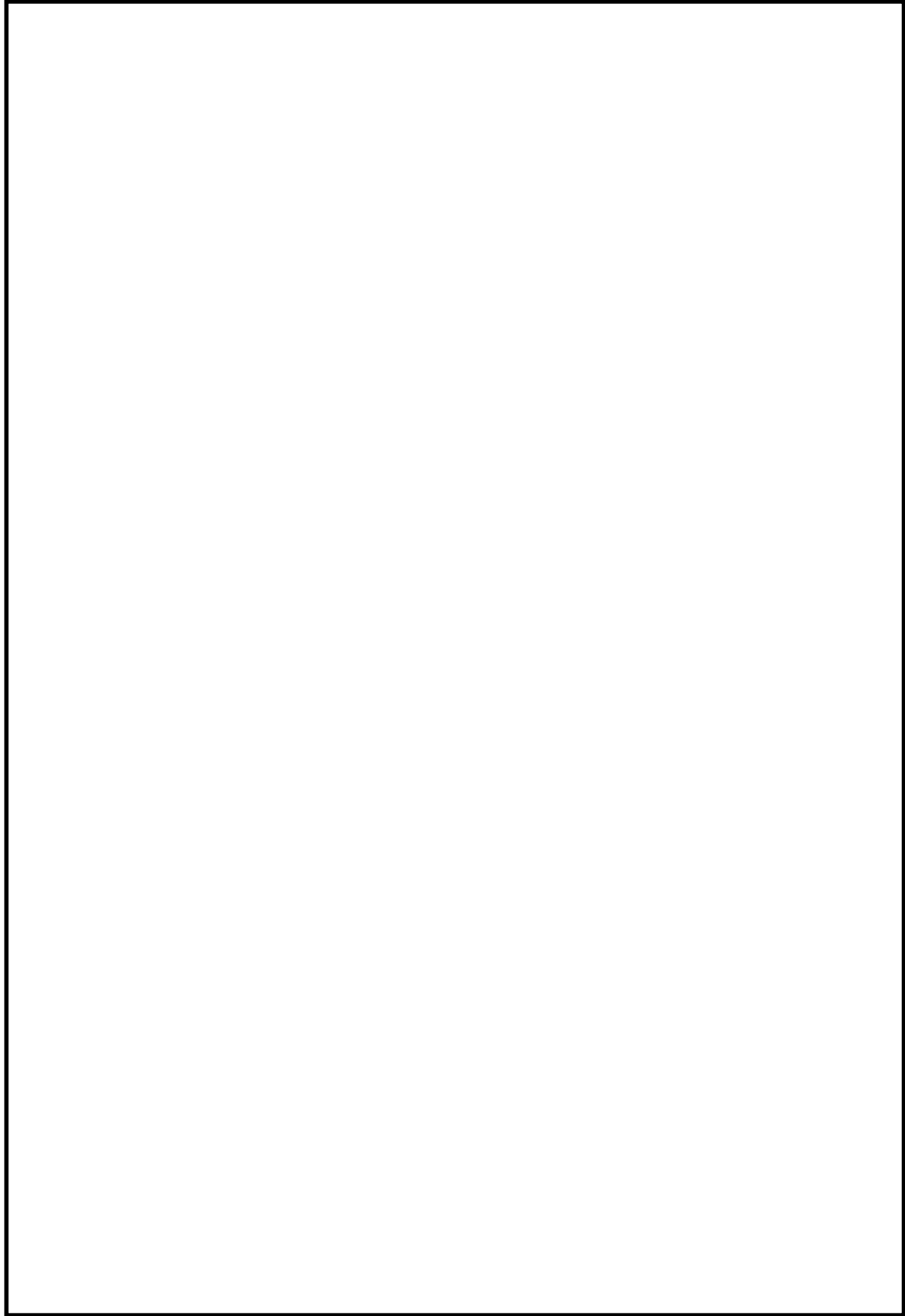
有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失）におけるスクラバ容器内発熱量を用いた水位挙動の評価を以下に示す。



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 2 図 ベント時の格納容器圧力推移



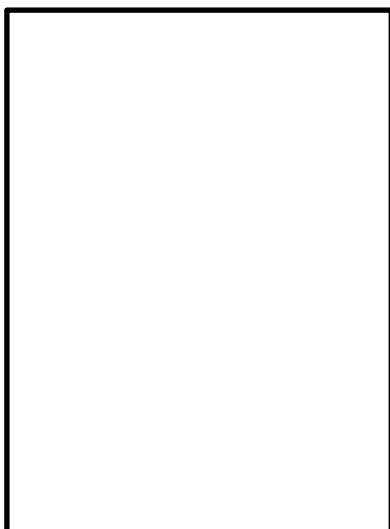
第3図 スクラビング水位挙動（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失事象）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(参考) スクラビング水の下限水位の設定について

スクラビング水位について、ベンチュリノズルの頂部まで水位があれば、設計上期待しているDFが確保できることを以下のとおり確認した。

ベンチュリスクラバは、第4図のようにスクラビング水を微小液滴にしてベントガス中に噴霧させることで除去効率を上げている。

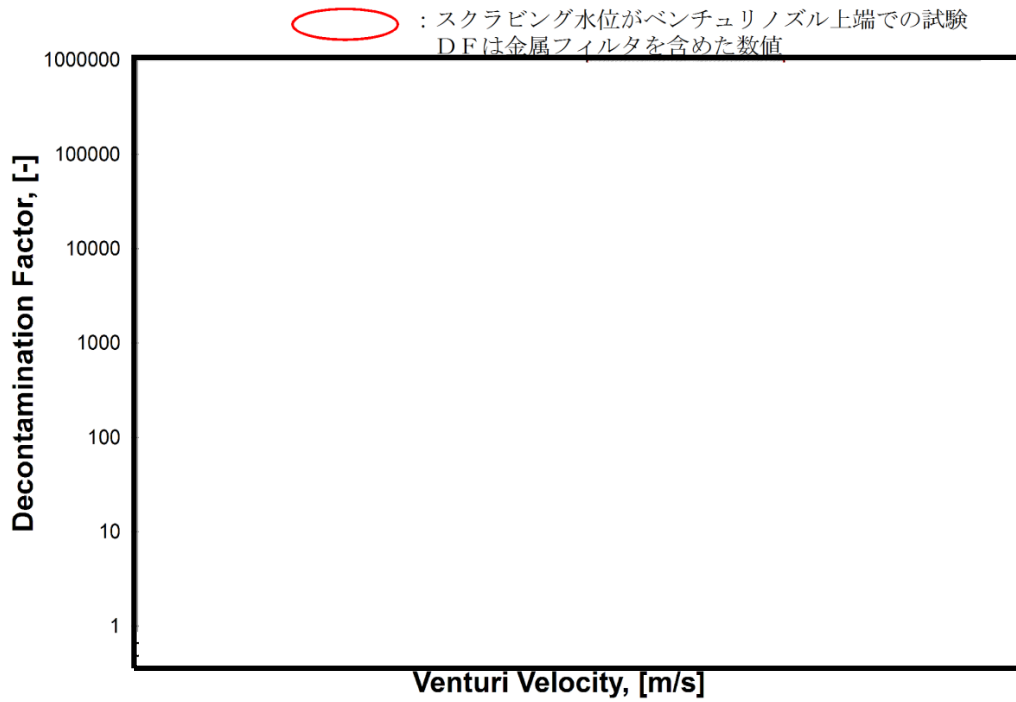


- ①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入
- ②スロート部でベントガス流速が増大
- ③スクラビング水がベントガス中に噴霧（微小液滴）
- ④ガスとスクラビング水が接触する面積が大きくなり除去効率が上がる
- ⑤ベントガス及び液滴は方向を変えられ、スクラビング水中に斜め下に排出

第4図 ベンチュリスクラバにおける除去原理

①エアロゾルのDFについて

- ・ベンチュリスクラバ内のガス流速と水滴速度が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を用いたものであることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。
- ・そのメカニズムから、DFに影響するのはガス流速及びエアロゾル粒径であり、水位はベンチュリスクラバによるエアロゾル除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。
- ・JAVA試験によるエアロゾルのDFの結果を第5図及び第6図に示す。図に示すとおり、様々なガス流速と質量中央径が異なるエアロゾルで試験が行われているが、ガス流速及び質量中央径によるDFへの有意な影響は見られず、スクラビング水位をベンチュリノズル上端とした試験においても、設計条件DF1,000以上を十分に確保できている。



第5図 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

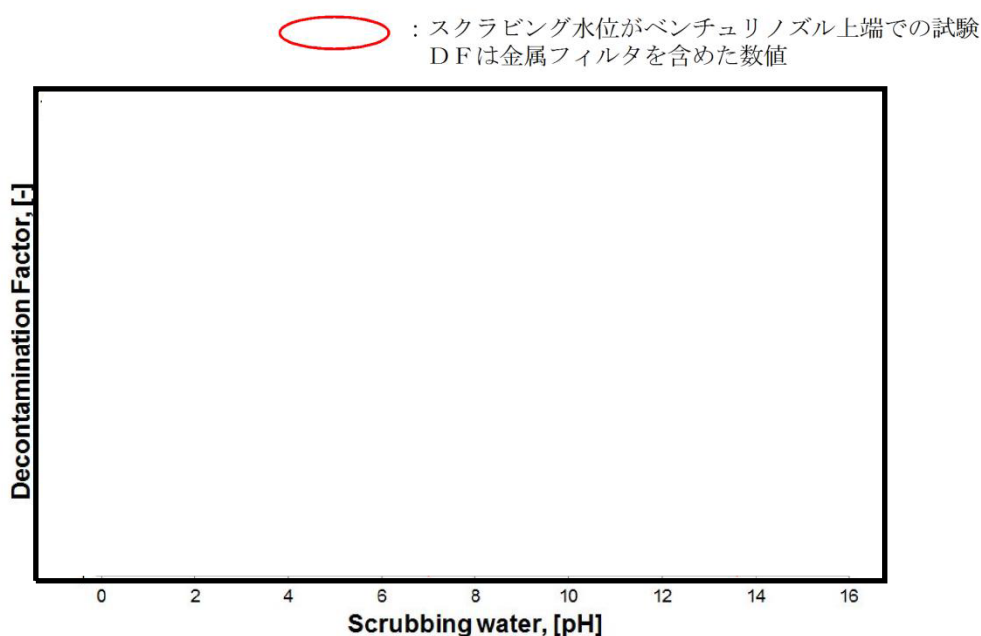


第6図 エアロゾル粒径に対する除去係数

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

②無機よう素のDFについて

- ・スクラビング水に添加された薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化させ、スクラビング水中に捕集・保持することから、スクラビング水のpHがDFに影響する主要なパラメータであり、水位はベンチュリスクラバによる除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。
- ・JAVA 試験による無機よう素のDFの結果を第7図に示す。スクラビング水位がベンチュリノズル上端となっている試験は、無機よう素の捕集の観点から厳しい条件である低pHにおいても、設計条件DF100以上を確保できている。



第7図 pHに対する無機よう素の除去係数

したがって、スクラビング水位の下限水位をベンチュリノズル上端とすることは適切と考える。

実運用における系統待機時（通常時）のスクラビング水位は、ベンチュリノズルの上端（300mm）を十分に上回る 1,700mm とし、FPが多く流入するベント開始初期のスクラビング水位を十分に確保し、ベント中においても、スクラビング水位 800mm 以上を確保するようスクラビング水を補給する運用とする。

スクラビング水のpHについては、
であることを確認し、ベント中におけるスクラビング水のアルカリ性を維持する運用とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(参考) スクラビング水スロッシングの影響について

格納容器フィルタベント系であるスクラバ容器について、地震時にスロッシングが発生することで、スクラビング水が金属フィルタ下端まで到達する可能性がある。そこで、保守的な評価となるハウスナー理論を用いてスロッシング高さを評価した。

ハウスナー理論により、スロッシング高さ d_{\max} は以下のように算出できる。

$$d_{\max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{g}{\omega_N^2 \cdot \theta_h \cdot R} - 1} = \boxed{} \text{ [mm]}$$

ここで、

$$\omega_N = \sqrt{\frac{1.84}{R} \cdot g \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)} = \boxed{} \text{ [s}^{-1}\text{]}$$

$$\theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N^2 \cdot R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = \boxed{}$$

- R : スクラバ容器半径 (内径) $\boxed{}$ [mm]
- h : スクラビング水上限水位 $\boxed{}$ [mm]
- g : 重力加速度 9806.65 [mm/s²]
- S_A : 応答加速度 $\boxed{}$ [mm/s²]

(評価用地震動 (2×S_S-1) に基づき保守的に設定)

金属フィルタは上限水位から $\boxed{}$ mm 上方に設置しており、スロッシング高さは最大でも $\boxed{}$ mm と算出されることから、スクラビング水は金属フィルタ下端まで到達しないと評価できる。

評価結果を第8図に示す。

また、スクラビング水位が下限水位の場合についても、上記と同様に評価を実施した結果を以下に示す。

$$d_{\max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{g}{\omega_N^2 \cdot \theta_h \cdot R} - 1} = \boxed{} \text{ [mm]}$$

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

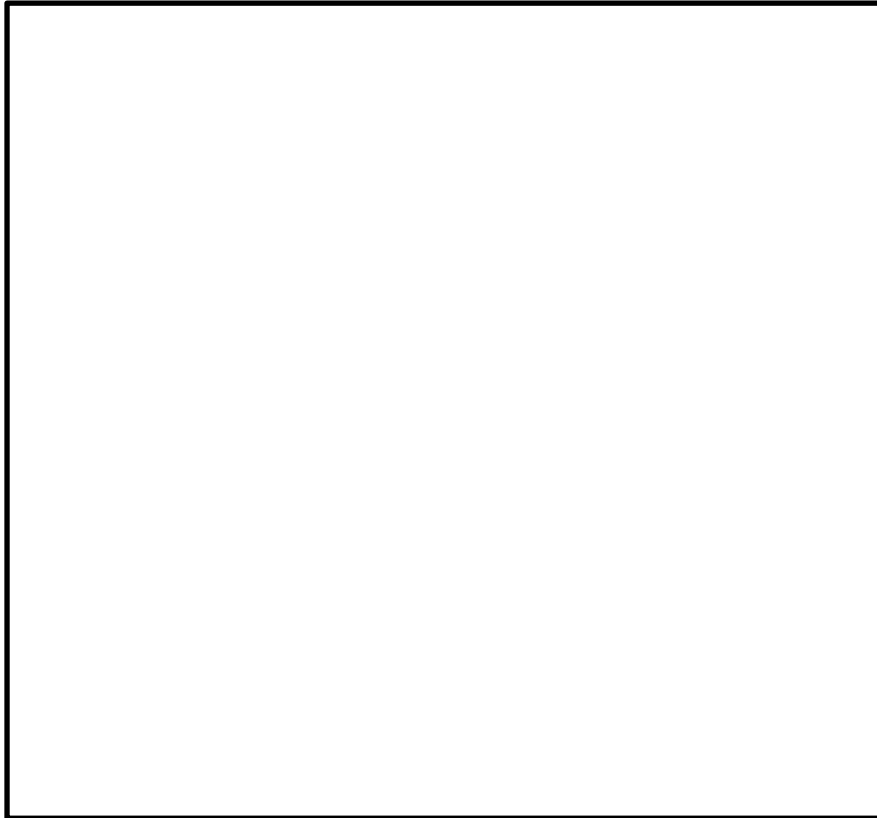
ここで,

$$\cdot \omega_N = \sqrt{\frac{1.84}{R} \cdot g \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)} = \boxed{} [s^{-1}]$$

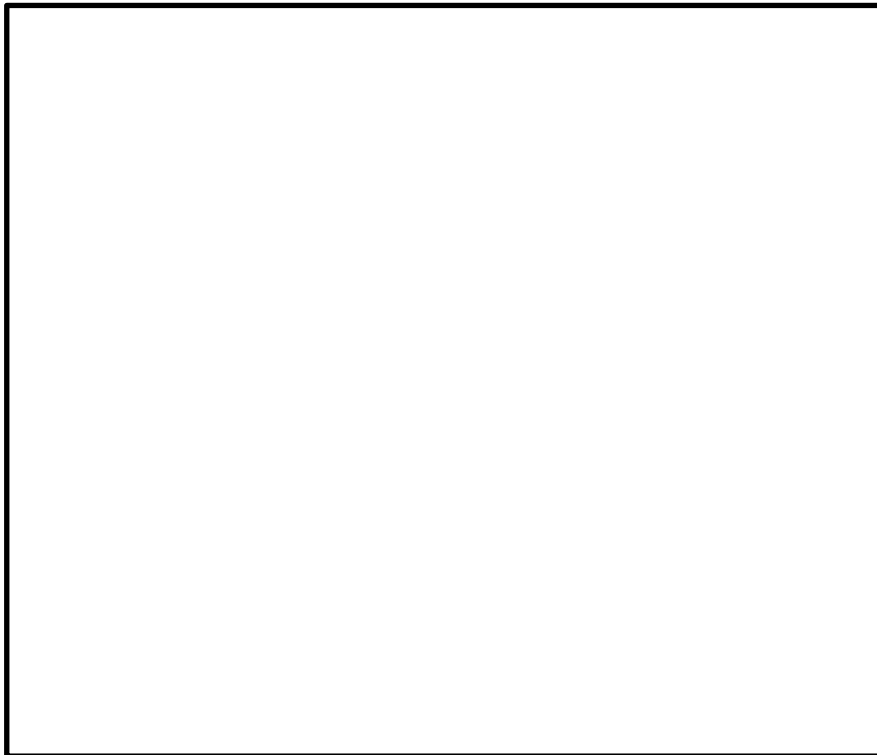
$$\cdot \theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N \cdot R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = \boxed{}$$

- R : スクラバ容器半径 (内径) $\boxed{}$ [mm]
- h : スクラビング水下限水位 $\boxed{}$ [mm]
- g : 重力加速度 9806.65 [mm/s²]
- S_A : 応答加速度 $\boxed{}$ [mm/s²]
(評価用地震動 (2×S_s-1) に基づき保守的に設定)

ベンチュリノズルの一部が気相部に露出するものの、露出している時間は格納容器ベント実施期間と比較して非常に小さく、ベンチュリスクラバの後段には金属フィルタも設置していることから、格納容器ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。
評価結果を第9図に示す。



第8図 スクラビング水スロッシング評価結果（上限水位）



第9図 スクラビング水スロッシング評価結果（下限水位）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解釈一覧
判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容	解釈
1.5.2.1 フロントライン 系故障時の対応手順 (1)最終ヒートシンク (大 気)への代替熱輸送(交流 動力電源が健全である場 合)	a. 格納容器フィルトアベン ト系による原子炉格納容 器内の減圧及び除熱	(b) 第1ベントフィルタ スクラバ容器水位調整(水 張り)	第1ベントフィルタスクラバ容器水位 の水位低警報 <input type="text"/> mm が発報した場 合
		(c) 第1ベントフィルタ スクラバ容器水位調整(水 抜き)	第1ベントフィルタスクラバ容器水位 が <input type="text"/> mmに到達すると判断した場合
		(e) 第1ベントフィルタ スクラバ容器スクラビン グ水 pH調整	第1ベントフィルタスクラバ容器の水 位が <input type="text"/> mmに到達すると判断し、排水 を行った場合

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

操作手順の解釈一覧(1/2)

手順		操作手順記載内容		解釈
1.5.2.1 フロントライン 系故障時の対応手順 (1)最終ヒートシンク(大 気)への代替熱輸送(交流 動力電源が健全である場 合)	a. 格納容器フィル タベント系による原 子炉格納容器内の減 圧及び除熱	(a) 格納容器フィルタベント系によ る原子炉格納容器内の減圧及び除熱	第1ベントフィルタスクラバ容器の水 位が通常水位範囲内	第1ベントフィルタスクラバ容器水 位指示値が <input type="text"/> mm ~ <input type="text"/> mm
		(b) 第1ベントフィルタスクラバ容 器水調整(水張り)	規定水位	通常水位範囲内である <input type="text"/> mm ~ <input type="text"/> mm
		(c) 第1ベントフィルタスクラバ容 器水位調整(水抜き)	通常水位に到達したこと	<input type="text"/> mm ~ <input type="text"/> mm に到達したこと
		(e) 第1ベントフィルタスクラバ 容器スクラビング水 pH 調整	スクラビング水の pH 値が規定値	<input type="text"/> 以上
		(a) 格納容器フィルタベント系によ る原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	第1ベントフィルタスクラバ容器水位 が通常水位範囲内	第1ベントフィルタスクラバ容器水 位指示値が <input type="text"/> mm ~ <input type="text"/> mm
1.5.2.1 フロントライン 系故障時の対応手順 (2)最終ヒートシンク(大 気)への代替熱輸送(全交 流動力電源喪失時の場合)	a. 格納容器フィル タベント系による原 子炉格納容器内の減 圧及び除熱(現場操 作)	(b) 第1ベントフィルタスクラバ容 器水調整(水張り)	第1ベントフィルタスクラバ容器の水 位が通常水位を下回り下限水位に到達 する前	第1ベントフィルタスクラバ容器の 水位が <input type="text"/> mm を下回り <input type="text"/> mm に 到達する前
		(c) 第1ベントフィルタスクラバ容 器水位調整(水抜き)	第1ベントフィルタスクラバ容器の水 位が上限水位に到達	第1ベントフィルタスクラバ容器の 水位が <input type="text"/> mm に到達
		(e) 第1ベントフィルタスクラバ容 器スクラビング水 pH 調整	スクラビング水の pH 値が規定値	<input type="text"/> 以上

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

操作手順の解釈一覧(2/2)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク(海洋)への代替熱輸送	a. 原子炉補機代替冷却系による除熱	ii. 緊急時対策要員操作 淡水ポンプ出口圧力指示計が規定圧力となるよう開度を調整する	<input type="text"/> MPa 規定流量 <input type="text"/> m ³ /h
1.5.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (1) 原子炉補機冷却系による除熱		残留熱除去系熱交換器冷却水流量計指示値の上昇	残留熱除去系熱交換器冷却水流量指示値が <input type="text"/> m ³ /h 程度まで

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

弁番号及び弁名称一覧(1/4)

弁番号	弁名称	操作場所
AV226-12	SGT NGC連絡ライン隔離弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室(管理区域)
MV226-16	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室(管理区域)
AV226-11	SGT耐圧強化ベントライン止め弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室(管理区域)
MV226-15	SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室(管理区域)
AV217-19	NGC常用空調換気入口隔離弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室(管理区域)
MV217-20	NGC常用空調換気入口隔離弁後弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室(管理区域)
MV226-13	SGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟 地上3階北側連絡通路(非管理区域)
MV217-18	NGC非常用ガス処理入口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟 地上3階北側連絡通路(非管理区域)
MV217-23	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟 地上3階北側連絡通路(非管理区域)
MV217-5	NGC N2トラス出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟 地上1階A-RCWポンプ熱交換器室(非管理区域)
MV217-4	NGC N2ドライウェル出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟 地上2階原子炉棟送風機室(非管理区域)

弁番号及び弁名称一覧(2/4)

弁番号	弁名称	操作場所
V2B3-110	F C V S 補給止め弁	屋外
MV2B3-550	F C V S 第1ベントフィルタスクラバ容 器1次ドレン弁	中央制御室 第1ベントフィルタ格納槽(屋外)
MV2B3-570	F C V S ドレン移送ライン連絡弁	中央制御室 原子炉棟 地下1階 トーラス室(管理区域)
V2B3-551	F C V S 排気ラインドレン排出弁	屋外
V2B3-82	F C V S 窒素ガス補給元弁	屋外
MV2B3-114	F C V S 薬品注入タンク出口弁	中央制御室 第1ベントフィルタ格納槽(屋外)
MV2B3-112	F C V S 循環ライン止め弁	中央制御室 第1ベントフィルタ格納槽(屋外)
V2C2-1	A N I 代替窒素供給ライン元弁(D/W 側)	屋外
V2C2-11	A N I 代替窒素供給ライン元弁(S/C 側)	屋外
MV226-2A	A-非常用ガス処理系出口弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室(管理区域)
MV226-2B	B-非常用ガス処理系出口弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室(管理区域)
MV226-51	S G T 耐圧強化ベントライン止め弁操作 用空気供給弁	中央制御室
V226-55	S G T 耐圧強化ベントライン止め弁操作 用バイパスライン空気供給弁	原子炉建物付属棟地上3階北側連絡通路(非管理区域)
V226-58	S G T 耐圧強化ベントライン止め弁操作 用電磁弁排気止め弁	原子炉建物付属棟地上3階北側連絡通路(非管理区域)

弁番号及び弁名称一覧(3/4)

弁番号	弁名称	操作場所
MV222-2B	B-RHR熱交バイパス弁	中央制御室
MV222-1002	RHR R HARライン入口止め弁	中央制御室
MV222-1010	RHR A-F L S R連絡ライン止め弁	中央制御室
MV222-1020	RHR P C Vスプレイ連絡ライン流量調節弁	中央制御室
MV222-1011	RHR A-F L S R連絡ライン流量調節弁	中央制御室
MV222-5A	A-RHR注水弁	中央制御室
MV222-4B	B-RHRドライウェル第2スプレイ弁	中央制御室
MV2BB-7	R H A Rライン流量調節弁	中央制御室
Y61-F002	熱交換器ユニット流量調整弁	屋外 熱交換器ユニット内
MV214-1B	B-R C W常用補機冷却水入口切替弁	中央制御室 原子炉建物付属棟 地下1階 I A 空気圧縮機室 (非管理区域)
MV214-3B	B-R C W常用補機冷却水出口切替弁	中央制御室 原子炉建物付属棟 地上2階 R C Wバルブ室 (非管理区域)
MV214-7B	B-RHR熱交冷却水出口弁	中央制御室 原子炉棟 地上2階 B-RHR熱交換器室 (管理区域)
V214-35B	R C W B-D E G冷却水入口弁	原子炉建物付属棟 地下2階 B-非常用 D G 室 (非管理区域)
V214-20B	R C W B-中央制御室冷凍機入口弁	廃棄物処理建物 地上2階 中央制御室送風機室 (非管理区域)
V214-38B	R C W B-F P C熱交冷却水入口弁	原子炉棟地上 3階 F P C熱交換器室前通路 (管理区域)

弁番号及び弁名称一覧(4/4)

弁番号	弁名称	操作場所
V214-3	RCW B-AHEF 西側供給配管止め弁	原子炉建物付属棟地上1階A-RCWポンプ熱交換器室(非管理区域)
V214-4	RCW B-AHEF 西側戻り配管止め弁	原子炉建物付属棟地上2階RCWバルブ室(非管理区域)
V2C1-1B	AHEF B-供給配管止め弁	屋外
V2C1-3B	AHEF B-戻り配管止め弁	原子炉建物付属棟 地上1階 階段室
V214-67B	B-RCWサージタンク出口弁	原子炉建物付属棟 地上2階(非管理区域)
V2C1-5	AHEF B-西側供給配管止め弁	原子炉建物付属棟地上1階A-RCWポンプ熱交換器室(非管理区域)
V2C1-6	AHEF B-西側戻り配管止め弁	原子炉建物付属棟地上2階RCWバルブ室(非管理区域)
MV214-1A	A-RCW常用補機冷却水入口切替弁	中央制御室
MV214-3A	A-RCW常用補機冷却水出口切替弁	原子炉建物付属棟 地下1階 IA空気圧縮機室(非管理区域)
MV214-7A	A-RHR熱交冷却水出口弁	中央制御室
V214-35A	RCW A-DEG冷却水入口弁	原子炉建物付属棟 地上2階 A-RHR熱交換器室(管理区域)
V214-20A	RCW A-中央制御室冷凍機入口弁	原子炉建物付属棟 地下2階 A-非常用DG室(非管理区域)
V214-38A	RCW A-FPC熱交冷却水入口弁	廃棄物処理建物 地上2階 中央制御室送風機室(非管理区域)
V214-52	RCW A-AHEF供給配管止め弁	原子炉棟 地上3階 FPC熱交換器室前通路(管理区域)
V214-53	RCW A-AHEF戻り配管止め弁	原子炉建物付属棟 地上1階 A-RCWポンプ熱交換器室(非管理区域)
V214-67A	A-RCWサージタンク出口弁	原子炉建物付属棟 地上2階(非管理区域)

手順のリンク先について

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.5.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

- ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）手順

<リンク先> 1.4.2.2(2)a.(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）
電源復旧後の発電用原子炉からの除熱

1.4.2.3(2) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による
発電用原子炉からの除熱

- ・残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）手順

<リンク先> 1.6.2.1(2)a.(a) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッショ
ン・プール水の除熱

1.6.2.2(2)a.(a) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッショ
ン・プール水の除熱

1.6.2.3(1) 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却
モード）によるサプレッション・プール水の除
熱

- ・格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系を用いた原子炉格納容器
内の減圧及び除熱手順

<リンク先> 1.7.2.1(1)a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格
納容器内の減圧及び除熱

1.7.2.1(1)b. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内
の減圧及び除熱

1.7.2.1(2)a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格
納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

- ・可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順

<リンク先> 1.9.2.1(2)c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器
内の水素濃度制御

- ・輪谷貯水槽（西）を水源とした水源から接続口までの大量送水車による送
水手順

<リンク先> 1.13.2.1(6)a. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）
を水源とした大量送水車による送水

1.13.2.2(2)a. 輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）

から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給

1. 13. 2. 2(2)b. 海から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給

- ・非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車による残留熱除去ポンプ，電動弁，中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，非常用交流電源設備，可搬式窒素供給装置，大量送水車及び大型送水ポンプ車への燃料補給手順

<リンク先> 1. 14. 2. 2(1) 代替交流電源設備による給電

1. 14. 2. 3(1)a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車による S A ロードセンタ及び S A コントロールセンタ受電

1. 14. 2. 5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給

1. 14. 2. 5(2) タンクローリから各機器等への給油

1. 14. 2. 6(1) 非常用交流電源設備による給電

- ・操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順

<リンク先> 1. 15. 2. 1 監視機能喪失

1. 15. 2. 2 計測に必要な電源の喪失

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

< 目 次 >

1.7.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備
 - (a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - (b) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - (c) サプレッション・プール水 pH制御
 - (d) ドライウエル pH制御
 - (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - b. 手順等

1.7.2 重大事故等時の手順

1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順

- (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順
 - a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - b. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - c. サプレッション・プール水 pH制御
 - d. ドライウエル pH制御
 - e. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給
- (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順
 - a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）
 - b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択

- 添付資料1.7.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料1.7.2 自主対策設備仕様
- 添付資料1.7.3 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料1.7.4 重大事故対策の成立性
 - 1. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - (1) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - (2) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）
 - (3) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）
 - (4) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）
 - (5) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ
 - (6) フィルタベント計装（第1ベントフィルタ出口水素濃度）
 - (7) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整
 - 2. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - (1) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - (2) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系の系統構成
 - (3) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保
 - 3. サプレッション・プール水pH制御
 - 4. ドライウェルpH制御
 - 5. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給
- 添付資料 1.7.5 残留熱代替除去系の長期運転及び不具合等を想定した対策について
- 添付資料 1.7.6 格納容器ベント操作について
- 添付資料 1.7.7 ベント実施に伴う現場操作地点等における被ばく評価について
- 添付資料 1.7.8 スクラビング水の保有水量の設定根拠について
- 添付資料 1.7.9 炉心損傷，原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について
- 添付資料1.7.10 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
- 添付資料1.7.11 手順のリンク先について
- 添付資料1.7.12 フォルトツリー解析の実施の考え方について

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止

a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。

(2) 悪影響防止

a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。

(3) 現場操作等

a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。

b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。

c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。

(4) 放射線防護

a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.7.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内へ流出した高温の冷却材及び溶融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気により、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至るおそれがある。

原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

なお、設備の選定にあたっては、様々な条件下での事故対処を想定し、全交流動力電源の喪失を考慮する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{*1}を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十条及び技術基準規則第六十五条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.7-1表に整理する。

a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備

(a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

i 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

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

- ・第1ベントフィルタスクラバ容器

- ・第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器
- ・遠隔手動弁操作機構
- ・圧力開放板
- ・可搬式窒素供給装置
- ・ホース・接続口
- ・原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む）
- ・格納容器フィルタベント系配管・弁
- ・窒素ガス制御系配管・弁
- ・非常用ガス処理系配管・弁
- ・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
- ・ドレン移送ポンプ
- ・薬品注入タンク
- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西）

格納容器ベントを実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。

優先①：格納容器フィルタベント系によるウェットウェルベント（以下「W/W ベント」という。）

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

なお，大量送水車による第1ベントフィルタスクラバ容器への水の補給は，輪谷貯水槽（西）の淡水を利用する。

ii 現場操作

格納容器フィルタベント系の隔離弁（電動駆動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合，隔離弁を遠隔で手動操作することで原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる手段がある。放射線防護対策として，隔離弁を遠隔で手動操作するエリアは原子炉建物附属棟とする。

格納容器フィルタベント系の現場操作で使用する設備は以下のとおり。

- ・遠隔手動弁操作機構

iii 不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換

排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，格納容器フィルタベント系の系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換する手段がある。

不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換で使用する設備は以下の

とおり。

- ・可搬式窒素供給装置
- ・ホース・接続口

iv 原子炉格納容器負圧破損の防止

格納容器フィルタベント系の使用後に格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力に到達した時点で格納容器スプレイを停止する手順を定めている。格納容器スプレイについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理する。

また、中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器の負圧破損の防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬式窒素供給装置
- ・ホース・接続口
- ・窒素ガス代替注入系配管・弁

(b) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、残留熱代替除去系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

なお、残留熱代替除去系運転後長期における系統廻りの線量低減対策として、大量送水車を使用した外部注水により系統水を入れ替えることでフラッシングが可能である。

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱代替除去ポンプ
- ・原子炉補機代替冷却系
- ・サプレッション・チェンバ
- ・残留熱代替除去系配管・弁
- ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・低圧原子炉代替注水系配管・弁
- ・格納容器スプレイ・ヘッド
- ・ホース・接続口
- ・原子炉圧力容器

- ・原子炉格納容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・輪谷貯水槽（西）
- ・大量送水車

(c) サプレッション・プール水 pH制御

格納容器フィルタベント系を使用する際、サプレッション・プール水 pH制御系による薬液注入により原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・チェンバのプール水中によう素を保持することで、よう素の放出量を低減する手段がある。

サプレッション・プール水 pH制御系による薬液注入で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系配管
- ・サプレッション・チェンバスプレイヘッド
- ・サプレッション・プール水 pH制御系

(d) ドライウエル pH制御

格納容器フィルタベント系を使用する際、pH制御されたサプレッション・プール水を残留熱除去系及び残留熱代替除去系により原子炉格納容器内にスプレイすることにより原子炉格納容器内雰囲気酸性化することを防止でき、よう素の放出量を低減する手段がある。

ドライウエル pH制御で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱代替除去ポンプ
- ・原子炉補機代替冷却系
- ・サプレッション・チェンバ
- ・残留熱代替除去系配管・弁
- ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ
- ・格納容器スプレイ・ヘッド
- ・原子炉格納容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、遠隔手動弁操作機構、圧力開放板、可搬式窒素供給装置、ホース・接続口、原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む）、格納容器フィルタベント系配管・弁、窒素

ガス制御系配管・弁，非常用ガス処理系配管・弁，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

輪谷貯水槽（西）は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

現場操作で使用する設備のうち，遠隔手動弁操作機構は重大事故等対処設備として位置付ける。

不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換で使用する設備のうち，可搬式窒素供給装置及びホース・接続口は重大事故等対処設備として位置付ける。

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち，残留熱代替除去ポンプ，原子炉補機代替冷却系，大量送水車，サプレッション・チェンバ，残留熱代替除去系配管・弁，残留熱除去系配管・弁・ストレーナ，残留熱除去系熱交換器，低圧原子炉代替注水系配管・弁，格納容器スプレイ・ヘッド，ホース・接続口，原子炉圧力容器，原子炉格納容器，常設代替交流電源設備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。

輪谷貯水槽（西）は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）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すべて網羅されている。

(添付資料1.7.1)

以上の重大事故等対処設備により，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。

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

- ・サプレッション・プール水 pH制御で使用する設備

重大事故等対処設備である第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器により中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られており，残留熱除去系の配管を通してサプレッション・チェンバに薬液を注入することで原子炉格納容器外に放出されるよう素の放出量を低減する手段は更なるよう素低減対策として有効である。

- ・ドライウェル pH制御で使用する設備

重大事故等対処設備である第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器により中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られており，残留

熱代替除去系の配管を通してドライウェル内に薬液を注入することで原子炉格納容器外に放出されるよう素の放出量を低減する手段は更なるよう素低減対策として有効である。

- 可搬式窒素供給装置

有効性評価における原子炉格納容器内の圧力評価により、事故発生後7日間は窒素ガスを供給しなくても原子炉格納容器が負圧破損に至る可能性はない。

その後の安定状態において、サプレッション・プール水の温度が低下し、原子炉格納容器内で発生する水蒸気が減少した場合においても、本設備を用いて原子炉格納容器へ窒素ガスを供給することで原子炉格納容器内の負圧化を回避できることから、原子炉格納容器の負圧破損防止対策として有効である。

- スクラビング水の補給及び排水設備

有効性評価におけるスクラビング水位挙動の評価により、事故発生後7日間は、スクラビング水を補給しなくても下限水位に到達せず、また、排水しなくても上限水位に到達することはない。

その後の安定状態において、スクラビング水位が上限水位または下限水位に到達するおそれがある場合においても、排水設備または補給設備を用いてスクラビング水を排水または補給することで、スクラビング水位を維持できることから、放射性物質の低減対策として有効である。

(添付資料1.7.2)

b. 手順等

上記「a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操作要領書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）、AM設備別操作要領書及び原子力災害対策手順書（以下「EHP」という。）に定める（第1.7-1表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.7-2表、第1.7-3表）。

(添付資料1.7.3)

1.7.2 重大事故等時の手順

1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順

(1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順

a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び残留熱代替除去系の運転が期待できない場合は、サブプレッション・チェンバ以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため、サブプレッション・プール水位が上昇するが、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合は、このスプレイを停止するため、原子炉格納容器内の圧力を853kPa[gage]以下に抑制できる見込みがなくなることから、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施することで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素ガスが原子炉棟に漏えいする可能性があることから、原子炉棟4階（燃料取替階）天井付近の水素濃度、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度及び原子炉棟4階（燃料取替階）以外のエリアの水素濃度並びに静的触媒式水素処理装置の出入口温度の監視を行い、原子炉棟内において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、原子炉棟への水素ガスの漏えいを防止する。

なお、格納容器フィルタベント系を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。

格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力427kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合はNGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウエル出口隔離弁を全閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁は、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウエル出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

(a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、格納容器ベント移行条件^{※2}に達した場合。

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：原子炉格納容器内の圧力が640kPa[gage]に到達した場合に格納容器ベント準備を開始する。

ii 操作手順

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-1図に、概要図を第1.7-5図に、タイムチャートを第1.7-6図及び第1.7-7図に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合、手順⑫以外は同様)]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、格納容器フィルタベント系によるウェットウェル(以下「W/W」という。)側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する(W/W側からの格納容器ベントができない場合は、ドライウェル(以下「D/W」という。)側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する)。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの準備開始を報告する。
- ③^a非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合
中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤にて、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要なNGC非常用ガス処理入口隔離弁、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁及びNGC N2トーラス出口隔離弁若しくはNGC N2ドライウェル出口隔離弁の電源切り替え操作を実施する。
- ③^b非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合
現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要なNGC非常用ガス処理入口隔離弁、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁及びNGC N2トーラス出口隔離弁若しくはNGC N2ドライウェル出口隔離弁の電源切り替え操作を実施する。
- ④中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な電動弁の電源及び監視計器の電源が確保されている

ことを状態表示にて確認する。

- ⑤中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の確認として、格納容器隔離信号が発生している場合は、格納容器隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の系統構成として、SGT NGC連絡ライン隔離弁、SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁、NGC常用空調換気入口隔離弁、NGC常用空調換気入口隔離弁後弁の全閉、及びSGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁の全開を確認後、NGC非常用ガス処理入口隔離弁を全開し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。
- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑨当直副長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位、並びに原子炉建物内の水素濃度に関する情報収集を適宜行い、当直長に報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位、並びに原子炉建物内の水素濃度に関する情報を緊急時対策本部に報告する。
- ⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの開始を緊急時対策本部に報告する。
- ⑪当直副長は、以下のいずれかの条件に到達したことを確認し、運転員に格納容器ベント開始を指示する。
- ・外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施中に、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合。
 - ・原子炉棟の水素濃度指示値が2.5vol%に到達した場合。
- ⑫^aW/Wベントの場合
- 中央制御室運転員Aは、NGC N2トーラス出口隔離弁の全開操作により、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント操作を開始する。
- ⑫^bD/Wベントの場合
- 中央制御室運転員Aは、NGC N2ドライウェル出口隔離弁の全開操作により、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを開始する。

- ⑬中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内圧力指示値の低下又は原子炉建物水素濃度指示値が安定若しくは低下、並びに第1ベントフィルタスクラバ容器圧力及びスクラバ容器温度指示値の上昇により確認するとともに、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑭中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。
- ⑮当直副長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力427kPa [gage] (1 Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁を全閉し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止するよう運転員に指示する。
- ⑯中央制御室運転員Aは、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁の全閉操作を実施し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止する。
- ⑰当直副長は、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全閉するよう運転員に指示する。
- ⑱中央制御室運転員Aは、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁の全閉操作を実施する。

iii 操作の成立性

格納容器ベント準備開始を判断してから格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

- ・中央制御室からのNGC非常用ガス処理入口隔離弁操作の場合
中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、45分以内で可能である。

格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

- ・中央制御室からのNGC N2トールス出口隔離弁操作の場合
中央制御室運転員1名にて作業した場合、10分以内で可能である。
- ・中央制御室からのNGC N2ドライウェル出口隔離弁操作の場合
中央制御室運転員1名にて作業した場合、10分以内で可能である。

【W/Wベントの場合】

格納容器ベント移行条件到達後、NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作を中央制御室及び現場にて実施した場合、45分以内で可能である。また、格納容器ベント基準到達後、NGC N2トールス出口隔離弁操作を中央制御室にて実施した場合、10分以内で可能である。

【D/Wベントの場合】

格納容器ベント移行条件到達後、NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作を中央制御室及び現場にて実施した場合、45分以内で可能である。また、格納容器ベント基準到達後、NGC N2ドライウェル出口隔離弁操作を中央制御室にて実施した場合、10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1.7.4-1(1)，添付資料1.7.7)

(b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）

第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、輪谷貯水槽（西）を水源とした大量送水車により第1ベントフィルタスクラバ容器へ水張りを実施する。

i 手順着手の判断基準

第1ベントフィルタスクラバ容器水位の水位低警報が発報した場合。

ii 操作手順

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.7-8図に、タイムチャートを第1.7-9図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、緊急時対策本部へ第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備開始を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備開始を指示する。
- ③当直副長は、運転員に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備開始を指示する。
- ④中央制御室運転員Aは、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示により確認し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備完了を当直副長に報告する。
- ⑤当直長は、当直副長からの依頼に基づき、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑥緊急時対策要員は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車の配備及び第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口へ送水ホースを接続し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑦緊急時対策本部は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備完了を当直長に報告する。
- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水開始を依頼する。
- ⑨緊急時対策本部は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車の起動を緊急時対策要員に指示する。

- ⑩緊急時対策要員は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車を起動した後、FCVS補給止め弁の全開操作を実施し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車により送水を開始したことを、第1ベントフィルタ格納槽付近（屋外）の計器ラックにて、第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値の上昇により確認し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水を開始したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑪緊急時対策本部は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水を開始したことを当直長に報告する。
- ⑫当直副長は、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位を監視するよう運転員に指示する。
- ⑬中央制御室運転員Aは、第1ベントフィルタスクラバ容器水位にて水位を継続監視する。
- ⑭緊急時対策要員は、規定水位に到達したことを確認し、FCVS補給止め弁を全閉とした後、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車を停止し、第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口送水ホースの取外し操作を実施する。
- ⑮緊急時対策要員は、緊急時対策本部に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水を停止したことを報告する。
- ⑯緊急時対策本部は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水を停止したことを当直長に報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の開始及び完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

輪谷貯水槽（西）から大量送水車を展開した第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制定～大量送水車の配備～送水準備～第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口使用による大量送水車による注水開始まで2時間10分以内、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）完了まで2時間30分以内で可能である。

事故発生後7日間において、第1ベントフィルタスクラバ容器水の蒸発による第1ベントフィルタスクラバ容器の水位低下は評価上想定され

ないため、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）操作を実施することはないと考えられるが、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。

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

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作が可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

（添付資料1.7.4-1(3)，添付資料1.7.7，添付資料1.7.8）

(c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）

格納容器ベントにより原子炉格納容器内から排気されたガスが格納容器フィルタベント系の配管内及び第1ベントフィルタスクラバ容器内で凝縮し、その凝縮水が第1ベントフィルタスクラバ容器に溜まることで第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断した場合は、格納容器フィルタベント系機能維持のため第1ベントフィルタスクラバ容器の排水を実施する。

i 手順着手の判断基準

第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断した場合。

ii 操作手順

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.7-10図に、タイムチャートを第1.7-11図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員へ第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、ドレン移送ポンプ、FCVS第1ベントフィルタスクラバ容器1次ドレン弁、FCVSドレン移送ライン連絡弁の電源が確保されていることを状態表示にて確認し、FCVS第1ベントフィルタスクラバ容器1次ドレン弁及びFCVSドレン移送ライン連絡弁の全開操作を実施する。
- ③中央制御室運転員Aは、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）系統構成完了を当直副長に報告する。
- ④当直副長は、運転員へ第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）の開始を指示する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、ドレン移送ポンプの起動操作を実施し、第1ベントフィルタスクラバ容器からの排水が開始されたことを第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値の低下により確認する。その後、通常水位に到達したことを確認し、ドレン移送ポンプを停止し、FCVS第1ベントフィルタスクラバ容器1次ドレン弁及びFCVSドレン移送ライン連絡弁を全閉操作する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、当直副長に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）の完了を報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）

完了まで2時間20分以内で可能である。

(添付資料1.7.4-1(4))

(d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズ

格納容器ベント停止後において、スクラビング水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出する。また、第1ベントフィルタスクラバ容器上流側の残留蒸気凝縮により第1ベントフィルタスクラバ容器上流側配管内が負圧となることにより、スクラビング水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパーズを実施する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、格納容器ベント移行条件^{※2}に達した場合。

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：原子炉格納容器内の圧力が640kPa[gage]に到達した場合に格納容器ベント準備を開始する。

ii 操作手順

格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの概要は以下のとおり。概要図を第1.7-12図に、タイムチャートを第1.7-13図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由し、緊急時対策本部に格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの準備開始を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの準備開始を指示する。
- ③緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）へ可搬式窒素供給装置、第1ベントフィルタ出口水素濃度を配備し送気ホース等を接続口へ取り付けるとともに、FCVS排気ラインドレン排出弁を全閉操作し、格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの準備完了を緊急時対策本部へ報告する。
- ④緊急時対策本部は格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの準備完了を当直長に報告する。
- ⑤当直副長は、運転員に格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの系統構成開始を指示する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの系統構成として、NGC N2 トーラス出口隔離弁及びNGC N2 ドライウェル出口隔離弁の全閉確認、並びにSGTF

CVS第1ベントフィルタ入口弁，NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁の全開を確認し，格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの系統構成完了を当直副長に報告する。

- ⑦当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に窒素ガスパージの開始を依頼する。
- ⑧緊急時対策本部は，緊急時対策要員に窒素ガスパージの開始を指示する。
- ⑨緊急時対策要員は，可搬式窒素供給装置を起動した後，FCVS窒素ガス補給元弁の開操作を実施し，窒素ガスの供給を開始するとともに，緊急時対策本部に窒素ガスパージを開始したことを報告する。
- ⑩緊急時対策本部は，窒素ガスパージを開始したことを当直長に報告するとともに，緊急時対策要員に水素濃度測定のための第1ベントフィルタ出口水素濃度の起動を指示する。
- ⑪緊急時対策要員は，第1ベントフィルタ出口水素濃度の起動を実施するとともに，緊急時対策本部に第1ベントフィルタ出口水素濃度の起動完了を報告する。
- ⑫緊急時対策本部は，第1ベントフィルタ出口水素濃度の起動完了を当直長に報告するとともに，第1ベントフィルタスクラバ容器内の圧力及び第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視を依頼する。
- ⑬当直副長は，運転員に第1ベントフィルタスクラバ容器内の圧力及び第1ベントフィルタ出口水素濃度を監視するよう指示する。
- ⑭中央制御室運転員Aは，重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器内圧力指示値により，第1ベントフィルタスクラバ容器内の圧力が正圧であることを確認する。また，第1ベントフィルタ出口水素濃度が許容濃度以下まで低下したことを確認し，当直副長に報告する。
- ⑮中央制御室運転員Aは第1ベントフィルタスクラバ容器内の圧力及び第1ベントフィルタ出口水素濃度を継続して監視する。

iii 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ開始まで2時間以内で可能である。

なお，屋外における本操作は，格納容器ベント停止前後の操作であることから，大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており，また，作業時の被ばくによる影響を低減するため，緊急時対策要員を交替して対応することで，作業可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信

連絡設備を整備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料1.7.4-1(5), (6))

(e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）によりスクラビング水に含まれる薬液が排水されることでスクラビング水のpHが規定値よりも低くなることを防止するため薬液を補給する。

i 手順着手の判断基準

排気ガスの凝縮水により、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断し、排水を行った場合。

ii 操作手順

第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整の手順は以下のとおり。概要図を第1.7-14図に、タイムチャートを第1.7-15図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員へスクラビング水のpH測定、第1ベントフィルタスクラバ容器水位測定及び薬液補給の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、スクラバ水pH指示値により確認したpH値及び第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値により確認した水位を当直副長に報告する。
- ③当直副長は、運転員に第1ベントフィルタスクラバ容器への薬液補給の開始を指示する。
- ④中央制御室運転員Aは、薬液補給のためFCVS薬品注入タンク出口弁及びFCVS循環ライン止め弁を全開操作し、ドレン移送ポンプを起動、所定量の薬液を補給する。薬液補給完了後は、薬液が均一になるよう循環運転を実施する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤のスクラバ水pH指示値及び第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値によりスクラビング水のpH値及び水位を確認するとともに、スクラビング水のpH値が規定値であることを確認し、薬液補給の完了を当直副長に報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整開始まで15分以内で可能である。

(添付資料1.7.4-1(7))

b. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱代替除去系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

(a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{*2}原子炉格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件が全て成立した場合。

- ・残留熱代替除去系が使用可能^{*3}であること。
- ・原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給が可能であること。

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。

※3：設備に異常がなく、電源及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合。

ii 操作手順

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順の概要は以下のとおり。

原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレーを実施する場合は、低圧原子炉代替注水系（A）注入配管使用による原子炉圧力容器への注水と格納容器スプレー配管使用によるドライウェルスプレー（以下「D/Wスプレー」という。）を同時に実施する手順とする。

また、原子炉圧力容器への注水ができない状況において、原子炉圧力容器の破損を判断した場合は、原子炉格納容器内へのスプレーの実施によりペDESTAL内への注水を実施する手順とする。

手順の対応フローは第1.7-3図、第1.7-4図に、概要図を第1.7-16図に、タイムチャートを第1.7-17図及び第1.7-18図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備開始を指示する。

②^a非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合

中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤にて、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要なB-RHR熱交バイパス弁、A-RHR注水弁及びB-RHRドライ

ウェル第2スプレイ弁の電源切り替え操作を実施するとともに、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な電動弁の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。また、ポンプ及び監視計器の電源並びに冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。

②^b非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合

現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要なB-RHR熱交バイパス弁、A-RHR注水弁及びB-RHRドライウェル第2スプレイ弁の電源切り替え操作を実施するとともに、中央制御室運転員Aは、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な電動弁の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。また、ポンプ及び監視計器の電源並びに冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。

③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量を確認し、残留熱代替除去系が使用可能か確認する。

④^a原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合

中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて残留熱代替除去系の系統構成を実施する。(B-RHR熱交バイパス弁の全閉、RHR R HARライン入口止め弁、RHR A-FLSR連絡ライン止め弁、A-RHR注水弁及びB-RHRドライウェル第2スプレイ弁の全開操作を実施する。)

④^b原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合

中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて残留熱代替除去系の系統構成を実施する。(B-RHR熱交バイパス弁の全閉、RHR R HARライン入口止め弁及びB-RHRドライウェル第2スプレイ弁の全開操作を実施する。)

⑤中央制御室運転員Aは、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備完了を当直副長に報告する。

⑥当直副長は、運転員に残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始を指示する。

⑦^a原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合 (⑦^a～⑩^a)

中央制御室運転員Aは、残留熱代替除去ポンプを起動し、R HARライン流量調節弁を徐々に開操作した後、RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁及びRHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁を調整開し、残留熱代替除去系の運転を開始する。

- ⑧^a 中央制御室運転員Aは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去系原子炉注水流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認する。あわせて、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量指示値の上昇並びに原子炉格納容器内圧力指示値及び温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。
- ⑨^a 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑩^a 当直副長は、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力を継続監視し、RHR A-F L S R連絡ライン流量調節弁及びRHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁にて適宜、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう運転員に指示する。また、状況によりB-RHRドライウェル第2スプレイ弁及びRHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁を全閉、B-RHR トーラススプレイ弁を全開とすることで、D/WスプレイからS/Cスプレイへ切り替える。
- ⑦^b 原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合 (⑦^b～⑩^b)
中央制御室運転員Aは、残留熱代替除去ポンプを起動し、RHR Rライン流量調節弁を徐々に開操作した後、RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁を調整開し、残留熱代替除去系の運転を開始する。
- ⑧^b 中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器内へのスプレイの実施によりペDESTAL内への注水が開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量指示値の上昇、原子炉格納容器内圧力指示値及び温度指示値の低下により確認により確認し、当直副長に報告する。
- ⑨^b 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内へのスプレイの実施によりペDESTAL内への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑩^b 当直副長は、原子炉格納容器内の圧力を継続監視し、RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁にて適宜、原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう運転員に指示する。

(添付資料1.7.5)

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始までの必要な要員数及び想定時間は以

下のとおり。

- ・原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合

中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、1 時間 5 分以内で可能である。

- ・原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合

中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、45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1.7.4-2(1))

(b) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために残留熱代替除去系の運転を実施する場合、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を確保し、残留熱代替除去系で使用する残留熱除去系熱交換器（B）へ供給する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、残留熱代替除去系を使用する場合。ただし、原子炉注水手段がない場合は、原子炉注水準備を優先する^{*2}。

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：常設設備による注水手段がない場合、又は低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を実施している場合は大量送水車による注水又は補給準備を実施。

ii 操作手順

残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-3図、第1.7-4図に、概要図を第1.7-19図に、タイムチャートを第1.7-20図に示す。

(i) 原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合

ア. 運転員操作

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備のため、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続を依頼する。
- ③^a非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合
中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要なB-RH R熱交冷却水出口弁の電源切り替え操作を実施する。
- ③^b非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合
現場運転員B及びCは、S A電源切替盤にて、原子炉補機代替

冷却系による補機冷却水確保に必要なB-RHR熱交冷却水出口弁の電源切り替え操作を実施する。

- ④中央制御室運転員Aは、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
 - ⑤現場運転員B及びCは、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の非管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。
(第1.7-19図参照)
 - ⑥緊急時対策要員は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保のための移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
 - ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始を緊急時対策本部に依頼する。
 - ⑧緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備内の淡水ポンプを起動し、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
 - ⑨当直副長は運転員に原子炉代替補機冷却系による補機冷却水供給開始を指示する。
 - ⑩中央制御室運転員Aは、B-RHR熱交冷却水出口弁を流量調整のため開度を調整し、当直副長に報告する。(第1.7-19図参照)
- イ. 緊急時対策要員操作（原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保及び原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保手順は、⑦～⑨以外同様）
- ①緊急時対策要員は、緊急時対策本部から第1保管エリア又は第4保管エリアへ移動する。
 - ②緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等の健全性確認を行う。
 - ③緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等を第1保管エリア又は第4保管エリアから取水槽及び原子炉建物近傍屋外に移動させる。
 - ④緊急時対策要員は、可搬型のホースの敷設及び接続を行う。
 - ⑤緊急時対策要員は、電源ケーブルの敷設及び接続を行う。
 - ⑥緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張りに向け系統構成のための弁の開閉操作を行う。
 - ⑦^a原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合

緊急時対策要員は、原子炉補機冷却系による非管理区域側系統構成を実施する。(第 1.7-19 図参照)

- ⑧^a 原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合
緊急時対策要員は、中央制御室運転員 A と連絡を密にし、移動式熱交換設備の淡水側の水張りのため A H E F B - 西側供給配管止め弁の開操作を行う。
- ⑧^b 原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保の場合
緊急時対策要員は、中央制御室運転員 A と連絡を密にし、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張りのため R C W A H E F 供給配管止め弁の開操作を行う。
- ⑨^a 原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合
緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張り範囲内におけるベント弁の開操作及び A H E F B - 西側戻り配管止め弁の開操作を行い、配管内の空気抜きを実施する。
- ⑨^b 原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保の場合
緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張り範囲内におけるベント弁の開操作及び R C W A H E F 戻り配管止め弁の開操作を行い、配管内の空気抜きを実施する。
- ⑩ 緊急時対策要員は、淡水側の水張り範囲内において漏えいのないことを確認する。
- ⑪ 緊急時対策要員はガスタービン発電機の起動により移動式代替熱交換設備への受電を確認する。

(ii) 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)

ア. 運転員操作

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備開始を指示する。
- ② 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備のため、大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続を依頼する。
- ③^a 非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合
中央制御室運転員 A は、非常用コントロールセンタ切替盤にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な B - R H R 熱交冷却水出口弁の電源切り替え操作を実施する。
- ③^b 非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合
現場運転員 B 及び C は、S A 電源切替盤にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な B - R H R 熱交冷却水出

口弁の電源切り替え操作を実施する。

- ④中央制御室運転員Aは、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤現場運転員B及びCは、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の非管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。
(第1.7-19図参照)
- ⑥緊急時対策要員は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保のための大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始を緊急時対策本部に依頼する。
- ⑧緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車を起動し、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑨当直副長は運転員に原子炉代替補機冷却系による補機冷却水供給開始を指示する。
- ⑩中央制御室運転員Aは、B-RHR熱交冷却水出口弁を流量調整のため開度を調整し、当直副長に報告する。(第1.7-19図参照)

イ. 緊急時対策要員操作

- ①緊急時対策要員は、緊急時対策本部から第1保管エリア又は第4保管エリアへ移動する。
- ②緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車等の健全性確認を行う。
- ③緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車等を第1保管エリア又は第4保管エリアから取水槽近傍屋外に移動させる。
- ④緊急時対策要員は、ホースの敷設及び接続を行う。
- ⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部及び当直長に大型送水ポンプ車による補機冷却水確保の準備が完了したことを報告する。
- ⑥緊急時対策要員は、中央制御室運転員Aと連絡を密にし、RCW B-AHEF西側供給配管止め弁、RCW B-AHEF西側戻り配管止め弁、AHEF B-西側供給配管止め弁及びAHEF B-西側戻り配管止め弁の全開並びに大型送水ポンプ車を起動し、補機冷却水の供給を行う。
- ⑦緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車の吐出圧力にて必要流量が確保されていることを確認する。
- ⑧緊急時対策要員は、ホース等の海水通水範囲について漏えいの

無いことを確認する。

⑨緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車の運転状態を継続して監視する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

- ・原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員15名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで1時間40分以内、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで7時間20分以内で可能である。
- ・原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）、中央制御室運転員1名、現場運転員4名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、運転員操作の系統構成完了まで1時間40分以内、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで7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、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1.7.4-2(2)，(3)）

c. サプレッション・プール水 pH制御

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内のケーブル被覆材に含まれる塩素等の酸性物質の発生により、サプレッション・プール水が酸性化する。サプレッション・プール水が酸性化すると、サプレッション・プール水に含まれる粒子状イオンが元素状イオンに変わり、その後有機イオンとなる。これにより格納容器フィルタベント系による格納容器ベント時に外部への放射性物質の放出量が増加することとなる。

格納容器ベント時の放射性物質の系外放出量を低減させるために、サプレッション・チェンバースプレイ配管に薬液（水酸化ナトリウム）を注入し、サプレッション・チェンバ内に注入することで、サプレッション・プール水の酸性化を防止し格納容器ベント時の放射性物質の系外放出を低減する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}においてサプレッション・プール水 pH制御系が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（薬液タンク）が確保されている場合。

(b) 操作手順

サプレッション・プール水 pH制御の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-2図に、概要図を第1.7-21図に、タイムチャートを第1.7-22図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にサプレッション・プール水 pH制御のため、薬液注入準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、サプレッション・プール水 pH制御に必要な電磁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、A-RHR トーラススプレイ弁の全閉を確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて薬液タンク水位指示値により、薬液量が必要量以上確保されていることを確認する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、PHC 空気供給電磁弁の全開操作を実施し、薬液注入準備完了を当直副長に報告する。
- ⑥当直副長は、運転員に薬液注入操作を指示する。
- ⑦中央制御室運転員Aは、PHC A-窒素ガス供給弁又はPHC B-

窒素ガス供給弁の全開操作を実施し、薬液タンク圧力の上昇を確認する。

- ⑧中央制御室運転員Aは、PHC A-薬液タンク出口薬剤注入弁及びPHC B-薬液タンク出口薬剤注入弁を全開操作し、薬液注入が開始されたことを重大事故操作盤にて薬液タンク水位指示値の低下により確認する。
- ⑨中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて規定量の薬液が注入されたことを薬液タンク水位にて確認後、PHC A-薬液タンク出口薬剤注入弁およびPHC B-薬液タンク出口薬剤注入弁の全閉操作を実施し、薬液注入を停止する。また、薬液注入を停止した旨を当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからサプレッション・プール水pH制御のための薬液注入開始まで20分以内で可能である。

(添付資料1.7.4-3)

d. ドライウェル pH制御

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内のケーブル被覆材に含まれる塩素等の酸性物質の発生により、原子炉格納容器内雰囲気圧力が酸性化する。原子炉格納容器内雰囲気圧力が酸性化すると、原子炉格納容器内雰囲気圧力に含まれる粒子状よう素が元素状よう素に変わり、その後有機よう素となる。これにより格納容器フィルタベント系による格納容器ベント時に外部への放射性物質の放出量が増加することとなる。

格納容器ベント時の放射性物質の系外放出量を低減させるために、pH制御されたサプレッション・プール水を残留熱代替除去系を使用し、原子炉格納容器内へ注入することで、原子炉格納容器内雰囲気圧力の酸性化を防止し格納容器ベント時の放射性物質の系外放出を低減する。

(a) 手順着手の判断

炉心損傷を判断した場合^{※1}において格納容器フィルタベントを実施すると判断した場合^{※2}

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：残留熱代替除去系による格納容器除熱が実施できない場合で格納容器フィルタベント実施に移行した場合

(b) 操作手順

ドライウェル pH制御の手順は以下のとおり。手順の対応フロー図を第1.7-3図及び第1.7-4図に、概要図を第1.7-23図に、タイムチャートを第1.7-24図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にドライウェル pH制御のため、薬液注入準備開始を指示する。

②中央制御室運転員Aは、サプレッション・プール水 pH制御が完了していることを薬液タンク水位指示値により確認する。

③^a非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合

中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤にて、ドライウェル pH制御に必要なB-RHR熱交バイパス弁及びB-RHRドライウェル第2スプレイ弁の電源切り替え操作を実施するとともに、ドライウェル pH制御に必要な電動弁の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。また、ポンプ及び監視計器の電源並びに冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。

③^b非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合

現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、ドライウエルpH制御に必要なB-RHR熱交バイパス弁及びB-RHRドライウエル第2スプレイ弁の電源切り替え操作を実施するとともに、中央制御室運転員Aは、ドライウエルpH制御に必要な電動弁の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。また、ポンプ及び監視計器の電源並びに冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。

- ④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量を確認し、残留熱代替除去系が使用可能か確認する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて残留熱代替除去系の系統構成を実施する。(B-RHR熱交バイパス弁の全閉、RHR RHA Rライン入口止め弁及びB-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施する。)
- ⑥中央制御室運転員Aは、残留熱代替除去系によるドライウエルpH制御の準備完了を当直副長に報告する。
- ⑦当直副長は、運転員に残留熱代替除去系によるドライウエルpH制御開始を指示する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、残留熱代替除去ポンプを起動し、RHARライン流量調節弁を徐々に開操作した後、RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁を調整開し、残留熱代替除去系の運転を開始する。
- ⑨中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器内へスプレイが開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱代替除去系によるドライウエルpH制御開始まで45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1.7.4-4)

e. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。

(a) 手順着手の判断

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、格納容器ベント移行条件^{※2}に達した場合。

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：格納容器内の圧力が640kPa[gage]に到達した場合。

(b) 操作手順

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順は以下のとおり。概要図を第1.7-25図に、タイムチャートを第1.7-26図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給のための可搬式窒素供給装置の準備を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に可搬式窒素供給装置の準備を指示する。
- ③緊急時対策要員は、原子炉建物近傍に可搬式窒素供給装置を移動させる。
- ④緊急時対策要員は、窒素ガス代替注入系配管に可搬式窒素供給装置を接続する。
- ⑤緊急時対策要員は、原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑥当直長は、当直副長からの依頼に基づき、サプレッション・プール水温度指示値が104℃になる前に、緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始するよう依頼する。また、緊急時対策本部は緊急時対策要員に窒素ガス供給を開始するよう指示する。
- ⑦緊急時対策要員は、可搬式窒素供給装置を起動した後、ANI 代替窒素供給ライン元弁（D/W側）又はANI 代替窒素供給ライン元弁（S/C側）の全開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを報告する。

⑧緊急時対策本部は、原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを当直長へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始まで 2 時間以内で可能である。

なお、本操作は、格納容器ベント後に時間が経過した後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。

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

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料1.7.4-5)

(2) 全交流動力電源喪失時の対応手順

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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合及び残留熱代替除去系の運転が期待できない場合は、サブプレッション・チェンバ以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため、サブプレッション・プール水位が上昇するが、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位＋約1.3mに到達した場合は、このスプレイを停止するため、原子炉格納容器内の圧力を853kPa[gage]以下に抑制できる見込みがなくなることから、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

また、原子炉格納容器内でジルコニウム－水反応により発生した水素ガスが原子炉棟に漏えいする可能性があることから、原子炉棟4階（燃料取替階）天井付近の水素濃度、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度及び原子炉棟4階（燃料取替階）以外のエリアの水素濃度並びに静的触媒式水素処理装置の出入口温度の監視を行い、原子炉棟内において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、原子炉棟への水素ガスの漏えいを防止する。

なお、格納容器フィルタベント系を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。

格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力427kPa [gage]（1Pd）未満、原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合はNGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウエル出口隔離弁を全閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁については、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウエル出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。全交流動力電源喪失時は、現場手動にて系統構成を行う。

(a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(現場操作)

i 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、早期の電源復旧が見込めず、炉心損傷を判断した場合^{*1}において、格納容器ベント移行条件^{*2}に達した場合。

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：原子炉格納容器圧力が640kPa[gage]に到達した場合に格納容器ベント準備を開始する。

ii 操作手順

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-1図に、概要図を第1.7-27図に、タイムチャートを第1.7-28図及び第1.7-29図に示す。

[W/Wベントの場合（D/Wベントの場合、手順⑫以外は同様）]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、格納容器フィルタベント系によるW/W側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する（W/W側からの格納容器ベントができない場合は、D/W側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの準備開始を報告する。
- ③中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な監視計器の電源が確保されていることを確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の系統構成としてSGT NGC連絡ライン隔離弁、SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁、NGC常用空調換気入口隔離弁、NGC常用空調換気入口隔離弁後弁の全閉及びSGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁の全開を確認する。
- ⑥現場運転員B及びCは、NGC非常用ガス処理入口隔離弁を遠隔手動弁操作機構にて全開とする。NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作機構にて全開とする。
- ⑦中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器

ベント準備完了を当直副長に報告する。

- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑨当直副長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位、並びに原子炉建物水素濃度に関する情報収集を適宜行い、当直長に報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位、並びに原子炉建物水素濃度に関する情報を緊急時対策本部に報告する。
- ⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの開始を緊急時対策本部に報告する。
- ⑪当直副長は、以下のいずれかの条件に到達したことを確認し、運転員に格納容器ベント開始を指示する。
- ・外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施中に、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合。
 - ・原子炉棟の水素濃度指示値が2.5vol%に到達した場合。
- ⑫^aW/W ベントの場合
現場運転員B及びCは、NGC N2 トーラス出口隔離弁を遠隔手動弁操作機構による操作で全開とし、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを開始する。
- ⑬^bD/W ベントの場合
現場運転員B及びCは、NGC N2 ドライウェル出口隔離弁を遠隔手動弁操作機構による操作で全開とし、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント操作を開始する。
- ⑭中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内圧力指示値の低下又は原子炉建物水素濃度指示値が安定若しくは低下、並びに第1ベントフィルタスクラバ容器圧力及びスクラバ容器温度指示値の上昇により確認するとともに、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。
- ⑮中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。
- ⑯当直副長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉

格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力427kPa [gage] (1Pd)未満、原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウエル出口隔離弁を全閉するよう運転員に指示する。

- ⑯中央制御室運転員Aは、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウエル出口隔離弁の全閉操作を実施する。
- ⑰当直副長は、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウエル出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全閉するよう運転員に指示する。
- ⑱中央制御室運転員Aは、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁の全閉操作を実施する。

iii 操作の成立性

格納容器ベント準備開始を判断してから格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

- ・現場からのNGC非常用ガス処理入口隔離弁操作の場合
中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、1時間20分以内で可能である。

格納容器ベント判断基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

- ・現場からのNGC N2 トーラス出口隔離弁操作の場合
現場運転員2名にて作業を実施した場合、1時間30分以内で可能である。
- ・現場からのNGC N2 ドライウエル出口隔離弁操作の場合
現場運転員2名にて作業を実施した場合、1時間30分以内で可能である。

【W/Wベントの場合】

格納容器ベント移行条件到達後、NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作を現場にて実施した場合、1時間20分以内で可能である。

また、格納容器ベント基準到達後、NGC N2 トーラス出口隔離弁操作を現場にて実施した場合、1時間30分以内で可能である。

(総要員数：中央制御室運転員1名、現場運転員2名、総想定時間：2時間50分以内)

【D/Wベントの場合】

格納容器ベント移行条件到達後，NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作を現場にて実施した場合，1時間20分以内で可能である。また，格納容器ベント基準到達後，NGC N2ドライウェル出口隔離弁操作を現場にて実施した場合，1時間30分以内で可能である。(総要員数：中央制御室運転員1名，現場運転員2名，総想定時間：2時間50分以内)

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

遠隔手動弁操作機構の操作については，操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため，容易に実施可能である。

また，作業エリアには電源内蔵型照明を配備しており，建物内常用照明消灯時における作業性を確保しているが，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行する。

(添付資料1.7.4-1(2)，添付資料1.7.7)

- (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）
第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、第1ベントフィルタスクラバ容器補給水ラインから第1ベントフィルタスクラバ容器へ水張りを実施する。
なお、操作手順については、「1.7.2.1(1) a. (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）」の操作手順と同様である。
- (c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）
格納容器ベントにより原子炉格納容器内から排気されたガスが格納容器フィルタベント系の配管内及び第1ベントフィルタスクラバ容器内で凝縮し、その凝縮水が第1ベントフィルタスクラバ容器に溜まることで第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断した場合は、格納容器フィルタベント系機能維持のため第1フィルタベントスクラバ容器の排水を実施する。
ドレン移送ポンプ及び電動弁の電源は、代替交流電源設備から受電可能である。
なお、操作手順については、「1.7.2.1(1) a. (c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）」の操作手順と同様である。
- (d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ
格納容器ベント停止後において、スクラビング水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出する。また、第1ベントフィルタスクラバ容器上流側の残留蒸気凝縮により第1ベントフィルタスクラバ容器上流側配管内が負圧となることにより、スクラビング水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。
なお、操作手順については、「1.7.2.1(1) a. (d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ」の操作手順と同様である。
- (e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH調整
第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）によりスクラビング水に含まれる薬液が排水されることでスクラビング水のpHが規定値よりも低くなることを防止するため薬液を補給する。
ドレン移送ポンプ及び電動弁の電源は、代替交流電源設備から受電可能である。
なお、操作手順については、「1.7.2.1(1) a. (e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH調整」の操作手順と同様である。

b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1) e. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給」の操作手順と同様である。

1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱代替除去系への原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

残留熱除去系又は格納容器代替スプレイ系（常設／可搬型）による減圧及び除熱手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」に整備する。

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度抑制手順については、「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。

原子炉建物内の水素濃度監視手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」に整備する。

輪谷貯水槽（西）への水の補給手順並びに水源から接続口までの大量送水車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となる補給手順等」に整備する。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車による残留熱代替除去ポンプ，ドレン移送ポンプ，電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，大量送水車及び可搬式窒素供給装置への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。

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

1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.7-30図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合には，サプレッション・プール水pH制御系及び残留熱代替除去系によるドライウェルpH制御を行う。その後，格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイを実施しながら原子炉格納容器の圧力及び水位の監視を行い，格納容器ベントに備える。

原子炉補機代替冷却系の設置が完了し，残留熱代替除去系が起動できる場合は，残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保を実施する際の接続口の選択は，緊急時対策要員による操作対象弁が少ないものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。

優先①：原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保（操作対象弁2弁）

優先②：原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保（操作対象弁4弁）

残留熱代替除去系による原子炉格納容器の除熱ができない場合は、外部水源を使用した原子炉格納容器へのスプレイを実施する。外部水源を使用するためサプレッション・プール水位が上昇し、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合は、外部水源を使用した格納容器代替スプレイ系を停止し、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。

格納容器フィルタベント系による格納容器ベントは、弁の駆動電源がない場合、現場での手動操作を行う。

なお、格納容器フィルタベント系を用いて、格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるW/Wを経由する経路を第一優先とする。W/Wベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/Wを経由して第1ベントフィルタスクラバ容器を通る経路を第二優先とする。

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱又は格納容器ベント実施後は、残留熱除去系の復旧を行い、長期的な原子炉格納容器の除熱を実施する。

(添付資料1.7.6, 添付資料1.7.9)

第 1.7-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧(1 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	第1ベントフィルタスクラバ容器 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 圧力開放板 遠隔手動弁操作機構 可搬式窒素供給装置 窒素ガス制御系 配管・弁 非常用ガス制御系 配管・弁 格納容器フィルタベント系 配管・弁 ホース・接続口 原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む) 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 「第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整」 原子力災害対策手順書 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽 (西) ※1, ※3 ドレン移送ポンプ 薬品注入タンク 大量送水車 ※1 ホース・接続口	自主対策設備	
	全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作機構	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCVS (遠隔手動弁操作機構) による格納容器ベント」
	—	不活性ガスによる系統内の置換	可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」
原子炉格納容器の過圧破損防止			可搬式窒素供給装置 ホース・接続口 窒素ガス代替注入系 配管・弁	自主対策設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」

※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」にて整備する。
 ※3：「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)
 ※4：手順は，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧(2 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	原子炉格納容器内の減圧及び除熱 残留熱代替除去系による	残留熱代替除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却系※4 サブプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系 配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 低圧原子炉代替注水系配管・弁 格納容器スプレー・ヘッド ホース・接続口 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱 - 1」 「除熱 - 2」 AM設備別操作要領書 「R H A R による格納容器除熱」
		サブプレッション・プール水 pH 制御	残留熱除去系 配管 サブプレッション・チェンバスプレーヘッド サブプレッション・プール水 pH 制御系	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水 - 1」 AM設備別操作要領書 「P H C によるサブプレッション・プール水 pH 制御」
		ドライウエル pH 制御	残留熱代替除去ポンプ 原子炉補機代替冷却系 サブプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 格納容器スプレー・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱 - 1」 「除熱 - 2」 AM設備別操作要領書 「格納容器スプレーによるドライウエル pH 制御」

※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」にて整備する。

※3：「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）

※4：手順は，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第 1.7-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1 / 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)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉棟内の水素濃度 ・原子炉棟地上4階 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度
		電源 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉棟内の水素濃度 ・原子炉棟地上4階 ・原子炉棟地上2階 ・原子炉棟地上1階
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		最終ヒートシンクの確保 スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 スクラバ容器温度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

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)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「放出」 原子力災害対策手順書 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」 「大量送水車を使用した送水」	判断基準	補機監視機能 スクラバ容器水位	
	操作	補機監視機能 スクラバ容器水位	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整」	判断基準	補機監視機能 スクラバ容器水位	
	操作	補機監視機能 スクラバ容器水位	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスバージ			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA)
	操作	補機監視機能	第1ベントフィルタ出口水素濃度 スクラバ容器圧力
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整			
AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整」	判断基準	-	-
	操作	補機監視機能	スクラバ水pH スクラバ容器水位

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)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱 - 1」 「除熱 - 2」 AM設備別操作要領書 「RHARによる格納容器除熱」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		最終ヒートシンクの確保 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
		電源 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保 サプレッション・プール水位 (SA)
	操作	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度 サプレッション・チェンバ温度 (SA) ドライウエル温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量 残留熱代替除去系原子炉注水流量
		最終ヒートシンクの確保 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器出口温度
		補機監視機能 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 残留熱代替除去系ポンプ出口流量
水源の確保 サプレッション・プール水位 (SA)		

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)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 c. サプレッション・プール水 pH制御			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「PHCによるサプレッション・プール水 pH制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)
	操作	補機監視機能	薬液タンク水位
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 d. ドライウエル pH制御			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「格納容器スプレイによるドライウエル pH制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)
		最終ヒートシンクの確保	B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
	操作	原子炉格納容器への注水量	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
		補機監視機能	残留熱代替除去ポンプ出口圧力
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 e. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA)
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA)
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール温度(SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度(SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度(SA)

監視計器一覧(5/6)

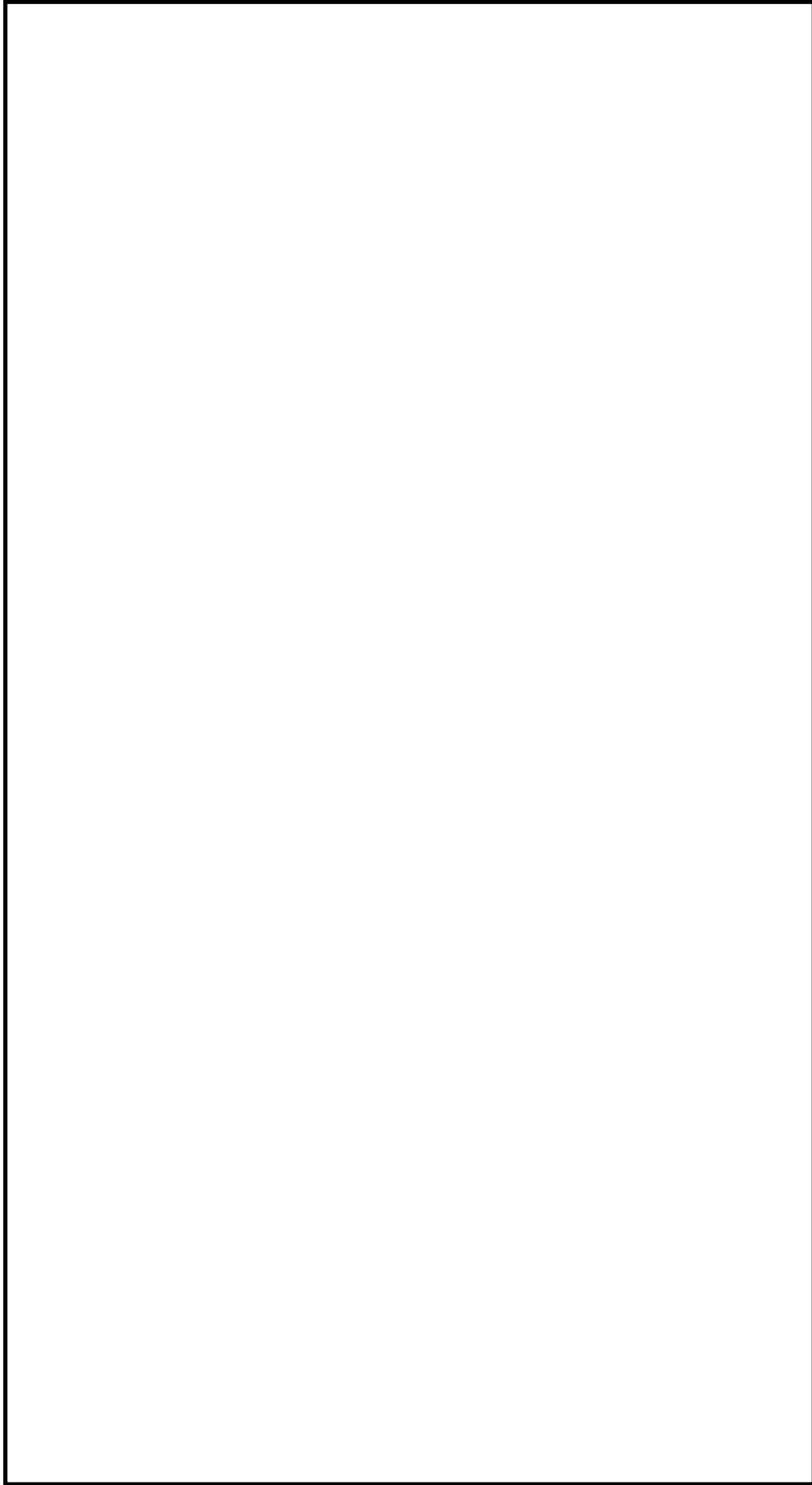
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCVS (遠隔手動弁操作機構) による格納容器ベント」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉棟内の水素濃度 原子炉建物水素濃度 ・原子炉棟4階 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度
		電源 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉棟内の水素濃度 原子炉建物水素濃度 ・原子炉棟地上4階 ・原子炉棟地上2階 ・原子炉棟地上1階
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		最終ヒートシンクの確保 スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 スクラバ容器温度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

監視計器一覧(6 / 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)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水張り)			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 原子力災害対策手順書 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」	判断基準	補機監視機能 スクラバ容器水位	
	操作	補機監視機能 スクラバ容器水位	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水抜き)			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別要領書 「第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整」	判断基準	補機監視機能 スクラバ容器水位	
	操作	補機監視機能 スクラバ容器水位	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスバージ			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		補機監視機能	第1ベントフィルタ出口水素濃度 スクラバ容器圧力
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH調整			
AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整」	判断基準	-	-
	操作	補機監視機能	スクラバ水 pH スクラバ容器水位
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		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 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)

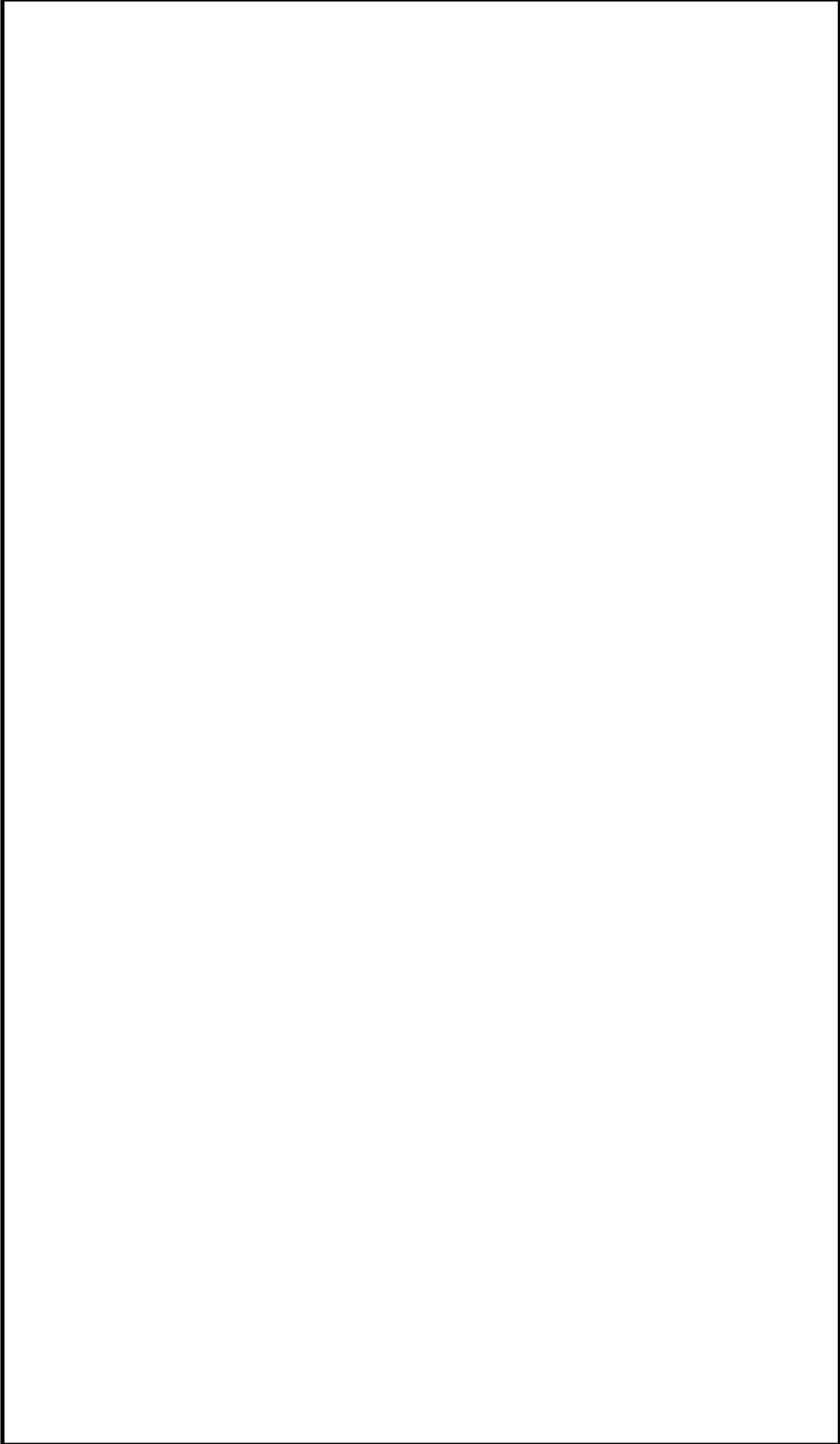
第 1.7-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p>	格納容器フィルタベント系	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 SA-C/C
	窒素ガス制御系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 SA-C/C
	非常用ガス処理系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 SA-C/C
	残留熱代替除去ポンプ	常設代替交流電源設備 SA-C/C
	残留熱代替除去系弁	常設代替交流電源設備 SA-C/C
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 SA-C/C
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計装C/C C系 計装C/C D系



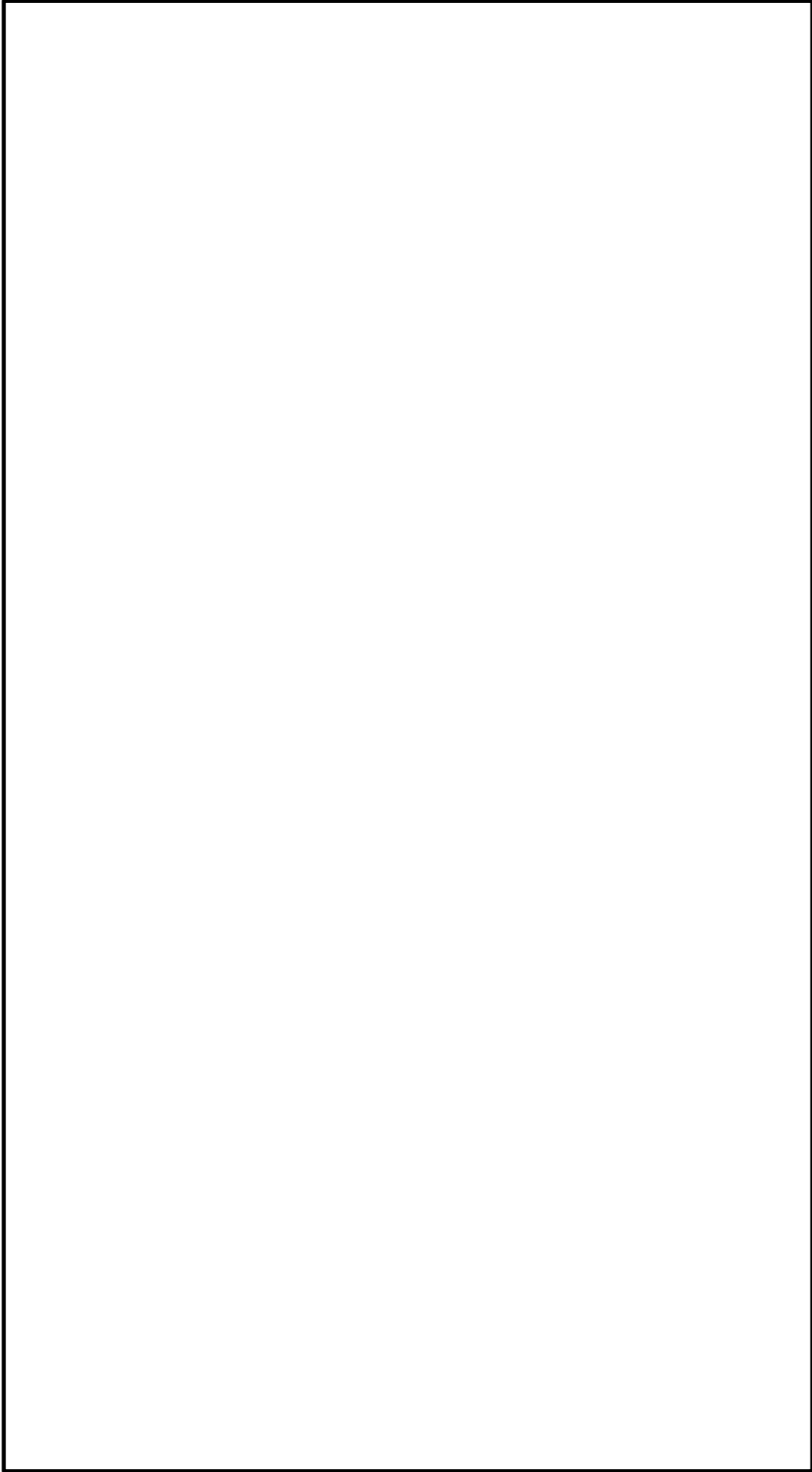
第1.7-1図 SOP「放出」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



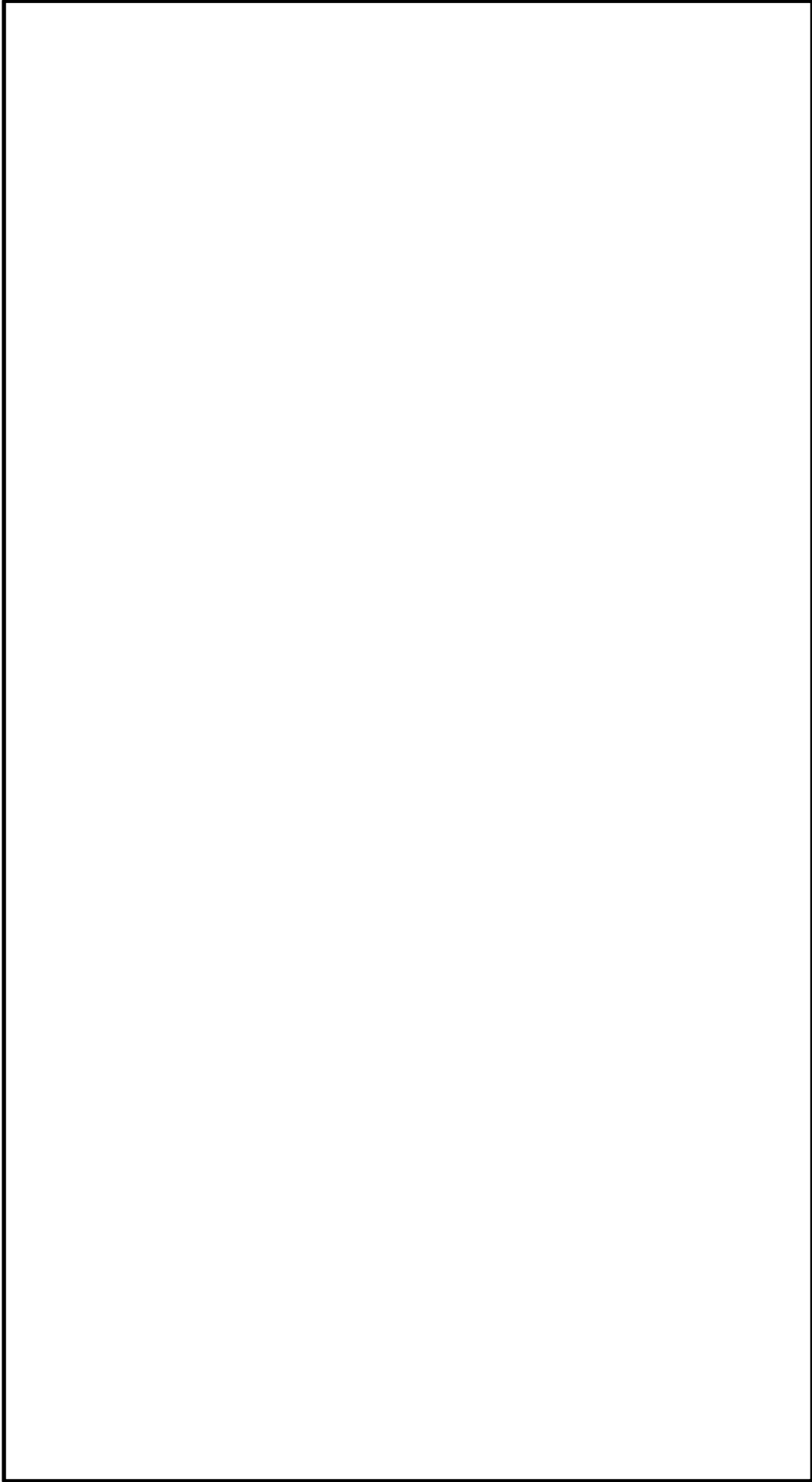
第1.7-2 図 SOP「注水-1」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.7-3 図 SOP「除熱-1」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

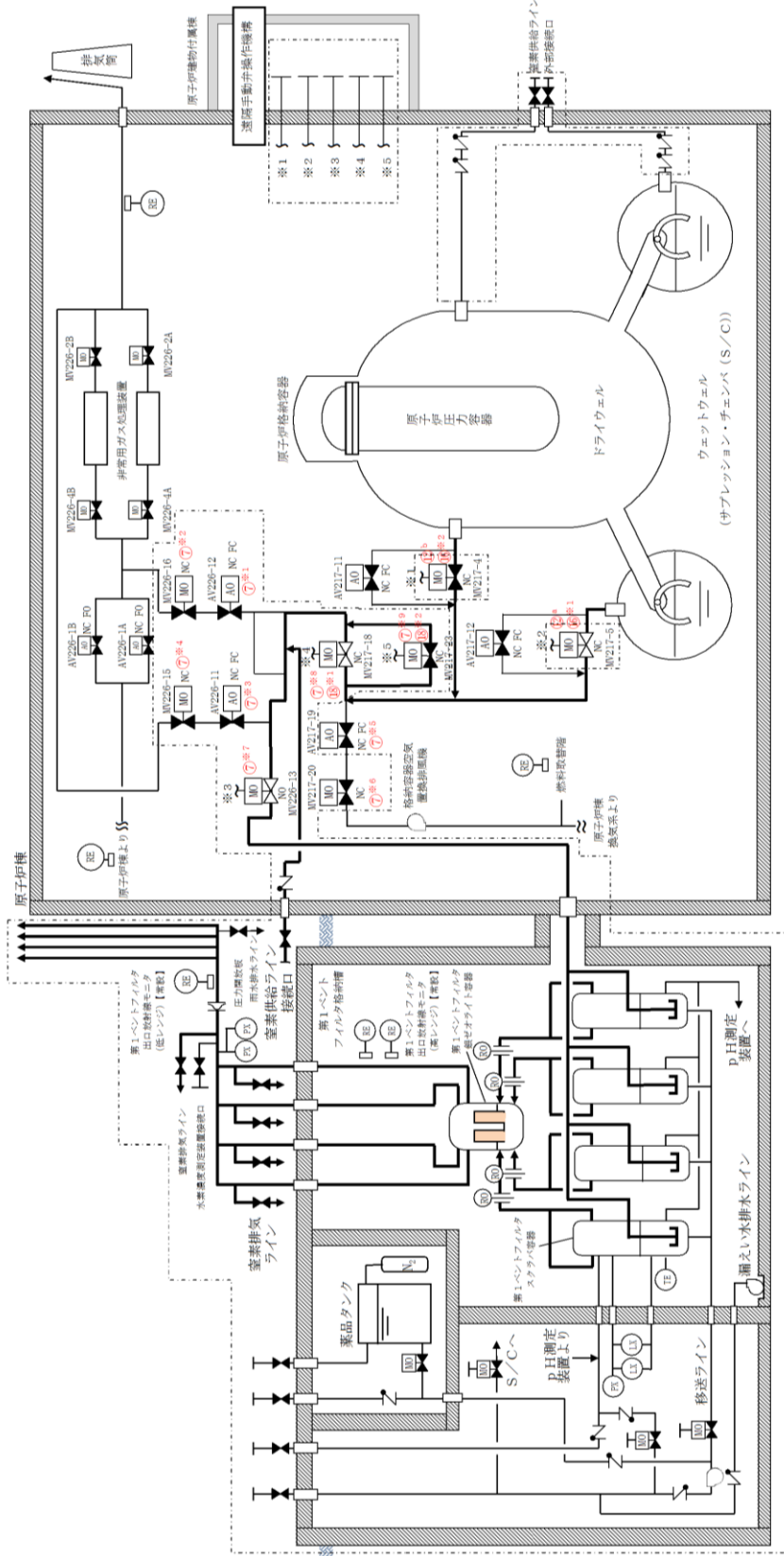


第1.7-4 図 SOP「除熱-2」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○*~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作手順の優先番号を示す。
 ○*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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.7-5 図 格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(1 / 2)

操作手順	弁名称
⑦ ^{※1}	SGT NGC連絡ライン隔離弁
⑦ ^{※2}	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁
⑦ ^{※3}	SGT耐圧強化ベンントライン止め弁
⑦ ^{※4}	SGT耐圧強化ベンントライン止め弁後弁
⑦ ^{※5}	NGC常用空調換気入口隔離弁
⑦ ^{※6}	NGC常用空調換気入口隔離弁後弁
⑦ ^{※7}	SGT FCVS第1ベンントフルタ入口弁
⑦ ^{※8} ⑱ ^{※1}	NGC非常用ガス処理入口隔離弁
⑦ ^{※9} ⑱ ^{※2}	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁
⑫ ^a ⑰ ^{※1}	NGC N ₂ トーラス出口隔離弁
⑫ ^b ⑰ ^{※2}	NGC N ₂ ドライウェル出口隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

○^{※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.7-5 図 格納容器フイルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(2/2)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/W)	要員(数)	原子炉格納容器ベント開始 55分※2													
	中央制御室運転員A	1													
	現場運転員B, C	2													
			電源確認	系統構成	ベント実施操作 (第1弁開操作)										
			移動, SA電源切替盤操作 (A系)	移動, SA電源切替盤操作 (B系)											

※1：NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開とする。中央制御室運転員Aにて実施した場合、20分以内で可能である。

※2：非常用コントロールセンター切替盤が使用可能な場合は、中央制御室運転員Aにて25分以内で可能である。

第 1.7-6 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/W) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/W)	要員(数)	原子炉格納容器ベント開始 55分※2													
	中央制御室運転員A	1													
	現場運転員B, C	2													
			電源確認	系統構成	ベント実施操作 (第1弁開操作)										
			移動, SA電源切替盤操作 (A系)	移動, SA電源切替盤操作 (B系)											

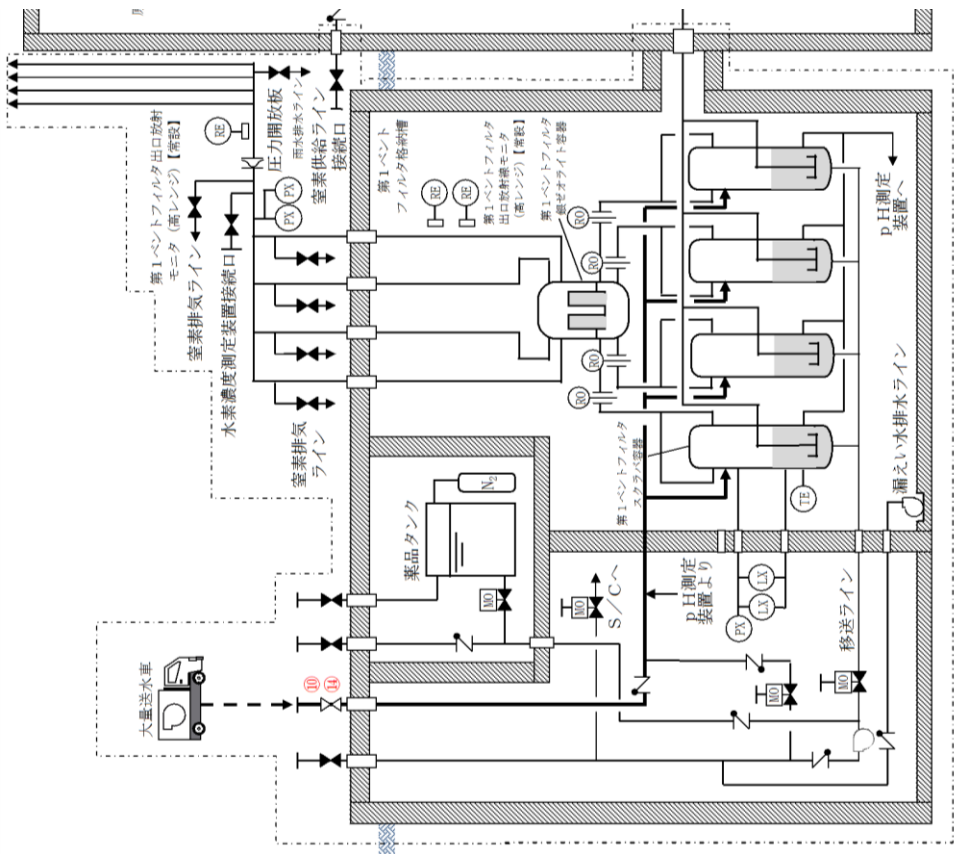
※1：NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開とする。中央制御室運転員Aにて実施した場合、20分以内で可能である。

※2：非常用コントロールセンター切替盤が使用可能な場合は、中央制御室運転員Aにて25分以内で可能である。

第 1.7-7 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/W) タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動 작동
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



操作手順	弁名称
⑩⑭	F C V S 補給止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.7-8 図 第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水張り) 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)	備考		
		10	150	
手順の項目 第1ペンultimateスクラバ容器 水位調整 (水張り)	10			
	20			
	30			
	35	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1		
	40	車両健全性確認		
	45			
	50			
	55			
	60			
	65			
	70			
	75			
80				
85				
90				
95				
100				
105				
110				
115				
120				
125				
130				
135				
140				
145				
150				

第1ペンultimateスクラバ容器注水開始 2時間10分

水位調整 (水張り) 完了 2時間30分

送水準備 (ホース敷設及びヘッド接続)

送水準備 (ヘッド～第1ペンultimateスクラバ容器補給用接続口)

ホース取外し

停止操作

水位監視

車両健全性確認

車両健全性確認

緊急時対策所～第3保管エリア移動※2

大車送水車配置

大車送水車配置

送水準備 (ホース敷設)

大車送水車起動, 第1ペンultimateスクラバ容器注水開始

停止操作

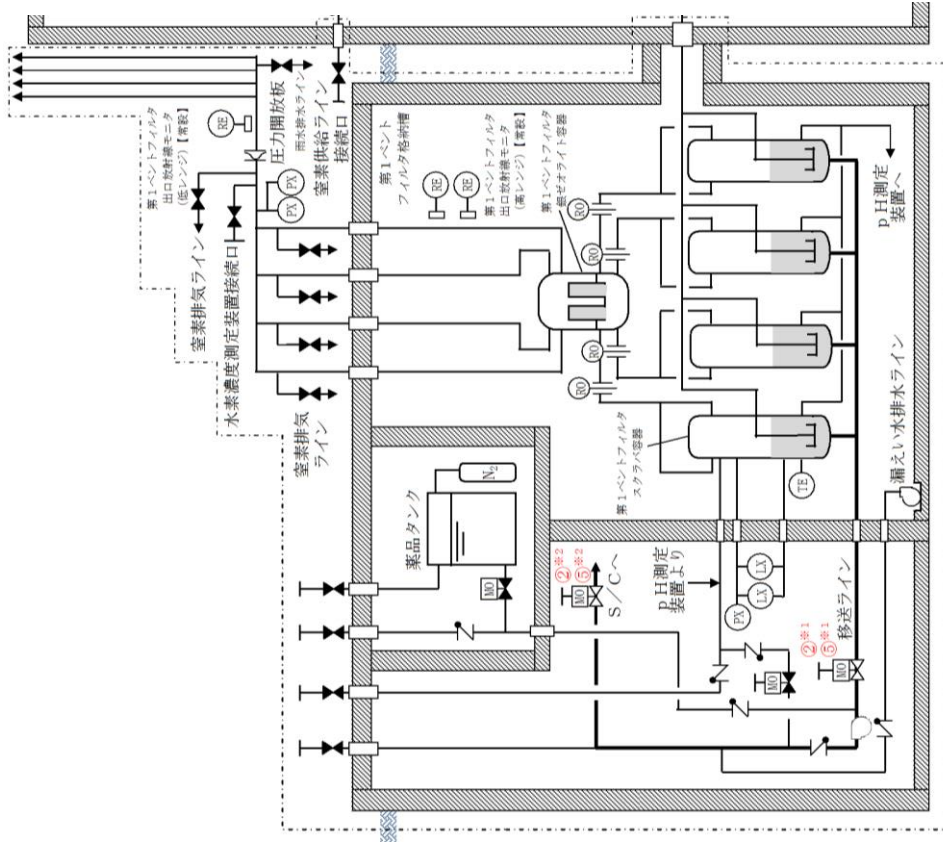
※1：第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は、速やかに対処できる。

※2：第2保管エリアの可搬設備を使用した場合は、20分以内で可能である。

第1.7-9 図 第1ペンultimateスクラバ容器水位調整 (水張り) タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



操作手順	弁名称
②※1⑤※1	FCVS第1ベントフィルタスクラバ容器1次ドレン弁
②※2⑤※2	FCVSドレン移送ライン連絡弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

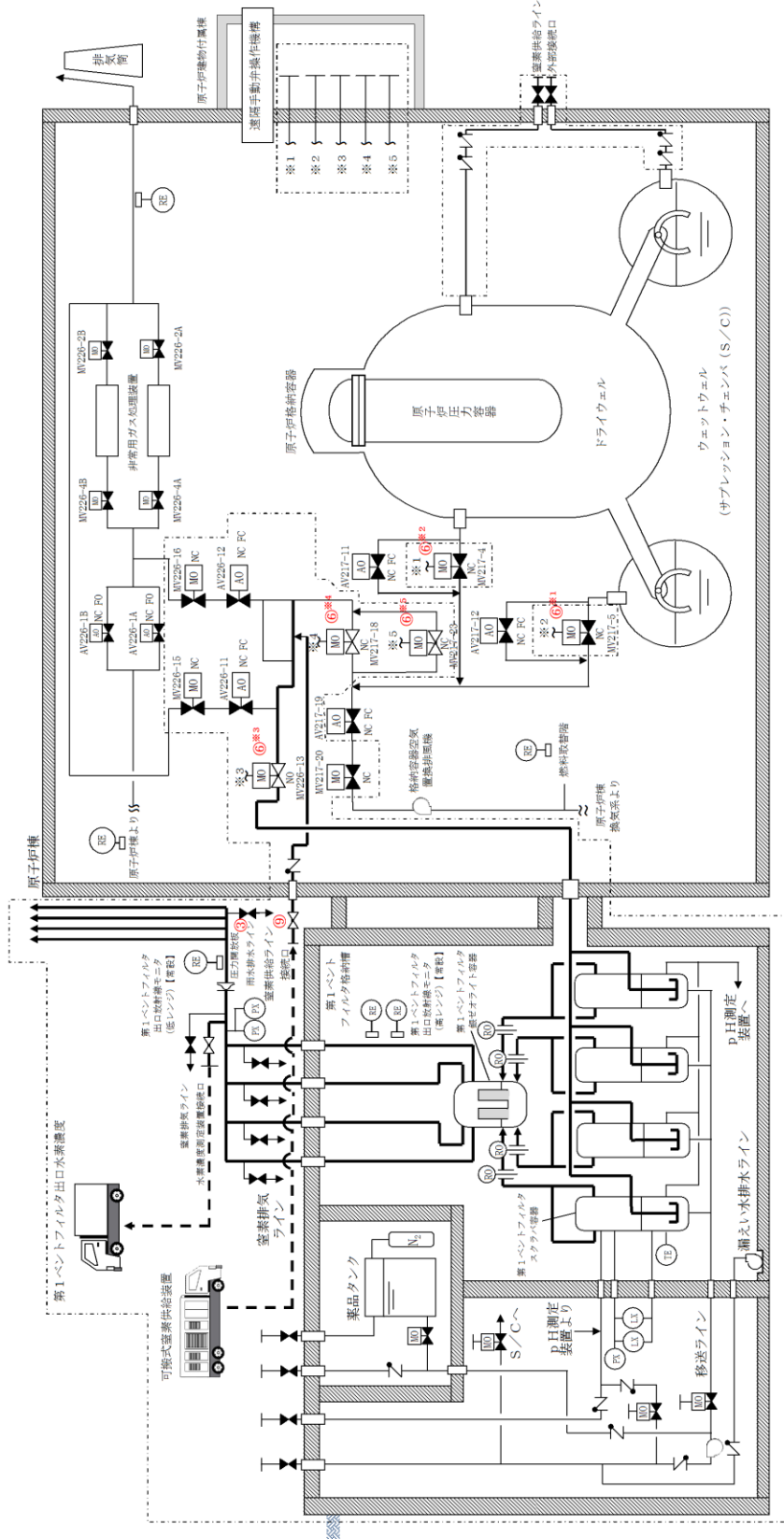
第 1.7-10 図 第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き） 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240	
第1ペントフィルタスクラバ容器 水位調整 (水抜き)	要員(数) 中央制御室運転員A 1	第1ペントフィルタスクラバ容器 水抜き開始 10分												
		第1ペントフィルタスクラバ容器 水抜き完了 2時間20分												
		系統構成, 水抜き開始操作												
		停止操作												

第1.7-11 図 第1ペントフィルタスクラバ容器水位調整 (水抜き) タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.7-12 図 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスページ 概要図(1 / 2)

操作手順	弁名称
③	FCVS排気ラインドレン排出弁
⑥※1	NGC N2トーラス出口隔離弁
⑥※2	NGC N2ドライウエル出口隔離弁
⑥※3	SGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁
⑥※4	NGC非常用ガス処理入口隔離弁
⑥※5	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁
⑨	FCVS窒素ガス補給元弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

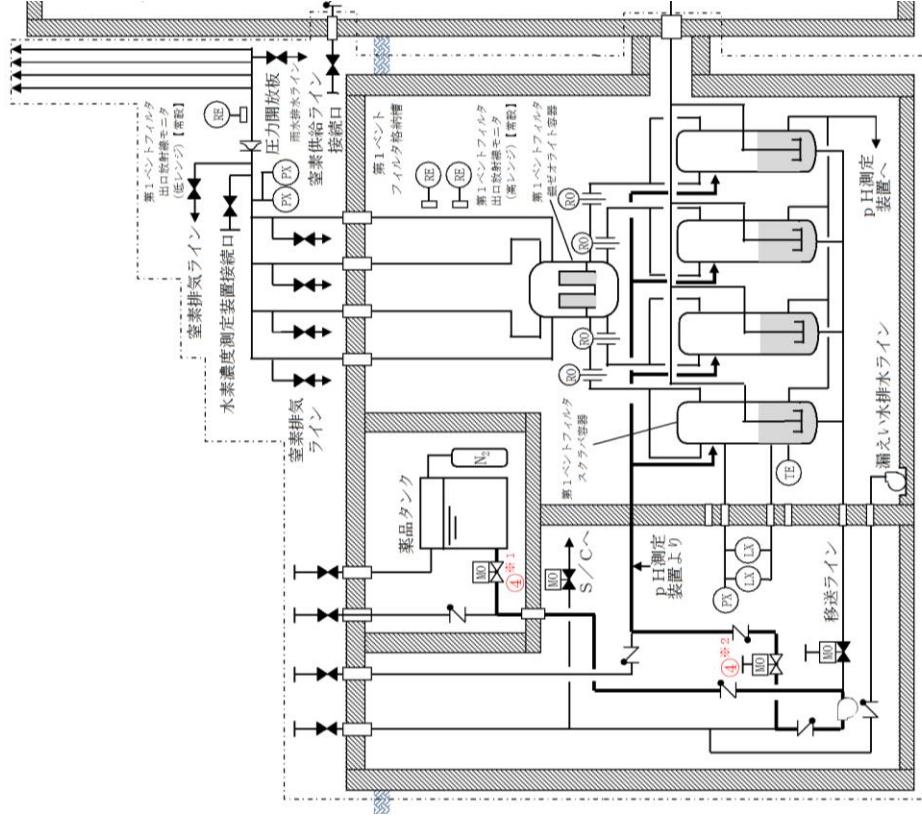
第 1.7-12 図 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ 概要図(2/2)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		
格納容器フィルタタレント系停止後の窒素ガスバージン	要員(数)	可搬式窒素供給装置による窒素ガスバージン開始 2時間													
		2	緊急時対策所～第4保管エリア移動												
	車両健全性確認														
	可搬式窒素供給装置の移動														
	可搬式窒素供給装置の接続、曝気運転														
	緊急時対策要員	2	可搬式窒素供給装置の接続、曝気運転												
			弁閉操作												
			緊急時対策所～第4保管エリア移動												
			車両健全性確認												
	中央制御室運転員A	1	水素濃度測定設備の移動												
			水素濃度測定設備の接続												
			起動操作												
系統構成															

第 1.7-13 図 格納容器フィルタタレント系停止後の窒素ガスバージン タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフイス



操作手順	弁名称
④※1	F C V S薬品注入タンク出口弁
④※2	F C V S循環ライン止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

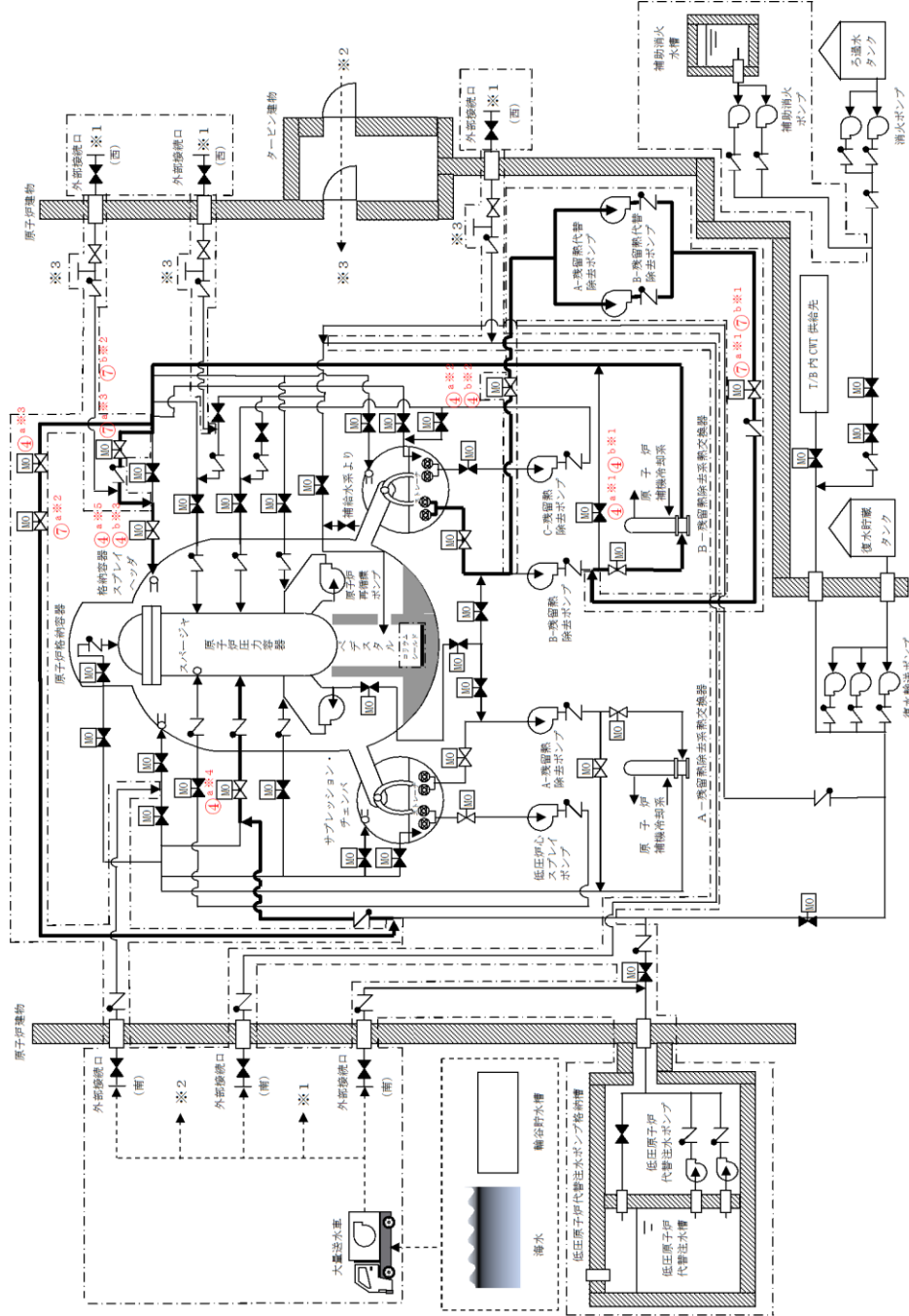
第 1.7-14 図 第 1 ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH 調整 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)											備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	
手順の項目	要員(数)	スクラビング水 pH調整開始											
第1 ベントフィルタスクラバ容器 スクラビング水 pH調整	1												

第1.7-15図 第1 ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH調整 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動機作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.7-16図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
④ ^{a※1} ④ ^{b※1}	B-RHR 熱交バイパス弁
④ ^{a※2} ④ ^{b※2}	RHR RHR ライン入口止め弁
④ ^{a※3}	RHR A-F LSR 連絡ライン止め弁
④ ^{a※4}	A-RHR 注水弁
④ ^{a※5} ④ ^{b※3}	B-RHR ドライウエル第2スプレー弁
⑦ ^{a※1} ⑦ ^{b※1}	RHR ライン流量調節弁
⑦ ^{a※2}	RHR A-F LSR 連絡ライン流量調節弁
⑦ ^{a※3} ⑦ ^{b※2}	RHR PCV スプレー連絡ライン流量調節弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

○^{a※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.7-16図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(2/2)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考	
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合)	中央制御室運転員A														残留熱代替除去系運転開始 1時間5分※1
	現場運転員B, C														

※1 非常用コントロールセンター切替盤を使用する場合は、35分以内に可能である。

第 1.7-17 図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
(原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合) タイムチャート

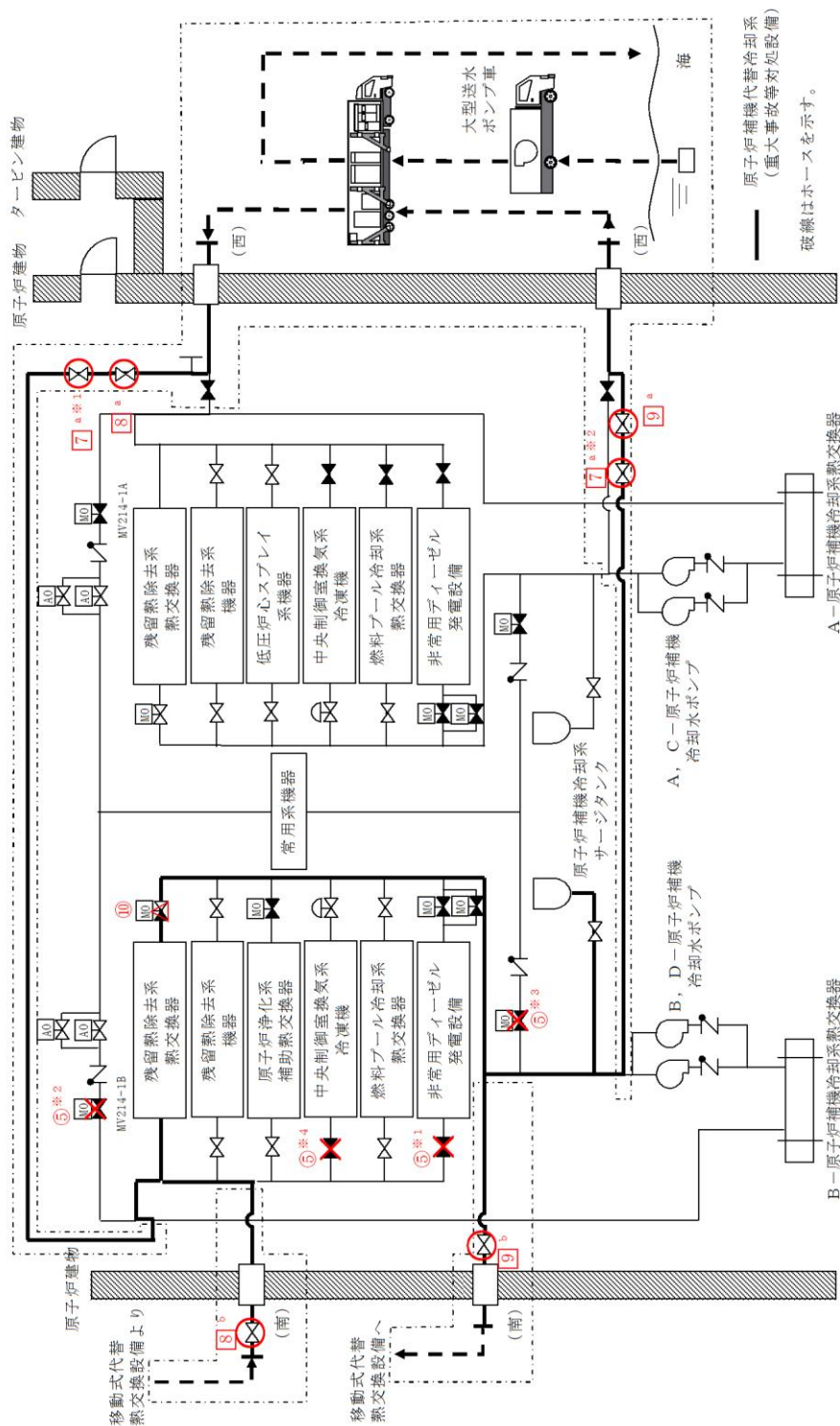
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考	
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合)	中央制御室運転員A														残留熱代替除去系運転開始 45分※1
	現場運転員B, C														

※1 非常用コントロールセンター切替盤を使用する場合は、35分以内に可能である。

第 1.7-18 図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
(原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合) タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	調整弁
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



- 記載例
- : 運転員操作の操作手順番号を示す。
 - : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。
 - ※1~, □※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対象弁がある場合, その実施順を示す。
 - a~, □a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第1.7-19図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(1/4)
(原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)

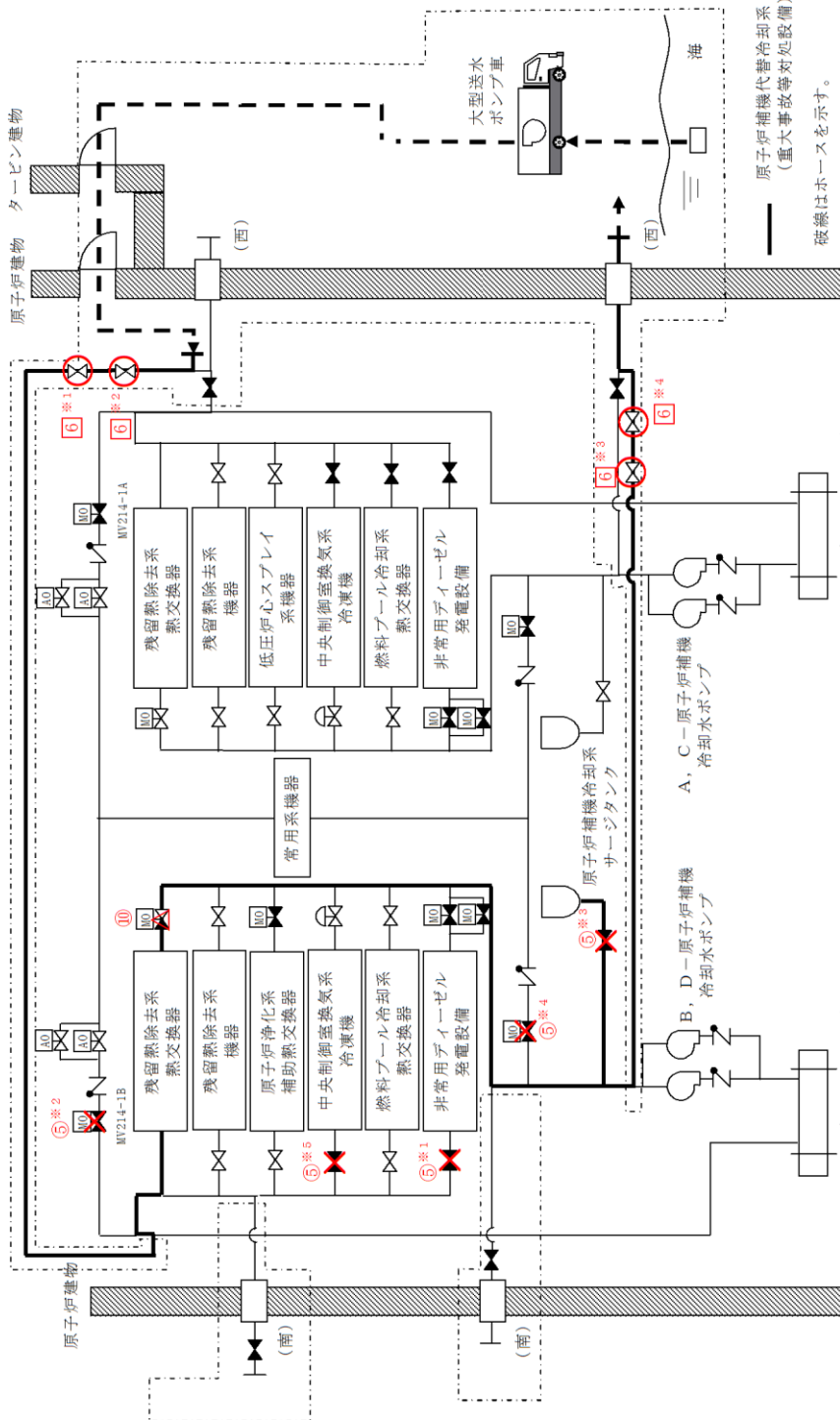
操作手順	弁名称
⑤※1	RCW B-D E G 冷却水入口弁
⑤※2	B-R CW 常用補機冷却水入口切替弁
⑤※3	B-R CW 常用補機冷却水出口切替弁
⑤※4	RCW B-中央制御室冷凍機入口弁
⑩	B-R HR 熱交冷却水出口弁
⑦ ^a ※1	RCW B-A H E F 西側供給配管止め弁
⑦ ^a ※2	RCW B-A H E F 西側戻り配管止め弁
⑧ ^a	A H E F B-西側供給配管止め弁
⑧ ^b	A H E F B-供給配管止め弁
⑨ ^a	A H E F B-西側戻り配管止め弁
⑨ ^b	A H E F B-戻り配管止め弁

記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。
□ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。
○※1~, □※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対象弁がある場合, その実施順を示す。
○^a~, □^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第 1.7-19 図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(2/4)
(原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	調整弁
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。

□ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。

○※1~、□※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.7-19図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(3/4)

(原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合)

(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)

操作手順	弁名称
⑤※1	RCW B-D E G 冷却水入口弁
⑤※2	B-R CW 常用補機冷却水入口切替弁
⑤※3	B-R CW サージタンク 出口弁
⑤※4	B-R CW 常用補機冷却水出口切替弁
⑤※5	RCW B-中央制御室冷凍機入口弁
⑩	B-R HR 熱交冷却水出口弁
⑥※1	RCW B-A H E F 西側供給配管止め弁
⑥※2	A H E F B-西側供給配管止め弁
⑥※3	RCW B-A H E F 西側戻り配管止め弁
⑥※4	A H E F B-西側戻り配管止め弁

記載例 ○

: 運転員操作の操作手順番号を示す。

□

: 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。

○※1～, □※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対象弁がある場合, その実施順を示す。

第1.7-19図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(4/4)

(原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合

(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (時間)								備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8				
残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始 (原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始 (原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)	要員(数) 中央制御室運転員A 現場運転員B, C	1	電源確認							7時間四分			
		2	移動, SA 電源切替稼働 (B系) ※1 系統構成								冷却水確保		
		3	緊急時対策所～第4 保管エリア移動 ※2 車両機 全仕確認										
	12	緊急時対策要員	4	移動, 熱交換器設備配置, 準備									
			5	緊急時対策所～第4 保管エリア移動 ※2 車両機 全仕確認									
			6	主配管 (可搬型) 等の接続									
			7	活水器準備 (ホース敷設)									
	3		8	移動									
			9	移動式代替熱交換器設備への電源ケーブル接続									

※1: 非常用コントローラセンター切替盤を使用する場合は、中央制御室運転員Aにて5分以内に可能である。

※2: 第1 保管エリアの可搬設備を使用する場合は、速やかに対応できる。

第1.7-20図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 タイムチャート (1/2)
 (原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (時間)								備考												
		1	2	3	4	5	6	7	8													
残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合) (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	中央制御室運転員A	1	電源確認																			
		2	移動, SA 電源切替操作 (B系) ※1 系統構成																			
	緊急時対策要員	緊急時対策班②																				
		車庫健康性確認																				
		大船送水ポンプ車配属, 取水準備																				
		送水準備 (屋外ホース敷設)																				
		送水準備 (屋内ホース敷設)																				
		補機冷却水の供給, 流量調整																				

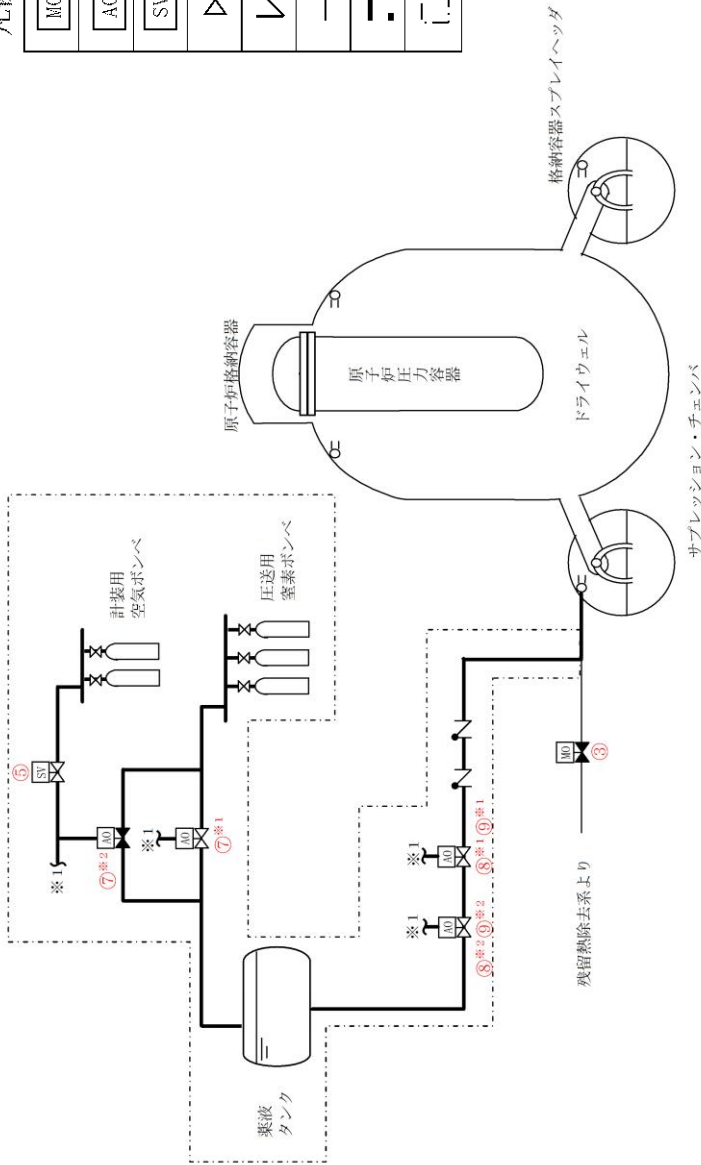
※1：非常用コントロールセンター切替盤を使用する場合は、中央制御室運転員Aにて5分以内に可能である。

※2：第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

第1.7-20図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 タイムチャート (2/2)
 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合)
 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))

凡例

MO	電動作動
A0	空気作動
SV	電磁作動
∞	弁
↙	逆止弁
—	配管
≡	使用する流路
⋮	設計基準対象施設から追加した箇所



操作手順	弁名称
③	A-RHR トーラススプレイ弁
⑤	PHC 空気供給電磁弁
⑦※1	PHC A-窒素ガス供給弁
⑦※2	PHC B-窒素ガス供給弁
⑧※1⑨※1	PHC A-薬液タンク出口薬剤注入弁
⑧※2⑨※2	PHC B-薬液タンク出口薬剤注入弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

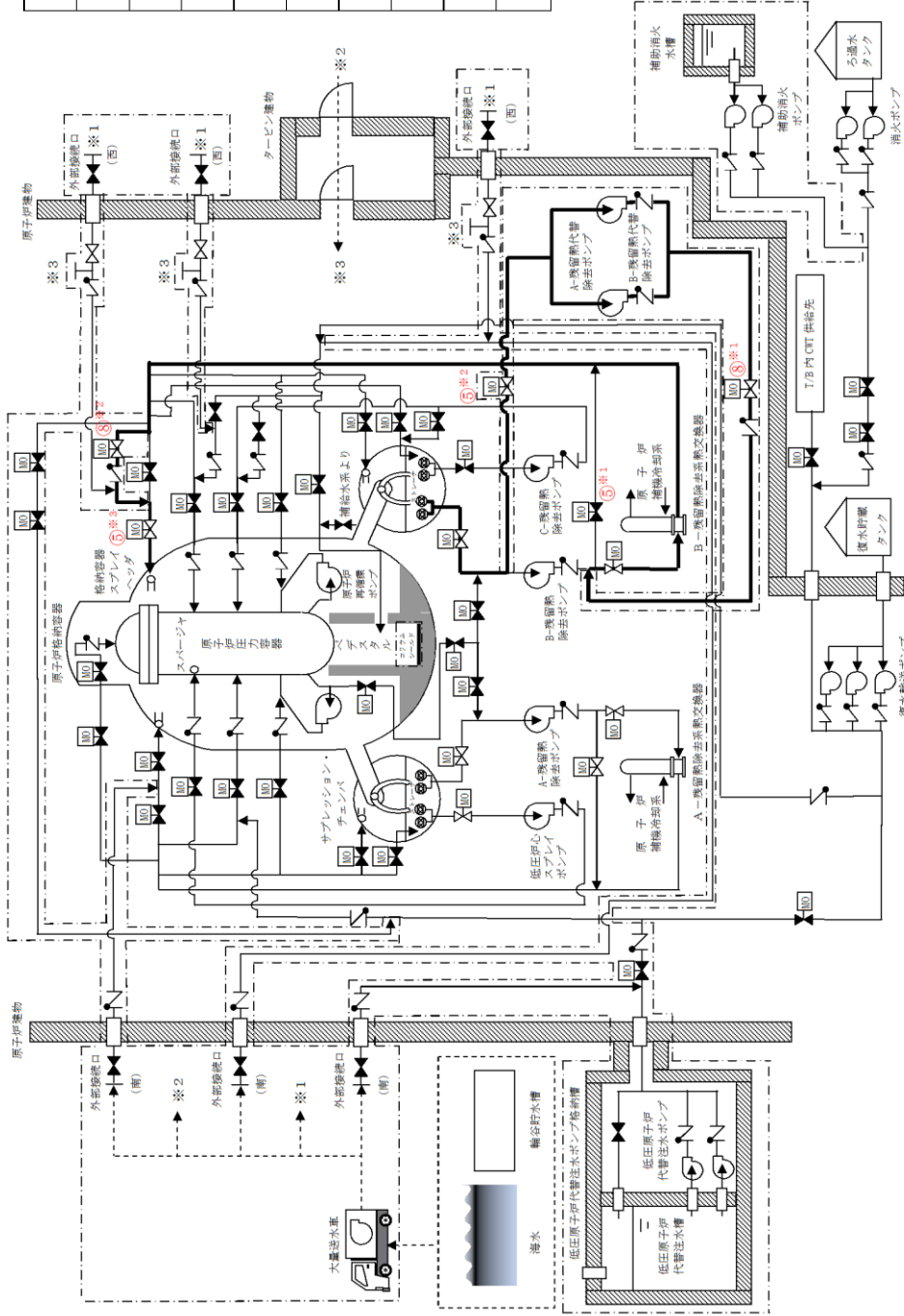
第1.7-21図 サプレッション・プール水 p H制御 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
手順の項目	要員(数)	<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="width: 100%; border-bottom: 1px solid black; margin-bottom: 5px;"></div> <div style="margin-left: 10px;"> 薬液注入開始 20分 ▽ </div> </div>													
サブレーション・プール水 pH制御	中央制御室運転員A													1	

第1.7-22 図 サブレーション・プール水 pH制御 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレート
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.7-23図 ドライウェルPH制御 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
⑤※1	B-RHR 熱交バイパス弁
⑤※2	RHR RHR ライン入口止め弁
⑤※3	B-RHR ドライウエル第2スプレイ弁
⑧※1	RHR ライン流量調節弁
⑧※2	RHR PCV スプレイ連絡ライン流量調節弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.7-23図 ドライウエル p H制御 概要図(2/2)

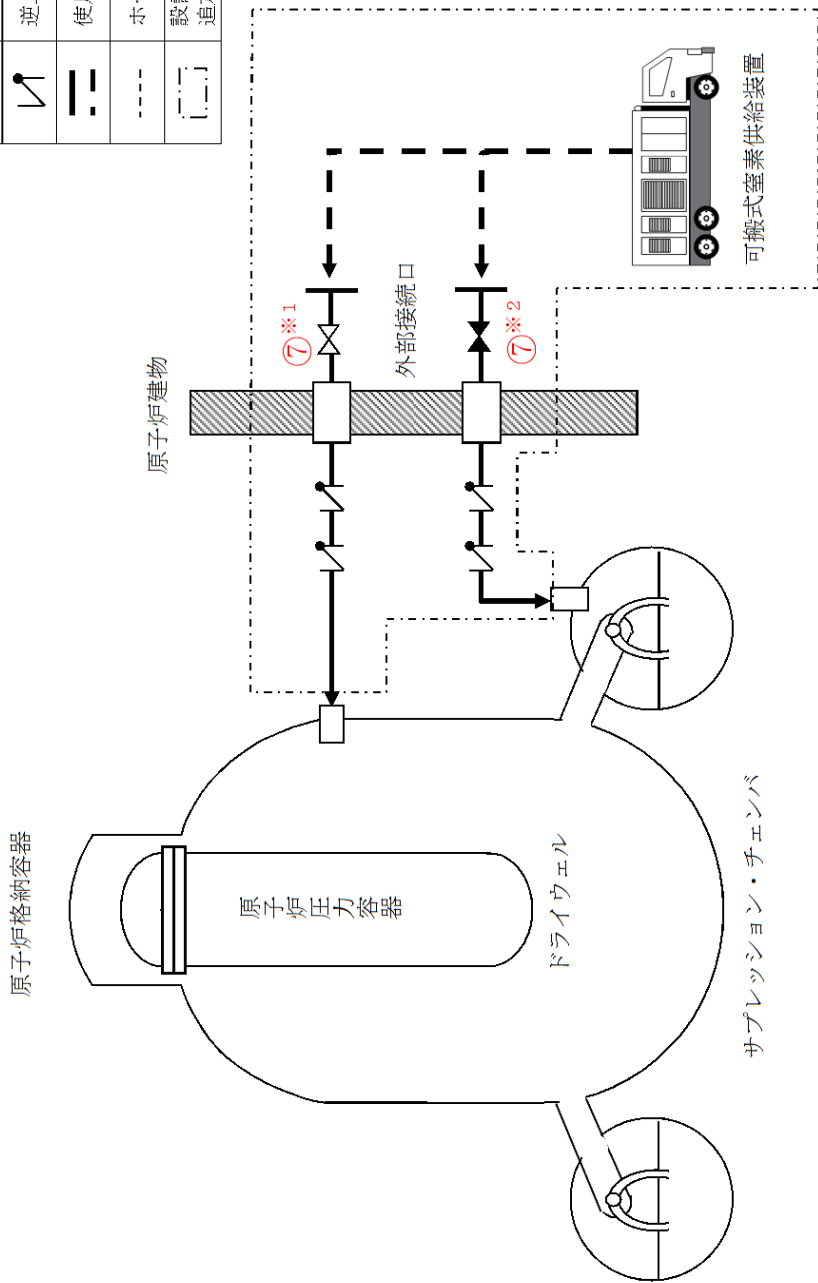
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
	要員(数)	薬液注入開始 45分※1															
残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合)	中央制御室運転員A																
	現場運転員B, C																

※1 非常用コントロールセンター切替盤を使用する場合は、35分以内に可能である。

第1.7-24図 ドライウエルpH制御 タイムチャート

凡例

	弁
	逆止弁
	使用する流路
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所



操作手順	弁名称
⑦※1	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)
⑦※2	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

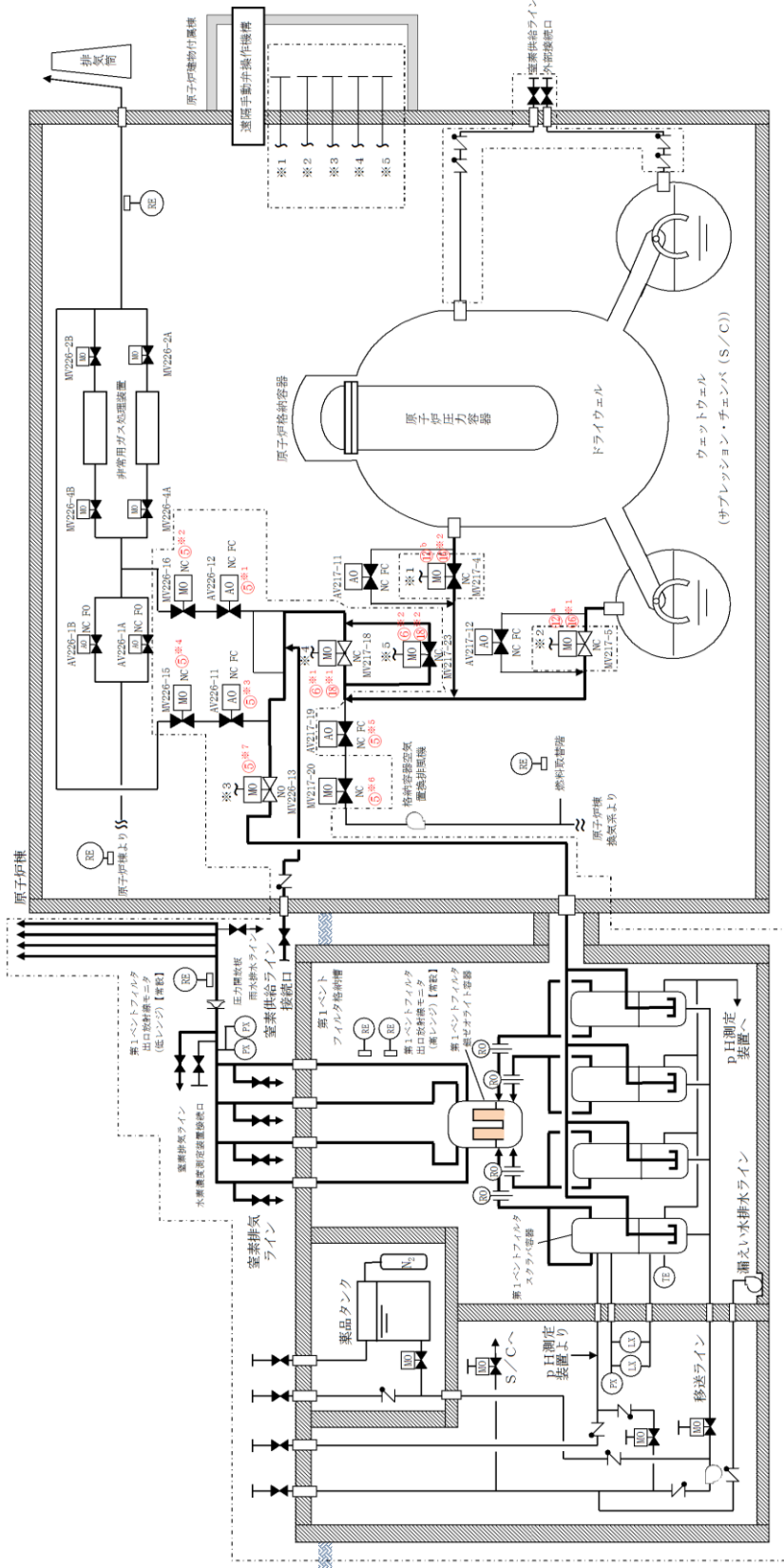
第1.7-25図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考	
手順の項目	要員(数)	20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		
可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	2	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 2時間													
		△													
		緊急時対策所～第4保管エリア移動													
		車両健全性確認													
		可搬式窒素供給装置の移動※1													
		可搬式窒素供給装置の接続、暖気運転													
弁開操作															
↑															

第1.7-26図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○[○] : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.7-27図 格納容器フィルタバ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) 概要図(1 / 2)

操作手順	弁名称
⑤※1	SGT NGC連絡ライン隔離弁
⑤※2	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁
⑤※3	SGT耐圧強化ベンントライン止め弁
⑤※4	SGT耐圧強化ベンントライン止め弁後弁
⑤※5	NGC常用空調換気入口隔離弁
⑤※6	NGC常用空調換気入口隔離弁後弁
⑤※7	SGT FCVS第1ベンントフィルタ入口弁
⑥※1 ⑱※1	NGC非常用ガス処理入口隔離弁
⑥※2 ⑱※2	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁
⑫ ^a ⑰※1	NGC N2トーラス出口隔離弁
⑫ ^b ⑰※2	NGC N2ドドライウェル出口隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.7-27図 格納容器フィルターベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図（2 / 2）

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240	
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (W/W)	要員(数)	原子炉格納容器ベント開始 2時間50分												※1
		中央制御室運転員A	1											
	現場運転員B, C	2												

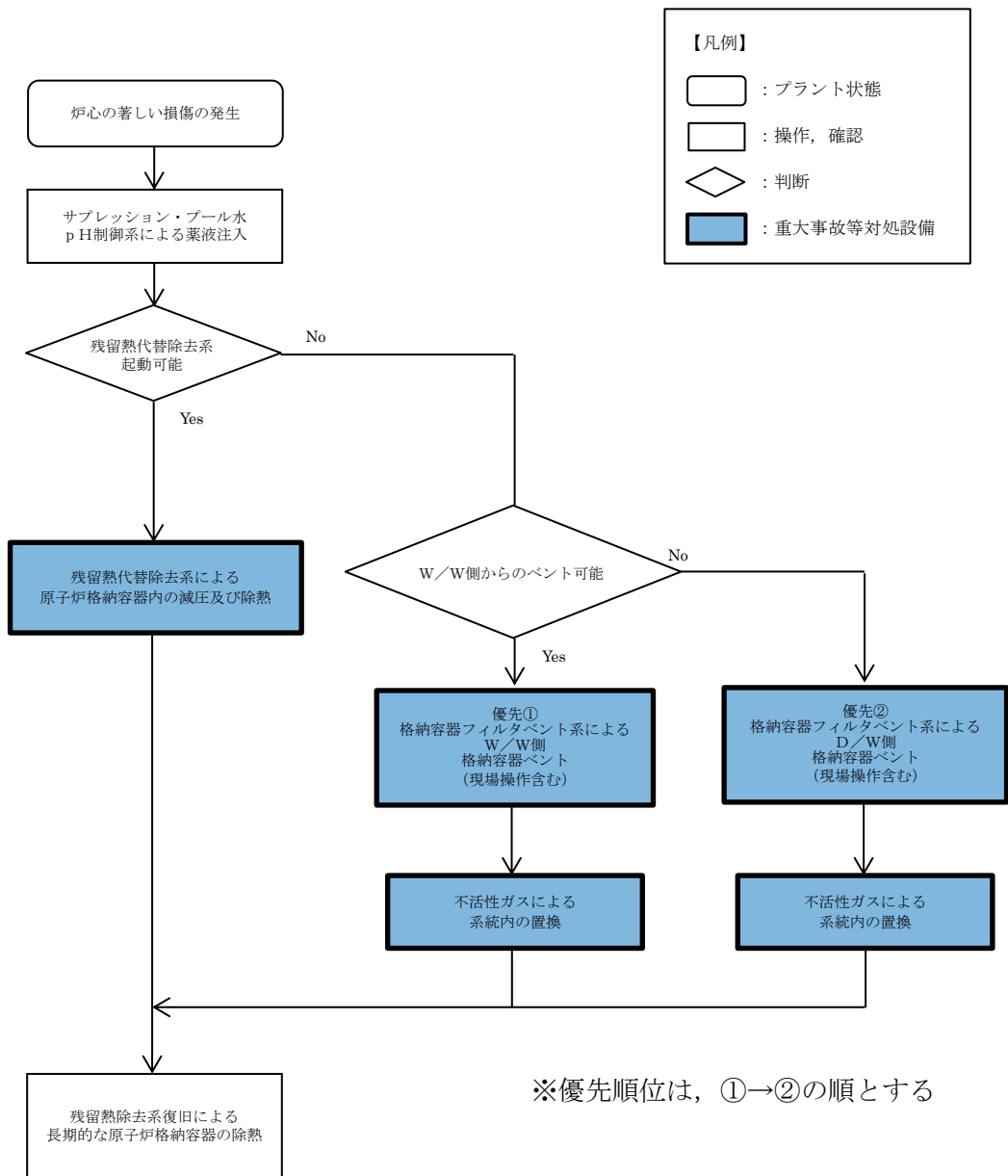
※1：NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開とする。現場運転員B, Cにて実施した場合、2時間50分以内で可能である。

第1.7-28 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/W) タイムチャート
(現場操作による原子炉格納容器ベント)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240	
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (D/W)	要員(数)	原子炉格納容器ベント開始 2時間50分												※1
		中央制御室運転員A	1											
	現場運転員B, C	2												

※1：NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開とする。現場運転員B, Cにて実施した場合、2時間50分以内で可能である。

第1.7-29 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/W) タイムチャート
(現場操作による原子炉格納容器ベント)



第1.7-30図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表(1 / 7)

技術的能力審査基準 (1.7)	番号	設置許可基準規則 (50 条)	技術基準規則 (65 条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器パウンドリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。 2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。 3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器パウンドリ（設置許可基準規則第2条第2項第三十七号に規定する原子炉格納容器パウンドリをいう。）を維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。 2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を施設しなければならない。 3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p>	⑨
<p>【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	-	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器パウンドリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器パウンドリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器パウンドリ（設置許可基準規則第2条第2項第37号に規定する原子炉格納容器パウンドリをいう。）を維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器パウンドリ（設置許可基準規則第2条第2項第37号に規定する原子炉格納容器パウンドリをいう。）を維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	-
<p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。 2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である BWR 及びアイスコンデンサ型格納容器を有する PWR をいう。</p>	<p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。 2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である BWR 及びアイスコンデンサ型格納容器を有する PWR をいう。</p>	⑩
<p>b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。</p>	③	<p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p>	<p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p>	⑪
<p>(2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。</p>	④	<p>b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	-
<p>(3) 現場操作等 a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p>	⑤	<p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p>	<p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p>	⑫

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2 / 7)

技術的能力審査基準 (1.7)	番号	設置許可基準規則 (50 条)	技術基準規則 (65 条)	番号
b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	⑥	ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	⑬
c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。	⑦	iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えば SGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えば SGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	⑭
(4) 放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	⑧	iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	⑮
	-	v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	⑯
	-	vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	⑰
	-	vii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラブチャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。	vii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラブチャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。	⑱
	-	viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。	viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。	⑲
	-	ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	⑳
	-	4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	㉑

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3 / 7)

重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手順 審査基準の要求に適合するための手順				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
格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧及び除熱	第1ベントフィルタ スクラバ容器	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑯ ⑰ ⑱ ⑳ ㉑	-	-	-	-	-	-
	第1ベントフィルタ 銀ゼオライト容器	新設							
	遠隔手動弁操作機構	新設							
	圧力開放板	新設							
	可搬式窒素供給装置	新設							
	ホース・接続口	新設							
	原子炉格納容器(サブプレ ッション・チェンバ, 真 空破壊装置を含む)	既設							
	格納容器フィルタベン ト系 配管・弁	新設							
	窒素ガス制御系 配 管・弁	既設 新設							
	非常用ガス処理系 配 管・弁	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設 備	新設							
	代替所内電気設備	既設 新設							
	ドレン移送ポンプ	新設							
	薬品注入タンク	新設							
	大量送水車	新設							
輪谷貯水槽(西)※1	既設								
ホース・接続口	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 / 7)

重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手順 審査基準の要求に適合するための手順				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
現場 操作	遠隔手動弁操作機構	新設	① ⑤ ⑥ ⑦ ⑨ ⑫ ⑬	-	-	-	-	-	-
	-	-		-	-	-	-	-	-
不活性ガス (窒素ガス) による系統内の置換	可搬式窒素供給装置	新設	① ⑨ ⑬	-	-	-	-	-	-
	ホース・接続口	新設		-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	原子炉格納容器 負圧破損の防止	可搬式窒素供給装置	可搬	2時間	3名	自主対策 とする理 由は本文 参照
				ホース・接続口	可搬				
				窒素ガス代替注入系 配 管・弁	常設				
残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱代替除去ポンプ	新設	① ② ③ ⑨ ⑩	-	-	-	-	-	-
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	原子炉補機代替冷却系	新設							
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	残留熱代替除去系 配 管・弁	新設							
	残留熱除去系配管・弁・ ストレーナ	既設							
	低圧原子炉代替注水系 配管・弁	新設							
	格納容器スプレイ・ヘッ ダ	新設							
	ホース・接続口	新設							
	原子炉圧力容器	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
代替所内電気設備	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】 1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(5 / 7)

重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手順 審査基準の要求に適合するための手順				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
-	-	-	-	サブ プレ ッシ ョ ン ・ プ ール 水 pH 制 御	残留熱除去系 配管	常設	20 分	1 人	自主対策 とする理 由は本文 参照
					サブプレッジョン・チェンバ スプレイヘッド	常設			
					サブプレッジョン・プール水 pH 制御系	常設			
-	-	-	-	ド ラ イ ウ ェ ル pH 制 御	残留熱代替除去ポンプ	常設	30 分	1 人	自主対策 とする理 由は本文 参照
					原子炉補機代替冷却系	常設			
					サブプレッジョン・チェンバ	常設			
					残留熱代替除去系配管・弁	常設			
					残留熱除去系配管・弁・ス トレーナ	常設			
					格納容器スプレイ・ヘッド	常設			
					原子炉格納容器	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			
				代替所内電気設備	常設				

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(6 / 7)

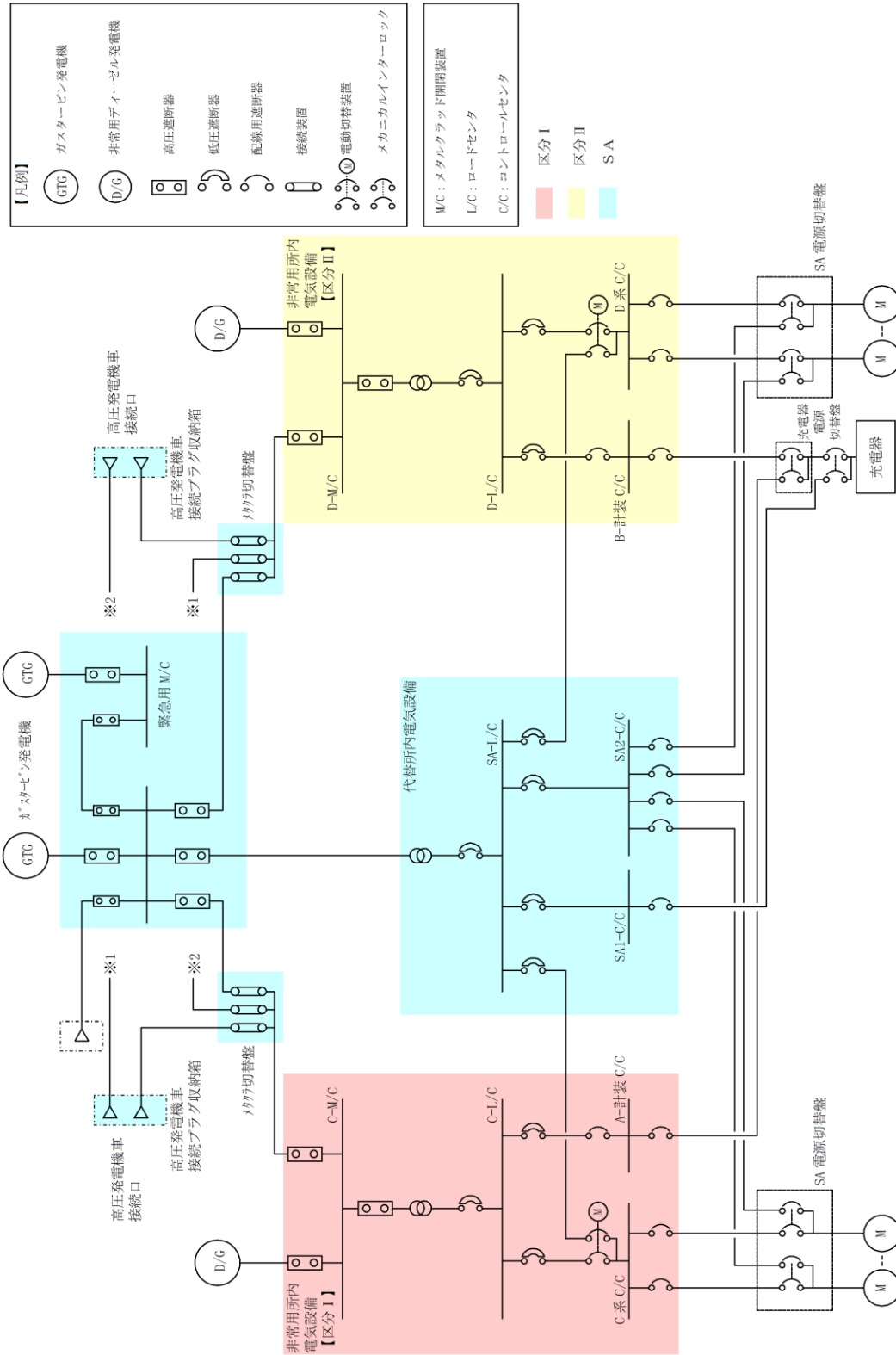
技術的能力審査基準 (1.7)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止する手段として残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】</p> <p>1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>
<p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>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手段として残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。</p>
<p>b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。</p>	<p>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施するように整備する。</p>
<p>(2) 悪影響防止</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。</p>	<p>格納容器フィルタベント系による格納容器ベント後に、原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに、可燃性ガス濃度を低減するための手段として、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素ガス）を供給する手順を整備する。</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(7 / 7)

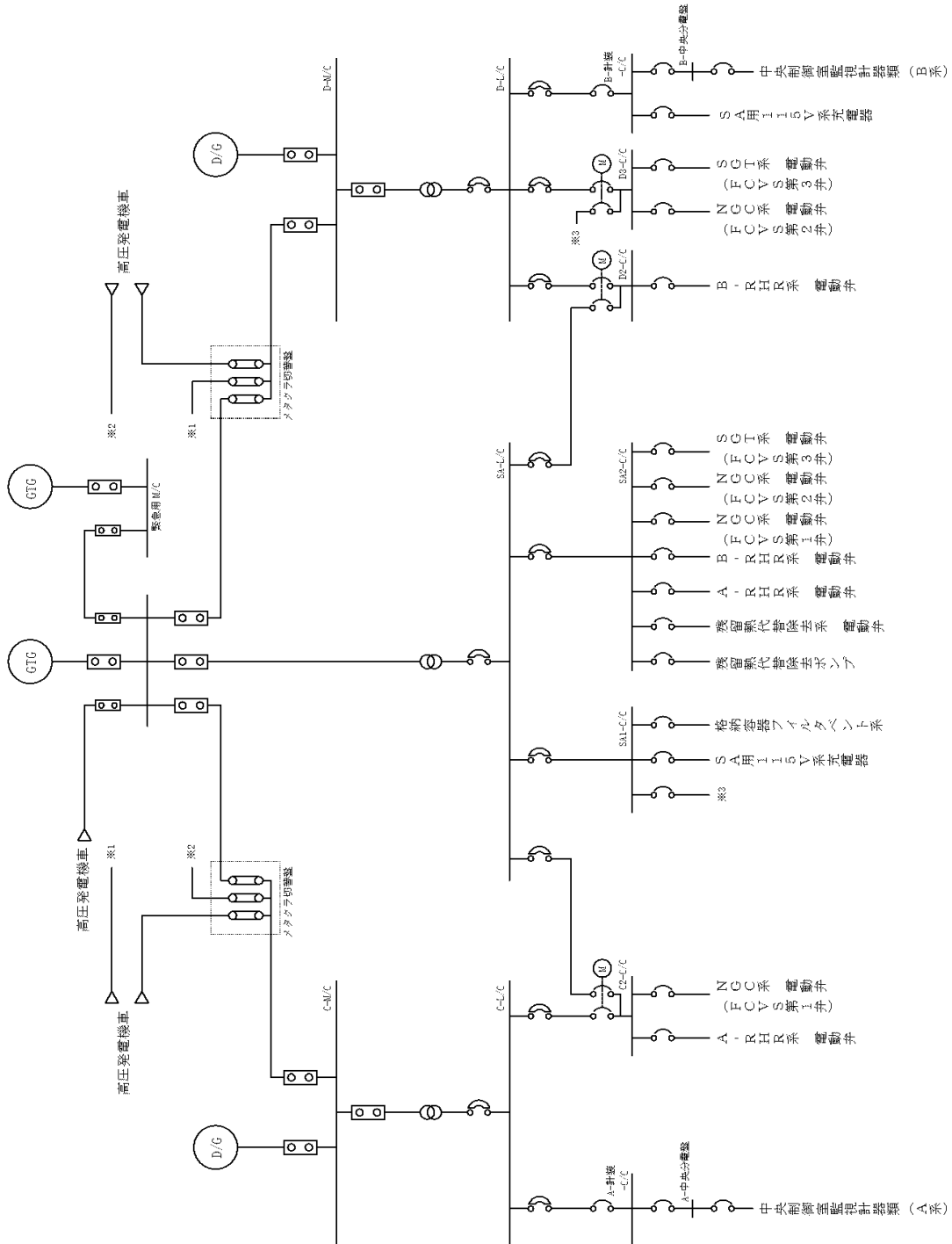
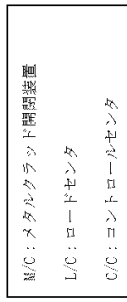
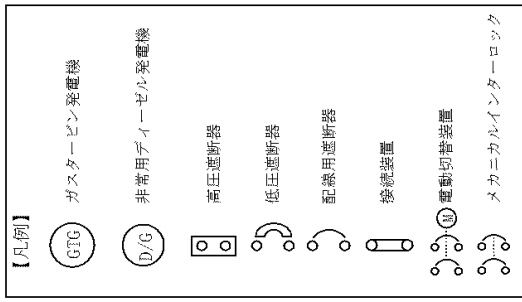
技術的能力審査基準 (1.7)	適合方針
<p>(3) 現場操作等</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p>	<p>格納容器フィルタベント系の隔離弁を人力により容易かつ確実に操作可能とする手段として、遠隔手動弁操作機構を整備する。</p>
<p>b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷時において、運転員等の被ばくを低減する手段として、二次格納施設外で操作可能な遠隔手動弁操作機構を整備する。</p> <p>また、格納容器ベント後の被ばくを低減するために、運転員は遮へい等を考慮した中央制御室へ退避する。</p>
<p>c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。</p>	<p>隔離弁の駆動源が喪失した場合において、格納容器フィルタベント系の隔離弁を操作可能とする手段として、遠隔手動弁操作機構を整備する。</p>
<p>(4) 放射線防護</p> <p>a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	<p>使用後に高線量となる第1ベントフィルタスクラバ容器等からの被ばくを低減する手段として、第1ベントフィルタスクラバ容器等は遮へい等を考慮した地下格納槽内に整備する。</p>

自主対策設備仕様

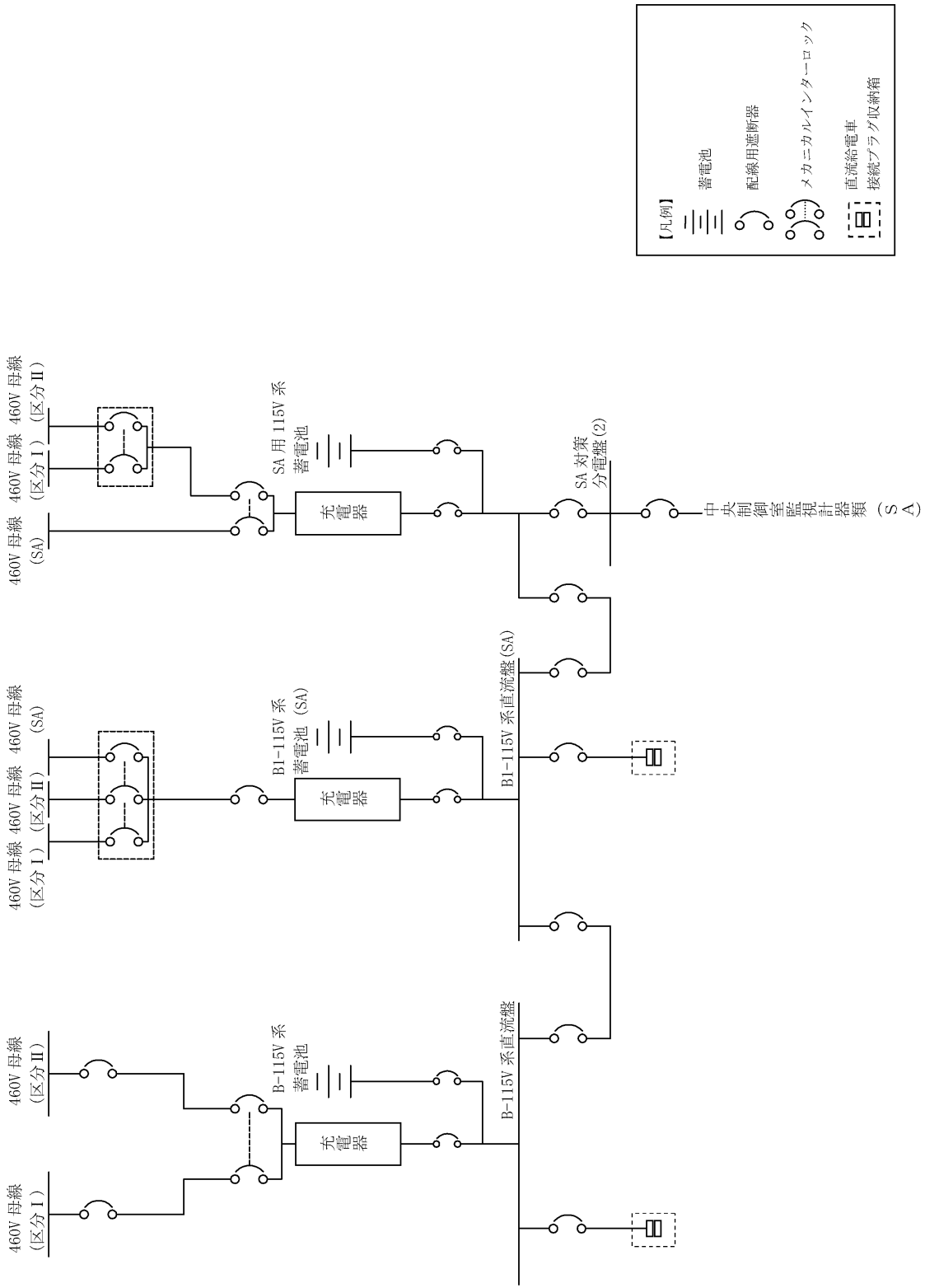
機器名称	常設 ／可搬	耐震クラス	容量	揚程	個数
ドレン移送ポンプ	常設	— (Ss 機能維持)	10m ³ /h	70m	1 台
薬品注入タンク	常設	— (Ss 機能維持)	0.83m ³	—	1 基
大量送水車	可搬	— (Ss 機能維持)	168m ³ /h (1 台あたり)	—	2 台 (予備 1 台)
サブプレッション・プール水 pH 制御系 (薬液タンク)	常設	— (Ss 機能維持)	5.0m ³	—	1 基
サブプレッション・プール水 pH 制御系 (計装用空気ポンベ)	可搬	—	7 m ³ (1 本あたり)	—	16 本× 3 set
サブプレッション・プール水 pH 制御系 (圧送用窒素ポンベ)	可搬	—	7 m ³ (1 本あたり)	—	2 本



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

重大事故対策の成立性

1. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(1) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

a. 操作概要

中央制御室からの格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉建物附属棟地上3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤操作により電源切り替えを実施する。また、中央制御室操作により系統構成及び格納容器ベント操作を実施し、格納容器ベントを実施する。

b. 作業場所

電源切り替え 原子炉建物附属棟地上3階（非管理区域）

系統構成、格納容器ベント操作 制御室建物地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱として、最長時間を要するSA電源切替盤による電源切り替えを実施し、第一優先のW/Wベントを使用した格納容器ベントに必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

なお、W/Wベントに必要な想定時間、D/Wベントに必要な想定時間は同一時間とする。

必要要員数 : 3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間 : 移動、SA電源切替盤操作（A系）20分以内（所要時間目安^{※1}：8分）

移動、SA電源切替盤操作（B系）20分以内（所要時間目安^{※1}：4分）

電源確認（中央制御室）5分以内（所要時間目安^{※1}：4分）

系統構成（中央制御室）5分以内（所要時間目安^{※1}：4分）

ベント実施操作（中央制御室）10分以内（所要時間目安^{※1}：3分）

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認：想定時間5分、所要時間目安4分

・電源確認：所要時間目安4分（電源確認：中央制御室）

- 系統構成：想定時間 5 分，所要時間目安 4 分
 - ・系統構成：所要時間目安 4 分（操作対象 1 弁：中央制御室）
- ベント実施操作（第 1 弁開操作）：想定時間 10 分，所要時間目安 3 分
 - ・ベント実施操作（第 1 弁開操作）：所要時間目安 3 分（操作対象 1 弁：中央制御室）

【現場運転員】

- 移動，S A 電源切替盤操作（A系）：想定時間 20 分，所要時間目安 8 分
 - ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：中央制御室～原子炉建物附属棟地上 3 階）
 - ・S A 電源切替盤操作（A系）：所要時間目安 3 分（電源切替操作：原子炉建物附属棟地上 3 階）
- 移動，S A 電源切替盤操作（B系）：想定時間 20 分，所要時間目安 4 分
 - ・移動：所要時間目安 1 分（原子炉建物附属棟地上 3 階）
 - ・S A 電源切替盤操作（B系）：所要時間目安 3 分（電源切替操作：原子炉建物附属棟地上 3 階）

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

- 作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ），LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。
- 操作性：操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

(b) 現場操作

- 作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備して作業を行う。
- 移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。
- 操作性：通常を受電操作であるため，容易に実施可能である。
- 連絡手段：所内通信連絡設備，電力保安通信用電話設備，有線式通信設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

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

a. 操作概要

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況で、中央制御室からの操作により電動弁を操作できない場合において、原子炉建物付属棟地上3階まで移動するとともに、現場での遠隔手動弁操作機構による操作により系統構成を実施する。格納容器ベントについては、原子炉建物付属棟地上1階または原子炉建物付属棟地上2階まで移動するとともに、現場での遠隔手動弁操作機構により格納容器ベントする。

b. 作業場所

系統構成 原子炉建物付属棟 地上3階 北側通路（非管理区域）
W/Wベント 原子炉建物付属棟 地上1階 西側（非管理区域）
D/Wベント 原子炉建物付属棟 地上2階 西側（非管理区域）
電源確認 制御室建物地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱として、第一優先のW/Wベントを使用した格納容器ベントに必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

なお、W/Wベントに必要な想定時間、D/Wベントに必要な想定時間は同一時間とする。

必要要員数 : 3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間 : 系統構成（原子炉建物付属棟）1時間20分以内（所要時間目安^{※1} : 1時間3分）

ベント実施操作（原子炉建物付属棟）1時間30分以内
（所要時間目安^{※1} : 1時間8分）

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認 : 想定時間10分、所要時間目安4分

・電源確認 : 所要時間目安4分（中央制御室）

【現場運転員】

●系統構成 : 想定時間1時間20分、所要時間目安1時間3分

・移動 : 所要時間目安9分（移動経路 : 中央制御室～原子炉建物付属棟地上3階）

・系統構成：所要時間目安 54 分（操作対象 1 弁：原子炉建物附属棟地上 3 階）

●ベント実施操作（第 1 弁開操作）：想定時間 1 時間 30 分，所要時間目安 1 時間 8 分

・移動：所要時間目安 14 分（移動経路：中央制御室～原子炉建物附属棟地上 1 階）

・ベント実施操作（第 1 弁開操作）：所要時間目安 54 分（操作対象 1 弁：原子炉建物附属棟地上 1 階）

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ），LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

(b) 現場作業

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯している。
アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業環境：電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており，建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。現場運転員の放射線防護を考慮し，遠隔手動弁操作機構は，原子炉建物附属棟に設置している。また，格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮し防護具（酸素呼吸器，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備して作業を行う。

操作性：遠隔手動弁操作機構の操作については，操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため，容易に実施可能である。
操作対象弁には，暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段：有線式通信設備，電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。



ベント操作（遠隔手動弁操作機構）

(3) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）

a. 操作概要

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）が必要な状況において、送水ルートを確認した後、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車により、第1ベントフィルタスクラバ容器を水位調整（水張り）する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建物南側周辺，原子炉建物西側周辺，取水箇所（輪谷貯水槽（西））周辺）

制御室建物地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として、最長時間を要する第4保管エリア，第3保管エリアの可搬型設備による輪谷貯水槽（西）を使用した送水に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数：13名（中央制御室運転員1名，緊急時対策要員12名）

想定時間：2時間30分以内（所要時間目安^{※1}：1時間55分）

※1：所要時間目安は，実機による検証及び模擬による算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●水位監視：想定時間10分，所要時間目安9分

- ・水位監視，水位調整（水張り）：所要時間目安9分（下限水位～通常水位）

【緊急時対策要員6名】（原子炉建物南側周辺作業）

●緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間35分，所要時間目安32分

- ・移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）

●車両健全性確認：想定時間10分，所要時間目安10分

- ・車両健全性確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）

●送水準備（ホース敷設及びヘッダ接続）：想定時間55分，所要時間目安34分

- ・移動：所要時間目安4分（移動経路：第4保管エリア～原子炉建物西側法面）

- ・送水準備（ホース敷設及びヘッダ接続）：所要時間目安 30 分（原子炉建物西側法面，原子炉建物南側周辺）
- 送水準備（ヘッダ～第 1 ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口）：
想定時間 25 分，所要時間目安 21 分
 - ・送水準備：所要時間目安 15 分（ヘッダ～第 1 ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口）
 - ・系統構成：所要時間目安 6 分（操作対象 2 弁：原子炉建物南側周辺）
- ホース取外し：想定時間 10 分，所要時間目安 5 分
 - ・ホース取外し：所要時間目安 5 分（操作対象 2 弁：原子炉建物南側周辺）

【緊急時対策要員 6 名】（輪谷貯水槽（西）周辺，原子炉建物西側法面周辺作業）

- 緊急時対策所～第 3 保管エリア移動：想定時間 30 分，所要時間目安 28 分
 - ・移動：所要時間目安 28 分（移動経路：緊急時対策所～第 3 保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 3 保管エリア）
- 大量送水車配置：想定時間 15 分，所要時間目安 12 分
 - ・移動：所要時間目安 4 分（移動経路：第 3 保管エリア～輪谷貯水槽（西））
 - ・大量送水車配置：所要時間目安 8 分（輪谷貯水槽（西））
- 送水準備（ホース敷設）：想定時間 1 時間，所要時間目安 37 分
 - ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 32 分（輪谷貯水槽（西），原子炉建物西側法面）
 - ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：原子炉建物西側法面～輪谷貯水槽（西）周辺）
- 大量送水車起動：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・大量送水車起動：所要時間目安 10 分（輪谷貯水槽（西））
- 停止操作：想定時間 10 分，所要時間目安 5 分
 - ・停止操作：所要時間目安 5 分（輪谷貯水槽（西））

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ），LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。

(b) 現場作業

移動経路 : 車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

作業環境 : 車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント後の汚染を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備するが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した被水防護服等を装備した作業を行う場合がある。

操作性 : ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車からのホースの接続は、結合金具接続であり容易に接続可能であり、必要な工具はない。また、弁の開閉操作についても、必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。作業エリア周辺には、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 : 衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。



ホース接続作業（昼間）



水中ポンプ設置準備（夜間）



ポンプ起動操作（夜間）

(4) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）

a. 操作概要

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）が必要な状況において、中央制御室操作により系統構成を実施し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）を実施する。

b. 作業場所

制御室建物地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 1名（中央制御室運転員1名）

想定時間 : 2時間20分以内（所要時間目安^{※1} : 2時間9分）

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

- 系統構成、水抜き開始操作：想定時間10分，所要時間目安5分
 - ・系統構成、水抜き開始操作：所要時間目安5分（操作対象2弁，ポンプ起動：中央制御室）
- 水位調整（水抜き）：想定時間2時間，所要時間目安2時間
 - ・水位調整（水抜き）：所要時間目安2時間（上限水位～通常水位）
- 停止操作：想定時間10分，所要時間目安4分
 - ・停止操作：所要時間目安4分（操作対象2弁，ポンプ停止：中央制御室）

d. 操作の成立性について

作業環境 : 常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ），LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

(5) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージ

a. 操作概要

格納容器フィルタベント系の窒素ガスパーージが必要な状況において、屋外（原子炉建物周辺）に可搬式窒素供給装置を配置してホースを格納容器フィルタベント系配管接続口に接続した後、可搬式窒素供給装置により格納容器フィルタベント系に窒素ガスを供給する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建物周辺）

制御室建物地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージとして格納容器フィルタベント系配管接続口を使用した窒素ガス供給に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3名（中央制御室運転員1名、緊急時対策要員2名）

想定時間 : 2時間以内（所要時間目安^{*1} : 1時間42分）

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬による算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●系統構成 : 想定時間10分、所要時間目安4分

・系統構成 : 所要時間目安4分（操作対象1弁 : 中央制御室）

【緊急時対策要員】

●緊急時対策所～第4保管エリア移動 : 想定時間35分、所要時間目安32分

・移動 : 所要時間目安32分（移動経路 : 緊急時対策所～第4保管エリア）

●車両健全性確認 : 想定時間10分、所要時間目安10分

・車両健全性確認 : 所要時間目安10分（第4保管エリア）

●可搬式窒素供給装置の移動 : 想定時間5分、所要時間目安2分

・可搬式窒素供給装置の移動 : 所要時間目安2分（移動経路 : 第4保管エリア～屋外（原子炉建物周辺））

●可搬式窒素供給装置の接続、暖気運転 : 想定時間1時間、所要時間目安53分

・可搬式窒素供給装置の接続 : 所要時間目安36分（ホース接続 : 屋外

(原子炉建物周辺))

- ・可搬式窒素供給装置暖気運転：所要時間目安 17 分（暖気運転：屋外
(原子炉建物周辺))

●弁開操作：想定時間 10 分，所要時間目安 5 分

- ・弁開操作：所要時間目安 5 分（操作対象 1 弁：屋外（原子炉建物周
辺))

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ）、LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

(b) 現場作業

移動経路 : 車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

作業環境 : 車両のヘッドライトのほか，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。また，操作は格納容器ベント後の汚染を考慮し，防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備するが，緊急時対策本部の指示により，作業区域の環境を考慮した被水防護服等を装備した作業を行う場合がある。

操作性 : 送気ホースの接続は，差し込み式であり容易に実施可能であり，操作に必要な工具はない。また，弁の開閉操作についても，必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。作業エリア周辺には支障となる設備はなく，十分な作業スペースがある。

連絡手段 : 衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型）電力保安通信用電話設備のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。



ホース接続作業

(6) フィルタベント計装 (第1ベントフィルタ出口水素濃度)

a. 操作概要

格納容器フィルタベント系の窒素ガスパーシが必要状況において、屋外（原子炉建物周辺）に第1ベントフィルタ出口水素濃度を配置してホースを格納容器フィルタベント系配管接続口に接続した後、第1ベントフィルタ出口水素濃度により、窒素ガスパーシ中、配管内の水素濃度を測定する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建物周辺）

制御室建物地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーシ中における水素濃度測定に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3名（中央制御室運転員1名、緊急時対策要員2名）

想定時間 : 2時間以内（所要時間目安^{*1} : 1時間39分）

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●系統構成 : 想定時間10分、所要時間目安4分

・系統構成 : 所要時間目安4分（操作対象1弁 : 中央制御室）

【緊急時対策要員】

●緊急時対策所～第4保管エリア移動 : 想定時間35分、所要時間目安32分

・移動 : 所要時間目安32分（移動経路 : 緊急時対策所～第4保管エリア）

●車両健全性確認 : 想定時間10分、所要時間目安10分

・車両健全性確認 : 所要時間目安10分（第4保管エリア）

●水素濃度測定設備の移動 : 想定時間5分、所要時間目安2分

・水素濃度測定設備の移動 : 所要時間目安2分（移動経路 : 第4保管エリア～屋外（原子炉建物周辺））

●水素濃度測定設備の接続 : 想定時間1時間、所要時間目安50分

・水素濃度測定設備の接続 : 所要時間目安45分（屋外（原子炉建物周辺））

・弁閉操作 : 所要時間目安 : 5分（操作対象1弁 : 屋外（原子炉建物周辺））

●起動操作：想定時間 10 分，所要時間目安 5 分

・起動操作：所要時間目安 5 分（起動操作：屋外（原子炉建物周辺））

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ），LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

(b) 現場作業

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

作業環境：車両のヘッドライトのほか，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。また，操作は格納容器ベント後の汚染を考慮し，防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備するが，緊急時対策本部の指示により，作業区域の環境を考慮した被水防護服等を装備した作業を行う場合がある。

操作性：ホースの接続は，差し込み式であり容易に実施可能であり，操作に必要な工具はない。また，電源ケーブルの接続は，ねじ込み式あり容易に接続可能であり，操作に必要な工具はない。弁の開閉操作についても，必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。作業エリア周辺には支障となる設備はなく，十分な作業スペースがある。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型）電力保安通信用電話設備のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。



ケーブル接続作業

(7) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整

a. 操作概要

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）によりスクラビング水に含まれる薬液が排水されることでスクラビング水のpHが規定値よりも低くなることを防止するため薬液を補給する。

b. 作業場所

制御室建物地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 1名（中央制御室運転員1名）

想定時間 : 15分以内（所要時間目安^{※1} : 9分）

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●系統構成，ドレン移送ポンプ起動操作：想定時間 15 分，所要時間目安 9 分

・系統構成，ドレン移送ポンプ起動操作：所要時間目安 9 分（操作対象 2 弁，ポンプ起動：中央制御室）

d. 操作の成立性について

作業環境 : 常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ），LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

2. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(1) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

a. 操作概要

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉建物付属棟地上3階まで移動するとともに、現場でのS A電源切替盤操作により電源切り替えを実施する。また、中央制御室操作により系統構成を実施し、残留熱代替除去系を起動し原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。

b. 作業場所

原子炉建物付属棟地上3階（非管理区域）

制御室建物地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱として、最長時間を要するS A電源切替盤による電源切り替えを実施し、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレーを実施する場合に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間 : 1時間5分以内（所要時間目安^{*1} : 21分）

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認：想定時間5分、所要時間目安3分

・電源確認：所要時間目安3分（電源確認：中央制御室）

●系統構成：想定時間15分、所要時間目安5分

・系統構成：所要時間目安5分（操作対象5弁：中央制御室）

●起動操作：想定時間10分、所要時間目安4分

・起動操作：所要時間目安4分（操作対象3弁、ポンプ起動：中央制御室）

【現場運転員】

●移動、S A電源切替盤操作（A系）：想定時間20分、所要時間目安8分

・移動：所要時間目安5分（移動経路：中央制御室～原子炉建物付属棟地上3階）

・S A電源切替盤操作（A系）：所要時間目安3分（電源切替操作：原子炉建物付属棟地上3階）

●移動，S A電源切替盤操作（B系）：想定時間 20 分，所要時間目安 4 分

- ・移動：所要時間目安 1 分（原子炉建物付属棟地上 3 階）
- ・S A電源切替盤操作（B系）：所要時間目安 3 分（電源切替操作：原子炉建物付属棟地上 3 階）

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

(b) 現場操作

作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

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

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常を受電操作であるため，容易に実施可能である。

連絡手段：所内通信連絡設備，電力保安通信用電話設備，有線式通信設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

- (2) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系の系統構成
- a. 原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合

(a) 操作概要

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉補機代替冷却系を用いた冷却水確保のため、原子炉建物付属棟地上3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤操作により電源切り替えを実施する。また、中央制御室操作及び現場操作により原子炉補機冷却系の系統構成を行う。

(b) 作業場所

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

原子炉建物付属棟 地下2階，地下1階，地上2階，地上3階（非管理区域）

廃棄物処理建物 地上2階（非管理区域）

(c) 必要要員数及び想定時間

残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系の系統構成として、最長時間を要するSA電源切替盤による電源切り替えを実施する場合に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名，現場運転員2名）

想定時間：1時間40分以内（所要時間目安^{※1}：67分）

※1：所要時間目安は、模擬により算出した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

- 電源確認：想定時間5分，所要時間目安2分

- ・電源確認：所要時間目安2分（電源確認：中央制御室）

- 冷却水確保：想定時間10分，所要時間目安1分

- ・冷却水確保：所要時間目安1分（操作対象1弁：中央制御室）

【現場運転員B, C】

- 移動，SA電源切替盤操作（B系）：想定時間20分，所要時間目安9分

- ・移動：所要時間目安6分（移動経路：中央制御室～原子炉建物付属棟地上3階）

- ・SA電源切替操作（B系）：所要時間目安：3分（電源切替操作：原子炉建物付属棟地上3階）

- 系統構成：想定時間1時間20分，所要時間目安58分

- ・ 移動：所要時間目安 4 分（移動経路：原子炉建物付属棟地上 3 階～原子炉建物付属棟地上 2 階）
- ・ 電源確認：所要時間目安 1 分（電源ロック：原子炉建物付属棟地上 2 階）
- ・ 移動：所要時間目安 5 分（移動経路：原子炉建物付属棟地上 2 階～原子炉建物付属棟地下 1 階）
- ・ 電源確認：所要時間目安 1 分（電源ロック：原子炉建物付属棟地下 1 階）
- ・ 移動：所要時間目安 3 分（移動経路：原子炉建物付属棟地下 1 階～原子炉建物付属棟地下 2 階）
- ・ 系統構成：所要時間目安 4 分（操作対象 1 弁：原子炉建物付属棟地下 2 階）
- ・ 移動：所要時間目安 5 分（移動経路：原子炉建物付属棟地下 2 階～原子炉建物付属棟地下 1 階）
- ・ 系統構成：所要時間目安 11 分（操作対象 1 弁：原子炉建物付属棟地下 1 階）
- ・ 移動：所要時間目安 4 分（移動経路：原子炉建物付属棟地下 1 階～原子炉建物付属棟地上 2 階）
- ・ 系統構成：所要時間目安 11 分（操作対象 1 弁：原子炉建物付属棟地上 2 階）
- ・ 移動：所要時間目安 6 分（移動経路：原子炉建物付属棟地上 2 階～廃棄物処理建物地上 2 階）
- ・ 系統構成：所要時間目安 3 分（操作対象 1 弁：廃棄物処理建物地上 2 階）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ）、LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。

ii 現場操作

作業環境：電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴ

- ム手袋, 汚染防護服) を装備して作業を行う。
- 移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備しており, 近接可能である。また, ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。
アクセスルート上に支障となる設備はない。
- 操作性 : 通常の弁操作であり, 容易に実施可能である。
操作対象弁には, 暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。
- 連絡手段 : 有線式通信設備, 電力保安通信用電話設備, 所内通信連絡設備のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。

b. 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保（故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる影響がある場合）

(a) 操作概要

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉補機代替冷却系を用いた冷却水確保のため、原子炉建物附属棟地上3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤操作により電源切り替えを実施する。また、中央制御室操作及び現場操作により原子炉補機冷却系の系統構成を行う。

(b) 作業場所

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

原子炉建物附属棟 地下2階，地下1階，地上2階，地上3階（非管理区域）

廃棄物処理建物 地上2階（非管理区域）

(c) 必要要員数及び想定時間

残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系の系統構成として、最長時間を要するSA電源切替盤による電源切り替えを実施する場合に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名，現場運転員2名）

想定時間：1時間40分以内（所要時間目安^{※1}：70分）

※1：所要時間目安は，模擬により算出した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認：想定時間5分，所要時間目安2分

・電源確認：所要時間目安2分（電源確認：中央制御室）

●冷却水確保：想定時間10分，所要時間目安1分

・冷却水確保：所要時間目安1分（操作対象1弁：中央制御室）

【現場運転員B, C】

●移動，SA電源切替盤操作（B系）：想定時間20分，所要時間目安9分

・移動：所要時間目安6分（移動経路：中央制御室～原子炉建物附属棟地上3階）

・SA電源切替操作（B系）：所要時間目安：3分（電源切替操作：原子炉建物附属棟地上3階）

●系統構成：想定時間1時間20分，所要時間目安58分

・移動：所要時間目安4分（移動経路：原子炉建物附属棟地上3階～

原子炉建物付属棟地上2階)

- ・電源確認：所要時間目安1分（電源ロック：原子炉建物付属棟地上2階）
- ・移動：所要時間目安5分（移動経路：原子炉建物付属棟地上2階～原子炉建物付属棟地下1階）
- ・電源確認：所要時間目安1分（電源ロック：原子炉建物付属棟地下1階）
- ・移動：所要時間目安3分（移動経路：原子炉建物付属棟地下1階～原子炉建物付属棟地下2階）
- ・系統構成：所要時間目安4分（操作対象1弁：原子炉建物付属棟地下2階）
- ・移動：所要時間目安5分（移動経路：原子炉建物付属棟地下2階～原子炉建物付属棟地下1階）
- ・系統構成：所要時間目安11分（操作対象1弁：原子炉建物付属棟地下1階）
- ・移動：所要時間目安3分（移動経路：原子炉建物付属棟地下1階～原子炉建物付属棟地上2階）
- ・系統構成：所要時間目安11分（操作対象1弁：原子炉建物付属棟地上2階）
- ・移動：所要時間目安1分（移動経路：原子炉建物付属棟地上2階）
- ・系統構成：所要時間目安11分（操作対象1弁：原子炉建物付属棟地上2階）
- ・移動：所要時間目安6分（移動経路：原子炉建物付属棟地上2階～廃棄物処理建物地上2階）
- ・系統構成：所要時間目安3分（操作対象1弁：廃棄物処理建物地上2階）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。

ii 現場操作

作業環境：電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

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

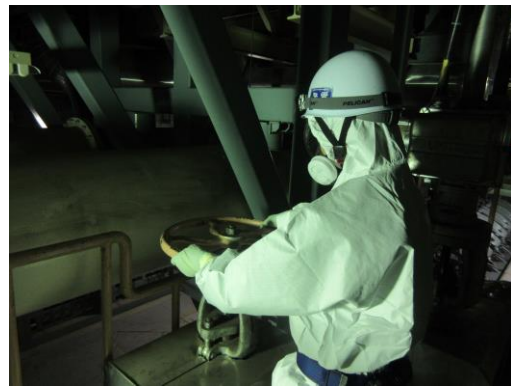
移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備しており、近接可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。
アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり、容易に実施可能である。
操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段 : 有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



冷却水確保（系統構成）



冷却水確保（系統構成）

(3) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保

a. 原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合

(a) 操作概要

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉補機代替冷却系（移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等）による補機冷却水確保のため、外部接続口を選定し、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を供給する。

(b) 作業場所

原子炉建物附属棟 地上1階（非管理区域）

原子炉建物附属棟 地上2階（非管理区域）

屋外（取水槽周辺、原子炉建物南側周辺）

(c) 必要要員数及び想定時間

原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保として、最長時間を要する第4保管エリアの可搬設備を使用した海水取水箇所から原子炉建物南側接続口を使用した送水に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：15名（緊急時対策要員15名）

想定時間：7時間20分以内（所要時間目安^{※1}：5時間41分）

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員（6名）】（原子炉建物南側周辺作業）

●緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間35分，所要時間目安32分

・移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）

●車両健全性確認：想定時間10分，所要時間目安10分

・車両健全確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）

●移動式代替熱交換設備準備：想定時間6時間15分，所要時間目安4時間38分

・移動式代替熱交換設備準備：所要時間目安4時間38分（屋外（原子炉建物南側周辺））

●送水準備：想定時間20分，所要時間目安10分

・送水準備：所要時間目安10分（屋外（原子炉建物南側周辺））

【緊急時対策要員（6名）】（取水槽周辺，原子炉建物南側周辺作業）

- 移動：想定時間35分，所要時間目安32分
 - ・移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）
- 車両健全確認：想定時間10分，所要時間目安10分
 - ・車両健全確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）
- 大型送水ポンプ車準備：想定時間3時間45分，所要時間目安2時間57分
 - ・大型送水ポンプ車の準備：所要時間目安2時間57分（屋外（取水槽周辺））
- ホース敷設：想定時間2時間30分，所要時間目安1時間52分
 - ・ホース敷設：所要時間目安1時間52分（屋外（取水槽周辺，原子炉建物南側周辺））
- 送水準備：想定時間20分，所要時間目安10分
 - ・送水準備：所要時間目安10分（屋外（取水槽周辺，原子炉建物南側周辺））

【緊急時対策要員（3名）】（原子炉建物南側周辺作業）

- 移動：想定時間30分，所要時間目安26分
 - ・移動：所要時間目安26分（緊急時対策所～原子炉建物南側）
- 電源ケーブル接続：想定時間1時間10分，所要時間目安53分
 - ・電源ケーブル接続：所要時間目安53分（屋外（原子炉建物南側），原子炉建物付属棟地上2階）

(d) 操作の成立性について

- 作業環境：電源内蔵型照明及びヘッドライトにより，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，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備して作業を行う。
- 移動経路：車両のヘッドライトのほか，電源内蔵型照明及びヘッドライトを携行しており，夜間においても接近可能である。
また，現場への移動は地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。
- 操作性：各種ホースの接続は汎用の結合金具及びフランジ接続であり，容易に実施可能である。
作業エリア周辺には，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：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。

b. 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保（故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる影響がある場合）

(a) 操作概要

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉補機代替冷却系（大型送水ポンプ車等）による補機冷却水確保のため、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を供給する。

(b) 作業場所

原子炉建物附属棟 地下2階（非管理区域）

原子炉建物附属棟 地下1階（非管理区域）

原子炉建物附属棟 地上1階（非管理区域）

タービン建物 地上1階（非管理区域）

タービン建物 地下1階（非管理区域）

屋外（取水槽周辺）

(c) 必要要員数及び想定時間

原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保として、最長時間を要する第4保管エリアの可搬設備を使用した海水取水箇所から原子炉建物内接続口を使用した送水に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（緊急時対策要員6名）

想定時間：7時間以内（所要時間目安※1：6時間29分）

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員】

●移動：想定時間35分，所要時間目安32分

- ・移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）

●車両健全確認：想定時間10分，所要時間目安10分

- ・車両健全確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）

●大型送水ポンプ車準備：想定時間3時間5分，所要時間目安2時間57分

- ・大型送水ポンプ車の準備：所要時間目安2時間57分（屋外（取水槽周辺））

●ホース敷設：想定時間55分，所要時間目安45分

- ・ホース敷設：所要時間目安45分（屋外（取水槽周辺））

●ホース敷設：想定時間1時間55分，所要時間目安1時間55分

- ・ホース敷設：所要時間目安1時間55分（屋内（タービン建物，原子

炉建物付属棟))

●送水準備：想定時間20分，所要時間目安10分

・送水準備：所要時間目安10分（屋外（取水槽周辺））

(d) 操作の成立性について

- 作業環境 : 電源内蔵型照明及びヘッドライトにより，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，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備して作業を行う。
- 移動経路 : 車両のヘッドライトのほか，電源内蔵型照明及びヘッドライトを携行しており，夜間においても接近可能である。
また，現場への移動は地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。
- 操作性 : 各種ホースの接続は汎用の結合金具及びフランジ接続であり，容易に実施可能である。
作業エリア周辺には，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 : 衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。

移動式代替熱交換設備



ホース接続作業



移動式代替熱交換設備へのホース接続作業

大型送水ポンプ車



ホース接続作業



水中ポンプ設置準備



ポンプ起動操作

3. サプレッション・プール水 pH制御

(1) 操作概要

サプレッション・プール水 pH制御系によるサプレッション・プール水 pH制御が必要な状況において、中央制御室操作により系統構成を実施し、サプレッション・プール水 pH制御系を起動しサプレッション・プール水 pH制御を実施する。

(2) 作業場所

制御室建物地上4階（非管理区域）（中央制御室）

(3) 必要要員数及び想定時間

サプレッション・プール水 pH制御系によるサプレッション・プール水 pH制御に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 1名（中央制御室運転員1名）

想定時間 : 20分以内（所要時間目安^{※1} : 7分）

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●起動操作 : 想定時間 20分、所要時間目安 7分

・系統構成、起動操作 : 所要時間目安 7分（操作対象 4弁 : 中央制御室）

(4) 操作の成立性について

作業環境 : 常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。

4. ドライウェル pH制御

(1) 操作概要

残留熱代替除去系によるドライウェル pH制御が必要な状況において、原子炉建物付属棟地上3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤による電源切り替えを実施する。また、中央制御室操作により系統構成を実施し、残留熱代替除去系を起動しドライウェル pH制御を実施する。

(2) 作業場所

原子炉建物付属棟地上3階（非管理区域）

制御室建物地上4階（非管理区域）（中央制御室）

(3) 必要要員数及び想定時間

残留熱代替除去系によるドライウェル pH制御として、最長時間を要するSA電源切替盤による電源切り替えを実施した場合に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間 : 45分以内（所要時間目安^{※1} : 15分）

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認：想定5分、所要時間目安3分

・電源確認：所要時間目安3分（電源確認：中央制御室）

●系統構成：想定時間15分、所要時間目安3分

・系統構成：所要時間目安3分（操作対象3弁：中央制御室）

●起動操作：想定時間10分、所要時間目安3分

・起動操作：所要時間目安3分（操作対象2弁、ポンプ起動：中央制御室）

【現場運転員】

●移動、SA電源切替盤操作（B系）：想定時間20分、所要時間目安9分

・移動：所要時間目安6分（移動経路：中央制御室～原子炉建物付属棟地上3階）

・SA電源切替盤操作（B系）：所要時間目安3分（電源切替操作：原子炉建物付属棟地上3階）

(4) 操作の成立性について

a. 中央制御室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。

b. 現場操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

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

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常を受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段 : 所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備、有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。

5. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

(1) 操作概要

原子炉格納容器への窒素ガス供給が必要な状況で、屋外（原子炉建物周辺）に可搬式窒素供給装置を配備し、ホースを窒素ガス代替注入系配管接続口に接続し、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器に窒素ガスを供給する。

(2) 作業場所

屋外（原子炉建物周辺）

(3) 必要要員数及び想定時間

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（緊急時対策要員2名）

想定時間 : 2時間以内（所要時間目安^{*1} : 1時間42分）

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員】

- 緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間35分，所要時間目安32分
 - ・移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間10分，所要時間目安10分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）
- 可搬式窒素供給装置の移動：想定時間5分，所要時間目安2分
 - ・可搬式窒素供給装置の移動：所要時間目安2分（移動経路：第4保管エリア～屋外（原子炉建物周辺））
- 可搬式窒素供給装置の接続，暖気運転：想定時間1時間，所要時間目安53分
 - ・可搬式窒素供給装置の接続：所要時間目安36分（ホース接続：屋外（原子炉建物周辺））
 - ・可搬式窒素供給装置暖気運転：所要時間目安17分（暖気運転：屋外（原子炉建物周辺））
- 弁開操作：想定時間10分，所要時間目安5分
 - ・弁開操作：所要時間目安5分（操作対象1弁：屋外（原子炉建物周辺））

(4) 操作の成立性について

- 移動経路 : 車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。
- 作業環境 : 車両のヘッドライトのほか、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。また、操作は格納容器ベント後の汚染を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備するが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した被水防護服等を装備した作業を行う場合がある。
- 操作性 : 可搬式窒素供給装置からのホース接続は、差し込み式であり容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には支障となる設備はなく、十分な作業スペースがある。
- 連絡手段 : 衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。



ホース接続作業

残留熱代替除去系の長期運転及び不具合等を想定した対策について

炉心損傷後の残留熱代替除去系運転に際し、サブプレッション・チェンバ内の異物流入の可能性及び損傷炉心による水の放射線分解により水素ガス等の可燃性ガスの発生が予想されることから、これらの影響による対策について整理する。

1. 残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策について

残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去することとしているため、繊維質保温材の薄膜効果^{*1}による異物の捕捉が生じることはない。

また、重大事故等時に格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材(パーライト等)、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA時のブローダウン過程等のサブプレッション・プール水の流動により粉碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

なお、本システムの成立性評価として「(1) ポンプの NPSH 評価」で NPSH 評価を実施しているが、この評価はストレーナを設置した際の工事計画書において評価した手法と同様の手法を用いて評価したものである。評価においては、繊維質の付着を考慮したストレーナの圧損評価を実施しており、残留熱代替除去ポンプ定格流量時の必要 NPSH を満足していることから、本システムの成立性に問題がないことを確認している(第 1 表参照)。

また、残留熱代替除去系を使用開始する時点ではサブプレッション・チェンバ内の流況は十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物はサブプレッション・チェンバ底部に沈着している状態であると考えられる^{*2}。

重大事故等時には、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTALに蓄積することからサブプレッション・チェンバへの流入の可能性は低い。

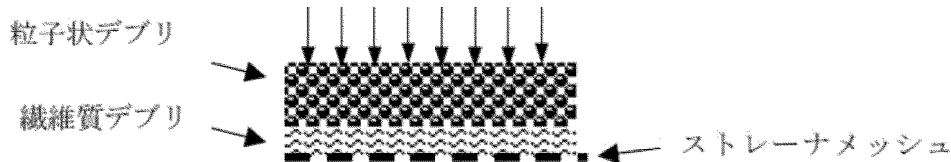
万が一、ペDESTALからオーバフローし、ベント管を通じてサブプレッション・チェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく^{*3}、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。

このため、苛酷事故環境下においても残留熱除去系ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。

さらに、仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ^{※4}、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能な設計としている。

※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について

「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ(約1～2mm)を通過するような細かな粒子状のデブリ(スラッジ等)が、繊維質デブリにより形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果をいう。(第1図参照)



第1図 薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対する NRC の安全評価レポートの Appendix E で実験データに基づく考察として、「1/8 inch 以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R.G.1.82 においても「1/8 inch. (約 3.1 mm)を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11inch(2.79mm)において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

また、GSI-191 において議論されているサンプルスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、残留熱代替除去系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

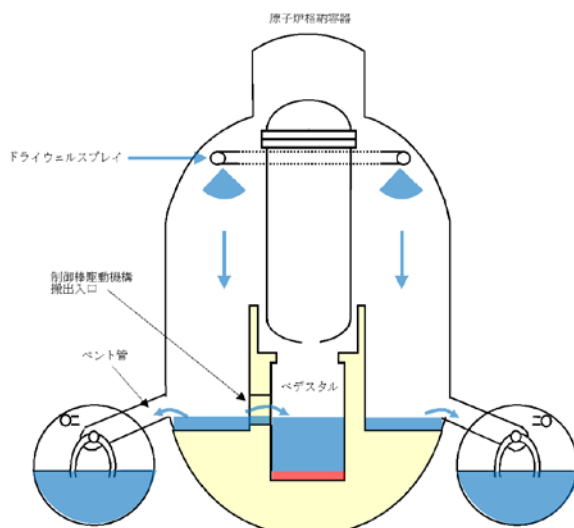
第1表 NUREG/CR-6224において参照されるスラッジ粒径の例

Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge		
Size Range μm	Average Size μm	% by weight
0-5	2.5	81%
5-10	7.5	14%
10-75	42.5	5%

※2：残留熱代替除去系の使用開始は事故後約 10 時間後であり、LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサプレッション・チェンバ内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が 100 μm 程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は、理想的な球形状において 0.1m/s 程度必要であり（原子力安全基盤機構(H21.3), PWR プラントの LOCA 時長期炉心冷却性に係る検討）、仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても、ストレーナ表面流速は約 0.008m/s(150m³/h の時)程度であり、底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。

※3：RPV 破損後の溶融炉心の落下先は格納容器下部（ペDESTAL部）であり、残留熱代替除去系の水源となるサプレッション・チェンバへ直接落下することはない。RPV へ注水された冷却水は下部ペDESTALへ落下し、ベント管を通じてサプレッション・チェンバへ流入することとなる（第2図参照）。

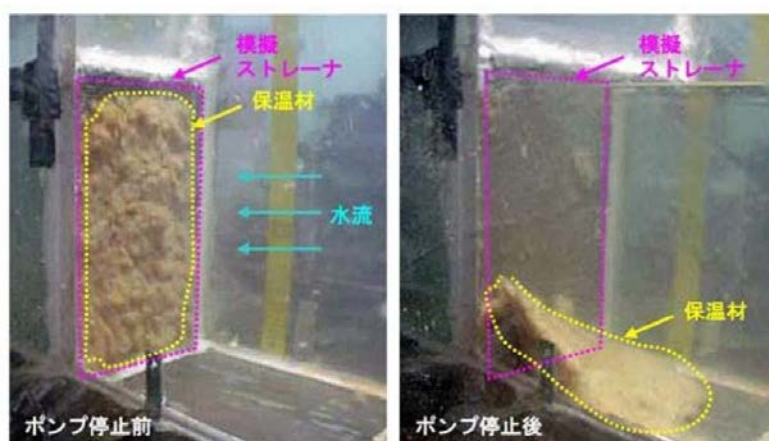
粒子化した溶融炉心等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ、更にベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく、溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。



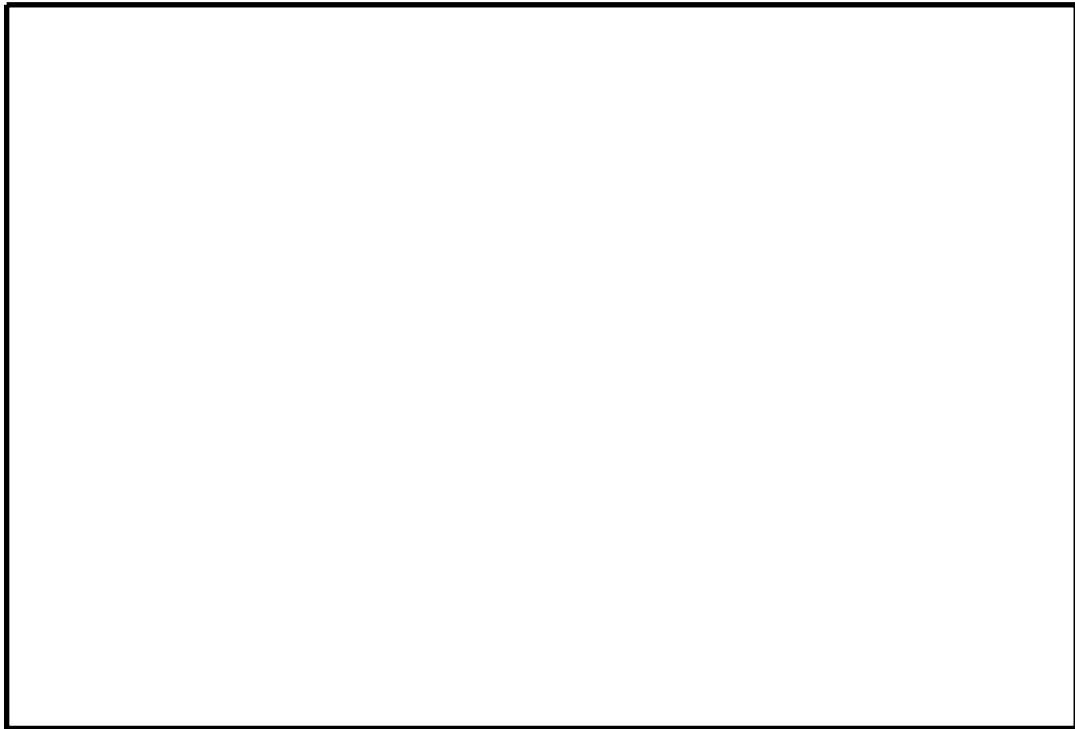
第2図 原子炉圧力容器破損後の残留熱代替除去系による冷却水の流れ

※4 : GSI-191 における検討において、サンプルスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている(第3図参照)。

当該試験は PWR サンプルスクリーン形状を想定しているものであるが、BWR のストレナ形状は円筒形であり(第4図参照)、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果は更に大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、速やかに冷却を再開することが可能である。



第3図 ポンプ停止により模擬ストレナから試験体が剥がれ落ちた試験 (April2004, LANL, GSI-191:Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)



第4図 島根2号炉残留熱除去系ストレーナ



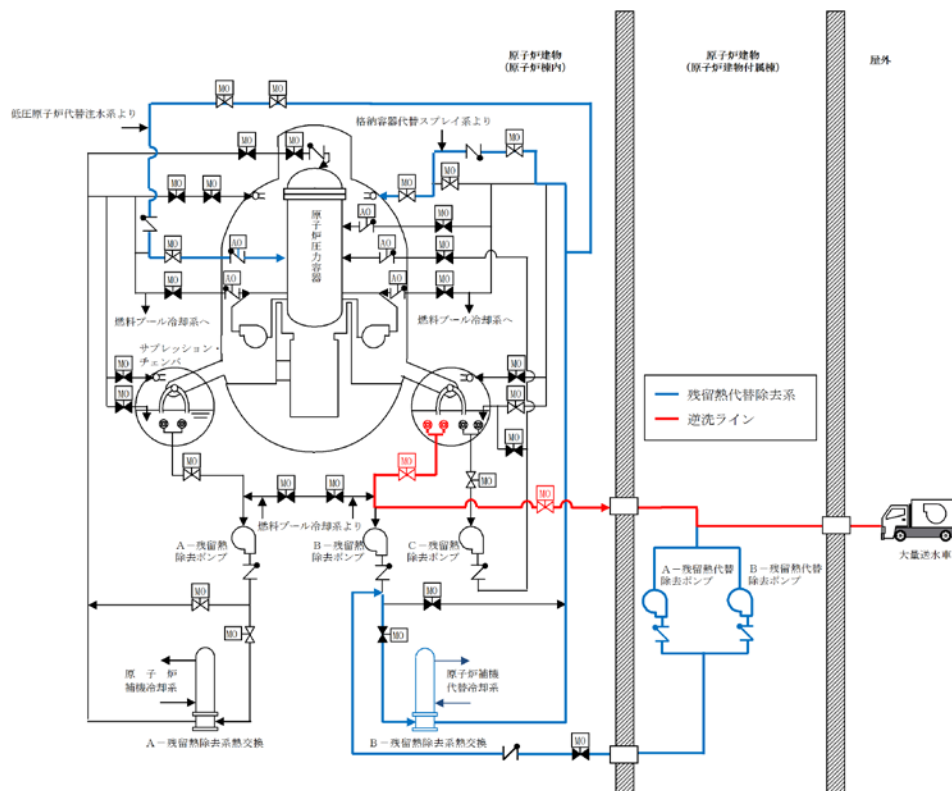
第5図 島根2号炉残留熱除去系ストレーナ(据付状態)

2. 閉塞時の逆洗操作について

前述 1. の閉塞防止対策に加えて、残留熱代替除去系運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を第6図に示しているが、外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、大量送水車を起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。

したがって、残留熱代替除去系運転継続中に流量監視し、流量傾向が異常に低下した場合は残留熱代替除去ポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第6図 残留熱除去系ストレート逆洗操作の系統構成について

3. 水の放射線分解による水素影響について

炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、残留熱代替除去系運転中は配管内に流れがあり、また、冷却水が滞留する箇所がないことから、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。

残留熱代替除去系の運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れかえるためにフラッシングを実施することとしており、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能となる。具体的には残留熱除去ポンプのB-RHRポンプトラス水入口弁を閉じ、残留熱代替除去系に大量送水車から外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。

格納容器ベント操作について

格納容器フィルタベント系の放出系統として、サプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する系統の2通りがあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

ただし、サプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウェルからのベントを実施する。

また、ベント準備を含めたベント弁開操作は、以下を考慮し、下流側（フィルタベント装置側）から実施する。

- ・現場の雰囲気線量を考慮した操作手順

上流側（格納容器側）から開操作を実施した場合、格納容器内の蒸気（放射性物質を含む）が原子炉建物内の系統配管内に滞留することにより、現場の雰囲気線量が上昇する可能性がある。

- ・格納容器内への閉じ込め機能維持を考慮した操作手順

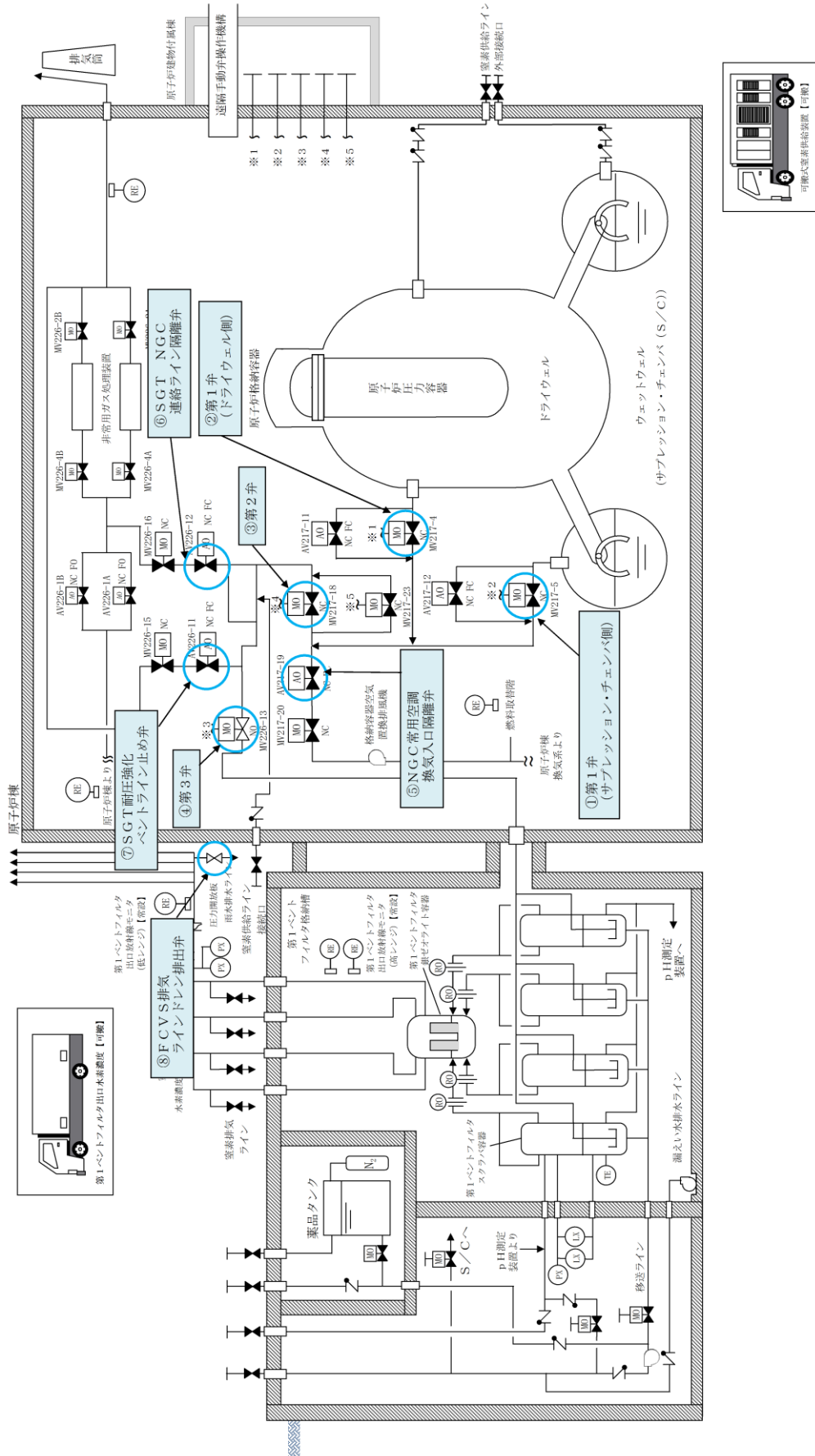
機能を発揮している格納容器バウンダリを変更しないため、下流側（フィルタ装置側）から開操作を実施する。

- ・現場での手動操作時間を考慮した操作手順

上流側（格納容器側）から開操作を実施した場合、操作する弁の片側に蒸気圧がかかり、現場（原子炉建物付属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する際、操作に時間を要する可能性がある。

なお、ベント停止時に第1弁で隔離する理由は、格納容器バウンダリ範囲を通常時と同様にするためである。

格納容器フィルタベント系の系統概要図（操作対象箇所）を第1図に示す。



第1図 格納容器フィルタバント系の系統概要図 (操作対象箇所)

1. 格納容器フィルタベント系におけるベントタイミング

格納容器フィルタベント系によるベント操作は、第1表に示す基準に到達した場合に、当直副長の指示の下に運転員が実施する。これにより、格納容器の過圧破損防止及び格納容器内での水素燃焼防止が可能である。

第1表 ベント実施判断基準

炉心状態	目的	実施判断基準
炉心損傷なし	過圧破損防止	サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達
炉心損傷を判断した場合		サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達
	水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol%及びウェット条件にて 1.5vol%到達

格納容器の過圧破損防止の観点では、炉心損傷なしの場合は、残留熱除去系等の格納容器除熱機能が喪失し格納容器圧力が上昇した際、格納容器圧力が 384kPa[gage]から 334kPa[gage]の範囲で格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ（間欠）を実施する。外部水源によるスプレイであるため、サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達すれば格納容器スプレイを停止し、ベントの実施を判断する。これは、格納容器除熱機能の復旧時間の確保及び追加放出された希ガスの減衰時間を確保することを目的としている。

炉心損傷を判断した場合は、640kPa [gage] から 588kPa [gage] の範囲で格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ（間欠）を実施し、サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達すれば格納容器スプレイを停止するとともにベントを実施する。これにより確実に 853kPa [gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベントが実施できる。炉心損傷の有無により、格納容器スプレイ実施基準を変更する理由は、炉心損傷した場合、格納容器内に放射性物質が放出されるため、炉心損傷なしの場合に比べてベント実施操作判断基準に到達するタイミングを遅らせることにより、ベント時の外部影響を軽減させるためである。

また、炉心損傷を判断した場合は、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は可燃限界の 4 vol%を超過する。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより、格納容器内で水素燃焼が発生するおそれがある。この水素燃焼の発生を防止するため、格納容器内酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol%及びウェット条件にて 1.5vol%に到達した時点でベント操作を実施することで格納容器内の水素・酸素を排出する。ベント実施の判断フローを第2～4図に示す。

炉心損傷の有無の判断は、第2表に示すパラメータを確認する。

第2表 確認パラメータ（炉心損傷判断）

確認パラメータ	炉心損傷判断
ドライウェル又はサプレッション・チェンバのγ線線量率	設計基準事故（原子炉冷却材喪失）において想定する希ガスの追加放出量相当のγ線線量率の10倍を超えた場合、炉心が損傷したものと判断する*。

※ この基準は、炉内蓄積量の割合約0.1%に相当する希ガスが格納容器内に放出した場合のγ線線量率相当となっている。

さらに、重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準として、第3表に示す判断基準を整理している。これらの状況においても、格納容器ベント実施により、格納容器破損の緩和又は大気へ放出される放射性物質の総量の低減が可能である。

第3表 重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準

炉心状態	実施判断基準
炉心損傷なし	格納容器スプレイが実施できない場合(384kPa[gage]以下維持不可)
炉心損傷を判断した場合	格納容器スプレイが実施できない場合(1.5Pd以下維持不可)
	原子炉建物水素濃度2.5vol%到達
	格納容器温度200℃以上において温度上昇が継続している場合
	可搬式モニタリング・ポスト指示の急激な上昇
	原子炉建物内の放射線モニタ指示値の急激な上昇

なお、炉心損傷後の格納容器代替スプレイが実施できない場合でも、格納容器圧力が640kPa[gage]に到達後、2Pd(853kPa[gage])に到達するまでに5時間程度以上の時間があるため、ベント準備時間が約1時間30分であることを踏まえても格納容器圧力2Pd(853kPa[gage])に到達するまでに準備ができる。

重大事故時における格納容器スプレイ手段として、常設設備を用いた残留熱除去系、格納容器代替スプレイ系（常設）及び残留熱代替除去系並びに可搬型設備を用いた格納容器代替スプレイ系（可搬型）がある。想定し難い状況ではあるが、これら格納容器スプレイ手段が喪失した場合、想定する希ガスの減衰時間が短くなるが、格納容器の圧力を抑制する観点から、格納容器破損の緩和のためベントを実施する。

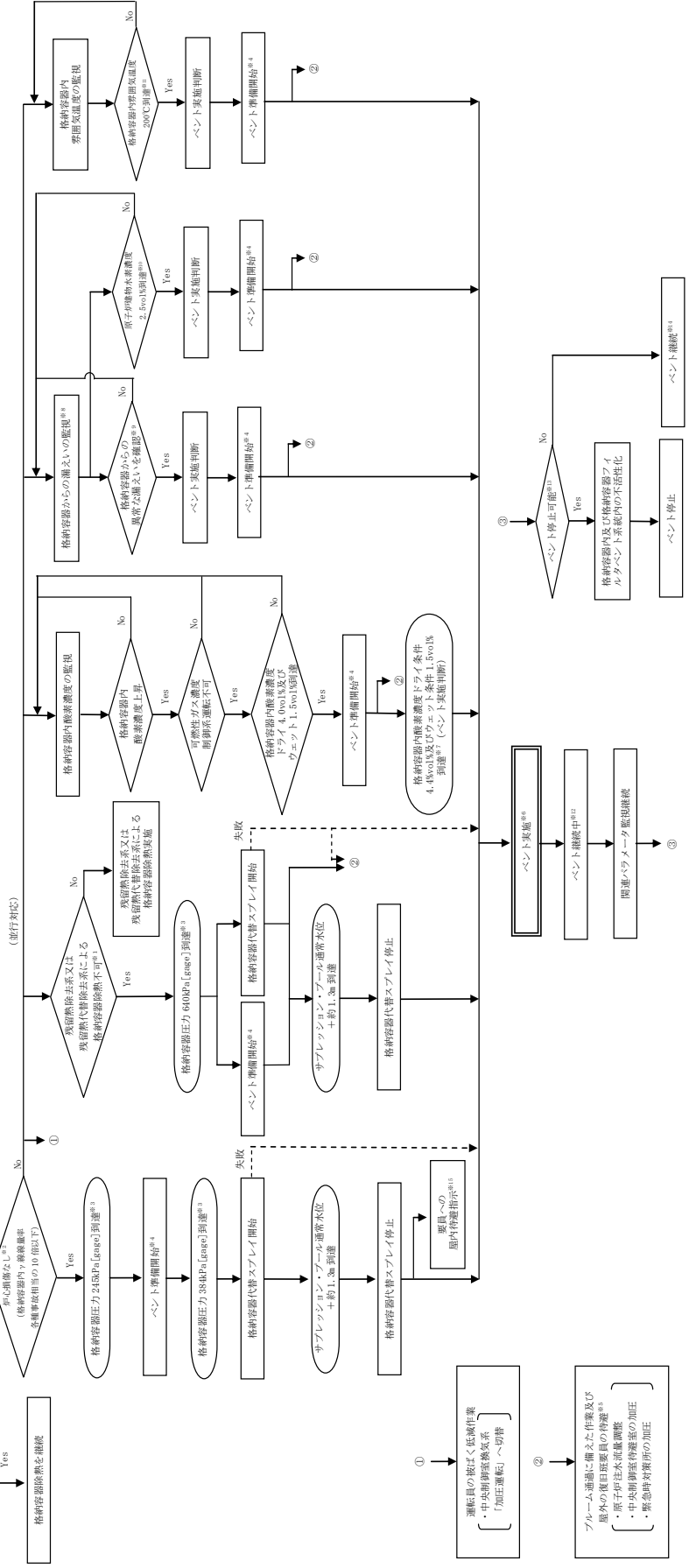
また、格納容器から漏えいした水素により、原子炉棟水素濃度が上昇した場合、原子炉棟内で水素爆発が発生することによって格納容器が破損するおそれがある。このような場合、格納容器圧力を低下させることで格納容器から漏えいする水素量を低減し、原子炉棟内での水素爆発による格納容器破損を緩和するため、水素の可燃限界濃度4vol%を考慮し、原子炉建物水素濃度2.5vol%到達によりベントを実施する。

格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気は過熱状態になり、格納容器は限界圧力を下回る 853kPa [gage] に達する前に 200℃ に達し、いずれは過温破損に至ることが考えられる。この場合、ベントを実施することによって過温破損を防止できないが、フィルタ装置を介した放出経路を形成し、大気への放射性物質の放出を極力低減するためのベントを実施する。

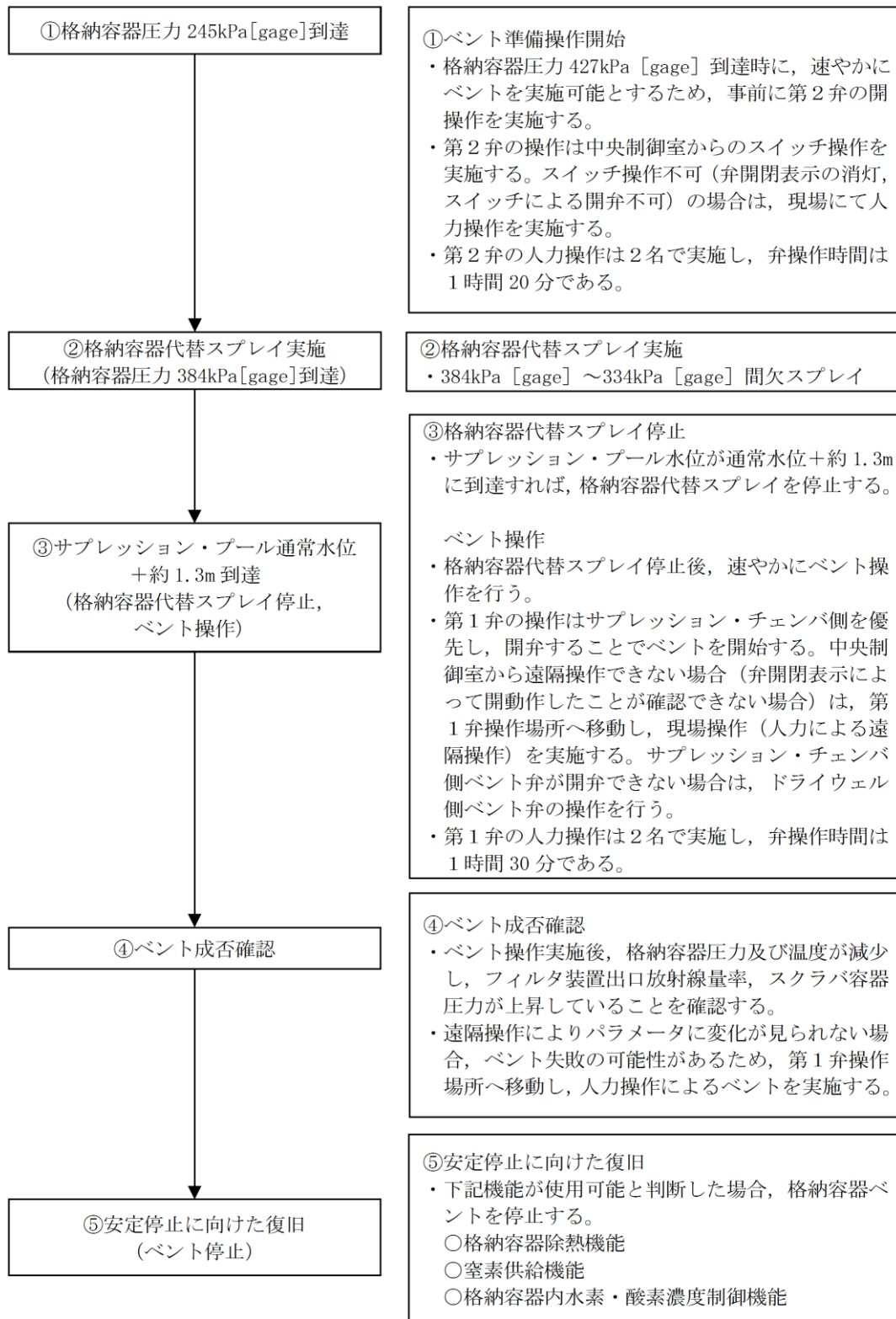
さらに、格納容器が限界圧力を下回る 853kPa [gage] 及び限界温度を下回る 200℃ に到達する前に、何らかの理由により格納容器の健全性が損なわれ、格納容器から異常な漏えいがある場合、可搬式モニタリング・ポスト指示値及び原子炉建物内の放射線モニタ指示値が急激に上昇することが考えられる。この場合、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏えい量を低減させることが可能と考えられることから、フィルタ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減するためにベントを実施する。

- ※ 8 格納容器圧力上昇に伴う格納容器からの漏えい充以下の計器により確認する。
 ・可動モニタリング・ボースト (使用可能な場合はモニタリング・ボースト)
 ・原子炉建屋内各種放射線モニタ
 ・可動モニタリング・ボースト (使用可能な場合はモニタリング・ボースト)
 ・格納容器からの異常な漏えいへの対応
 ※ 9 格納容器圧力の上昇 (使用可能な場合はモニタリング・ボースト) 及び原子炉建屋内の各種放射線モニタの指示値の急激な上昇が発生した場合、格納容器からの異常な漏えいへの対応を行う。
 ※ 10 格納容器内放射線量 2.50 Sv/h 超過により、格納容器内放射線量計の異常な読み出しを確認し、原子炉建屋の放射線レベルを確認し、格納容器の放射線量を 2.50 Sv/h に到達しないよう監視し、格納容器内放射線量計の異常な読み出しを確認し、原子炉建屋の放射線レベルを確認する。
 ※ 11 格納容器内放射線量 2.50 Sv/h 超過により、格納容器内放射線量計の異常な読み出しを確認し、原子炉建屋の放射線レベルを確認する。
 ※ 12 格納容器圧力、スクラブ容器水位等を監視し、格納容器圧力、スクラブ容器水位等を監視して監視する。
 ※ 13 格納容器圧力、スクラブ容器水位等は、格納容器除去システムによる格納容器除熱機能の使用可能な状態となり、長期にわたり格納容器の冷却が可能であることを確認し、格納容器の圧力上昇、スクラブ容器水位上昇、スクラブ容器水位上昇等の異常な読み出しを確認し、格納容器からの異常な漏えいへの対応を行う。
 ※ 14 原子炉建屋前部の冷却水の循環を確保し、格納容器からの異常な漏えいへの対応を行う。
 ※ 15 格納容器からの異常な漏えいへの対応を行う。

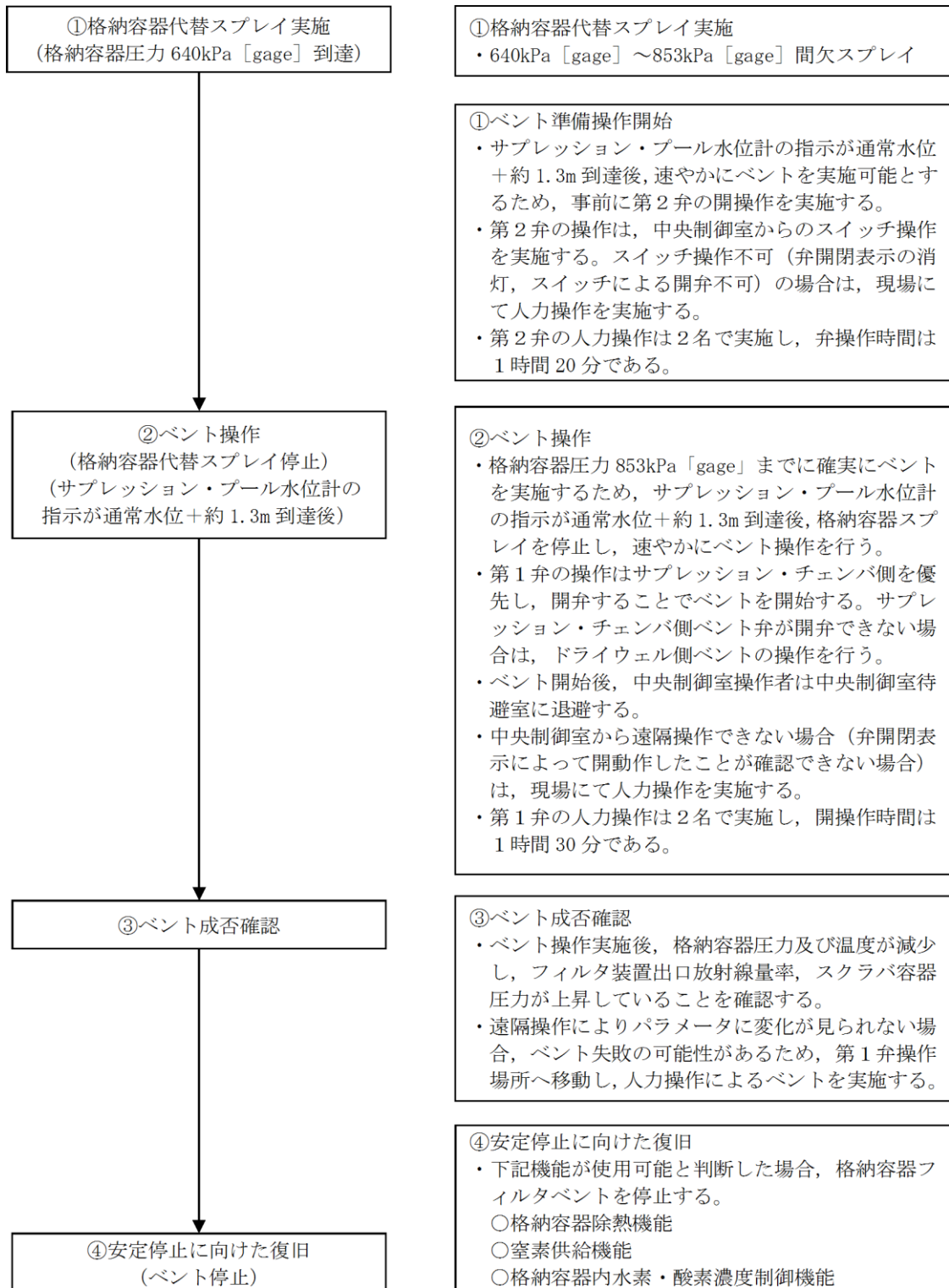
- ※ 1 原子炉建屋冷却系の正常化及び機器の復旧状況を監視し、格納容器除去系又は格納容器代用除去系の準備が完了した時点で格納容器の冷却を開始する。
 ※ 2 格納容器圧力の上昇 (使用可能な場合はモニタリング・ボースト) 及び原子炉建屋内の各種放射線モニタの指示値の急激な上昇が発生した場合、格納容器からの異常な漏えいへの対応を行う。
 ※ 3 格納容器圧力の上昇 (使用可能な場合はモニタリング・ボースト) 及び原子炉建屋内の各種放射線モニタの指示値の急激な上昇が発生した場合、格納容器からの異常な漏えいへの対応を行う。
 ※ 4 ペント実施に必要な機器の健全性を確認する。
 ・健全性の確認
 ・格納容器内放射線量計の異常な読み出しを確認し、原子炉建屋の放射線レベルを確認する。
 ※ 5 ペント実施に必要な機器の健全性を確認する。
 ・健全性の確認
 ・格納容器内放射線量計の異常な読み出しを確認し、原子炉建屋の放射線レベルを確認する。
 ※ 6 ペント実施に必要な機器の健全性を確認する。
 ・健全性の確認
 ・格納容器内放射線量計の異常な読み出しを確認し、原子炉建屋の放射線レベルを確認する。
 ※ 7 ペント実施に必要な機器の健全性を確認する。
 ・健全性の確認
 ・格納容器内放射線量計の異常な読み出しを確認し、原子炉建屋の放射線レベルを確認する。



第2図 ベント実施の判断フロー



第3図 炉心損傷していない場合のベント実施フロー



第4図 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー

2. 格納容器フィルタベント系の操作手順の概要

(1) 系統待機状態の確認

格納容器フィルタベント系の待機状態において、第4表に示すパラメータにより、系統に異常がないことを確認する。

第4表 確認パラメータ（系統待機状態）

確認パラメータ	確認内容
スクラバ容器水位	待機水位である <input type="text"/> の範囲にあること
スクラバ容器pH	<input type="text"/> であること
フィルタ装置出口配管圧力	微正圧に維持されていること

(2) ベント準備操作

ベント準備操作は、ベント操作が必要になった場合に速やかに実施できるよう、以下に示す事前準備を行う。

なお、弁名称及び弁名称に付記する①～⑦の番号は、第1図の番号に対応している。

a. ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認

中央制御室にてベント実施に必要な隔離弁の健全性を確認するため、当該弁に電源が供給されていることを表示灯により確認する。

- ①第1弁（サプレッション・チェンバ側）
- ②第1弁（ドライウエル側）
- ③第2弁
- ④第3弁（開確認のみ）

b. 他系統との隔離確認

ベント操作前に、中央制御室にて他系統（原子炉棟空調換気系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系）と隔離する弁が全閉となっていることを表示灯により確認する。

- ⑤NGC常用空調換気入口隔離弁
- ⑥SGT NGC連絡ライン隔離弁
- ⑦SGT耐圧強化ベントライン止め弁

c. 第2弁の開操作

中央制御室にて開操作を実施する。万一、中央制御室での開操作ができない場合には、現場にて第2弁の人力による開操作を実施する。

また、格納容器フィルタベント系の放出経路として、サプレッション・チェンバからとドライウエルから放出する経路の2通りあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ただし、サプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウェルからのベントを実施する。

現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋であり、着用時間は約6分である。

d. 可搬型重大事故等対処設備（水素濃度測定装置、可搬式窒素供給装置） 準備

ベント停止操作にあたり、格納容器及び格納容器フィルタベント系統内を掃気し不活性化を行うことを目的に、可搬式窒素供給装置及び水素濃度測定装置を準備する。また、水素濃度測定装置の準備に合わせ、ベントガスの排出を防止するため、FCVS排気ラインドレン排出弁を閉操作する。

3. ベント準備判断の確認パラメータ

ベント準備及び可搬型設備着手判断である格納容器圧力 245kPa[gage]及び640kPa[gage]の確認に必要なパラメータを以下に示す。また、確認パラメータについては、手順書に定め明確化する。

また、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱を実施している場合、ドライ条件で4.0vol%及びウェット条件で1.5vol%到達後、ベント準備を開始する。

ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。

- ・格納容器圧力
- ・格納容器酸素濃度（SA）

4. ベント準備作業の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷ありの場合の作業項目及び作業環境を第5表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での遠隔操作の場合と現場での手動操作（人力による遠隔操作）の場合について記載している。

可搬型設備は、ベント実施後長期で必要となる設備であるため、ベント実施までに準備が完了する必要はないが、念のため準備を実施する。

なお、可搬型設備の準備にあたっては、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策に用いる設備の準備を優先する。

また、ベント実施までに準備が完了していない場合でも、操作場所は原子炉建物及びフィルタ装置の第1ベントフィルタ格納槽のコンクリートを隔てた屋外であるため、ベント直後からプルームの影響を受ける期間以外は、十分作業できる環境にある。

フィルタ装置（スクラバ容器）のスクラビング水（水・薬剤）の補給操作については、格納容器ベント実施後168時間までは補給不要の設計のため、ベント後、補給が必要となった場合に準備作業を開始する。

第5表 ベント準備操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業・操作場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線環境	照明	その他	
ベント弁の健全性確認	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2	LEDライト（三脚タイプ、ランタンタイプ）及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。
他系統との隔離確認			【炉心損傷後】 約52mSv/7日間以下 (マスク着用※3)			
第2弁開操作 (移動含む)	原子炉建物 付属棟	通常運転中 と同程度	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 9.3mSv/h以下 (マスク着用※3)	電源内蔵型照明、ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。
可搬型設備の準備 (水素濃度測定装置、 可搬式窒素供給装置)	屋外	外気	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 6.7mSv/h以下 (マスク着用※3)	車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。

※1：中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないものの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シナリオでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。

※2：設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍相当である、全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、被ばくは1mSv以下であり作業に支障はない。

※3：全面マスク（PF50）の着用

5. ベント準備操作の余裕時間

有効性評価で示したシナリオを例に、ベント準備操作の余裕時間を以下に示す。

(1) 炉心損傷なしの場合

炉心損傷なしの場合のベントを実施する有効性評価シナリオを第6表に示す。

残留熱除去系による格納容器除熱機能が喪失している場合には、格納容器圧力が 245kPa[gage]に到達後、準備操作として、第5図に示す第2弁（②または③）の開操作、第3弁（①）の開確認及び可搬型設備の準備を実施するとともに、FCVS排気ラインドレン排出弁（⑥）を閉操作する。

第2弁（②または③）、第3弁（①）は、中央制御室にて操作及び確認を行うことにより、短時間で準備可能である。万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場にて第2弁（②または③）の現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。

第6図に中央制御室での操作ができない場合の、現場での手動操作（人力による遠隔操作）による作業・操作の所要時間を示す。ベントの準備時間は、約1時間20分である。

第6表及び第6図に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサプレッション・プール通常水位+約1.3m到達までに十分な時間があることから、可搬型設備の準備を含めて、確実に準備を完了することができる。

第6表 炉心損傷なしの場合のベント関連時間

事故シーケンス	245kPa[gage] 到達時間※2	準備時間	ベント時間※1
高圧・低圧注水機能喪失	約 16 時間	約 1 時間 20 分	約 30 時間
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系故障)	約 14 時間	(245kPa[gage])	約 30 時間
LOCA 時注水機能喪失(中小破断 LOCA)	約 15 時間	到達後から)	約 27 時間

※1：サプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達する時間。

※2：格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。

(2) 炉心損傷ありの場合

炉心損傷ありの場合のベントを実施する有効性評価シナリオを第7表に示す。

残留熱除去系による格納容器除熱機能が喪失している場合には、格納容器圧力が 640kPa[gage]に到達後、準備操作として、第5図に示す第2弁(②または③)の開操作、第3弁(①)の開確認及び可搬型設備の準備を実施するとともに、FCVS排気ラインドレン排出弁(⑥)を閉操作する。

第2弁(②または③)、第3弁(①)は、中央制御室にて操作及び確認を行うことにより短時間で準備可能である。万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場にて第2弁(②または③)の手動操作(人力による遠隔操作)を実施する。

第7図に中央制御室での操作ができない場合の、現場での手動操作(人力による遠隔操作)による作業・操作の所要時間を示す。ベントの準備時間は、約1時間20分である。

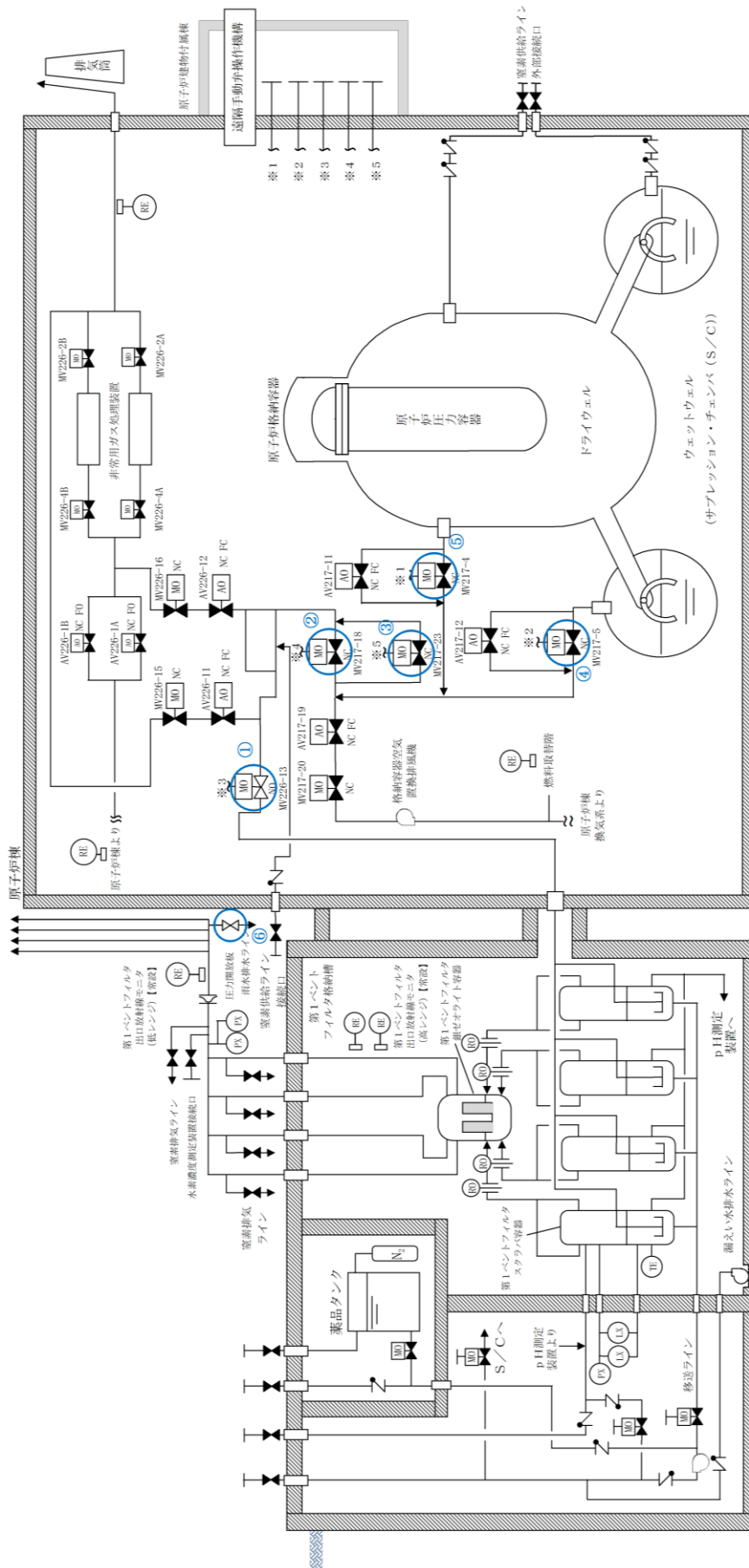
第7表及び第7図に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達までに十分な時間があることから、可搬型設備の準備を含めて、確実に準備を完了することができる。

第7表 炉心損傷ありの場合のベント関連時間

格納容器破損モード	640kPa [gage] 到達時間※2	準備時間	ベント時間※1
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用しない場合	約 27 時間	約 1 時間 20 分 (640kPa [gage] 到達後から)	約 32 時間

※1：サプレッション・プール通常水位＋約 1.3m に到達する時間。

※2：格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。



第5図 格納容器フィルタバント系 系統概要図 (他系統を含む)

崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）

項目	項目名	実施場所・必要人員数	標準作業時間（分）		標準作業時間（分）							備考			
			標準	最大	1	2	3	4	5	6	7				
破砕機	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	破砕機	1人	15	20	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15

ペント弁（第2弁）開操作

可搬型設備準備

第6図 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系故障）時の作業・操作の所要時間

6. ベント実施操作判断基準

(1) 炉心損傷なしの場合

a. サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達

格納容器の健全性を確保するため、サプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達した時点でベントを実施する。

(2) 炉心損傷を判断した場合

a. サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達

格納容器へ大量の放射性物質が放出されることから、大気への放射性物質の放出を極力遅らせることでベント時の外部影響を軽減させるため、限界圧力を下回る 853kPa[gage]に到達するまでにベントを実施する。具体的には、中央制御室での遠隔操作に失敗した場合の現場手動操作時間を考慮し、格納容器スプレイ停止基準であるサプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達した時点でベントを実施する。

b. 格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% に到達した場合

炉心損傷時には、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により水素・酸素が発生し、可燃限界に到達すると水素燃焼が発生するおそれがある。これを防止するため、可燃限界到達前に格納容器内の水素・酸素を排出することを目的として、格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% に到達した場合にベントを実施する。4.4vol% の基準設定に当たっては、酸素濃度の可燃限界である 5vol% に対し、計器誤差の±約 0.5vol% 及び 0.1vol% の余裕を考慮して設定した。

7. ベント実施操作判断の確認パラメータ

(1) 炉心損傷なしの場合

a. サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達

炉心損傷がない場合は、サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

・サプレッション・プール水位 (SA)

(2) 炉心損傷を判断した場合

a. サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達

炉心損傷を判断した場合は、格納容器スプレイを間欠にて実施しながら、サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断する。したがって、確認パラメータは以下のとおり。

・サプレッション・プール水位 (SA)

b. 格納容器酸素濃度がドライ条件にて4.4vol%及びウェット条件1.5vol%に到達した場合

格納容器酸素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・ 格納容器酸素濃度 (SA)

8. ベント実施操作の妥当性

ベントは、第1弁を開弁することで実施する。炉心損傷していない場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第8表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建物附属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。

なお、炉心損傷を判断する有効性評価の「格納容器圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」シーケンスにおいて、ベント準備段階の現場アクセス、現場待機、現場での手動操作、プルーム通過までの現場待機及び帰還の一連の作業での実効線量は、約19mSvである。

第8表 ベント実施操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線環境	照明	その他	
ベント弁の 開操作 ・開確認	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中 と同程度※3 【炉心損傷後】 約 52mSv/7日間以 下 (マスク着用※4)	LEDライ ト (三脚タ イプ, ラン タンタイ プ) 及びヘ ッドライト により作業 可能であ る。	周辺には支 障となる設 備はない。	中央制御 室内のため 口頭にて連 絡可能であ る。
	原子炉建物 付属棟	通常運転中 と同程度	【炉心損傷前】 通常運転中 と同程度 ※2※3 【炉心損傷後】 2.2mSv/h 以下 (マスク着用※4)	電源内蔵型 照明, ヘッ ドライト又 は懐中電灯 により作業 可能であ る。	アクセスル ート上に支 障となる設 備はない。	有線式通 信設備, 電力保安 通信用電 話設備, 所内通信 連絡設備 により連 絡可能で ある。

※1 : 中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないものの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。

※2 : 事故あたりに放出される放射性物質全量に対する線量

※3 : 設計基準事故相当のγ線線量率の10倍相当である、全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、被ばくは1mSv以下であり作業に支障はない。

※4 : 全面マスク (PF50) の着用

9. ベント成否確認

格納容器過圧破損防止の目的から、格納容器圧力の低下による判断を基本とし、以下のパラメータについても参考として判断する。

- ・ フィルタ装置出口放射線量率
- ・ スクラバ容器圧力
- ・ スクラバ容器水位
- ・ 格納容器温度
- ・ サプレッション・チェンバ水位

パラメータに変化が見られない場合は、ベント失敗の可能性があるため、現場操作によるベントを実施する。

ベント開始直後は、格納容器内で発生する水素、水蒸気及び窒素等からなるベントガスが系統内に流入するが、系統内は不活性化されているため、高濃度の水素が流入しても水素燃焼には至らない。

10. ベント継続時

ベント継続時は、第9表に示すパラメータによりベント継続状況に異常がないことを確認する。

第9表 確認パラメータ（ベント継続時）

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力	各パラメータに異常な変化がないこと
格納容器温度	
サプレッション・チェンバ水位	
格納容器酸素濃度 (SA)	
格納容器水素濃度 (SA)	
スクラバ容器圧力	
スクラバ容器水位	
スクラバ容器温度	
フィルタ装置出口放射線量率	
野外放射線量率	

ベント継続時には、格納容器内及びフィルタ装置内では放射性物質の崩壊熱による多量の蒸気が発生することにより、水素濃度は低く抑えられるため、可燃限界に至らない。

なお、炉心損傷がない場合の格納容器フィルタベント系によるベント実施中に炉心損傷を判断した場合は、ベントを継続する運用とする。これは、ベント実施までには格納容器代替スプレイにより外部注水制限に到達していることが

想定され、事象が進むことで発生する可能性のある炉心のリロケーション※及び原子炉圧力容器破損時の過熱蒸気発生の影響による格納容器圧力の急激な上昇を抑制する手段がベントのみであるためである。加えて、次のとおり、ベントを継続した場合でも、一時的にベント停止する場合と比較し、被ばくの観点で大きな差異はないと考えられる。

- ・ベントを停止しても格納容器の圧力上昇により再度ベントすることとなり、希ガス保持時間を大きく確保することはできないこと
- ・このような事態では、原子炉スクラムしてからある程度の時間が経過していることから、希ガスの減衰時間は十分に確保されており、ベントを停止しない場合でも大きな放出量にならないと考えられること

※ ここで言うリロケーションとは、炉心損傷後、熔融炉心が炉心下部プレナムに移行する状態を指す。

11. ベント停止操作

第10表に示す機能が全て使用可能となったことにより、ベント停止後も長期的に格納容器の安定状態を継続可能であることを判断する。また、第11表に示すパラメータを確認し、ベント停止操作が可能であることを判断した場合には、第1弁を閉とすることでベントを停止する。

第10表 ベント停止のために必要な機能及び設備

必要な機能	設備	設備概要
格納容器除熱機能	残留熱除去系又は残留熱代替除去系	格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する
	原子炉補機代替冷却系	
窒素供給機能	可搬式窒素供給装置	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止する ・系統内のパージを実施する
格納容器内水素・酸素濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する
	格納容器水素・酸素濃度計	格納容器内の水素・酸素濃度を監視する

第 11 表 確認パラメータ (ベント停止時)

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力	427kPa[gage]以下であること及び 171℃以下であること。
格納容器温度	
格納容器酸素濃度 (SA)	可燃限界未満であること。
格納容器水素濃度 (SA)	
フィルタ装置出口水素濃度	

ベント停止前から可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素供給を行い、ベント停止後も継続し、系統を含めて不活性化することで、水素濃度は低く抑えられ、可燃限界には至らない。

12. ベント停止操作手順

次にベント停止の流れを示す。

- ①ベント停止可能であると判断した場合，可搬式窒素供給装置により格納容器に窒素注入を開始する。
 - ・ベント弁は開状態であるため，注入した窒素はそのまま排出されると考えられるが，ベント弁閉後における「水の放射性分解によって発生する水素・酸素濃度の上昇」を抑制するため，早期に注入開始することを目的として最初に実施する。
 - ・ドライウエル内に水素・酸素が滞留している可能性を考慮して，ドライウエル側から窒素供給する。
- ②第1弁を微開とする。
- ③残留熱除去系又は残留熱代替除去系を起動する。
 - ・ベント弁を微開後，サプレッション・プール水温度が飽和温度以下であることを確認し，残留熱除去系又は残留熱代替除去系を起動する。
 - ・残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱を実施することで，格納容器内の気相を蒸気から窒素へ置換する。
- ④格納容器の気相が蒸気から窒素への置換が完了したことを確認する。
- ⑤可燃性ガス濃度制御系を起動する。
 - ・残留熱除去系による冷却水を供給し，可燃性ガス濃度制御系の暖気運転を開始する。
 - ・起動後3時間以内に暖機運転が完了し，処理が開始される。
- ⑥第1弁を閉とする。
- ⑦格納容器への窒素注入を停止する。
- ⑧格納容器内水素・酸素濃度計により，格納容器内水素・酸素濃度を監視する。

13. ベント停止操作の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第12表に示す。ベント弁の閉操作については，中央制御室での操作を基本とするが，万一，中央制御室での操作ができない場合には，現場（原子炉建物付属棟）にて手動操作を実施する。

第12表 ベント停止操作項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線環境	照明	その他	
ベント弁の閉操作	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 約52mSv/7日間以下 (マスク着用※4)	LEDライト(三脚タイプ, ランタンタイプ)及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。
	原子炉建物付属棟	通常運転中と同程度	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 2.2mSv/h以下※3 (マスク着用※4)	電源内蔵型照明, ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	有線式通信設備, 電力保安通信用電話設備, 所内通信連絡設備により連絡可能である。
窒素供給操作	屋外	外気	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 5.0mSv/h以下※3 (マスク着用※4)	車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型, 携帯型), 無線通信設備(固定型, 携帯型), 電力保安通信用電話設備, 所内通信連絡設備により連絡可能である。
水素濃度測定操作	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 約52mSv/7日間以下※3 (マスク着用※4)	LEDライト(三脚タイプ, ランタンタイプ)及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。

※1：中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないものの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。

※2：計基準事故相当のγ線線量率の10倍相当である、全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、被ばくは1mSv以下であり作業に支障はない。

※3：事故後168時間以降を想定

※4：全面マスク(PF50)の着用

14. ベント停止後の操作

ベント停止後は、第 13 表で示すパラメータにより格納容器及び格納容器フィルタベント系に異常がないことを確認する。

第 13 表 確認パラメータ（ベント停止後）

監視パラメータ	監視理由
スクラバ容器水位	フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを監視する。 また、蒸発による水位低下時においては、水補給の必要性を判断する。
スクラバ容器圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。
スクラバ容器温度	指示値によりスクラビング水からの水蒸気発生の有無を監視する。
フィルタ装置出口配管圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。
フィルタ装置出口水素濃度	指示値により系統に水素が滞留していないことを監視する。
フィルタ装置出口放射線量率	指示値が安定していることを監視する。
野外放射線線量率	指示値が安定していることを監視する。
スクラバ水 pH	アルカリ性に維持されていることを監視する。
格納容器圧力	格納容器内が負圧でないこと。また、ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと。
格納容器温度	
格納容器水素濃度	格納容器内の水素・酸素濃度の異常な上昇がないこと。
格納容器酸素濃度	

ベント実施に伴う現場操作地点等における被ばく評価について

ベント実施に伴う現場作業は、放射線環境下での作業となることから、作業の成立性を確認するために各作業場所における線量影響を評価する。

なお、中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については、高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。

線量影響の評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）を参照した。ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。

1. 評価条件

(1) 想定シナリオ

想定シナリオは以下のとおりとした。

- ・ 発災プラント：2号炉
- ・ 想定事象：冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失
- ・ 以下の2ケースについて評価^{*1}
 - W/Wベントにより事象収束に成功
 - D/Wベントにより事象収束に成功

※1：島根原子力発電所2号炉においては、原子炉格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、原子炉格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」シナリオにおいても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる残留熱代替除去系を整備している。したがって、仮に重大事故が発生したと想定する場合であっても、第一に残留熱代替除去系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては、代替循環冷却に失敗することも考慮し、格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを想定する。格納容器ベントに至る事故シーケンスとしては、前述の「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」を選定した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内pH制御については、その効果に期待しないものとした。

(2) 放出放射エネルギー

大気中への放出放射エネルギーは、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価^{*2}と同様の評価方法にて評価した。なお、D/Wベント時においては、ベントライン経由で放出される無機よう素に対しサプレッション・プールのスクラビング効果を見込まないものとした。

評価結果を第1表に示す。

※2：「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」の「添付資料 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」を参照

(3) 被ばく評価条件

被ばく経路の概念図を第1図及び第2図に示す。

大気拡散評価の条件は、評価点を除き、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価と同じとした。

放射性物質の大気拡散評価の主な評価条件を第2表に示す。放射性物質の大気拡散評価で用いた放出点、評価点並びに評価結果を第3表に示す。

評価点は人力によるベント操作を行う作業地点として以下の場所とした。

- ・ W/Wベント第一隔離弁操作位置（原子炉建物 1階）
- ・ D/Wベント第一隔離弁操作位置（原子炉建物 2階）
- ・ 第二隔離弁操作位置（原子炉建物 3階）

なお、屋内移動中（往路、復路）の評価点は、1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物3階の第二隔離弁操作位置で代表した。

大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を第4表に示す。

格納容器ベントの実施前及び実施後における作業の作業場所を第3図から第7図に示す。

(4) 評価方法

a. 原子炉建物外での作業

(a) 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建物内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は、原子炉建物内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。直接ガンマ線についてはQAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線についてはANISNコード及びG33GP2Rコードを用いて評価した。

(b) 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果を踏まえ評価した。

(c) 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

- (d) 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果、地表面沈着効果を踏まえて評価した。
- b. 原子炉建物内での作業
- (a) 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度^{※3}になると仮定し、サブマージョンモデルを用いて評価した。なおサブマージョンモデルでの計算に用いる空間容積は、2号炉の一次隔離弁、二次隔離弁の作業エリアの空間容積を包絡する原子炉建物西側エリアの最下階から最上階までの値 m³を設定した。
- (b) 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と建物による遮蔽効果を踏まえて評価した。
- (c) 原子炉建物内の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく
原子炉建物内の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度^{※3}になると仮定して評価した。
なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。
- (d) 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、建物外壁による遮蔽、大気拡散効果、地表面沈着効果を踏まえて評価した。
- (e) 格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
原子炉建物内の配管内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位置と形状並びに作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。評価に当たっては、QAD-CGGP2Rコードを用いた。
なお、格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及び屋外の配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、第1ベントフィルタ格納槽躯体厚による遮蔽が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価の対象外とした。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

また、原子炉建物内の配管においても、配管と作業エリアとの間に十分厚い遮蔽が存在する場合は、影響は軽微であるとし評価の対象外とした。

※3：格納容器ベント実施時に格納容器フィルタベント系排気管（EL. 65m）から放出されたベント流体は、熱エネルギーを持つため放出後に上昇し、さらに周囲の風場の影響を受け原子炉建物から時間と共に離れていくものと考えられる。また、ベント流体の放出口（EL. 65m）と一次隔離弁の開操作場所（W/Wベント時：原子炉建物1階（ ）、D/Wベント時：原子炉建物2階（ ）は少なくとも40m程度の高低差があることから放出されたベント流体が一次隔離弁の開操作場所に直接流入することはほとんど無いものと考えられる。このことから一次隔離弁の開操作に伴う被ばくの評価においては、ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響を考慮しないものとした。

(5) 作業時間

格納容器ベントの実施前及び実施後における作業時間及び作業時間帯を第5表に示す。

各作業時間には、作業場所への往復時間を含めた。

各作業場所への移動中における線量率が作業場所における線量率よりも高い場所が存在する可能性があるため、各作業時間とは別に、作業場所への往路及び復路での評価を行った。

2. 評価結果

格納容器ベント（W/Wベント）の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を第6表に示す。また、格納容器ベント（D/Wベント）の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を第7表に示す。

最も被ばく線量が大きくなる作業においても約19mSvとなった。したがって、緊急時作業に係る線量限度100mSvに照らしても、作業可能であることを確認した。

なお、第6表及び第7表の評価結果は、第5表に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち、評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載しており、その他の時間帯における被ばく線量は前述の評価結果以下となる。したがって、第5表に示す各作業の作業開始時間の範囲においては、いずれの時間帯においても作業可能である。

また、炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離弁の開操作等の作業については、当該作業に係る被ばく線量が、炉心損傷後の格納容器ベントに伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため、作業可能である。

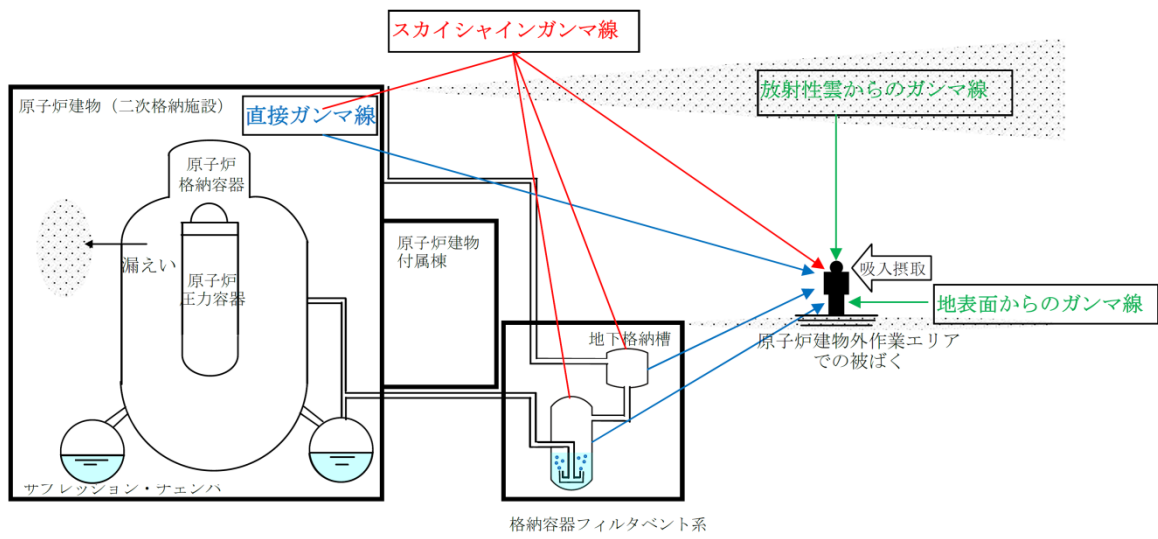
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第1表 大気中への放出放射エネルギー（7日間積算値）（1 / 2）
 （W/Wベントの実施を想定する場合）

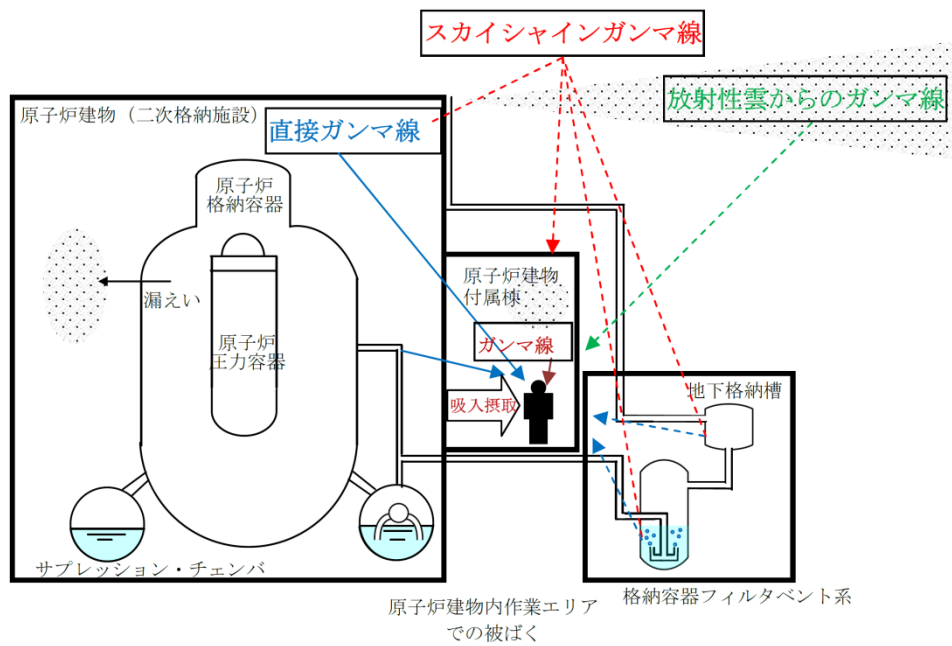
核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建物から大気中への放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 5.1×10^{18}	約 2.3×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.2×10^{15}	約 1.9×10^{15}
CsOH類	約 8.3×10^{17}	約 5.5×10^9	約 3.4×10^{12}
Sb類	約 9.5×10^{17}	約 2.2×10^8	約 3.1×10^{11}
TeO ₂ 類	約 5.0×10^{18}	約 4.2×10^9	約 2.9×10^{12}
SrO類	約 9.0×10^{18}	約 1.6×10^9	約 1.5×10^{12}
BaO類	約 8.8×10^{18}	約 2.2×10^9	約 1.6×10^{12}
MoO ₂ 類	約 1.8×10^{19}	約 8.4×10^8	約 5.5×10^{11}
CeO ₂ 類	約 5.5×10^{19}	約 5.3×10^8	約 3.4×10^{11}
La ₂ O ₃ 類	約 4.1×10^{19}	約 1.2×10^8	約 9.1×10^{10}

第1表 大気中への放出放射エネルギー（7日間積算値）（2 / 2）
 （D/Wベントの実施を想定する場合）

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建物から大気中への放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 5.0×10^{18}	約 2.5×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.6×10^{15}	約 2.0×10^{15}
CsOH類	約 8.3×10^{17}	約 1.3×10^{13}	約 3.4×10^{12}
Sb類	約 9.5×10^{17}	約 5.1×10^{11}	約 3.1×10^{11}
TeO ₂ 類	約 5.0×10^{18}	約 9.7×10^{12}	約 2.9×10^{12}
SrO類	約 9.0×10^{18}	約 3.7×10^{12}	約 1.5×10^{12}
BaO類	約 8.8×10^{18}	約 5.1×10^{12}	約 1.6×10^{12}
MoO ₂ 類	約 1.8×10^{19}	約 1.9×10^{12}	約 5.6×10^{11}
CeO ₂ 類	約 5.5×10^{19}	約 1.2×10^{12}	約 3.4×10^{11}
La ₂ O ₃ 類	約 4.1×10^{19}	約 2.9×10^{11}	約 9.2×10^{10}



第1図 被ばく経路概念図 (屋外)



第2図 被ばく経路概念図 (屋内)

第2表 放射性物質の大気拡散評価条件（1／2）

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価
気象資料	島根原子力発電所における 1年間の気象資料 (2009年1月～2009年12月)	建物影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約20m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり、発電所において観測された1年間の気象データを使用
放出源及び放出源高さ	原子炉建物 : 地上0m 格納容器フィルタベント系排気管 : 地上50m 非常用ガス処理系排気筒 : 地上110m	実高さを参照 なお、放出エネルギーによる影響は未考慮
実効放出継続時間	原子炉建物 : 1時間 格納容器フィルタベント系排気管 : 1時間 非常用ガス処理系排気筒 : 30時間	格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物からの放出については保守的に1時間と設定。排気筒からの放出は、気象指針に従い、全放出量を最大放出量で除した値を保守的に丸めた値とする。
累積出現頻度	小さい方から累積して97%	気象指針を参照
建物巻き込み	考慮する	放出点から近距離の建物の影響を受けるため、建物による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建物	2号原子炉建物及び2号タービン建物	放出源又は放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建物として設定
放射性物質濃度の評価点	図4～図7参照	屋外移動時は、敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は、原子炉建物1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物3階の第二隔離弁操作位置で設定
建物投影面積	2号原子炉建物 : 2600m ² (原子炉建物、格納容器フィルタベント系放出時) 2号タービン建物 : 2100m ² (排気筒放出時)	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの
形状係数	0.5	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定

第2表 放射性物質の大気拡散評価条件（2/2）

項目	評価条件		選定理由
着目方位	W / W ベ ン ト 第 一 隔 離 弁 操 作 位 置	【原子炉建物放出時】 9 方位 (SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE) 【排気筒放出時】 9 方位 (ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9 方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定
	D / W ベ ン ト 第 一 隔 離 弁 操 作 位 置	【原子炉建物放出時】 9 方位 (SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE) 【排気筒放出時】 9 方位 (ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9 方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE)	
	第 二 隔 離 弁 操 作 位 置	【原子炉建物放出時】 9 方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE) 【排気筒放出時】 9 方位 (NE,ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9 方位 (W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE,E)	

第3表 相対濃度及び相対線量

評価点	放出点及び放出高さ	相対濃度[s/m ³]	相対線量[Gy/Bq]
W/Wベント第一隔離弁操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
	排気筒 (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.4×10^{-4}	6.2×10^{-18}
D/Wベント第一隔離弁操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	5.9×10^{-18}
	排気筒 (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
第二隔離弁操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	5.8×10^{-18}
	排気筒 (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}

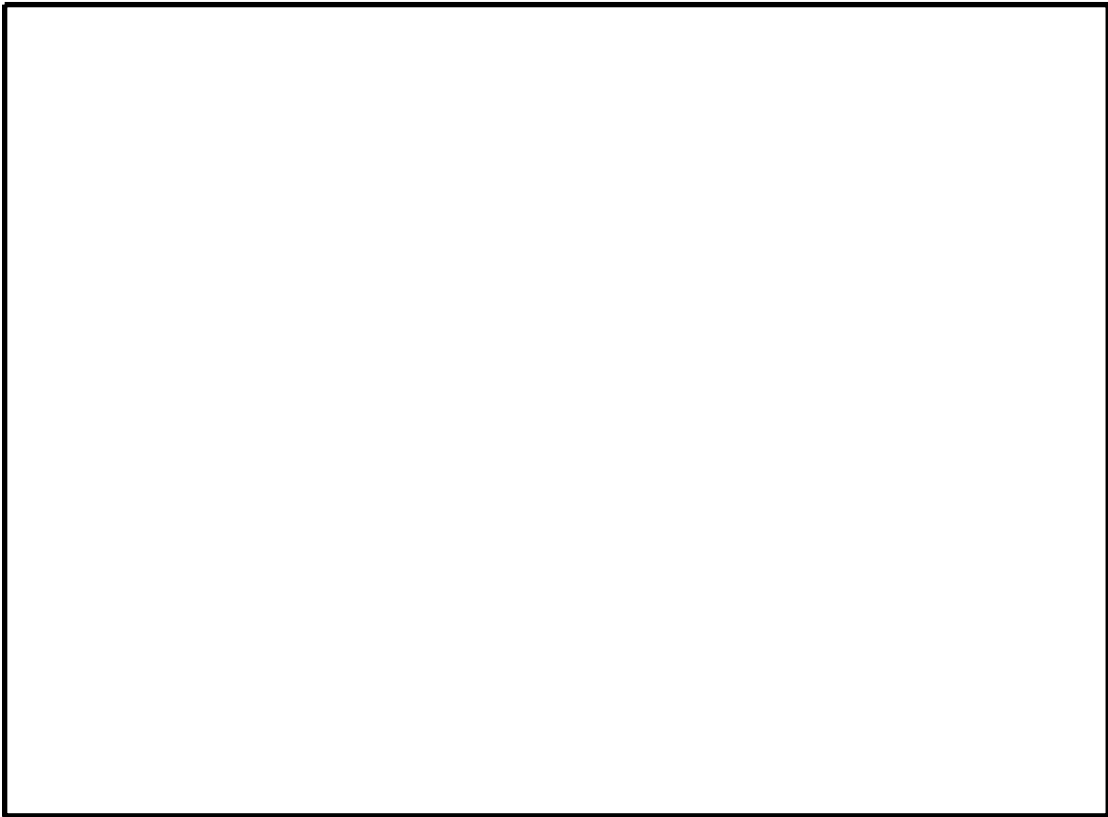
第4表 線量換算係数及び地表面への沈着速度等

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 等に基づき設定
呼吸率	1.2m ³ /h	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の第2表の成人活動時の呼吸率を設定
マスクによる防護係数	50	着用を考慮し、期待できる防護係数として設定した
地表への沈着速度	エアロゾル : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着無し	湿性沈着を考慮し設定 (補足1参照)

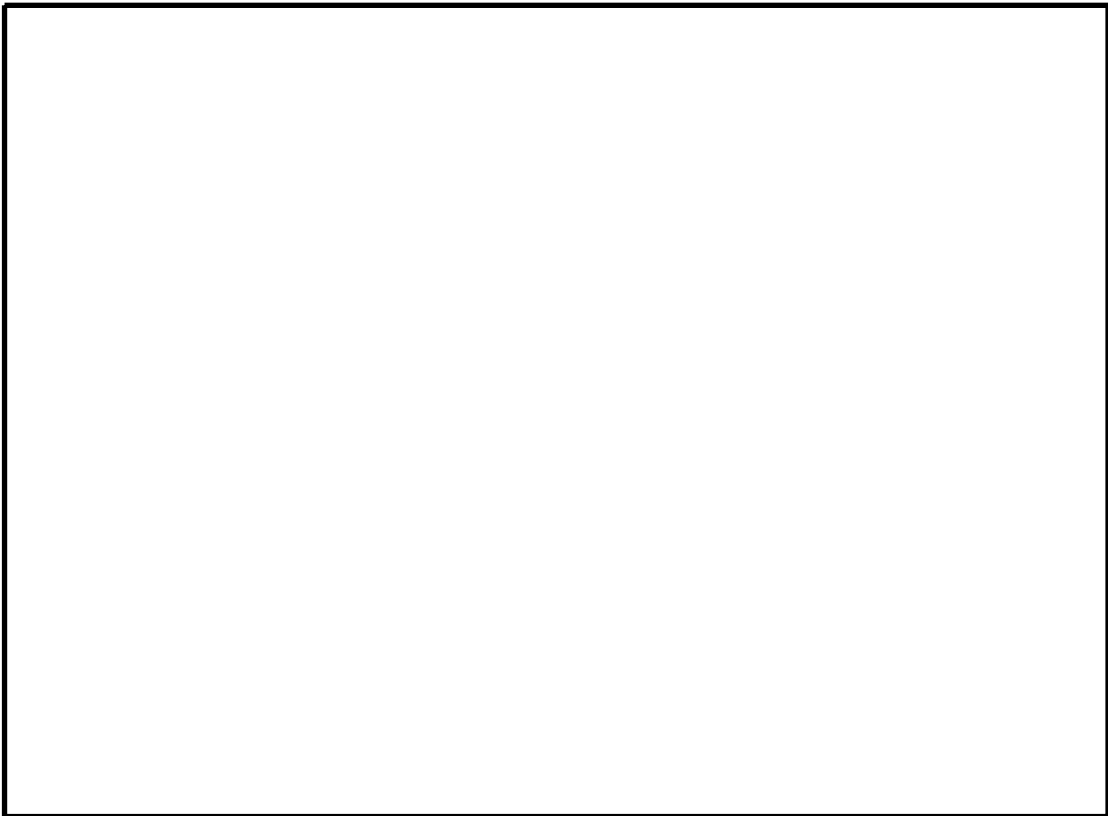
第5表 格納容器ベント実施前後の作業

	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後	
	水素濃度測定装置	可搬式窒素供給装置準備	ベント弁(第二隔離弁)開操作	ベント弁(第一隔離弁)開操作	ベント弁閉操作	窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内※1	屋内※1	屋内※1	屋外
作業開始時間(事象開始後)	約27時間～約32時間	約10時間～	約27時間～約32時間	約32時間	168時間後以降	168時間後以降
作業時間	移動50分 作業60分	移動:50分 作業:95分	移動(往):10分 作業:60分 移動(復):10分	移動(往):15分 作業:60分 移動(復):15分	移動(往):15分 作業:60分 移動(復):15分	移動:50分 作業:40分

※1 : 二次格納施設内での作業は不要であるため、二次格納施設以外の屋内操作場所について検討する。

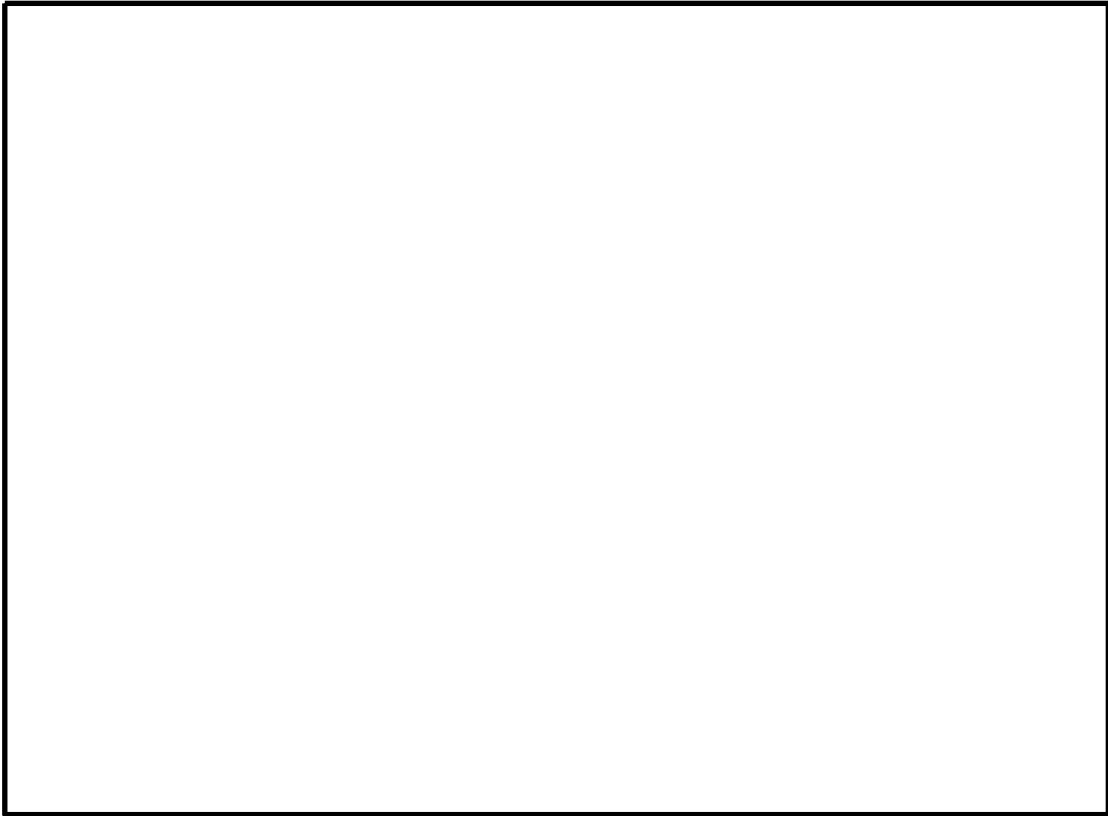


第3図 第一隔離弁（W/Wベント）操作場所（原子炉建物地下1階）

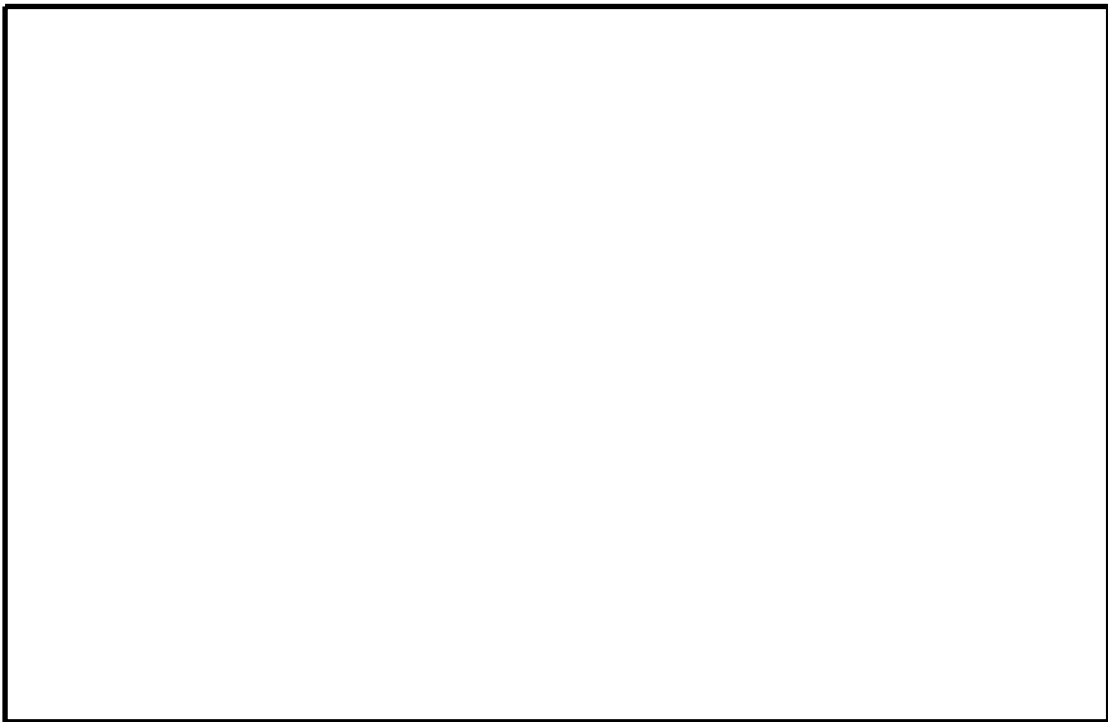


第4図 第一隔離弁（W/Wベント）操作場所（原子炉建物地上1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

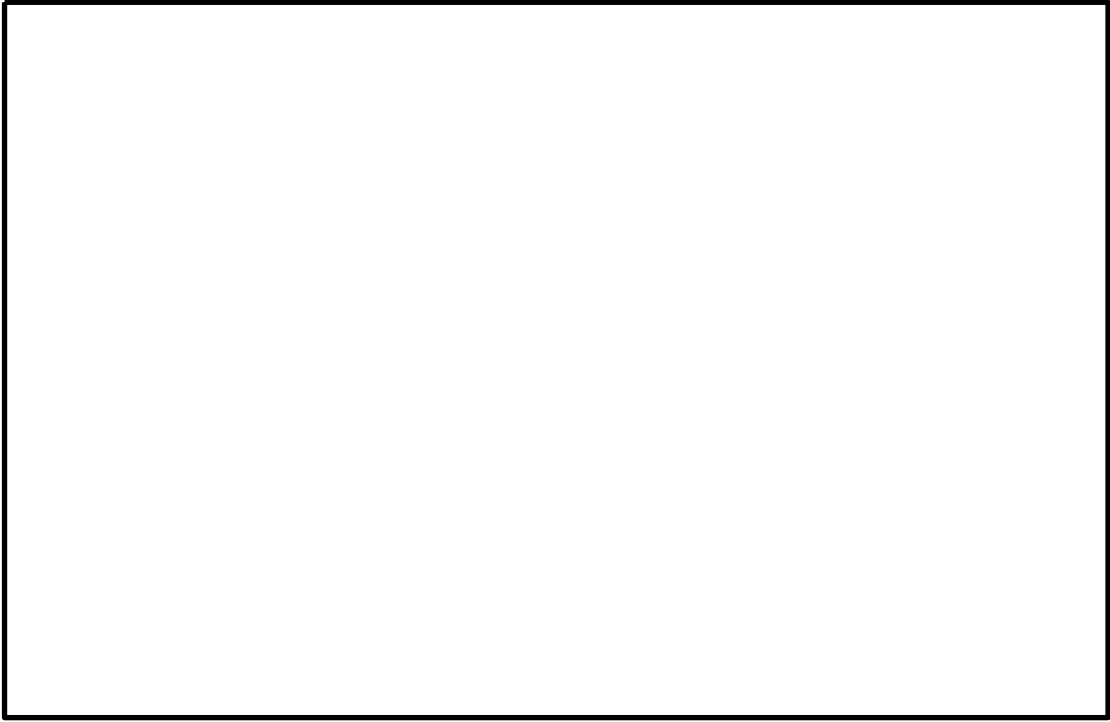


第5図 第一隔離弁（D/Wベント）操作場所（原子炉建物地上2階）



第6図 屋外作業場所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第7図 第二隔離弁操作場所（原子炉建物地上3階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第6表 格納容器ベント（W/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果
（単位：mSv）

評価内容	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後	
	水素濃度測定装置 ^{※1}	可搬式窒素供給装置準備 ^{※1}	ベント弁（第二隔離弁）開操作 ^{※1}	ベント弁（第一隔離弁）開操作	ベント弁閉操作 ^{※1}	窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による外部被ばく	8.5×10^{-1}	1.1×10^0	9.2×10^{-1}	1.4×10^0	3.4×10^{-1}	7.0×10^{-1}
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	6.7×10^{-1}	3.7×10^{-1}	7.6×10^{-1}	1.5×10^0	1.4×10^0	1.0×10^{-2} 以下
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく ^{※2}	8.2×10^{-1}	2.9×10^{-1}	1.0×10^0	1.5×10^0 ^{※3}	1.4×10^0	1.0×10^{-2} 以下
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	9.9×10^0	1.4×10^1	9.4×10^0	1.8×10^0	3.5×10^0	5.5×10^0
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—	—	—	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.2×10^0 ^{※4}
S G Tフィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	— ^{※5}	— ^{※5}	2.6×10^{-1}	4.8×10^{-2}	9.7×10^{-2}	— ^{※5}
被ばく線量	約 13	約 16	約 13	約 6.3	約 6.8	約 7.5

※1：被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載。

※2：マスク着用（PF50）による防護効果を考慮する。

※3：ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。

※4：ベント系配管内に浮遊及び沈着した放射性物質を考慮する。なお、ベント配管内に沈着した放射性物質がドレンだまりに蓄積するものとして評価する。

※5：線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

第7表 格納容器ベント（D/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果
（単位：mSv）

評価内容	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後	
	水素濃度測定装置※ ¹	可搬式窒素供給装置準備※ ¹	ベント弁（第二隔離弁）開操作※ ¹	ベント弁（第一隔離弁）開操作	ベント弁閉操作※ ¹	窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカインライン線による外部被ばく	8.7×10^{-1}	1.1×10^0	9.3×10^{-1}	1.5×10^0	3.5×10^{-1}	7.1×10^{-1}
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	6.7×10^{-1}	3.7×10^{-1}	7.6×10^{-1}	7.3×10^{-1}	7.5×10^{-1}	1.0×10^{-2} 以下
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく※ ²	8.1×10^{-1}	2.9×10^{-1}	1.0×10^0	1.5×10^0 ※ ³	1.4×10^0	1.6×10^{-2}
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	9.9×10^0	1.4×10^1	9.4×10^0	1.8×10^0	3.5×10^0	1.2×10^1
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—	—	—	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	6.2×10^0 ※ ⁴
S/GTフィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※ ⁵	—※ ⁵	2.7×10^{-1}	5.1×10^{-2}	1.0×10^{-1}	—※ ⁵
被ばく線量	約 13	約 16	約 13	約 5.6	約 6.2	約 19

※1：被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載。

※2：マスク着用（PF50）による防護効果を考慮する。

※3：ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。

※4：ベント系配管内に浮遊及び沈着した放射性物質を考慮する。なお、ベント配管内に沈着した放射性物質がドレンだまりに蓄積するものとして評価する。

※5：線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

スクラビング水の保有水量の設定根拠について

1. スクラバ容器水位の設定の考え方

ベント運転に伴いスクラバ容器内の水位は変動するが、その変動水位がフィルタ装置の性能維持を保証する上限・下限水位の範囲に収まるよう、系統待機モードにおけるスクラバ容器水位の管理値を設定している。スクラバ容器水位の管理値を第1図に示す。

スクラバ容器内の水位挙動は、ベント運転直後のスタートアップ期間とその後のベント運転中で異なる挙動を示す。スタートアップ期間は、スクラビング水、容器鋼材及び配管の昇温に伴うベントガス中の蒸気の凝縮によりスクラバ容器水位は上昇する。また、ベント運転中は、スクラビング水に捕集される放射性物質の発熱（スクラバ容器内発熱量）及びスクラバ容器に流入するベントガスの入熱とスクラバ容器及び配管からの放熱のバランスにより水位が変動する。

系統待機モードにおけるスクラバ容器水位の管理値（水位高、水位低）は、以下のとおり設定・確認をしている。

(1) 水位高設定値

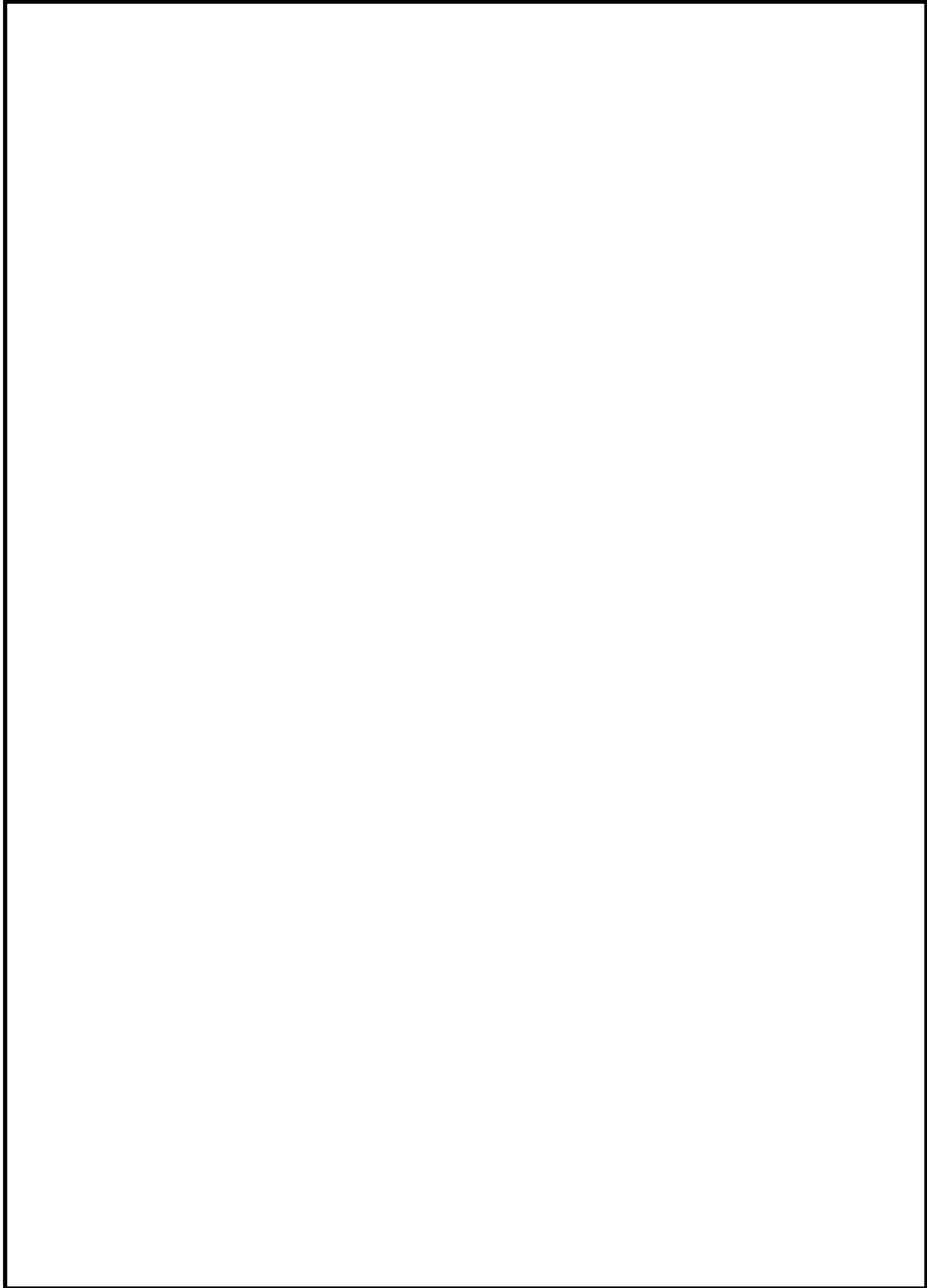
水位高設定値は、ベント運転直後のスタートアップ期間における凝縮による水位上昇を考慮して上限水位に至らないことを以下のとおり確認し、設定している。



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 水位低設定値

水位低設定値は、系統設計条件であるスクラバ容器内発熱量（370kW）における蒸発による水位低下が 24 時間以上継続しても、下限水位に至らないことを確認し、設定している。



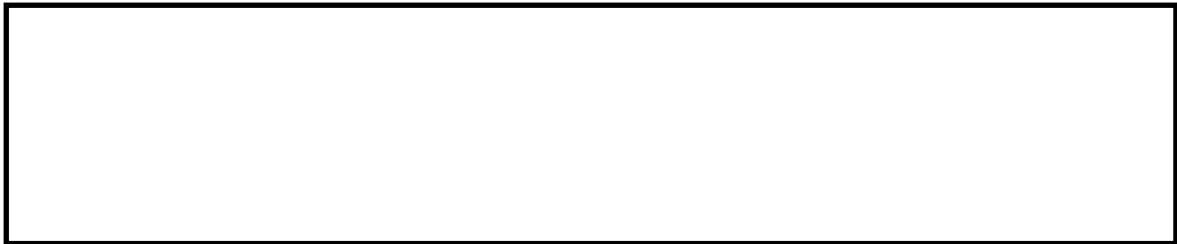
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



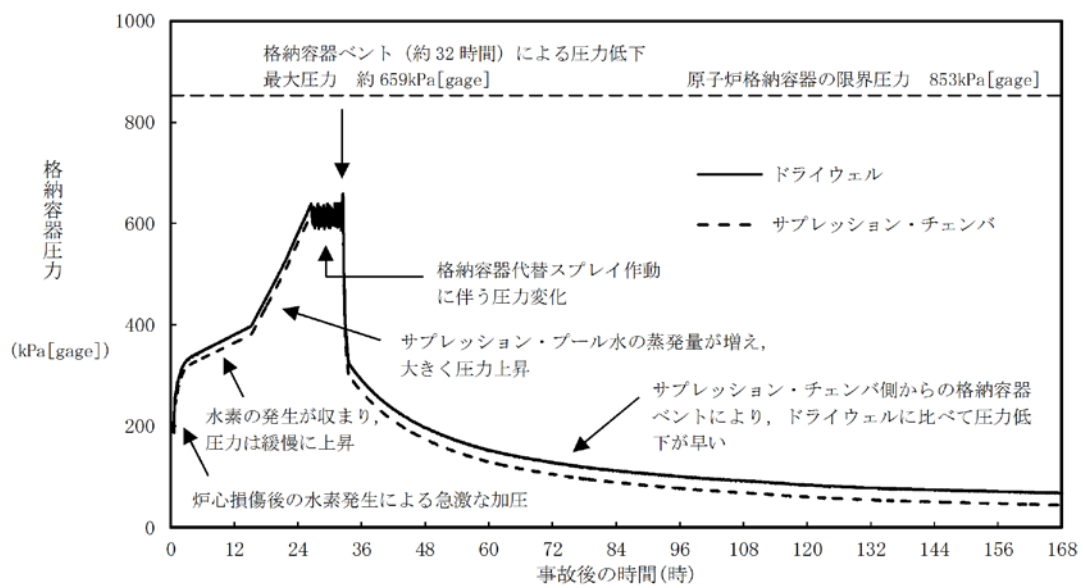
第1図 スクラバ容器水位の管理値

2. ベント運転中の水位挙動（有効性評価ベース）

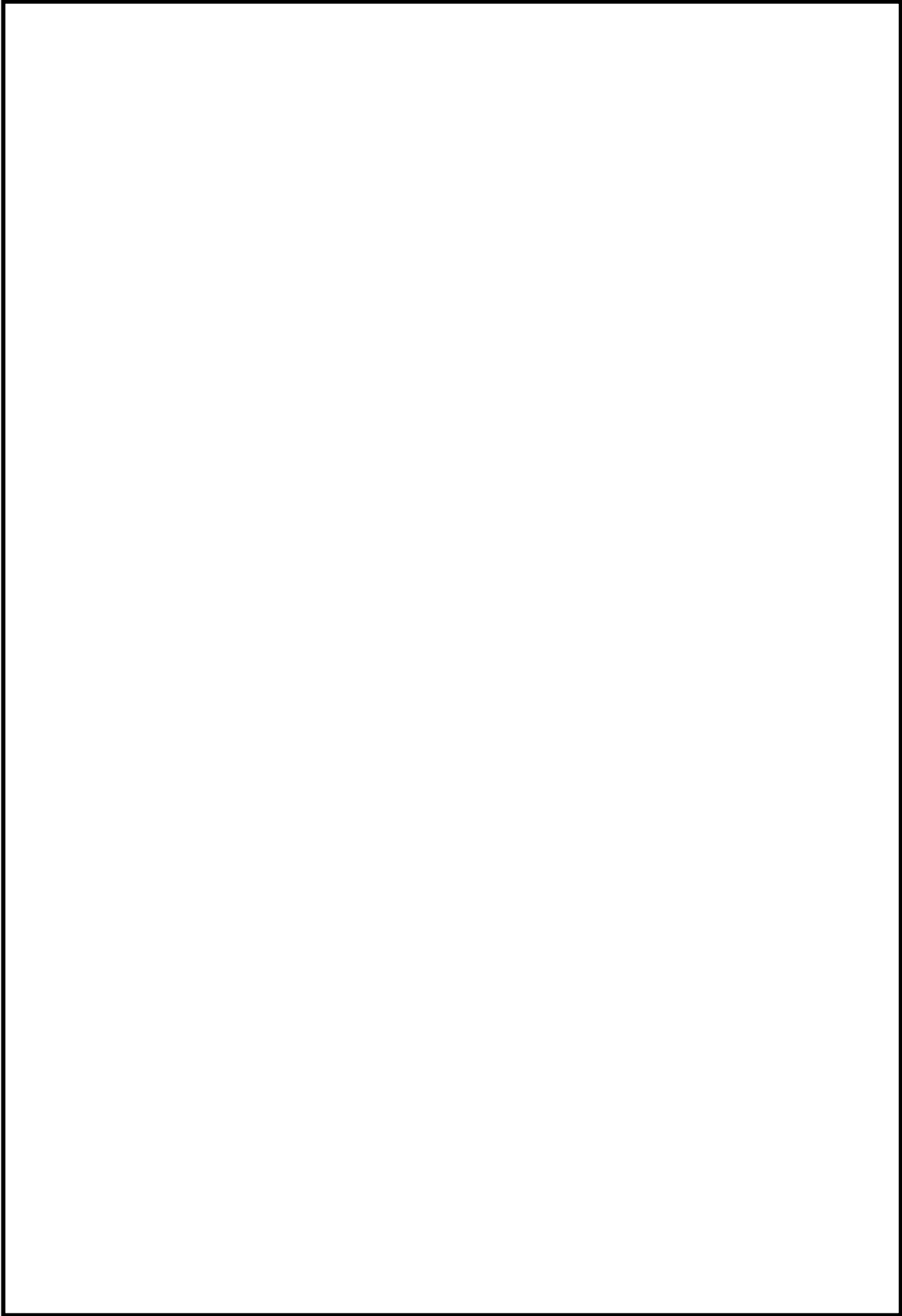
有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失）におけるスクラバ容器内発熱量を用いた水位挙動の評価を以下に示す。



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 2 図 ベント時の格納容器圧力推移



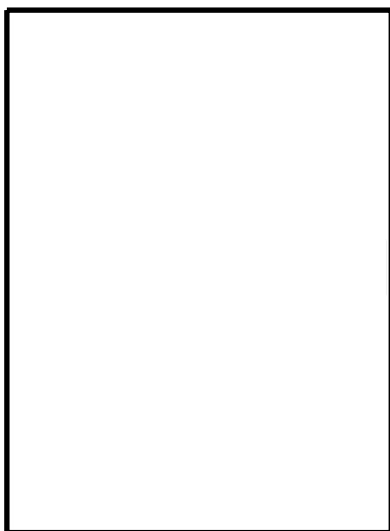
第3図 スクラビング水位挙動（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失事象）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(参考) スクラビング水の下限水位の設定について

スクラビング水位について、ベンチュリノズルの頂部まで水位があれば、設計上期待しているDFが確保できることを以下のとおり確認した。

ベンチュリスクラバは、第4図のようにスクラビング水を微小液滴にしてベントガス中に噴霧させることで除去効率を上げている。

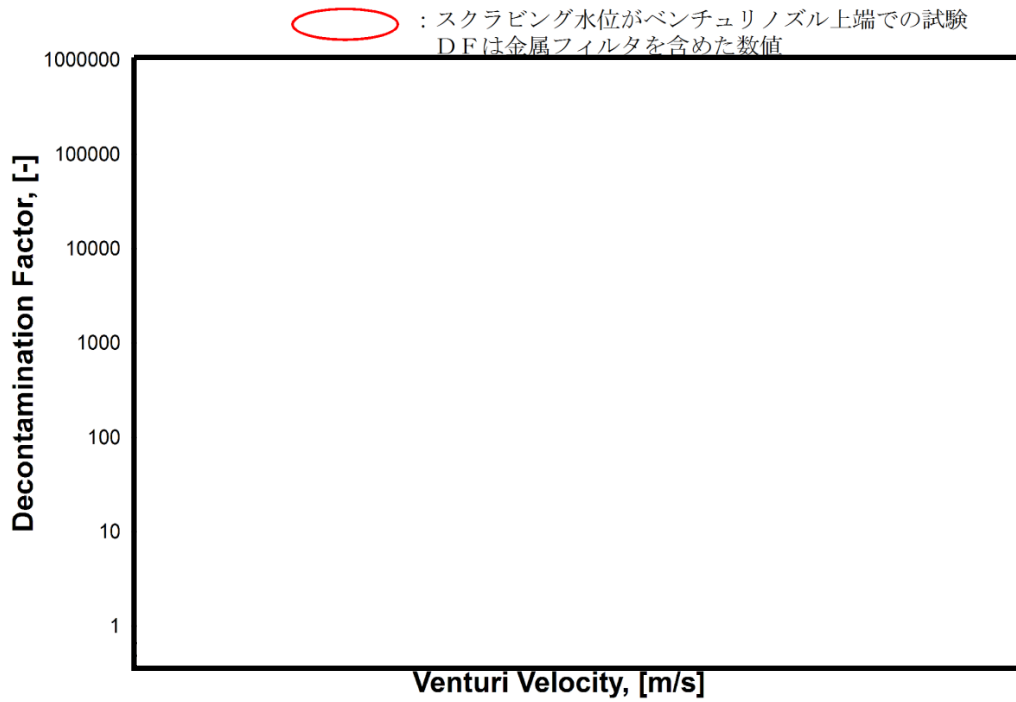


- ①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入
- ②スロート部でベントガス流速が増大
- ③スクラビング水がベントガス中に噴霧（微小液滴）
- ④ガスとスクラビング水が接触する面積が大きくなり除去効率が上がる
- ⑤ベントガス及び液滴は方向を変えられ、スクラビング水中に斜め下に排出

第4図 ベンチュリスクラバにおける除去原理

①エアロゾルのDFについて

- ・ベンチュリスクラバ内のガス流速と水滴速度が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を用いたものであることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。
- ・そのメカニズムから、DFに影響するのはガス流速及びエアロゾル粒径であり、水位はベンチュリスクラバによるエアロゾル除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。
- ・JAVA試験によるエアロゾルのDFの結果を第5図及び第6図に示す。図に示すとおり、様々なガス流速と質量中央径が異なるエアロゾルで試験が行われているが、ガス流速及び質量中央径によるDFへの有意な影響は見られず、スクラビング水位をベンチュリノズル上端とした試験においても、設計条件DF1,000以上を十分に確保できている。



第5図 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

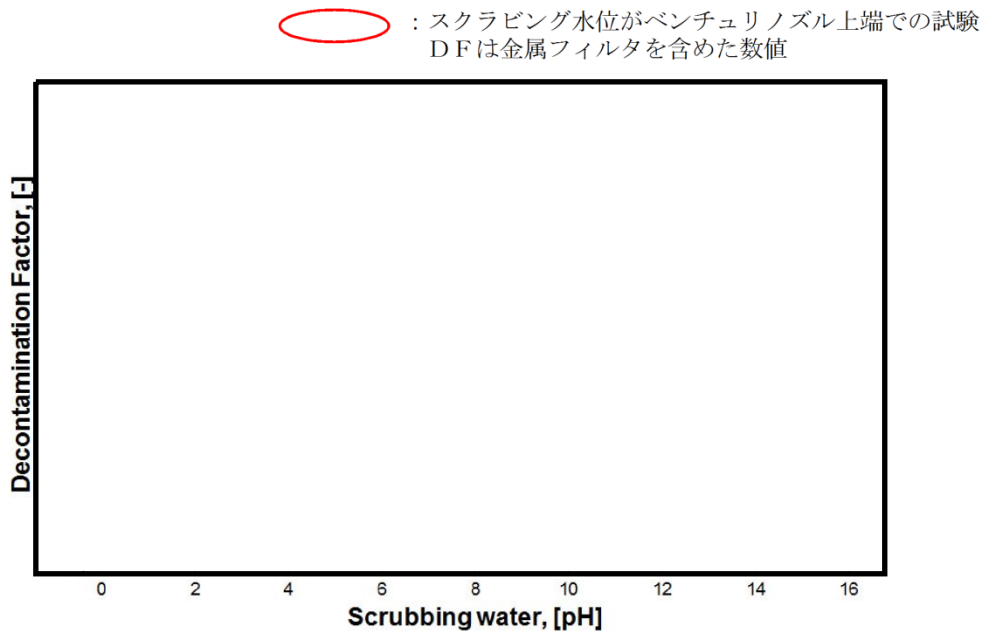


第6図 エアロゾル粒径に対する除去係数

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

②無機よう素のDFについて

- ・スクラビング水に添加された薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化させ、スクラビング水中に捕集・保持することから、スクラビング水のpHがDFに影響する主要なパラメータであり、水位はベンチュリスクラバによる除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。
- ・JAVA 試験による無機よう素のDFの結果を第7図に示す。スクラビング水位がベンチュリノズル上端となっている試験は、無機よう素の捕集の観点から厳しい条件である低pHにおいても、設計条件DF100以上を確保できている。



第7図 pHに対する無機よう素の除去係数

したがって、スクラビング水位の下限水位をベンチュリノズル上端とすることは適切と考える。

実運用における系統待機時（通常時）のスクラビング水位は、ベンチュリノズルの上端（300mm）を十分に上回る 1,700mm とし、FPが多く流入するベント開始初期のスクラビング水位を十分に確保し、ベント中においても、スクラビング水位 800mm 以上を確保するようスクラビング水を補給する運用とする。

スクラビング水のpHについては、
であることを確認し、ベント中におけるスクラビング水のアルカリ性を維持する運用とする。

(参考) スクラビング水スロッシングの影響について

格納容器フィルタベント系であるスクラバ容器について、地震時にスロッシングが発生することで、スクラビング水が金属フィルタ下端まで到達する可能性がある。そこで、保守的な評価となるハウスナー理論を用いてスロッシング高さを評価した。

ハウスナー理論により、スロッシング高さ d_{\max} は以下のように算出できる。

$$d_{\max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{g}{\omega_N^2 \cdot \theta_h \cdot R} - 1} = \boxed{} \text{ [mm]}$$

ここで、

$$\cdot \omega_N = \sqrt{\frac{1.84}{R} \cdot g \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)} = \boxed{} \text{ [s}^{-1}\text{]}$$

$$\cdot \theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N^2 \cdot R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = \boxed{}$$

- R : スクラバ容器半径 (内径) $\boxed{}$ [mm]
- h : スクラビング水上限水位 $\boxed{}$ [mm]
- g : 重力加速度 9806.65 [mm/s²]
- S_A : 応答加速度 $\boxed{}$ [mm/s²]

(評価用地震動 (2×S_S-1) に基づき保守的に設定)

金属フィルタは上限水位から $\boxed{}$ mm 上方に設置しており、スロッシング高さは最大でも $\boxed{}$ mm と算出されることから、スクラビング水は金属フィルタ下端まで到達しないと評価できる。

評価結果を第8図に示す。

また、スクラビング水位が下限水位の場合についても、上記と同様に評価を実施した結果を以下に示す。

$$d_{\max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{g}{\omega_N^2 \cdot \theta_h \cdot R} - 1} = \boxed{} \text{ [mm]}$$

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

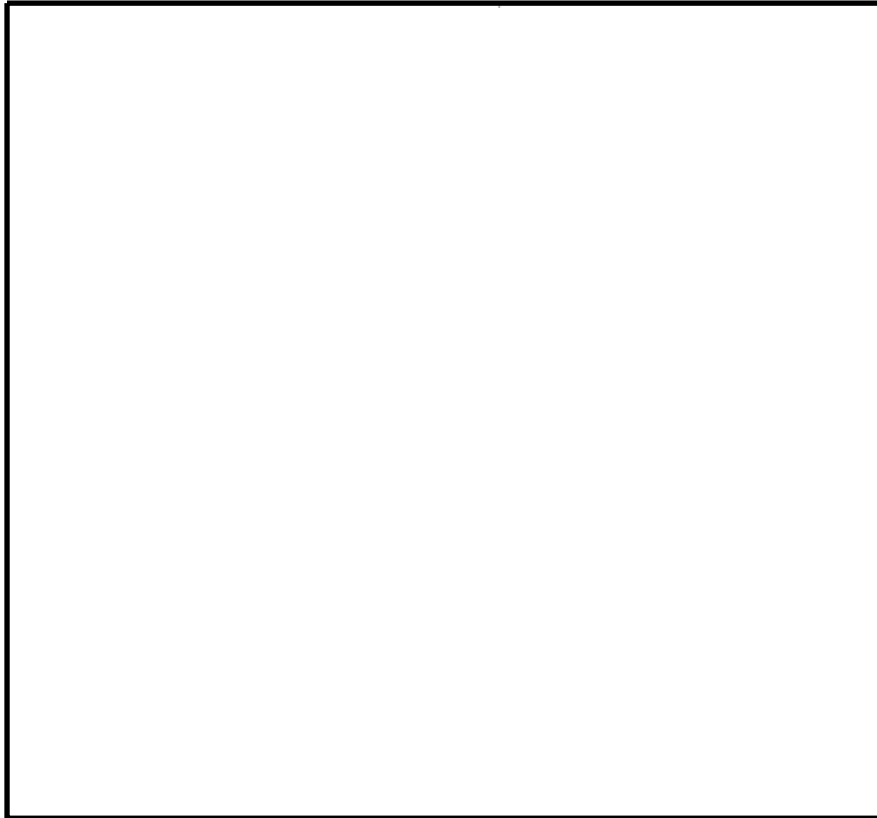
ここで,

$$\cdot \omega_N = \sqrt{\frac{1.84}{R} \cdot g \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)} = \boxed{} [s^{-1}]$$

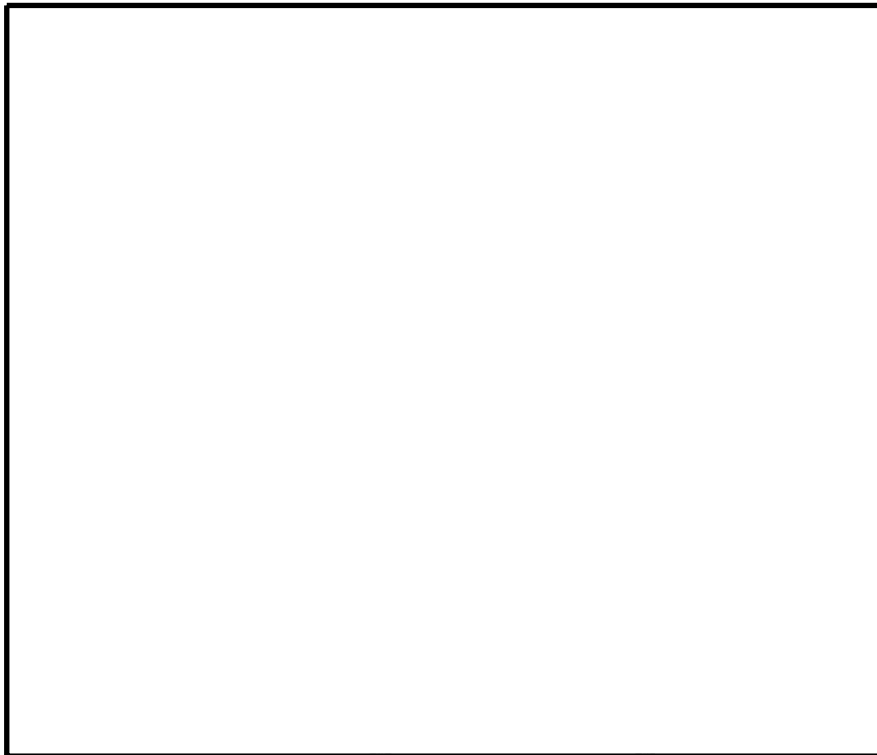
$$\cdot \theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N \cdot R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = \boxed{}$$

- R : スクラバ容器半径 (内径) $\boxed{}$ [mm]
- h : スクラビング水下限水位 $\boxed{}$ [mm]
- g : 重力加速度 9806.65 [mm/s²]
- S_A : 応答加速度 $\boxed{}$ [mm/s²]
(評価用地震動 (2×S_s-1) に基づき保守的に設定)

ベンチュリノズルの一部が気相部に露出するものの、露出している時間は格納容器ベント実施期間と比較して非常に小さく、ベンチュリスクラバの後段には金属フィルタも設置していることから、格納容器ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。
評価結果を第9図に示す。



第8図 スクラビング水スロッシング評価結果（上限水位）



第9図 スクラビング水スロッシング評価結果（下限水位）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

炉心損傷，原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

島根原子力発電所2号炉では，炉心損傷が生じた場合あるいは事象が進展し，原子炉圧力容器(以下「RPV」という。)破損に至った場合の緊急時対策本部による対応をアクシデントマネジメントガイド(以下「AMG」という。)に，運転員による対応を，事故時操作要領書(シビアアクシデント)(以下「SOP」という。)に定めている。このため，有効性評価における炉心損傷後の重大事故時の運転員の対応はSOPに従ったものとなっている。

SOPには，炉心損傷後の状況に応じた対応が可能となるよう対応フローを定めており，対応の優先順位等についても定めている。このため，想定される状況に対して網羅的に対応可能な手順になっていると考えるが，ここでは，炉心損傷後の原子炉格納容器内の状況を場合分けし，それらについてSOPによる対応が可能であることを確認する。SOPの対応フローを第1図に示す。また，原子炉格納容器の構造図を第2図に示す。

1. 各炉心損傷モードへの対応の網羅性

炉心損傷モードのうち，格納容器先行破損の炉心損傷モード^{*1}を除くと，TQUV，TQUX，TB(長期TB，TBU，TBD，TBP)，LOCAが抽出される。

このうち，TQUV，TQUX，TB(長期TB，TBU，TBD，TBP)は，炉心損傷の時点でRPVが健全であり，RPV内の原子炉冷却材はSRVを通じてサプレッション・チェンバ(以下「S/C」という。)に放出されている点で，炉心損傷の時点でのRPVの健全性及び原子炉格納容器の原子炉冷却材の状況が同じ炉心損傷モードである。TQUV，TBPは炉心損傷の時点でRPV内が減圧されていることに対し，TQUX，長期TB，TBU，TBDでは炉心損傷の時点でRPV内が減圧されていないが，SOPにおいて，原子炉水位が燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%高い位置でRPVを減圧する手順としていることから，その後は同じ対応となる。

一方LOCA(LOCA後の注水失敗による炉心損傷)は，炉心損傷の時点でRPVバウンダリ機能を喪失しており，RPV内の原子炉冷却材がドライウェル(以下「D/W」という)に直接放出される炉心損傷モードである。このため，炉心損傷時点での原子炉格納容器の圧力，温度等のパラメータには他の炉心損傷モードとの違いが生じるが，各々のパラメータに応じた運転操作がSOPに定められており，対応は可能である。

^{*1} 格納容器先行破損の炉心損傷モードによって炉心損傷に至った場合，炉心損傷の時点で原子炉格納容器が破損していることから，SOPに想定する対応の可否についての不確かさが大きいと考え，ここでの考察から除外した。しかしながら，現実的にはSOPに準じ，注水及び除熱を試みるものと考えられる。

また、LOCAが発生し、D/Wに放出された原子炉冷却材はペDESTALに流入し、ペDESTALに水位が形成されると考えられる。

炉心損傷後の手順として、RPVの破損及びペDESTALへの溶融炉心落下に備えたペDESTALへの注水を定めており、ペDESTALの水位が2.4m(注水量225m³)に到達していることを確認した後、ペDESTALへの注水を停止する。先述のとおり、LOCAの場合にはあらかじめ水位が形成されている可能性が考えられるものの、どの炉心損傷モードを経た場合であってもペDESTAL水位計にて水位2.4mを確認した後、ペDESTALへの注水を停止する。

溶融炉心落下時のペDESTALの水位は、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(以下「炉外FCI」という。)及び溶融炉心・コンクリート相互作用(以下「MCCI」という。)への対応を考慮し、2.4m相当としている。しかしながら、仮にペDESTAL水位が2.4mより高い場合であっても、炉外FCIやMCCIによる原子炉格納容器の機能維持に問題ないことを確認^{※2}している。

以上より、いずれの炉心損傷モードを経た場合についてもSOPによって炉心損傷後の対応をとることが可能である。

2. 注水及び除熱の考え方

炉心損傷後の注水及び除熱の考え方については、RPVの破損の有無で大別している。

まず、RPVの破損に至る前の段階においては、RPV内の炉心の状況によらずRPVへの注水を優先する手順としている。

その後、RPVを破損させることなく原子炉水位を安定させることに成功した場合はRPVへの注水及び必要に応じて原子炉格納容器からの除熱を並行して実施する手順としている。ただし、RPV下鏡温度が300℃に到達し、RPV下部プレナムへの溶融炉心の落下が想定される場合はRPVへの注水と並行してペDESTALへの注水(水位2.4m(注水量225m³))を実施する手順としている。

※2 島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価について「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 添付資料3.3.3 ペDESTALへの水張り実施の適切性」参照。ペDESTALの水位が高い方が物理現象発生時の原子炉格納容器への負荷が高くなると考えられる炉外FCIについて、溶融炉心がペDESTALに落下する前に、ペDESTALにペDESTAL開口部下端位置までの高さ(約3.8m)の水位が形成されているものとした。これ以上の水位を形成させるためには、ドライウェル床面全面を満たしながら上昇させる必要があることから、仮にペDESTAL注水を入れすぎたとしても開口部下端位置以上の水位となることは考えにくい。また、ここでは現実的な溶融炉心の落下様態を想定した条件を適用して評価した場合、ペDESTALの内側鋼板の最大応力は14MPaであり、ペDESTALの内側鋼板の降伏応力(490MPa)を十分に下回っており、格納容器破損に至る恐れはないことを確認している。ペDESTALの水位上昇の要因がLOCAに起因する原子炉冷却材であった場合、サブクール度は低くなり炉外FCI発生可能性そのものを小さくするとともに、発生した場合でも発生する最大応力は小さくなるものとする。

次に、R P Vが破損した後は、ペDESTALに崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施する手順としている。S O P及びAMGに定めるR P V破損の判定方法に基づきR P Vの破損を判定した後は、ペDESTALに直接崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施することとしており、その注水量はペDESTAL水位及び原子炉格納容器外の流量計にて確認する手順としている。なお、本流量計の先にあるペDESTAL以外への分岐配管については、逆止弁または常時閉の手動弁があり、他系統へ流入することなく、確実にペDESTALへの注水量を確認できる設備構成となっている。また、原子炉格納容器からの除熱が必要な場合はペDESTALへの注水と原子炉格納容器からの除熱とを並行して実施する手順としている。

しかしながら、R P Vが破損した後は、R P V内の溶融炉心の状態、R P V破損口の状態、ペDESTALへの溶融炉心の落下量、格納容器圧力及び温度等、原子炉格納容器内の状態の不確かさが大きく、また、注水又は除熱を実施可能な設備が限定され、注水又は除熱に使用できる流量が不足する場合を想定すると、重大事故時に確実なアクシデントマネジメントを実施できるよう、注水及び除熱の優先順位を明確化しておく必要がある。このため、S O P及びAMGではR P V破損判定後の運転操作の優先順位を次の様に定めている。

優先順位 1 : D/Wスプレイ

- ・ 開始条件：格納容器圧力 640kPa (1.5Pd) 以上又は格納容器温度 190℃以上
- ・ 停止条件：格納容器圧力 588kPa 以下又は格納容器温度 171℃以下
- ・ 流量：120m³/h

優先順位 2 : ペDESTAL注水

- ・ 流量：崩壊熱に余裕をみた量（スクラム後～5時間：60m³/h, 5～10時間：55m³/h, 10～20時間：35m³/h, 20時間～40時間：30m³/h, 40時間～80時間：20m³/h, 80時間～120時間：15m³/h, 120時間以降：12m³/h) で注水

優先順位 3 : R P V破損後のR P Vへの注水

- ・ 流量：15m³/h (S/C水源でE C C Sを運転できる場合は全量注水)

これらは可能な限り並行して実施すべきものであるが、中でも格納容器スプレイを優先する理由は、格納容器スプレイを開始する状況は格納容器過圧又は過温破損の防止及び早期の格納容器ベントを抑制するための運転操作が必要な状況であり、これに即応する必要があるためである。D/WスプレイとS/Cスプレイでは、より広い空間にスプレイすること等により、原子炉格納容器の圧力及び温度の抑制効果が高いと考えられるD/Wスプレイを実施することとしている。また、D/Wにスプレイを実施することでペDESTALへ冷却材が流入するため、ペDESTALの溶融炉心の冷却にも期待できる。

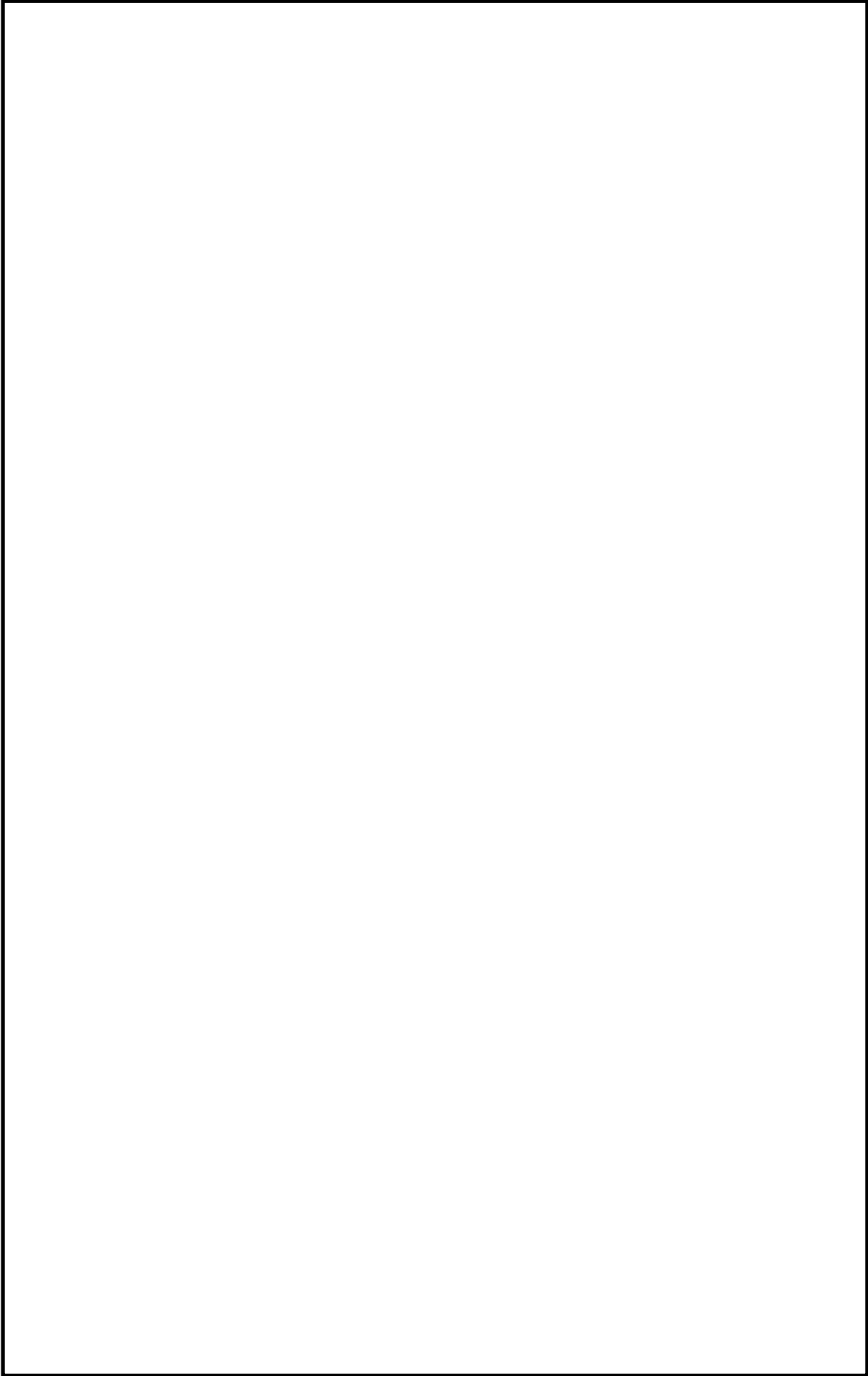
ペDESTALへの注水については、R P V破損前の注水によりペDESTAL内には約 70m³(スクラム後 5～10 時間後の崩壊熱に換算すると約 2 時間分)の冷却材が確保されていること及びD/Wスプレイした冷却材がD/W床面からペDESTALへ流入することにも期待できることを考慮し、D/Wスプレイに次ぐ優先順位としている。

R P V破損後のR P Vへの注水には、R P V内に残存する溶融炉心の冷却及びR P V破損口から原子炉冷却材が流出することによるペDESTALに堆積している溶融炉心の冷却にも期待できると考えられるが、R P V破損口からの原子炉冷却材の流出の状況を確実に把握することは困難なことから、ペDESTAL注水に必要な流量を確保した後の優先順位としている。

しかしながら、R P Vが破損した後の注水及び除熱の優先順位については、今後の検討結果により、前述の優先順位は変わりうるものと考えている。

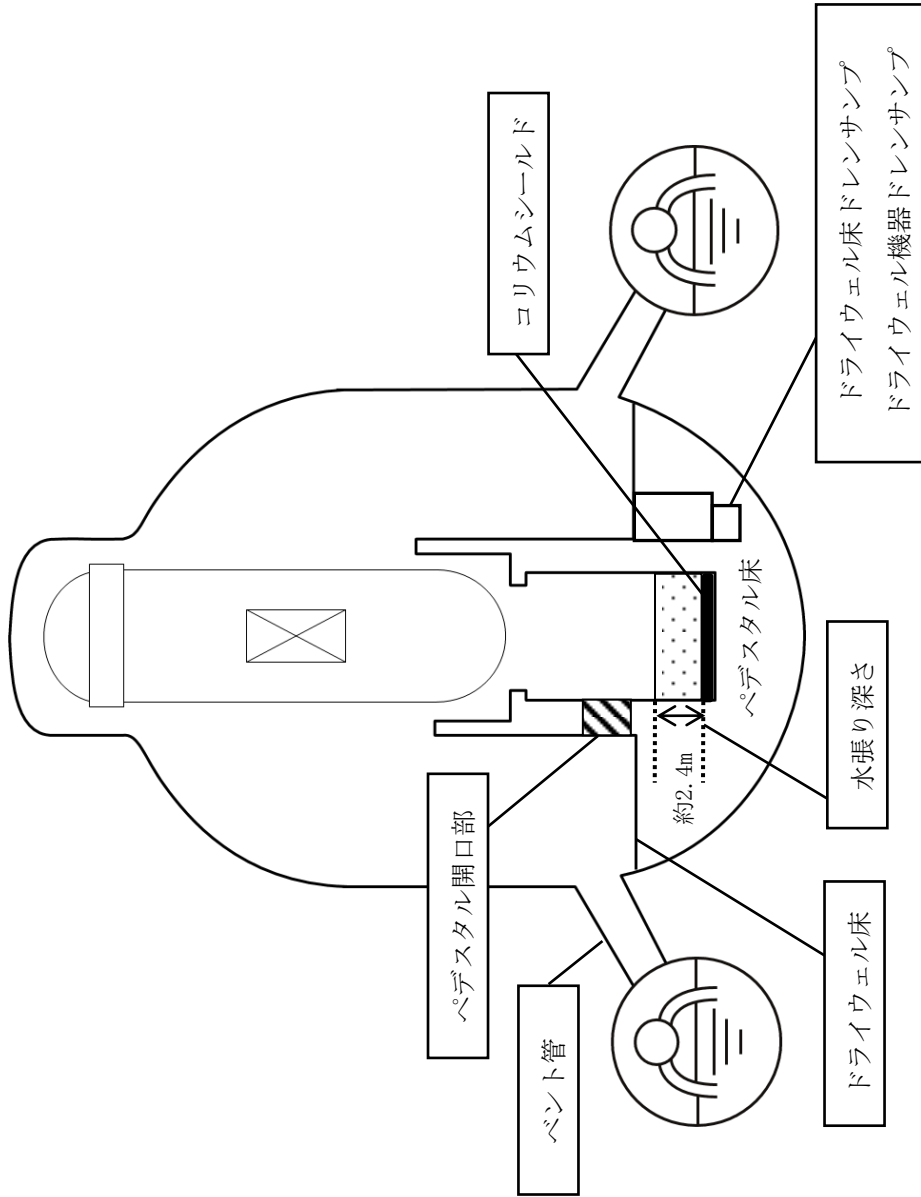
D/Wスプレイまたは注水により、S/C水位が通常水位+約 1.3m に到達する時点でスプレイを停止し、格納容器ベントを実施する。ベント開始後は、崩壊熱に余裕をみた量の注水を継続するとともに、ペDESTAL水位計を監視し、水位を維持することによりペDESTALの溶融炉心の冷却を継続する。

以上のとおり、原子炉格納容器内の状態の不確かさを考慮しても、S O Pによって確実なアクシデントマネジメントを実施することが可能である。



第1図 SOPの対応フロー (全体)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第2図 原子炉格納容器の構造図

3. 長期安定停止に向けた対応について

長期安定停止に向けて格納容器圧力及び温度を低下させることを目的として、残留熱除去系及び残留熱代替除去系による格納容器除熱を実施し、格納容器の健全性を維持する。

また、炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で水素ガス及び酸素ガスが発生するため、水素燃焼を防止する観点から、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施する。

(1) 事故後長期にわたる格納容器の健全性について

有効性評価における原子炉格納容器限界温度・圧力は200℃、2Pdと設定しており、200℃、2Pdについて時間経過を考慮した評価が必要な部位はシール部と考えている。このため、シール部については200℃、2Pdの状態が7日間（168時間）継続した場合でもシール機能に影響ないことを確認することで限界温度・圧力における原子炉格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。

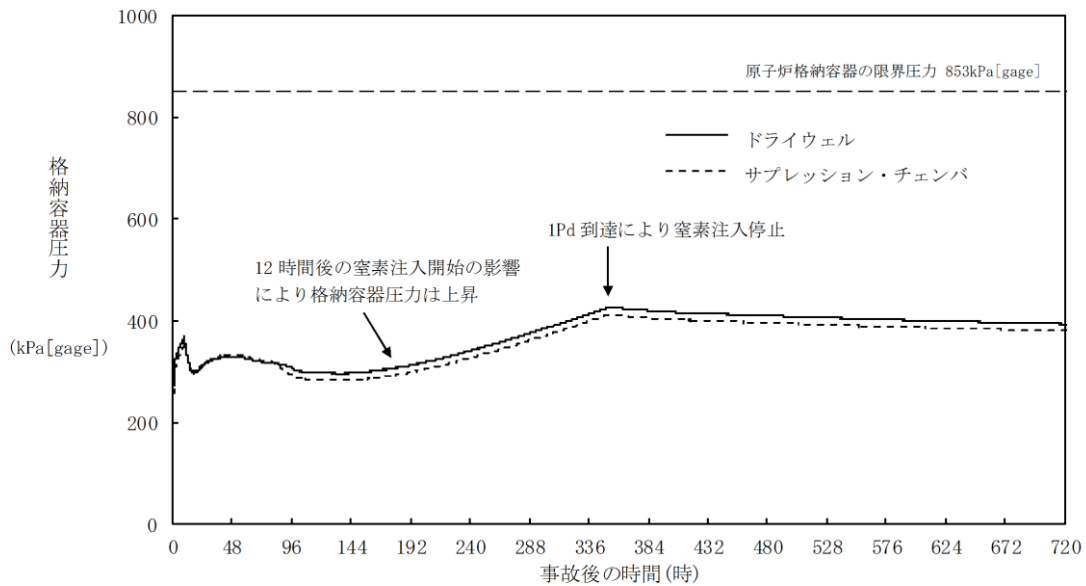
ここでは、200℃、2Pdを適用可能な7日間（168時間）以降においても、有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し、格納容器の閉じ込め機能を示す。

また、上記に加えて、7日間（168時間）以降の累積放射線照射量についても、原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認する。

第1表 事故発生後の経過時間と原子炉格納容器圧力・温度の関係

事故発生後の経過時間	0～168時間	168時間以降
原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器限界圧力として2Pd（853kPa）を設定	有効性評価シナリオで最大427kPa[gage]となる（第3図）
原子炉格納容器温度	原子炉格納容器限界温度として200℃を設定	有効性評価シナリオで150℃を下回る（第4図）

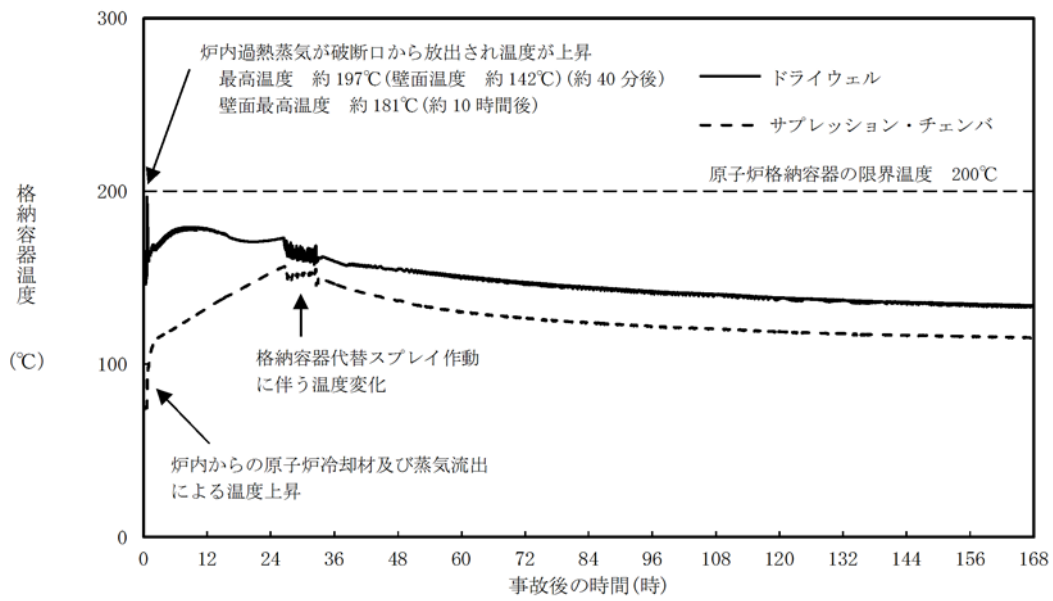
7日間（168時間）以降において、格納容器圧力が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用する場合のシーケンス及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定されるシーケンスである。これらのシーケンスは、残留熱代替除去系による格納容器除熱を開始した時点で、格納容器内酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため、427kPa[gage]までサプレッション・チェンバへの窒素注入を行う手順としており、第1表で示すとおり、7日間（168時間）以降の格納容器圧力は最大で427kPa[gage]となる。代表的に、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用する場合のシーケンスにおける格納容器圧力の推移を第3図に示す。



第3図 原子炉格納容器圧力の推移（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用する場合）

7日間（168時間）以降の格納容器雰囲気温度が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用できない場合のシーケンスである。このシーケンスの格納容器雰囲気温度の推移を第4図に示すが、7日間（168時間）時点で150℃未満であり、その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため、7日間（168時間）以降は150℃を下回る。また、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度[※]）についても、事象発生後約10時間後に生じる最高値は約181℃であるが、7日間以降は150℃を下回る。

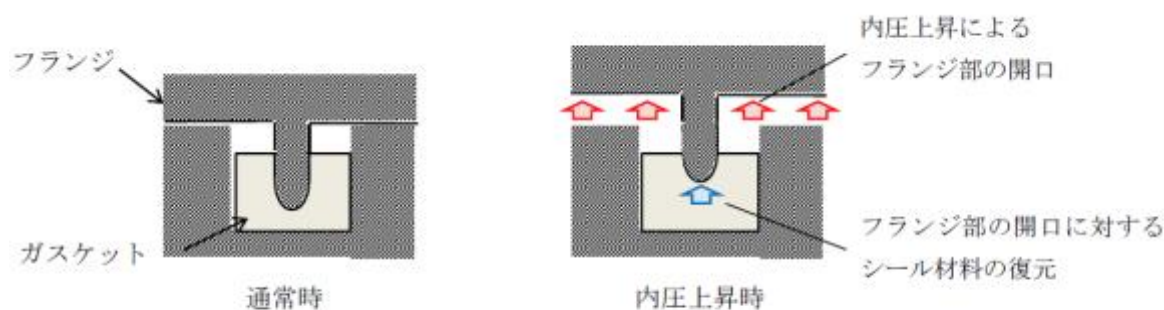
※：評価に用いているMAAPコードは、FP沈着に伴う発熱を考慮したものとなっている。格納容器内のFP挙動については、原子力安全基盤機構（JNES）の「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり、格納容器全体に飛散することがないことが確認されており、健全性が維持されたシール部等の貫通部への局所的なFP沈着は発生しにくく、MAAPコードによる壁面温度の結果は妥当と考える。



第 4 図 原子炉格納容器温度の推移（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用しない場合）

a. 長期（168 時間以降）の原子炉格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により健全性に影響を及ぼす部位はシール材である。シール部の機能維持は、第 5 図の模式図に示す通り、原子炉格納容器圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し、シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり、原子炉格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても、圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば、シール部の機能は健全である。長期のケースとして、有効性評価シナリオにおいて 168h 時の原子炉格納容器圧力が高い残留熱代替除去系運転ケースを評価しても、原子炉格納容器圧力は約 0.3MPa であり開口量は小さい（第 2 表参照）。



第 5 図 シール部の機能維持確認の模式図

第 2 表 原子炉格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	残留熱代替除去系 運転ケースの 168h 時 (0.3MPa)	2 Pd (0.853MPa)
ドライウェル 主フランジ	内側		
	外側		
機器搬入口	内側		
	外側		

b. 長期（168 時間以降）の原子炉格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

原子炉格納容器温度の上昇に伴う、時間経過によるシール材の長期的（150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは、ドライウェル主フランジや機器搬入口等に使用されている改良 EPDM 製シール材を用いて、168 時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

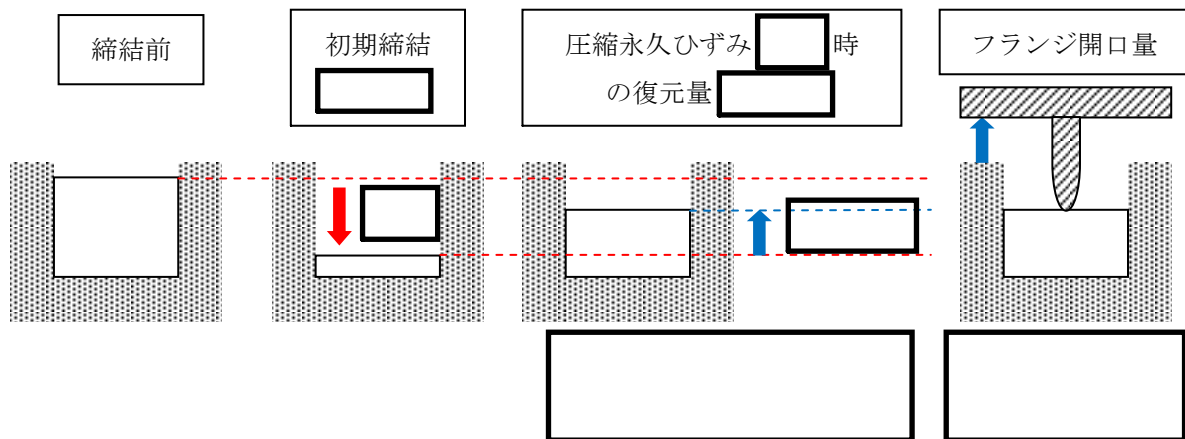
材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。

第3表 改良EPDM製シール材の基礎特性データの経時変化

試験時間	0日～7日	7日～14日	14日～30日
試験温度	200℃	150℃	150℃
圧縮永久ひずみ率[%]			
硬度変化			
質量変化率[%]			

注記：γ線 1.0MGy 照射済の試験体を用い，飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

第3表に示すように，168時間以降，150℃の環境下においては，改良EPDM製の基礎特性データには殆ど変化はなく，経時劣化の兆候は見られない。したがって，SA後168時間以降における原子炉格納容器の温度を150℃と設定した場合でも，シール部の機能は十分維持される。なお，EPDMは一般特性としての耐温度性は150℃であり，第3表の結果は改良EPDM製シール材が200℃条件を7日間経験しても，一般特性としての耐熱温度まで低下すれば，それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示していると考えている。また，第3表の結果から圧縮永久ひずみ率は [] 時の改良EPDM製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを第6図に示しており，第2表で示す168時間以降の原子炉格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。



第6図 圧縮永久ひずみ [] 時のシール材復元量とフランジ開口量

<時間を踏まえた限界温度・圧力の考え方>

有効性評価結果からも、7日間（168時間）以降は原子炉格納容器温度がEPDMの一般特性としての耐熱温度である150℃を下回ることが判っている。また、原子炉格納容器圧力についても1Pd到達時に窒素注入を停止した以降、圧力は低下しており、開口量は限界圧力時と比較しても小さいことが確認できている。なお、残留熱代替除去系を使用するシーケンスの場合、中長期的には、水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが、酸素濃度がドライ条件で4.4vol%に到達した場合にはベントを実施することとしていることから、格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。

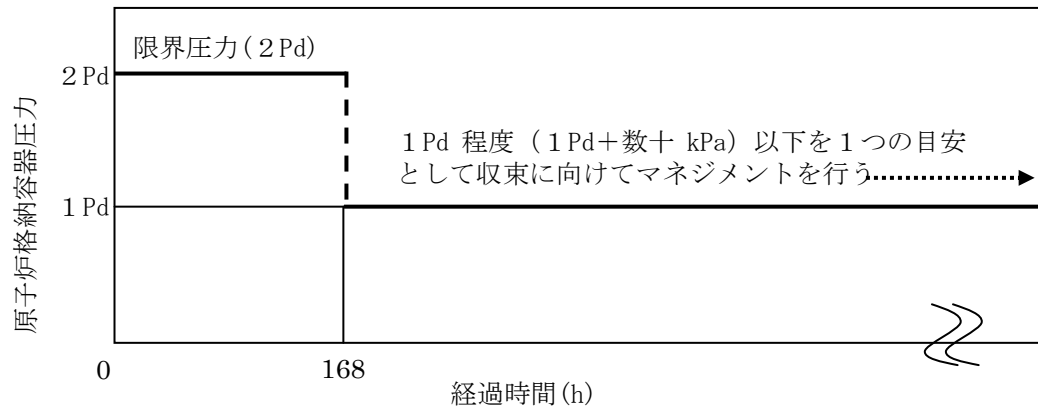
よって、当社としては、限界温度・圧力（200℃・2Pd）が7日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで、長期の原子炉格納容器閉じ込め機能を確保できると考えている。

<168時間以降の考え方>

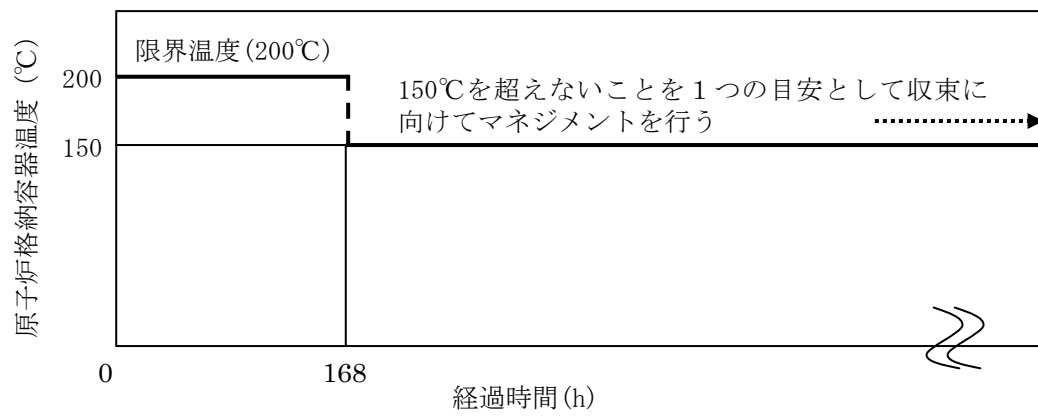
前述の結果を踏まえ、168時間以降については、原子炉格納容器温度・圧力は低下していること、及び残留熱代替除去系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生寄与も大きくないことから、最初の168時間に対して限界温度・圧力を超えないよう管理することで、長期的な格納容器閉じ込め機能は維持され则认为している。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、168時間以降の領域においては原子炉格納容器温度が150℃を超えない範囲で、また、原子炉格納容器圧力については1Pd程度（1Pd+数十kPa*）以下でプラント状態を運用する。

※酸素濃度をドライ換算で4.4vol%以下とする運用の範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 7 図 原子炉格納容器圧力の 168 時間以降の考え方



第 8 図 原子炉格納容器温度の 168 時間以降の考え方

<7日間（168時間）以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関係について>

時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。ここでは、ドライウェル主フランジや機器搬入口等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の累積放射線照射量・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第4表に示す。累積放射線照射量による影響は、試験結果より、有意な変化がないことから、7日間以降のシール機能は、維持できる。

第4表 改良EPDM製シール材の累積放射線照射量とひずみ率の関係

累積放射線照射量	ひずみ率

試験条件

雰囲気：蒸気環境

温度・劣化時間：200℃・168時間+150℃・168時間

解釈一覧
判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容	解釈
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	a. 格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧及び除熱	(b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)	スクラバ容器水位の水位低警報が発報した場合 <input type="text"/> mm
		(c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)	スクラバ容器の水位が <input type="text"/> mm に到達すると判断した場合
		(e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整	スクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断し、排水を行った場合
			スクラバ容器の水位が <input type="text"/> mm に到達すると判断し、排水を行った場合

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

操作手順の解釈一覧(1/2)

	手順	操作手順記載内容	解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	a. 格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 b. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	(a) 格納容器フィルタバント系による格納容器内の減圧及び除熱 (b) 第1ペントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り) (c) 第1ペントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き) (e) 第1ペントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整 (a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	第1ペントフィルタスクラバ容器の水位指示値が <input type="text"/> mm～ <input type="text"/> mm 通常水位範囲内である <input type="text"/> mm～ <input type="text"/> mm 通常水位に到達したこと <input type="text"/> mm～ <input type="text"/> mmに到達したこと スクラビング水のpH値が規定値 以上
		原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去系原子炉注水流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認 原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量指示値の上昇並びに原子炉格納容器内圧力指示値及び温度指示値の低下により確認	原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇 (<input type="text"/> MPa 以上)、残留熱代替除去系原子炉注水流量指示値の上昇 (～ <input type="text"/> m ³ /h) 及び原子炉水位指示値の上昇により確認 原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇 (<input type="text"/> MPa 以上)、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量指示値の上昇 (～ <input type="text"/> m ³ /h) 並びに原子炉格納容器内圧力指示値及び温度指示値の低下により確認

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

操作手順の解釈一覧(2/2)

		手順		操作手順記載内容		解釈	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	b. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	(a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		原子炉格納容器内へのスプレイの実施によりペデスタル内への注水を開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量指示値の上昇、原子炉格納容器内圧力指示値及び温度指示値の低下により確認		原子炉格納容器内へのスプレイの実施によりペデスタル内への注水を開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇 (<input type="text"/> MPa 以上), 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量指示値の上昇 (<input type="text"/> m ³ /h), 原子炉格納容器内圧力指示値及び温度指示値の低下により確認	
		c. サプレッション・プール水 pH 制御		必要量が注入されたことを葉液タンクレベルで確認後		<input type="text"/> m ³ 注入されたことを葉液タンクレベルで確認後	
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 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順	a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	d. ドライウエル pH 制御		原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量指示値の上昇により確認		原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇 (<input type="text"/> MPa 以上), 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量指示値の上昇 (<input type="text"/> m ³ /h) により確認	
		e. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)		第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位範囲内		第1ベントフィルタスクラバ容器の水位指示値が <input type="text"/> mm ~ <input type="text"/> mm	
		(b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水張り)		第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前		第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が <input type="text"/> mm を下回り <input type="text"/> mm に到達する前	
	(c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水抜き)	第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達		第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限		第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が <input type="text"/> mm に到達	
		(e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水の pH 調整		スクラビング水の pH 値が規定値		<input type="text"/> 以上	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

弁番号及び弁名称一覧(1/3)

弁番号	弁名称	操作場所
AV226-12	SGT NGC連絡ライン隔離弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室(管理区域)
MV226-16	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室(管理区域)
AV226-11	SGT耐圧強化ベントライン止め弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室(管理区域)
MV226-15	SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室(管理区域)
AV217-19	NGC常用空調換気入口隔離弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室(管理区域)
MV217-20	NGC常用空調換気入口隔離弁後弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室(管理区域)
MV226-13	SGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟地上3階北側連絡通路(非管理区域)
MV217-18	NGC非常用ガス処理入口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟地上3階北側連絡通路(非管理区域)
MV217-23	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟地上3階北側連絡通路(非管理区域)
MV217-5	NGC N2トローラス出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟地上1階A-RCWポンプ熱交換器室(非管理区域)
MV217-4	NGC N2ドライウエル出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟地上2階原子炉棟送風機室(非管理区域)
MV2B3-114	FCVS薬品注入タンク出口弁	中央制御室 第1ベントフィルタ格納槽(屋外)
MV2B3-112	FCVS循環ライン止め弁	中央制御室 第1ベントフィルタ格納槽(屋外)
V2B3-110	FCVS補給止め弁	屋外
MV2B3-550	FCVS第1ベントフィルタスクラパ容 器1次ドレン弁	中央制御室 第1ベントフィルタ格納槽(屋外)
MV2B3-570	FCVSドレン移送ライン連絡弁	中央制御室 原子炉棟地下1階トローラス室(管理区域)

弁番号及び弁名称一覧(2/3)

弁番号	弁名称	操作場所
V2B3-551	F C V S 排気ラインドレン排出弁	屋外
V2B3-82	F C V S 窒素ガス補給元弁	屋外
MV222-16A	A-RHR トーラススプレイ弁	中央制御室 原子炉棟地下1階トーラス室(管理区域)
SV2B4-1	P H C 空気供給電磁弁	中央制御室 原子炉建物付属棟地下2階南側通路(非管理区域)
AV2BA-1A, 1B	P H C A, B-窒素ガス供給弁	中央制御室 原子炉建物付属棟地下2階南側通路(非管理区域)
AV2BA-2A, 2B	P H C A, B-薬液タンク出口薬剤注入弁	中央制御室 原子炉建物付属棟地下2階南側通路(非管理区域)
V2C2-1	A N I 代替窒素供給ライン元弁(D/W側)	屋外
V2C2-1I	A N I 代替窒素供給ライン元弁(S/C側)	屋外
MV222-2B	B-RHR 熱交バイパス弁	中央制御室 原子炉棟地上2階B-RHRバルブ室(管理区域)
MV222-1002	R H R R H A R ライン入口止め弁	中央制御室 原子炉棟地下2階B-RHRポンプ室(管理区域)
MV222-1010	R H R A-F L S R 連絡ライン止め弁	中央制御室 原子炉棟地上1階西側P C V ペネトレーション室(管理区域)
MV222-1020	R H R P C V スプレイ連絡ライン流量調節弁	中央制御室 原子炉棟地上1階西側P C V ペネトレーション室(管理区域)
MV222-1011	R H R A-F L S R 連絡ライン流量調節弁	中央制御室 原子炉棟地上1階西側P C V ペネトレーション室(管理区域)
MV222-5A	A-RHR 注水弁	中央制御室 原子炉棟地上中1階東側P C V ペネトレーション室(管理区域)
MV222-4B	B-RHR ドライウェル第2スプレイ弁	中央制御室 原子炉棟地上2階東側P C V ペネトレーション室(管理区域)
MV2BB-7	R H A R ライン流量調節弁	中央制御室 原子炉棟地下2階B-RHRポンプ室(管理区域)

弁番号及び弁名称一覧(3/3)

弁番号	弁名称	操作場所
MV214-1B	B-R C W常用補機冷却水入口切替弁	原子炉建物付属棟 地下1階 I A 空気圧縮機室 (非管理区域)
MV214-3B	B-R C W常用補機冷却水出口切替弁	原子炉建物付属棟 地上2階 R C Wバルブ室 (非管理区域)
V214-20B	R C W B-中央制御室冷凍機入口弁	廃棄物処理建物 地上2階 中央制御室送風機室 (非管理区域)
V214-35B	R C W B-D E G 冷却水入口弁	原子炉建物付属棟 地下2階 B-非常用 D G 室 (非管理区域)
MV214-7B	B-R H R 熱交換冷却水出口弁	中央制御室 原子炉棟地上2階 B-R H R 熱交換器室 (管理区域)
V214-3	R C W B-A H E F 西側供給配管止め弁	原子炉建物付属棟地上1階 A-R C W ポンプ熱交換器室 (非管理区域)
V214-4	R C W B-A H E F 西側戻り配管止め弁	原子炉建物付属棟地上2階 R C W バルブ室 (非管理区域)
V2C1-1B	A H E F B-供給配管止め弁	屋外
V2C1-3B	A H E F B-戻り配管止め弁	原子炉建物付属棟 地上1階 階段室
V2C1-5	A H E F B-西側供給配管止め弁	原子炉建物付属棟地上1階 A-R C W ポンプ熱交換器室 (非管理区域)
V2C1-6	A H E F B-西側戻り配管止め弁	原子炉建物付属棟地上2階 R C W バルブ室 (非管理区域)
V214-67B	B-R C W サージタンク出口弁	原子炉建物付属棟 地上2階 (非管理区域)

手順のリンク先について

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順
 - ・ 残留熱代替除去系への原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保手順
 <リンク先> 1.5.2.1(1) a. (b) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保
 - ・ 残留熱除去系又は格納容器代替スプレイ系（常設／可搬型）による減圧及び除熱手順
 <リンク先> 1.6.2.2(1) a. (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ
 1.6.2.2(1) a. (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）
 1.6.2.2(2) a. (a) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱
 - ・ 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順
 <リンク先> 1.9.2.1(2) c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御
 - ・ 原子炉建物内の水素濃度監視手順
 <リンク先> 1.10.2.2(1) 原子炉建物内の水素濃度監視
 - ・ 輪谷貯水槽（西）への水の補給手順並びに水源から接続口までの大量送水車による送水手順
 <リンク先> 1.13.2.1(6) a. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水
 1.13.2.2(2) a. 輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給
 1.13.2.2(2) b. 海から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給
 - ・ 常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車による残留熱代替除去ポンプ，ドレン移送ポンプ，電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，大量送水車及び可搬式窒素供

給装置への燃料補給手順

- <リンク先> 1.14.2.1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電
- 1.14.2.1(1) b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
- 1.14.2.3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電
- 1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給
- 1.14.2.5(2) タンクローリから各機器等への給油
- ・ 操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順
- <リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失
- 1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

フォルトツリー解析の実施の考え方について

重大事故等対処のための手段及び設備の抽出にあたっては、設計基準事故対処設備の故障を想定し、その機能を代替するために、各設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、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手法（以下「機能喪失原因対策分析」という。）を用いている。

以下に機能喪失原因対策分析の実施の考え方を整理する。

1. 機能喪失原因対策分析が必須な条文

技術的能力審査基準に要求される「設計基準事故対処設備が有する〇〇機能が喪失した場合」に対処するための手順等を整備する条文を第1表「機能喪失原因対策分析が必須な条文」に示す。

機能喪失原因対策分析は、設計基準事故対処設備が有する機能に属する設備を網羅的に抽出することができ、その弱点の把握が明確となる。これを用いて、フロントライン系（設計基準事故対処設備）及びサポート系（動力源、冷却源）の故障を想定し、各々について事故対処に有効な機能を有する代替手段を抽出した。

2. 機能喪失原因対策分析が必須でない条文

技術的能力審査基準に要求される「ある目的（〇〇するため、〇〇が必要な場合）」に対処するための手順等を整備する条文を第2表「機能喪失原因対策分析が必須でない条文」に示す。

これらの条文は、重大事故等時の個別の目的に対応する手段を抽出する。この目的を達成するため、事故対処に有効な手段を全て整備することとしており、重大事故等対処設備はもとより設計基準事故対処設備を含む既設設備（以下「既設設備」という。）による手段を含む。

条文要求で整備する対策を抽出する際の考え方として、条文要求を満足させるために既設設備が重大事故等時に使用可能であれば、重大事故等対処設備として整備する。また、既設設備に重大事故等対処設備としての機能が不足しているものは、その機能を付加することができれば重大事故等対処設備（設計基準拡張）として整備する。条文要求を満足する既設設備がないものについては、新規に設計し重大事故等対処設備として整備する。これにより条文要求に対応できる設備を網羅することができる（第1図）。

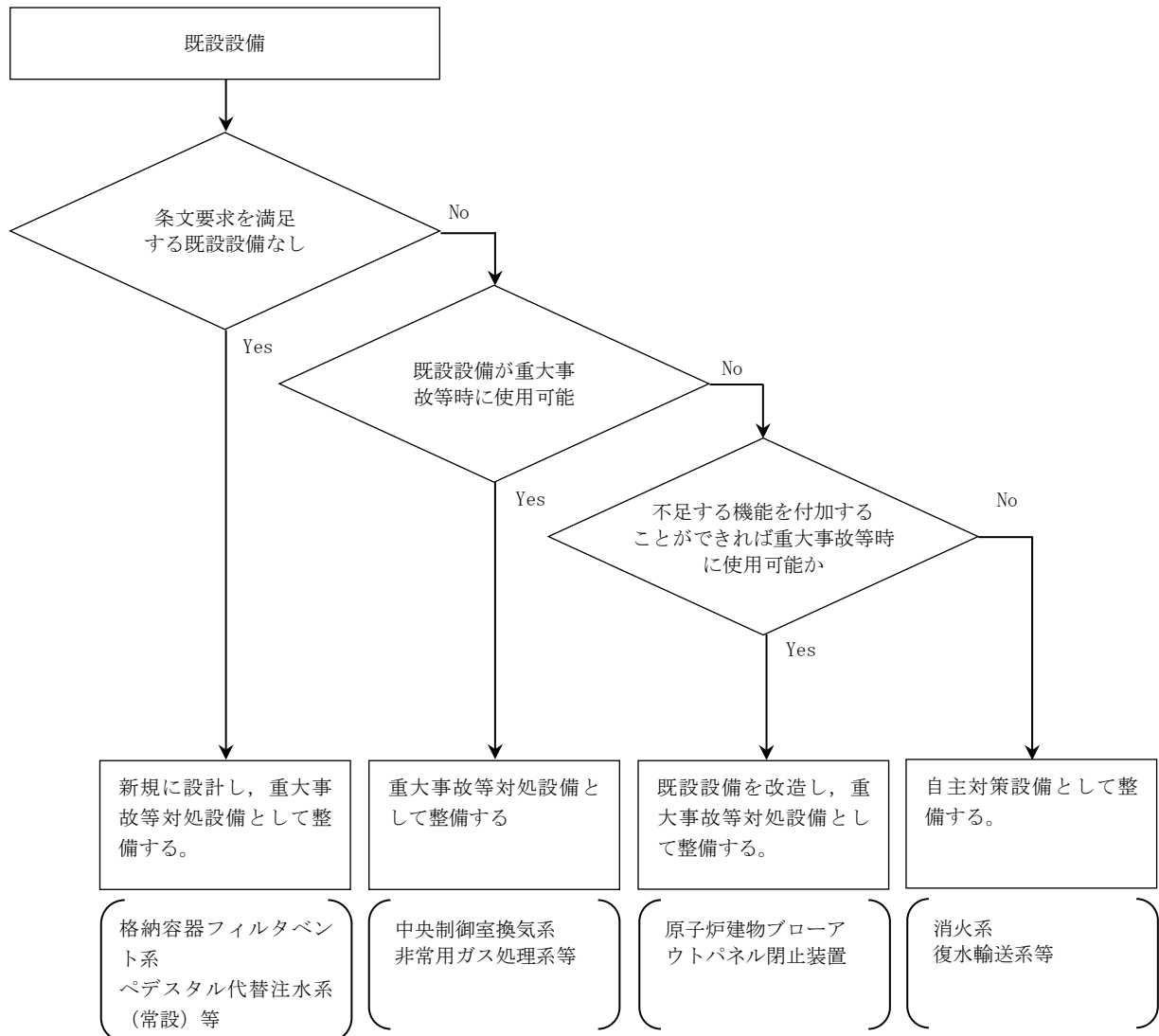
条文要求で整備する重大事故等対処設備とは別に、自主的な対策（自主対策設備）を抽出する場合の考え方として、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しないが、同じ目的で使用することができる手段・設備があれば、それを整備することとしている。

なお、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しない主な理由としては、耐震性がないこと、容量が小さいこと、準備に時間を要することなどが挙げられる。設備選定の考え方、その結果を第3表「機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方とその結果」に示す。

第2表内の「自主的に実施した機能喪失原因対策分析」欄に「○」で示した条文は、設計基準事故対処設備が使用できない場合を想定し、機能喪失原因対策分析を実施することで抜けなく重大事故対策を抽出するために自主的に実施したものである。また、機能喪失原因対策分析を実施していない条文は、故障を想定する設計基準事故対処設備に該当する設備がないものであり、前述の考え方を基に目的に応じた対応手段を抜けなく整備する。

第1表 機能喪失原因対策分析が必須な条文

条文	設計基準事故対処設備が有する機能	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 (代表的な設備)
1.2	高圧時の発電用原子炉の冷却機能	原子炉隔離時冷却ポンプ, 高圧炉心スプレイポンプ
1.3	高圧時の発電用原子炉の減圧機能	逃がし安全弁(自動減圧機能)の自動減圧機能
1.4	低圧時の発電用原子炉の冷却機能	残留熱除去系(低圧注水モード)及び残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)ポンプ, 低圧炉心スプレイポンプ
1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード), 残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)及び, 原子炉補機冷却系
1.6	原子炉格納容器内の冷却機能	残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却モード)ポンプ



第1図 機能喪失原因対策分析が必須でない条文における
要求事項の設備選定の考え方

第2表 機能喪失原因対策分析が必須でない条文

条文	要求事項における手順等の目的	自主的に実施した機能喪失原因対策分析 実施していないものについては目的達成のための 対応手段と具体的な抽出の過程及び設備等
1.1	原子炉緊急停止 発電用原子炉を未臨界に移行する	○
1.7	原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手段を整備 (1.5 で整備した最終ヒートシンクへ熱を輸送する格納容器フィルタベント系を使用する。)
1.8	原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	ペDESTALに落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心のペDESTALへの落下遅延・防止のための手段を整備 (1.2 及び 1.4 で整備した発電用原子炉を冷却する手段に加え、ペDESTALに落下した溶融炉心を冷却するための手段として、低圧原子炉代替注水ポンプ等を使用する。)
1.9	水素爆発による原子炉格納容器破損防止	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段を整備 (1.7 で整備した原子炉格納容器の過圧破損を防止する手段に加え、原子炉格納容器内を不活性化するための手段として、可搬式窒素供給装置を使用する。)
1.10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止	水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止する手段を整備 (静的触媒式水素処理装置を使用する。)
1.11	使用済燃料貯蔵槽の冷却, 臨界防止	○
1.12	発電所外への放射性物質の拡散抑制	発電所外への放射性物質の拡散抑制, 航空機燃料火災時に消火する手段を整備 (大気への放射性物質の拡散抑制及び航空機燃料火災時の消火に大型送水ポンプ車等を使用する。)
1.13	重大事故等の収束に必要な水源の確保, 供給	○
1.14	重大事故等発生時に必要な電力の確保	○
1.15	重大事故等対処に必要なパラメータの推定	○
1.16	原子炉制御室に運転員がとどまるため	中央制御室の居住性に係る手段を整備 (既存設備である中央制御室換気系及び非常用ガス処理系に加え、酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計等を使用する。)
1.17	放出される放射性物質濃度等の監視等	放射性物質の濃度及び放射線量の測定, 気象条件を測定する手段を整備 (既存設備であるモニタリング・ポスト, 気象観測設備に加え、可搬式モニタリング・ポスト, 可搬式気象観測装置等を使用する。)
1.18	緊急時対策所に要員がとどまるため	○
1.19	通信連絡を行う必要がある場所との通信連絡	発電所内外の通信連絡するための手段を整備 (既存設備である所内通信連絡設備(警報装置を含む。), 電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS 端末, FAX)に加え、無線通信設備(固定型), 無線通信設備(携帯型), 衛星電話設備(固定型), 衛星電話設備(携帯型)等を使用する。)

第3表 機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方とその結果

(1) 1.7 原子炉格納容器の過圧破損防止

原子炉格納容器の過圧破損を防止するためには、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備、及び原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設計基準事故対処設備が機能喪失する1.6における機能喪失原因対策分析の結果抽出された原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下することが可能な以下の設備を選定する。

原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備

新たに整備した設備	既存設備	1.7で整備した設備
格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧及び除熱 <ul style="list-style-type: none"> ・第1ベントフィルタスクラバ容器 ・第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 ・遠隔手動弁操作機構 ・圧力開放板 ・可搬式窒素供給装置 ・ホース・接続口 ・格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・窒素ガス制御系 配管・弁 ・非常用ガス処理系 配管・弁 ・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 ・<u>ドレン移送ポンプ</u> ・<u>薬品注入タンク</u> ・<u>大量送水車</u> ・<u>ホース・接続口</u> 	格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧及び除熱 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む） ・窒素ガス制御系 配管・弁 ・非常用ガス処理系 配管・弁 ・代替所内電気設備 ・<u>輪谷貯水槽（西）</u> 	格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧及び除熱 <ul style="list-style-type: none"> ・第1ベントフィルタスクラバ容器 ・第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 ・遠隔手動弁操作機構 ・圧力開放板 ・可搬式窒素供給装置 ・ホース・接続口 ・原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む） ・格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・窒素ガス制御系 配管・弁 ・非常用ガス処理系 配管・弁 ・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 ・<u>ドレン移送ポンプ</u> ・<u>薬品注入タンク</u> ・<u>大量送水車</u> ・<u>輪谷貯水槽（西）</u> ・<u>ホース・接続口</u>
現場操作 <ul style="list-style-type: none"> ・遠隔手動弁操作機構 	—	現場操作 <ul style="list-style-type: none"> ・遠隔手動弁操作機構

新たに整備した設備	既存設備	1.7で整備した設備
不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬式窒素供給装置 ・ホース・接続口 	—	不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬式窒素供給装置 ・ホース・接続口
原子炉格納容器負圧破損の防止 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>可搬式窒素供給装置</u> ・<u>ホース・接続口</u> ・窒素ガス代替注入系 配管・弁 	—	原子炉格納容器負圧破損の防止 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>可搬式窒素供給装置</u> ・<u>ホース・接続口</u> ・窒素ガス代替注入系 配管・弁
残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱代替除去ポンプ ・原子炉補機代替冷却系 ・残留熱代替除去系 配管・弁 ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・格納容器代替スプレイ・ヘッド ・ホース・接続口 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系熱交換器 ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ ・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備 	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱代替除去ポンプ ・残留熱除去系熱交換器 ・原子炉補機代替冷却系 ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱代替除去系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・格納容器代替スプレイ・ヘッド ・ホース・接続口 ・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備
サプレッション・プール水 pH 制御 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>サブプレッション・プール水 pH 制御系</u> 	サプレッション・プール水 pH 制御 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系 配管</u> ・<u>サブプレッション・チェンバスプレイヘッド</u> 	サプレッション・プール水 pH 制御 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系 配管</u> ・<u>サブプレッション・チェンバスプレイヘッド</u> ・<u>サブプレッション・プール水 pH 制御系</u>
ドライウェル pH 制御 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱代替除去ポンプ</u> ・<u>原子炉補機代替冷却系</u> ・<u>残留熱代替除去系配管・弁</u> ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 	ドライウェル pH 制御 <ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッション・チェンバ ・<u>残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ</u> ・<u>格納容器スプレイ・ヘッド</u> ・<u>原子炉格納容器</u> ・<u>代替所内電気設備</u> 	ドライウェル pH 制御 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱代替除去ポンプ</u> ・<u>原子炉補機代替冷却系</u> ・サブプレッション・チェンバ ・<u>残留熱代替除去系 配管・弁</u> ・<u>残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ</u> ・<u>格納容器スプレイ・ヘッド</u> ・<u>原子炉格納容器</u> ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備

下線部は自主対策設備を示す。

(2) 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却

ペDESTAL内の床面に落下した溶融炉心を冷却するためには、ペDESTAL内へ注水できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

また、溶融炉心のペDESTAL内の床面への落下を遅延・防止するためには、原子炉圧力容器へ注水できる設備を選定する必要があるため、1.2及び1.4で機能喪失原因対策分析の結果抽出された原子炉圧力容器へ注水できる以下の設備を選定する。

①ペDESTAL内へ注水できる設備

新たに整備した設備	既存設備	1.8で整備した設備
ペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ ・ 低圧原子炉代替注水槽 ・ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・ 常設代替交流電源設備 ・ 代替所内電気設備 ・ コリウムシールド 	ペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系 配管・弁 ・ 格納容器スプレイ・ヘッダ ・ 原子炉格納容器 ・ 代替所内電気設備 	ペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ ・ 低圧原子炉代替注水槽 ・ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・ 残留熱除去系 配管・弁 ・ 格納容器スプレイ・ヘッダ ・ 原子炉格納容器 ・ 常設代替交流電源設備 ・ 代替所内電気設備 ・ コリウムシールド
復水輸送系によるペDESTAL内への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備 ・ <u>可搬型代替交流電源設備</u> ・ 代替所内電気設備 ・ <u>コリウムシールド</u> 	復水輸送系によるペDESTAL内への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>復水輸送ポンプ</u> ・ <u>復水貯蔵タンク</u> ・ <u>復水輸送系 配管・弁</u> ・ <u>残留熱除去系 配管・弁</u> ・ <u>格納容器スプレイ・ヘッダ</u> ・ <u>原子炉格納容器</u> ・ <u>代替所内電気設備</u> 	復水輸送系によるペDESTAL内への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>復水輸送ポンプ</u> ・ <u>復水貯蔵タンク</u> ・ <u>復水輸送系 配管・弁</u> ・ <u>残留熱除去系 配管・弁</u> ・ <u>格納容器スプレイ・ヘッダ</u> ・ <u>原子炉格納容器</u> ・ <u>常設代替交流電源設備</u> ・ <u>可搬型代替交流電源設備</u> ・ <u>代替所内電気設備</u> ・ <u>コリウムシールド</u>

新たに整備した設備	既存設備	1.8 で整備した設備
消火系によるペDESTAL内への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・補助消火ポンプ ・補助消火水槽 ・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 ・コリウムシールド 	消火系によるペDESTAL内への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・消火ポンプ ・ろ過水タンク ・消火系 配管・弁 ・復水輸送系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッダ ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備 	消火系によるペDESTAL内への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・補助消火ポンプ ・消火ポンプ ・補助消火水槽 ・ろ過水タンク ・消火系 配管・弁 ・復水輸送系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッダ ・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 ・コリウムシールド
格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・格納容器代替スプレイ系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 	格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッダ ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西） 	格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・格納容器代替スプレイ系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッダ ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西）
ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・ペDESTAL代替注水系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド 	ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・復水輸送系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西） 	ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・ペDESTAL代替注水系 配管・弁 ・復水輸送系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド ・輪谷貯水槽（西）

下線部は自主対策設備を示す。

②原子炉压力容器へ注水できる設備

1.2 で整備した設備	1.4 で整備した設備	1.8 で整備した設備
—	低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・低圧原子炉代替注水ポンプ ・低圧原子炉代替注水槽 ・低圧原子炉代替注水系 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 ・代替所内電気設備 ・非常用交流電源設備 	低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・低圧原子炉代替注水ポンプ ・低圧原子炉代替注水槽 ・低圧原子炉代替注水系 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 ・代替所内電気設備
—	復水輸送系による発電用原子炉の冷却 <ul style="list-style-type: none"> ・復水輸送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・復水輸送系 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 ・非常用交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 	復水輸送系による原子炉压力容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・復水輸送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・復水輸送系 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
—	消火系による発電用原子炉の冷却 <ul style="list-style-type: none"> ・補助消火ポンプ ・消火ポンプ ・補助消火水槽 ・ろ過水タンク ・消火系 配管・弁 ・復水輸送系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・原子炉压力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 	消火系による原子炉压力容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・補助消火ポンプ ・消火ポンプ ・補助消火水槽 ・ろ過水タンク ・消火系 配管・弁 ・復水輸送系 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
—	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・大量送水車 ・ホース・接続 ・低圧原子炉代替注水系 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 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・非常用交流電源設備 ・輪谷貯水槽（西） 	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・大量送水車 ・ホース・接続 ・低圧原子炉代替注水系 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 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西）

1.2 で整備した設備	1.4 で整備した設備	1.8 で整備した設備
高圧原子炉代替注水系による原子炉 圧力容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・高圧原子炉代替注水ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・高圧原子炉代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・高圧原子炉代替注水系（注水系）配管・弁 ・原子炉浄化系 配管 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・主蒸気系 配管 ・給水系 配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・常設代替直流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・可搬型直流電源設備 	—	高圧原子炉代替注水系による原子炉 圧力容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・高圧原子炉代替注水ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・高圧原子炉代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・高圧原子炉代替注水系（注水系）配管・弁 ・原子炉浄化系 配管 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・主蒸気系 配管 ・給水系 配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・常設代替直流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・可搬型直流電源設備
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 <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入ポンプ ・ほう酸水貯蔵タンク ・ほう酸水注入系 配管・弁 ・差圧検出・ほう酸水注入系 配管（原子炉圧力容器内部） ・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 	—	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 <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入ポンプ ・ほう酸水貯蔵タンク ・ほう酸水注入系 配管・弁 ・差圧検出・ほう酸水注入系 配管（原子炉圧力容器内部） ・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
制御棒駆動水圧系による原子炉圧力 容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>制御棒駆動水圧ポンプ</u> ・<u>復水貯蔵タンク</u> ・<u>制御棒駆動水圧系</u> 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却系 ・常設代替交流電源設備 	—	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力 容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>制御棒駆動水圧ポンプ</u> ・<u>復水貯蔵タンク</u> ・<u>制御棒駆動水圧系</u> 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却系 ・常設代替交流電源設備

下線部は自主対策設備を示す。

(3) 1.9 水素爆発による原子炉格納容器破損防止

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためには、水素濃度を低減できる設備及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.9 で整備した設備
—	原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 ・ <u>窒素ガス制御系</u> ^{**1}	原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 ・ <u>窒素ガス制御系</u> ^{**1}
可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置	—	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置
格納容器フィルタベント系による水素ガス及び酸素ガスの排出 ・格納容器フィルタベント系 ・第1ベントフィルタ出口水素濃度 ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	—	格納容器フィルタベント系による水素ガス及び酸素ガスの排出 ・格納容器フィルタベント系 ・第1ベントフィルタ出口水素濃度 ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・ <u>残留熱代替除去系</u>	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・ <u>可燃性ガス濃度制御系再結合器ブ</u> <u>ロワ</u> ・ <u>可燃性ガス濃度制御系再結合装置</u> ・ <u>可燃性ガス濃度制御系 配管・弁</u> ・ <u>残留熱除去系</u>	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・ <u>可燃性ガス濃度制御系再結合器ブ</u> <u>ロワ</u> ・ <u>可燃性ガス濃度制御系再結合装置</u> ・ <u>可燃性ガス濃度制御系 配管・弁</u> ・ <u>残留熱除去系</u> ・ <u>残留熱代替除去系</u>

新たに整備した設備	既存設備	1.9 で整備した設備
格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度(SA) ・格納容器酸素濃度(SA)	—	格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度(SA) ・格納容器酸素濃度(SA)
	格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・B—格納容器水素濃度 ・B—格納容器酸素濃度 ・ <u>A—格納容器水素濃度</u> ・ <u>A—格納容器酸素濃度</u>	格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・B—格納容器水素濃度 ・B—格納容器酸素濃度 ・ <u>A—格納容器水素濃度</u> ・ <u>A—格納容器酸素濃度</u>
代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型直流電源設備	—	代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型直流電源設備

下線部は自主対策設備を示す。

※1：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではない。

(4) 1.10 水素爆発による原子炉建屋等損傷防止

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するためには、水素を制御する設備又は水素を排出できる設備、及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.10 で整備した設備
静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制 <ul style="list-style-type: none"> 静的触媒式水素処理装置 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度 	—	静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制 <ul style="list-style-type: none"> 静的触媒式水素処理装置 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度 原子炉棟
原子炉建屋内の水素濃度監視 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物水素濃度 	—	原子炉建屋内の水素濃度監視 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物水素濃度
代替電源による必要な設備への給電 <ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 	—	代替電源による必要な設備への給電 <ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備
原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水 <ul style="list-style-type: none"> 大量送水車 ホース・接続口 原子炉ウエル代替注水系配管・弁 燃料補給設備 	原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水 <ul style="list-style-type: none"> 輪谷貯水槽（西） 燃料プール冷却系配管・弁 原子炉ウエル 	原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水 <ul style="list-style-type: none"> 大量送水車 輪谷貯水槽（西） ホース・接続口 原子炉ウエル代替注水系配管・弁 燃料プール冷却系配管・弁 原子炉ウエル 燃料補給設備
原子炉建物ブローアウトパネル開放による水素ガスの排出 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物ブローアウトパネル 大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 燃料補給設備 	—	原子炉建物ブローアウトパネル開放 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物ブローアウトパネル 大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 燃料補給設備

下線部は自主対策設備を示す。

(5) 1.12 発電所外への放射性物質の拡散抑制

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するためには、大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う必要があるため、新たに整備した設備を選定する。

また、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、消火を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.12 で整備した設備
大気への放射性物質の拡散抑制 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備 ・ <u>ガンマカメラ</u> ・ <u>サーモカメラ</u>	—	大気への放射性物質の拡散抑制 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備 ・ <u>ガンマカメラ</u> ・ <u>サーモカメラ</u>
海洋への放射性物質の拡散抑制 ・放射性物質吸着材 ・シルトフェンス ・小型船舶	—	海洋への放射性物質の拡散抑制 ・放射性物質吸着材 ・シルトフェンス ・小型船舶
初期対応における延焼防止処置 ・ <u>小型放水砲</u> ・ <u>泡消火薬剤容器</u>	初期対応における延焼防止処置 ・ <u>化学消防自動車</u> ・ <u>小型動力ポンプ付水槽車</u>	初期対応における延焼防止処置 ・ <u>化学消防自動車</u> ・ <u>小型動力ポンプ付水槽車</u> ・ <u>小型放水砲</u> ・ <u>泡消火薬剤容器</u>
航空機燃料火災への泡消火 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・泡消火薬剤容器 ・燃料補給設備	—	航空機燃料火災への泡消火 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・泡消火薬剤容器 ・燃料補給設備

下線部は自主対策設備を示す。

(6) 1.16 中央制御室の居住性

重大事故が発生した場合においても運転員等が中央制御室にとどまるために必要な設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.16 で整備した設備
中央制御室の居住性の確保 <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室待避室遮蔽 ・中央制御室待避室空気ポンベ ・中央制御室待避室空気ポンベ（配管・弁） ・LEDライト（三脚タイプ） ・差圧計 ・酸素濃度計 ・二酸化炭素濃度計 ・無線通信設備（固定型） ・無線通信設備（固定型）（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（固定型）（屋外アンテナ） ・プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室） ・常設代替交流電源設備 ・LEDライト（ランタンタイプ） ※2 	中央制御室の居住性の確保 <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室遮蔽 ・再循環用ファン ・チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン ・非常用チャコール・フィルタ・ユニット ・中央制御室換気系ダンパ（外気取入量調整用ダンパ，制御室給気外側隔離ダンパ，制御室給気内側隔離ダンパ，制御室排気内側隔離ダンパ，制御室排気外側隔離ダンパ） ・中央制御室換気系ダクト ・非常灯 	中央制御室の居住性の確保 <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室遮蔽 ・再循環用ファン ・チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン ・非常用チャコール・フィルタ・ユニット ・中央制御室換気系ダンパ（外気取入量調整用ダンパ，制御室給気外側隔離ダンパ，制御室給気内側隔離ダンパ，制御室排気内側隔離ダンパ，制御室排気外側隔離ダンパ） ・中央制御室換気系ダクト ・中央制御室待避室遮蔽 ・中央制御室待避室空気ポンベ ・中央制御室待避室空気ポンベ（配管・弁） ・LEDライト（三脚タイプ） ・差圧計 ・酸素濃度計 ・二酸化炭素濃度計 ・無線通信設備（固定型） ・無線通信設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・有線（建物内）（有線式通信設備，無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの） ・プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室） ・常設代替交流電源設備 ・非常灯 ・LEDライト（ランタンタイプ） ※2
汚染の持ち込み防止 <ul style="list-style-type: none"> ・防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材※2 	—	汚染の持ち込み防止 <ul style="list-style-type: none"> ・防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材※2

新たに整備した設備	既存設備	1.16で整備した設備
格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度低減 <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備 ・ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 ・ 主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル閉止装置 ・ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 ・ 主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 	格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度低減 <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用ガス処理系排気ファン ・ 前置ガス処理装置 ・ 後置ガス処理装置 ・ 非常用ガス処理系 配管・弁 ・ 排気管 ・ 原子炉建物外気差圧 ・ 非常用ガス処理系統流量 ・ 原子炉棟 	1.16で整備した設備 <ul style="list-style-type: none"> 格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度低減 <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用ガス処理系排気ファン ・ 前置ガス処理装置 ・ 後置ガス処理装置 ・ 非常用ガス処理系 配管・弁 ・ 排気管 ・ 原子炉建物外気差圧 ・ 非常用ガス処理系統流量 ・ 原子炉棟 ・ 常設代替交流電源設備 ・ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 ・ 主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル閉止装置 ・ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 ・ 主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示

下線部は自主対策設備を示す。

※2：LEDライト（ランタンタイプ）、防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材については、資機材であるため重大事故等対処設備とはしない。

(7) 1.17 監視測定

重大事故等が発生した場合でも、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.17 で整備した設備
放射線量の測定 ・可搬式モニタリング・ポスト ・データ表示装置 ・電離箱サーベイ・メータ	放射線量の測定 ・ <u>モニタリング・ポスト</u>	放射線量の測定 ・ <u>モニタリング・ポスト</u> ・可搬式モニタリング・ポスト ・データ表示装置 ・電離箱サーベイ・メータ
放射線量の代替測定 ・可搬式モニタリング・ポスト ・データ表示装置	—	放射線量の代替測定 ・可搬式モニタリング・ポスト ・データ表示装置
—	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・ <u>放射能観測車</u>	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・ <u>放射能観測車</u>
空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬式ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・Na I シンチレーション・サーベイ・メータ	—	放射能観測車の代替測定 ・可搬式ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・Na I シンチレーション・サーベイ・メータ

新たに整備した設備	既存設備	1.17で整備した設備
—	気象観測項目の測定 ・ <u>気象観測設備</u>	気象観測項目の測定 ・ <u>気象観測設備</u>
気象観測項目の代替測定 ・可搬式気象観測装置 ・データ表示装置	—	気象観測項目の代替測定 ・可搬式気象観測装置 ・データ表示装置
放射性物質の濃度（空气中，水中， 土壌中）の測定 ・可搬式ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベ イ・メータ ・ α ・ β 線サーベイ・メータ ・小型船舶 ・ <u>GM計数装置</u> ・ <u>ZnSシンチレーション計数装置</u>	放射性物質の濃度（空气中，水中， 土壌中）の測定 ・ <u>Ge核種分析装置</u>	放射性物質の濃度（空气中，水中， 土壌中）の測定 ・可搬式ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベ イ・メータ ・ α ・ β 線サーベイ・メータ ・小型船舶 ・ <u>Ge核種分析装置</u> ・ <u>GM計数装置</u> ・ <u>ZnSシンチレーション計数装置</u>
海上モニタリング ・小型船舶 ・可搬式ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベ イ・メータ ・ α ・ β 線サーベイ・メータ ・電離箱サーベイ・メータ	—	海上モニタリング ・小型船舶 ・可搬式ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベ イ・メータ ・ α ・ β 線サーベイ・メータ ・電離箱サーベイ・メータ
—	バックグラウンド低減対策 ・検出器保護カバー ^{※3} ・養生シート ^{※3} ・遮蔽材 ^{※3}	バックグラウンド低減対策 ・検出器保護カバー ^{※3} ・養生シート ^{※3} ・遮蔽材 ^{※3}
—	モニタリング・ポストの代替電源 ・非常用ディーゼル発電機 ・ <u>無停電電源装置</u> ・ <u>非常用発電機</u>	モニタリング・ポストの非常用電源 ・非常用ディーゼル発電機 ・ <u>無停電電源装置</u> ・ <u>非常用発電機</u>
モニタリング・ポストの代替交流電 源からの給電 ・ガスタービン発電機	—	モニタリング・ポストの代替交流電 源からの給電 ・ガスタービン発電機

下線部は自主対策設備を示す。

※3：バックグラウンド低減対策に用いる資機材と位置付ける。

(8) 1.19 通信連絡

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.19 で整備した設備
発電所内の通信連絡 <ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線通信設備（固定型） ・無線通信設備（携帯型） ・有線式通信設備 ・安全パラメータ表示システム（SPDS） ・無線通信設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・有線（建物内）（有線式通信設備，無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの） ・有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（SPDS）に係るもの） 	発電所内の通信連絡 <ul style="list-style-type: none"> ・有線（建物内） ・<u>所内通信連絡設備（警報装置を含む。）</u> ・<u>電力保安通信用電話設備</u> 	発電所内の通信連絡 <ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線通信設備（固定型） ・無線通信設備（携帯型） ・有線式通信設備 ・安全パラメータ表示システム（SPDS） ・無線通信設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・有線（建物内）（有線式通信設備，無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの） ・有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（SPDS）に係るもの） ・<u>所内通信連絡設備（警報装置を含む。）</u> ・<u>電力保安通信用電話設備</u>
発電所外（社内外）との通信連絡 <ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 ・データ伝送設備 ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・衛星通信装置 ・有線（建物内）（有線式通信設備，無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの） ・有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（SPDS）に係るもの） 	発電所外（社内外）との通信連絡 <ul style="list-style-type: none"> ・有線（建物内） ・<u>テレビ会議システム</u> ・<u>専用電話設備</u> ・<u>衛星電話設備（社内向）</u> ・<u>電力保安通信用電話設備</u> ・<u>局線加入電話設備</u> 	発電所外（社内外）との通信連絡 <ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 ・データ伝送設備 ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・衛星通信装置 ・有線（建物内）（有線式通信設備，無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの） ・有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（SPDS）に係るもの） ・<u>テレビ会議システム</u> ・<u>専用電話設備</u> ・<u>衛星電話設備（社内向）</u> ・<u>電力保安通信用電話設備</u> ・<u>局線加入電話設備</u>

新たに整備した設備	既存設備	1.19 で整備した設備
代替交流電源からの給電の確保 <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備 ・ 緊急時対策所用燃料地下タンク ・ タンクローリ ・ 緊急時対策所用発電機 ・ 緊急時対策所 低圧母線盤 ・ 可搬ケーブル ・ 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤 	代替交流電源からの給電の確保 <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用交流電源設備 	代替交流電源からの給電の確保 <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備 ・ 緊急時対策所用燃料地下タンク ・ タンクローリ ・ 緊急時対策所用発電機 ・ 緊急時対策所 低圧母線盤 ・ 可搬ケーブル ・ 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤 ・ ホース ・ 非常用交流電源設備

下線部は自主対策設備を示す。

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

< 目 次 >

1.9.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備
 - (a) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止
 - (b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止
 - (c) 水素濃度及び酸素濃度の監視
 - (d) 代替電源による必要な設備への給電
 - (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - b. 手順等

1.9.2 重大事故等時の手順

1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

- (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止
 - a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化
 - b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給
- (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止
 - a. 可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化
 - b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出
 - c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御
- (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
 - a. 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視
 - b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

1.9.2.2 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

1.9.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

- 添付資料 1.9.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.9.2 自主対策設備仕様
- 添付資料 1.9.3 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料 1.9.4 重大事故対策の成立性
 - 1. 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止
 - (1) 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給
 - 2. 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止
 - (1) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出
 - (2) 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御
 - 3. 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
 - (1) 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視
- 添付資料 1.9.5 炉心損傷，原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について
- 添付資料 1.9.6 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
- 添付資料 1.9.7 手順のリンク先について

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) BWR

- a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

(2) PWRのうち必要な原子炉

- a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

(3) BWR及びPWR共通

- a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。
- b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスが、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、水素濃度制御を行う対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.9.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び金属腐食（以下「ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等」という。）により発生する水素ガス及び酸素ガスの水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手順と自主対策設備^{※1}を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下、「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十二条及び技術基準規則第六十七条（以下、「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.9-1表に整理する。

a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

i 窒素ガス制御系による原子炉格納容器内の不活性化

原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内は、不活性ガス（窒素ガス）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態になっており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等にて発生する水素ガス及び酸素ガスにより原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止する。なお、格納容器ベントを開始するまでは、原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素ガス）が封入された状態となっている。

原子炉格納容器内の不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・窒素ガス制御系

- ii 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。

この対応手段及び設備は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「原子炉格納容器負圧破損の防止」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬式窒素供給装置

- (b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

- i 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器外に排出することにより、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

なお、格納容器フィルタベント系を可搬式窒素供給装置から供給する不活性ガス（窒素ガス）にて、発電用原子炉起動前に不活性化した状態としておくことで、格納容器ベント実施時における水素爆発を防止する。

- (i) 可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化

可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬式窒素供給装置
- ・格納容器フィルタベント系

- (ii) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器フィルタベント系
- ・第1ベントフィルタ出口水素濃度

・第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

ii 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを可燃性ガス濃度制御系により低減し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御で使用する設備は以下のとおり。

- ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ
- ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置
- ・可燃性ガス濃度制御系配管・弁
- ・残留熱除去系
- ・残留熱代替除去系

(c) 水素濃度及び酸素濃度の監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を測定し、監視する手段がある。

i 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内において変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度及び酸素濃度を測定する設備は以下のとおり。

- ・格納容器水素濃度（S A）
- ・格納容器酸素濃度（S A）

ii 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性を把握するのに十分な計測範囲で水素濃度及び酸素濃度を測定する設備は以下のとおり。

- ・A－格納容器水素濃度
- ・B－格納容器水素濃度
- ・A－格納容器酸素濃度
- ・B－格納容器酸素濃度

(d) 代替電源による必要な設備への給電

上記「(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止」や「(c) 水素濃度及び酸素濃度の監視」で使用する設備について、全交流動力電源又は直流電源喪失時に、代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源設備による必要な設備への給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 可搬型直流電源設備

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備のうち、可搬式窒素供給装置は重大事故等対処設備として位置付ける。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出で使用する設備のうち、格納容器フィルタベント系、第1ベントフィルタ出口水素濃度及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は重大事故等対処設備として位置付ける。

水素濃度及び酸素濃度の監視で使用する設備のうち、格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、B－格納容器水素濃度及びB－格納容器酸素濃度は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替電源による必要な設備への給電で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料 1.9.1）

以上の重大事故等対処設備により、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止することができる。

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

- ・ 可燃性ガス濃度制御系

炉心損傷による大量の水素ガスが発生するような状況下では、可燃性ガス濃度制御系の処理能力を超える水素ガスが発生することから、可燃性ガス濃度制御系による水素ガスの処理には期待できず、また原子炉格納容器圧力の上昇に伴い可燃性ガス濃度制御系の使用に制限がかかるが、格納容器ベント又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転可能圧力まで低下し、かつ電源復旧等により設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系を運転することが可能であれば、中長期的な格納容器内水素対策として有効である。

- ・ A－格納容器水素濃度
- ・ A－格納容器酸素濃度

原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇に伴いA－格納容器水素濃度及びA－格納容器酸素濃度は使用できない場合があるが、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、残留熱代替除去系、格納容器代替スプレイ又は格納容器ベントにより原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下し、かつ電源等が復旧し、A－格納容器水素濃度及びA－格納容器酸素濃度の使用が可能となれば、水素濃度及び酸素濃度監視の手段として有効である。

なお、原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止として使用する設備である窒素ガス制御系は、発電用原子炉運転中に原子炉格納容器内を常時不活性化する手段として使用する設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

(添付資料 1.9.2)

b. 手順等

上記「a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として「事故時操作要領書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）」、「AM設備別操作要領書」及び「原子力災害対策手順書（以下「EHP」という。）」に定める（第1.9-1表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.9-2表、第1.9-3表）。

(添付資料 1.9.3)

1.9.2 重大事故等時の手順

1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

(1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等で発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素ガス）により置換し、発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態を維持する。

これらの操作は、重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

概要図を第 1.9-4 図に示す。

b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスの反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、原子炉格納容器内の除熱を開始した場合^{*2}に、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができない場合。

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2：残留熱代替除去系又は残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱を開始した場合。

(b) 操作手順

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.9-2 図及び第 1.9-3 図に、概要図を第 1.9-5 図に、タイムチャートを第 1.9-6 図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、原子炉格納容器への窒素ガス供給のための可搬式窒素供給装置の準備を緊急時対策本部に依頼する。

②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に可搬式窒素供給装置の準備を指

示する。

- ③緊急時対策要員は、原子炉建物近傍に可搬式窒素供給装置を移動させる。
- ④緊急時対策要員は、窒素ガス代替注入系配管に可搬式窒素供給装置を接続する。
- ⑤緊急時対策要員は、可搬式窒素供給装置を起動する。
- ⑥緊急時対策要員は、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器酸素濃度（SA）又は格納容器酸素濃度を確認し、ドライウエル及びサプレッション・チェンバのうち酸素濃度が高い方への窒素ガス供給開始を緊急時対策要員に指示する。
- ⑧緊急時対策要員は、ANI代替窒素供給ライン元弁（D/W側）又はANI代替窒素供給ライン元弁（S/C側）を全開とし、窒素ガスの原子炉格納容器への供給を開始したことを、当直長へ報告する。また、当直副長は運転員に格納容器内の酸素濃度の監視を指示する。
- ⑨中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器への窒素ガス供給が開始されたことを格納容器酸素濃度（SA）又は格納容器内酸素濃度指示値の低下により確認し、当直副長へ報告する。
- ⑩^aドライウエルへ窒素ガス供給を実施している場合
中央制御室運転員Aは、格納容器酸素濃度（SA）又は格納容器内酸素濃度指示値により、サプレッション・チェンバ内の酸素濃度が4.0%以上に到達したことを確認し、当直副長へ報告する。
- ⑪^a当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策要員へ窒素ガスの供給先を切り替えるように指示する。
- ⑫^a緊急時対策要員は、ANI代替窒素供給ライン元弁（S/C側）を全開した後、ANI代替窒素供給ライン元弁（D/W側）を全閉し、サプレッション・チェンバへの窒素ガス供給を開始したことを当直長へ報告する。なお、サプレッション・チェンバ圧力（SA）指示値が427kPa [gage] (1Pd) に到達するまで可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側）への窒素供給を継続する。その後、中央制御室運転員Aは中央制御室にて、サプレッション・チェンバ圧力（SA）指示値が427kPa [gage] (1Pd) に到達したことを確認し、当直副長に報告する。
- ⑩^bサプレッション・チェンバへ窒素ガス供給を実施している場合
中央制御室運転員Aは、格納容器酸素濃度（SA）又は格納容器酸素濃度指示値により、ドライウエル内の酸素濃度が4.0%以上に到達したことを確認し、当直副長へ報告する。

- ⑪^b当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策要員へ窒素ガスの供給先を切り替えるように指示する。
- ⑫^b緊急時対策要員は、ANI代替窒素供給ライン元弁（D/W側）を全開した後、ANI代替窒素供給ライン元弁（S/C側）を全閉し、ドライウエルへの窒素ガス供給を開始したことを当直長へ報告する。なお、ドライウエル圧力（SA）指示値が427kPa [gage] (1Pd)に到達するまで可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器（D/W側）への窒素供給を継続する。その後、中央制御室運転員Aは中央制御室にて、ドライウエル圧力（SA）指示値が427kPa [gage] (1Pd)に到達したことを確認し、当直副長に報告する。
- ⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉格納容器内の圧力が427kPa [gage] (1Pd)に到達したことを報告し、原子炉格納容器への窒素供給停止を依頼する。
- ⑭緊急時対策本部は、緊急時対策要員に原子炉格納容器への窒素供給停止を指示する。
- ⑮緊急時対策要員は、原子炉格納容器への窒素供給を停止するため、⑫^aにより原子炉格納容器（S/C側）へ窒素供給をしていた場合は、ANI代替窒素供給ライン元弁（S/C側）を全閉とする。また、⑫^bにより原子炉格納容器（D/W側）への窒素供給を継続した場合は、ANI代替窒素供給ライン元弁（D/W側）を全閉とする。なお、緊急時対策要員は、原子炉格納容器（S/C側）又は原子炉格納容器（D/W側）への窒素供給を停止した後、緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑯当直副長は、運転員に原子炉格納容器内の酸素濃度の確認を指示する。
- ⑰中央制御室運転員Aは、格納容器ベント判断基準である原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.4vol%及びウェット条件の酸素濃度が1.5%に到達したことを確認し、当直副長に報告する。
- ⑱当直副長は、運転員にサプレッション・プール水温度の確認を指示する。
- ⑲サプレッション・プール水温度（SA）指示値が100℃以上の場合
当直副長は、運転員に格納容器ベント開始前に外部水源である低圧原子炉代替注水系（常設）の起動及び内部水源である残留熱除去系又は残留熱代替除去系の停止を指示する。

(c) 操作の成立性

上記の操作において、作業を判断してから原子炉格納容器への窒素供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

- ・中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員2名にて実施した場合、2時間以内で可能である。

なお、本操作は、格納容器ベント前又は格納容器ベント後に時間が経過した後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.9.4-1)

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a. 可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化

格納容器フィルタベント系は、可搬式窒素供給装置から供給する不活性ガス（窒素ガス）にて、発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系を不活性化した状態としておくことで、格納容器ベント実施時における系統内での水素爆発を防止する。この操作は、重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、格納容器フィルタベント系を使用した格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。

なお、格納容器フィルタベント系を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。

格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合はNGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウエル出口隔離弁を全閉とし、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。

なお、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁は、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウエル出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができず、原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が 4.0vol%に到達及びウェット条件の酸素濃度が 1.5vol%に到達した場合^{*2}

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合、又は原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。

(b) 操作手順

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.9-1図に、概要図を第1.9-7図に、タイムチャートを第1.9-8図及び第1.9-9図に示す。

なお、格納容器フィルタベント系補機類の操作手順は「1.7.2.1 (1) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

ウェットウェルベント（以下「W/Wベント」という。）の場合（ドライウェルベント（以下「D/Wベント」という。）の場合、手順⑩以外は同様）

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、格納容器フィルタベント系によるウェットウェル（以下「W/W」という。）側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する（W/W側からの格納容器ベントができない場合は、ドライウェル（以下「D/W」という。）側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。

②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を報告する。

③^a非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合

中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤にて、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要なNGC非常用ガス処理入口隔離弁、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁及びNGC N2トラス出口隔離弁若しくはNGC N2ドライウェル出口隔離弁の電源切り替え操作を実施する。

③^b非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合

現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、格納容器フィルタベン

ト系による格納容器ベントに必要なNGC非常用ガス処理入口隔離弁、NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁及びNGC N2トーラス出口隔離弁若しくはNGC N2ドライウェル出口隔離弁の電源切り替え操作を実施する。

- ④中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な電動弁の電源が確保されたこと、及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の確認として、格納容器隔離信号が発生している場合は、格納容器隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の系統構成として、SGT NGC連絡ライン隔離弁、SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁、NGC常用空調換気入口隔離弁、NGC常用空調換気入口隔離弁後弁の全閉及びSGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁の全開を確認後、NGC非常用ガス処理入口隔離弁を全開し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開し格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。
- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を適宜確認し、緊急時対策本部に報告する。
- ⑩当直副長は、原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.4vol%に到達したこと及びウェット条件の酸素濃度が1.5%に到達したことを確認し、運転員に格納容器フィルタベント系による格納容器ベント開始を指示する。

⑪^aW/Wベントの場合

中央制御室運転員Aは、NGC N2トーラス出口隔離弁の全開操作により、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを開始する。また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作機構による操作にてNGC N2トーラス出口隔離弁を全開する手段がある。

⑪^bD/Wベントの場合

中央制御室運転員Aは、NGC N2ドライウェル出口隔離弁の全開操作により、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを開始

する。また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作機構による操作にてNGC N2ドライウェル出口隔離弁を全開する手段がある。

- ⑬中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値の低下、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑭中央制御室運転員Aは格納容器ベント開始後、第1ベントフィルタ出口水素濃度による水素濃度の監視及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）による放射線量率の監視を行う。また、緊急時対策要員は、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）から得た放射線量率及び事前にフィルタ装置出口配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数を用いて放射性物質濃度を推定する。
- ⑮中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。
- ⑯中央制御室運転員Aは、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa [gage] (1Pd)未満、原子炉格納容器内の温度 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2ドライウェル出口隔離弁の全閉操作を実施し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止する。
- ⑰当直副長はNGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2ドライウェル出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全閉するように指示する。
- ⑱中央制御室運転員Aは、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC

非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁の全閉操作を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合，格納容器ベント準備については，作業開始を判断してから格納容器ベント準備完了まで 45 分以内で可能である。

格納容器ベント開始については，格納容器ベント判断基準到達から格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出開始まで 10 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 1.9.4-2(1))

c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合，可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容器内の水素濃度の抑制を行う。

なお，可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては，原子炉格納容器圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（177kPa[gage]）以下に維持する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において，原子炉格納容器内の酸素濃度が4.5vol%以下で，可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器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，又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：原子炉格納容器内の圧力が177kPa[gage]（可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力）以下であり，設備に異常がなく，電源，残留熱除去系又は残留熱代替除去系から供給される冷却水（サプレッション・プール水）が確保されている場合。

(b) 操作手順

可燃性ガス濃度制御系（A）による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順の概要は以下のとおり（可燃性ガス濃度制御系（B）による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順も同様）。

手順の対応フローを第1.9-1図に，概要図を第1.9-10図に，タイムチャートを第1.9-11図に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に可燃性ガス濃度制御系（A）による原子炉格納容器内の水素濃度制御の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは，可燃性ガス濃度制御系（A）による原子炉格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ，ヒータ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し，可燃性ガス濃度制御系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは，残留熱除去系（A）（サプレッション・プール水冷却モード）又は残留熱代替除去が運転中であり，可燃性ガス濃

- 度制御系（A）冷却器への冷却水供給が可能であることを確認する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、可燃性ガス濃度制御系（A）起動準備として、可燃性ガス濃度制御系（A）隔離信号の除外操作を実施する。
 - ⑥当直副長は、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（177kPa[gage]）以下であることを確認し、運転員に可燃性ガス濃度制御系の起動操作を指示する。
 - ⑦中央制御室運転員Aは、A-FCS入口隔離弁及びA-FCS出口隔離弁を全開した後、可燃性ガス濃度制御系（A）の起動操作を実施し、A-FCS系統入口流量指示値、A-FCSブロワ入口流量指示値、A-ブロワ入口圧力指示値の上昇後、系統が安定に運転していることを確認する。
 - ⑧中央制御室運転員Aは、可燃性ガス濃度制御系ヒータが正常に動作していることをA-FCS加熱器ガス温度指示値、A-FCS加熱器出口温度指示値、A-FCS加熱器壁温度指示値、A-再結合器ガス温度指示値及びA-FCS再結合器壁温度指示値の上昇により確認し、予熱運転を開始したことを確認する。
 - ⑨中央制御室運転員Aは、可燃性ガス濃度制御系起動後3時間以内に可燃性ガス濃度制御系の予熱運転が完了することを確認し、その後再結合器内ガス温度指示値が規定値で安定し温度制御されることを確認する。
 - ⑩中央制御室運転員Aは、格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値から可燃性ガス濃度制御系の吸引流量と再循環流量の調整を実施する。
 - ⑪中央制御室運転員Aは、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御が行われていることを格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値が低下することにより確認し、当直副長に報告する。

(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、作業開始判断から可燃性ガス濃度制御系起動までは20分以内で可能である。また、可燃性ガス濃度制御系起動後、再結合運転開始までの予熱時間は3時間以内で可能である。

(添付資料 1.9.4-2(2))

(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

a. 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等で原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）により監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}

※1：格納容器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雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順の概要は以下のとおり。手順の対応フロー図を第1.9-1図に、概要図を第1.9-12図に、タイムチャートを第1.9-13図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を指示する。

②中央制御室運転員Aは中央制御室にて、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のサンプリング装置による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測に必要な圧縮機、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のサンプリング装置の暖気が開始^{※1}又は完了していることを状態表示等にて確認する。

③中央制御室運転員Aは中央制御室にて、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のサンプリング装置の暖気完了を確認した後、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のサンプリング装置の起動操作を行い、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のサンプリング装置により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定^{※2}が開始されたことを確認し、当直副長に報告する。

※1：通常時からS Aコントロールセンタは外部電源系にて受電され暖気しており、全交流動力電源の喪失時は常設代替交流電源設

備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車により S A コントロールセンタを受電した後、暖気が自動的に開始される。

※2：格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のドライウェル側，サプレッション・チェンバ側の雰囲気ガスのサンプリングは自動で切り替わる。

④中央制御室運転員 A は，格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を強化する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）の計測開始まで 45 分以内で可能である。

(添付資料 1.9.4-3)

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

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等で原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度により監視する。

なお，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は通常時から常時監視が可能である。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において，格納容器内雰囲気計装が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器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，又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく，電源及び補機冷却水が確保されている場合。

(b) 操作手順

格納容器内雰囲気計装（B）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順の概要は以下のとおり（格納容器内雰囲気計装（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視手順も同様）。手順の対応フロー図を第 1.9-1 図に，概要図を第 1.9-14 図に示す。

なお、格納容器内雰囲気計装（B）は、重大事故等時には代替交流電源設備からの給電により電源を確保し、原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保した後、計測を開始する。

代替交流電源設備からの電源供給手順については、「1.14.2.1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電」手順及び「1.14.2.1(1) b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電」手順にて対応する。

原子炉補機代替冷却系による冷却水確保手順については、「1.5.2.2(1) a. 原子炉補機代替冷却系による除熱」手順にて対応する。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器内雰囲気計装（B）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を指示する。

②中央制御室運転員Aは、格納容器内雰囲気計装（B）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を強化する。また、全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内雰囲気計装を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を強化する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応は、中央制御室運転員1名により監視を実施する。運転員による準備や起動操作はない。

1.9.2.2 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉格納容器破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

代替電源設備により給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

原子炉補機代替冷却系による冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

格納容器フィルタベント系補機類の操作手順については、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車、常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びSA用115V系充電器による可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ、可燃性ガス濃度制御系再結合器、電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに可搬式窒素供給装置、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備若しくは可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機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。

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

1.9.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.9-15図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合は、格納容器内雰囲気計装、格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する。

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合において、原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下に維持可能で、原子炉格納容器内の水素濃度が規定値以下の場合、可燃性ガス濃度制御系を起動し、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを再結合させることで、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度が可燃限界へ到達することを防止する。

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度の抑制ができない場合、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスの反応による水素爆

発を防止するため、可搬式窒素供給装置により不活性ガス（窒素ガス）を原子炉格納容器へ注入する準備を行い、準備完了後、不活性ガス（窒素ガス）を原子炉格納容器へ注入する。原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値に到達した場合は、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出することで、水素爆発の発生を防止する。

なお、格納容器フィルタベント系を用いて、原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるW/Wを経由する経路を第一優先とする。W/Wベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/Wを経由して第1ベントフィルタスクラバ容器を通る経路を第二優先とする。

発電用原子炉起動時には、原子炉格納容器内の空気を窒素ガスにより置換し、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内雰囲気の不活性化状態を維持することで、原子炉格納容器内の気体の組成が可燃限界に至ることを防ぎ、原子炉格納容器内における水素爆発の発生を防止している。

(添付資料 1.9.5)

第 1.9-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順一覧(1 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書	
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	原子炉格納容器内不活性化による 原子炉格納容器水素爆発防止	窒素ガス制御系 ※1	- ※4	- ※1	
			可搬式窒素供給装置			重大事故等対処設備
	-	原子炉格納容器内 格納容器フィルタベント系による 水素ガス及び酸素ガスの排出	格納容器フィルタベント系 ※2 第1ベントフィルタ出口水素濃度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」
			可搬式窒素供給装置 ホース・接続口			
	-	可搬式窒素供給装置による格納容器 フィルタベント系の不活性化	可搬式窒素供給装置 格納容器フィルタベント系	重大事故等対処設備	- ※5	

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化されている。

※2：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※5：発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系内は不活性化した状態とする。

対応手段, 対処設備, 手順一覧(2 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	可燃性ガス濃度制御系 による水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロー 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 残留熱除去系 残留熱代替除去系	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCSによる格納容器水素・酸素 濃度制御」
	—	水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器水素濃度 (SA) 格納容器酸素濃度 (SA) B-格納容器水素濃度 B-格納容器酸素濃度	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「MCAMSによる格納容器水素・ 酸素濃度測定」 「CAMSによる格納容器水素・酸 素濃度測定」
	—		A-格納容器水素濃度 A-格納容器酸素濃度	
—	—	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 常設代替直流電源設備 ※3 可搬型直流電源設備 ※3	— ※3 重大事故等対処設備

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化されている。

※2：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※5：発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系内は不活性化した状態とする。

第 1.9-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1 / 4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・チェンバ温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設) 格納容器代替スプレイ流量 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位 輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2) サブプレッション・プール水位 (SA)
		補機監視機能	A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力

監視計器一覧(2 / 4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 (SA)
		電源 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SA-ロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉格納容器内の水素濃度 A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度 A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		最終ヒートシンクの確保 スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 スクラバ容器温度 第1ベントフィルタ出口水素濃度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

監視計器一覧(3/4)

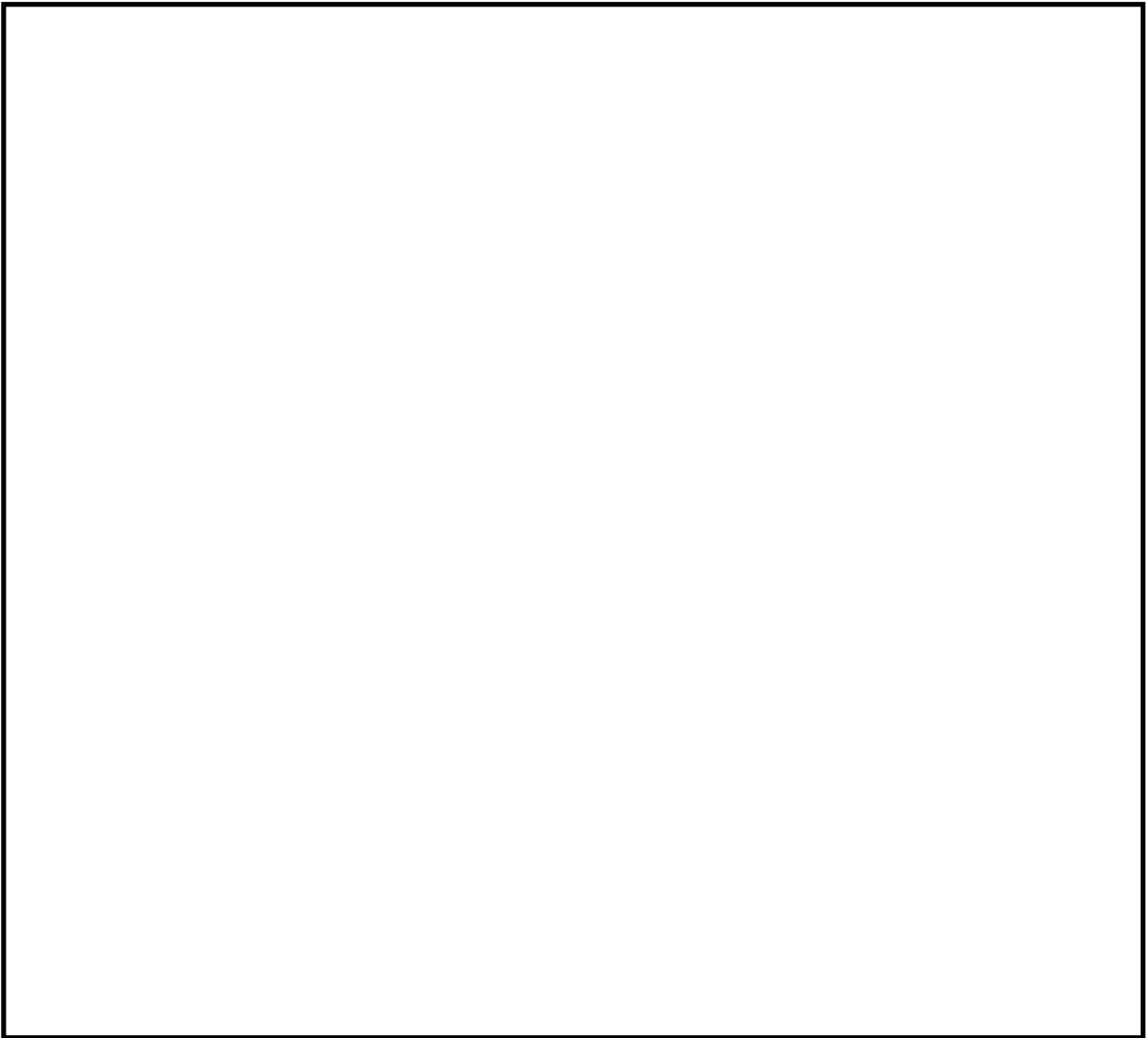
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 b. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御																		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCSによる格納容器水素・酸素濃度制御」	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="916 342 1085 421">原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td data-bbox="1085 342 1377 421">B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 421 1085 499">原子炉格納容器内の酸素濃度</td> <td data-bbox="1085 421 1377 499">B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 499 1085 577">原子炉格納容器内の圧力</td> <td data-bbox="1085 499 1377 577">ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 577 1085 723">原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td data-bbox="1085 577 1377 723">A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 723 1085 801">原子炉圧力容器内の温度</td> <td data-bbox="1085 723 1377 801">原子炉圧力容器温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 801 1085 880">原子炉格納容器内の温度</td> <td data-bbox="1085 801 1377 880">サブプレッション・プール水温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 880 1085 1272">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="1085 880 1377 1272">A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 残留熱代替除去ポンプ出口流量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 I-原子炉補機冷却ポンプ圧力 II-原子炉補機冷却ポンプ圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 1272 1085 1456">電源</td> <td data-bbox="1085 1272 1377 1456">C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧</td> </tr> </table>	原子炉格納容器内の水素濃度	B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内の酸素濃度	B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	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 (SA)	最終ヒートシンクの確保	A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 残留熱代替除去ポンプ出口流量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 I-原子炉補機冷却ポンプ圧力 II-原子炉補機冷却ポンプ圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度	電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
原子炉格納容器内の水素濃度	B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)																	
原子炉格納容器内の酸素濃度	B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)																	
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)																	
原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)																	
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)																	
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 (SA)																	
最終ヒートシンクの確保	A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 残留熱代替除去ポンプ出口流量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 I-原子炉補機冷却ポンプ圧力 II-原子炉補機冷却ポンプ圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度																	
電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧																	
	操作	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="916 1456 1085 1534">原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td data-bbox="1085 1456 1377 1534">A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 1534 1085 1612">原子炉格納容器内の酸素濃度</td> <td data-bbox="1085 1534 1377 1612">A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 1612 1085 1691">原子炉格納容器内の圧力</td> <td data-bbox="1085 1612 1377 1691">ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 1691 1085 1769">原子炉格納容器内の温度</td> <td data-bbox="1085 1691 1377 1769">ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・チェンバ温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 1769 1085 1995">補機監視機能</td> <td data-bbox="1085 1769 1377 1995">A, B-FCS系統入口流量 A, B-FCSブロウ入口流量 A, B-ブロウ入口圧力 A, B-FCS加熱器ガス温度 A, B-FCS加熱器出口温度 A, B-FCS加熱器壁温度 A, B-再結合器ガス温度 A, B-FCS再結合器壁温度</td> </tr> </table>	原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・チェンバ温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA)	補機監視機能	A, B-FCS系統入口流量 A, B-FCSブロウ入口流量 A, B-ブロウ入口圧力 A, B-FCS加熱器ガス温度 A, B-FCS加熱器出口温度 A, B-FCS加熱器壁温度 A, B-再結合器ガス温度 A, B-FCS再結合器壁温度						
原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)																	
原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)																	
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)																	
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・チェンバ温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA)																	
補機監視機能	A, B-FCS系統入口流量 A, B-FCSブロウ入口流量 A, B-ブロウ入口圧力 A, B-FCS加熱器ガス温度 A, B-FCS加熱器出口温度 A, B-FCS加熱器壁温度 A, B-再結合器ガス温度 A, B-FCS再結合器壁温度																	

監視計器一覧(4 / 4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3)原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 a. 格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「MCAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA)
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3)原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「CAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		最終ヒートシンクの確保	I-R CW熱交換器出口温度 II-R CW熱交換器出口温度

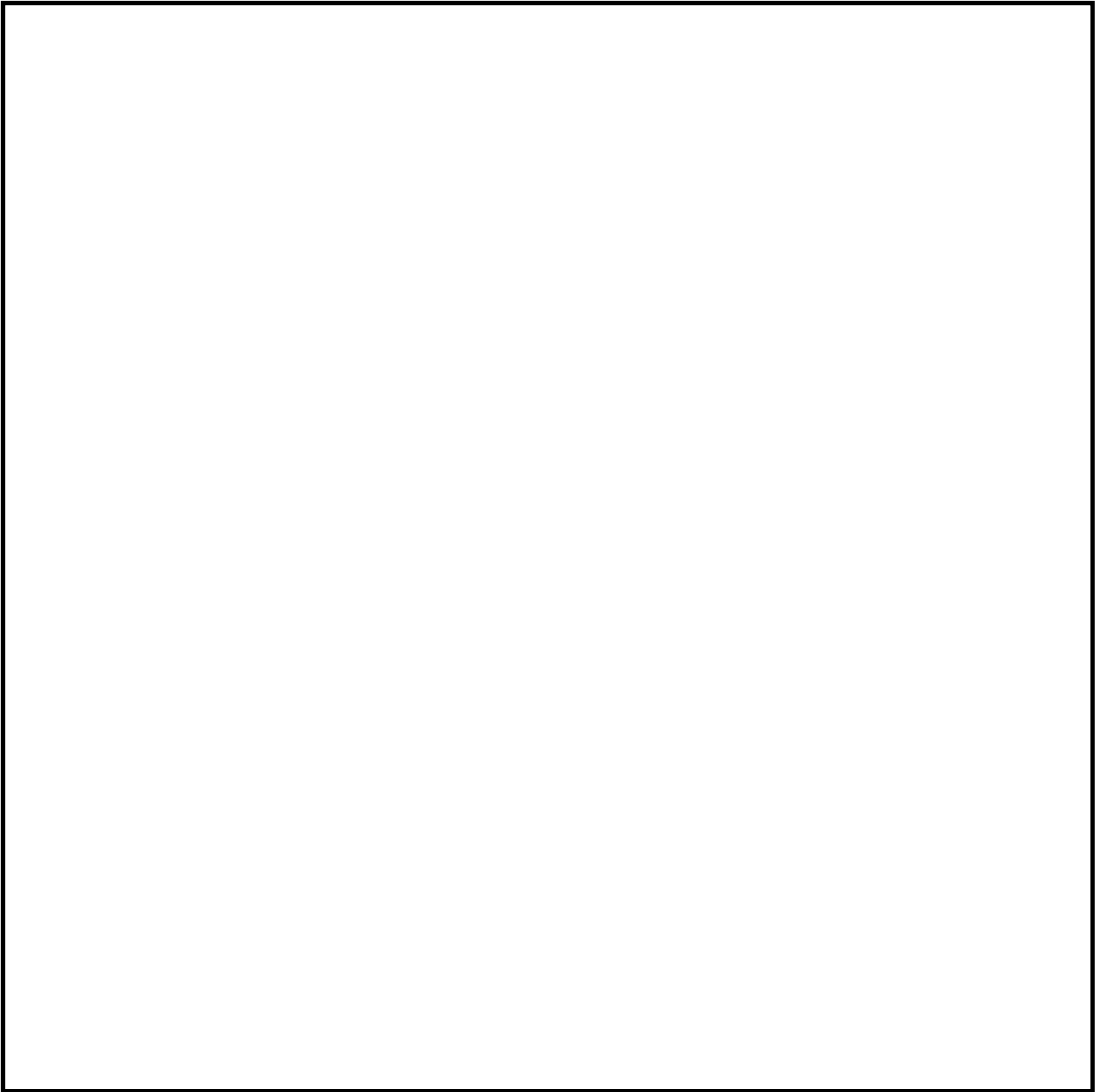
第 1.9-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p>	格納容器フィルタベント系	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 SA-C/C
	窒素ガス制御系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 SA-C/C
	非常用ガス処理系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 SA-C/C
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 SA-C/C
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 SA用115V系
	格納容器水素濃度 (SA) 格納容器酸素濃度 (SA)	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 SA-C/C
	B-格納容器水素濃度 B-格納容器酸素濃度	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計装C/C D系
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計装C/C C系 計装C/C D系



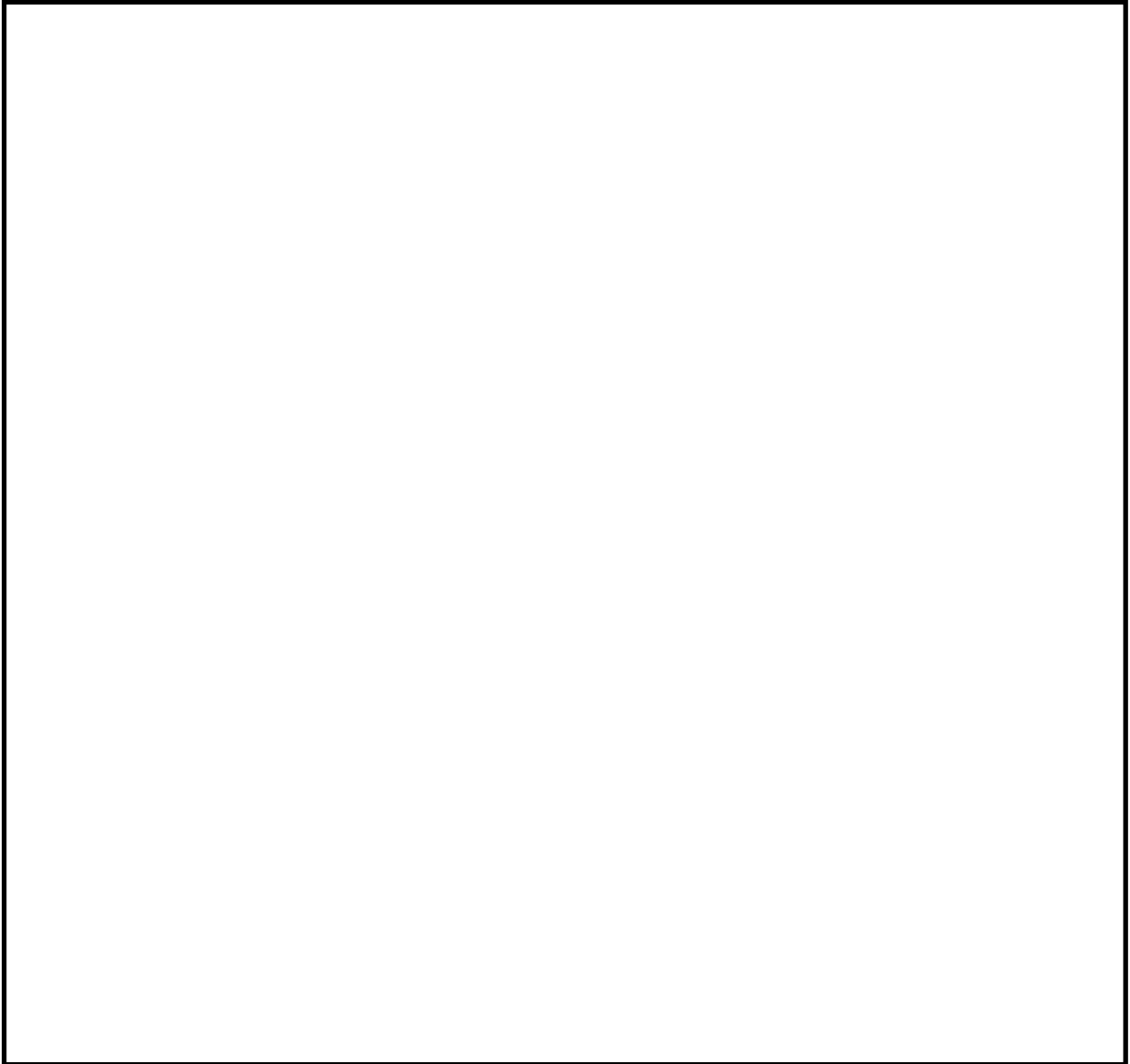
第 1.9-1 図 SOP 「放出」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.9-2 図 SOP 「除熱-1」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

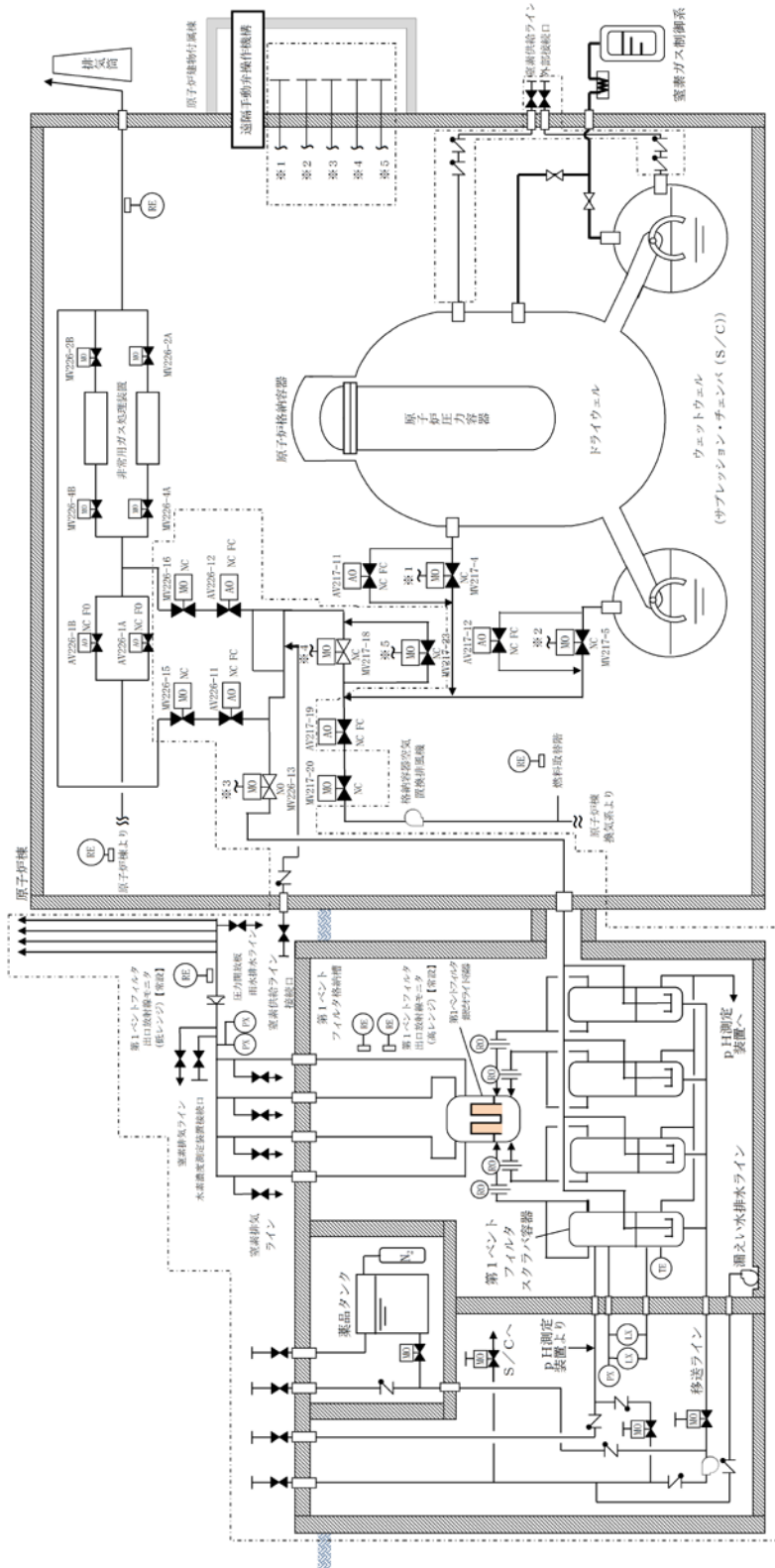


第 1.9-3 図 SOP 「除熱-2」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

凡例

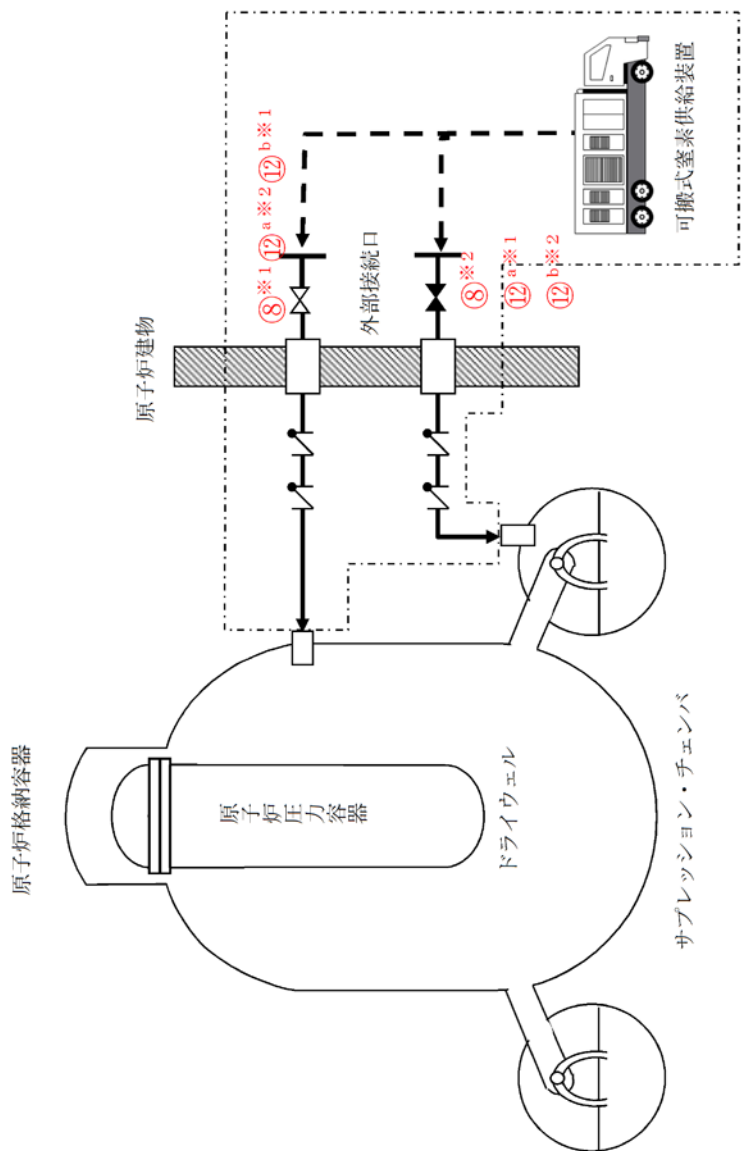
	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフイス



第 1.9-4 図 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化 概要図

凡例

	弁
	逆止弁
	使用する流路
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所



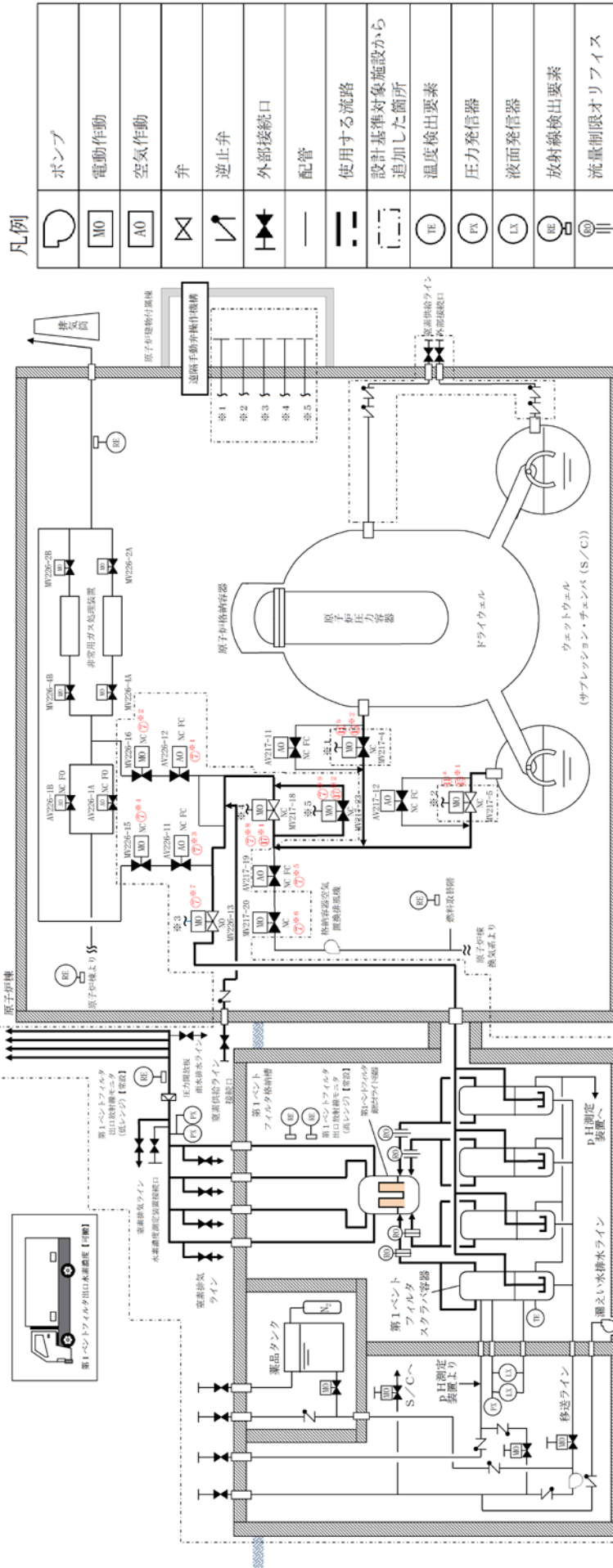
操作手順	弁名称
⑧※1 ⑫a※2 ⑫b※1	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)
⑧※2 ⑫a※1 ⑫b※2	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.9-5 図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 概要図

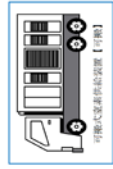
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240	
可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	要員(数) 緊急時対策要員 2	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 2時間												
		緊急時対策所～第4床管エリア移動												
		車両健全性確認												
		可搬式窒素供給装置の移動												
		可搬式窒素供給装置の接続、暖気運転												
弁開操作														
												↑		

第 1.9-6 図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○⁰⁰ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。
 ○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.9-7 図 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水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図(1 / 2)

操作手順	弁名称
⑦*1	SGT NGC連絡ライン隔離弁
⑦*2	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁
⑦*3	SGT耐圧強化ベントライン止め弁
⑦*4	SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑦*5	NGC常用空調換気入口隔離弁
⑦*6	NGC常用空調換気入口隔離弁後弁
⑦*7	SGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁
⑦*8 ⑪*1	NGC非常用ガス処理入口隔離弁
⑦*9 ⑪*2	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁
⑪ ^a ⑮*1	NGC N2トーラス出口隔離弁
⑪ ^b ⑮*2	NGC N2ドライウエル出口隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

○*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対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.9-7 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図 (2/2)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/W)	要員(数)	原子炉格納容器バント開始 55分※2 ▽												※1			
	中央制御室運転員A	1															
	現場運転員B, C	2															

※1：NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開とする。中央制御室運転員Aにて実施した場合、20分以内で可能である。

※2：非常用コントロールセンター切替盤を使用する場合は、25分以内に可能である。

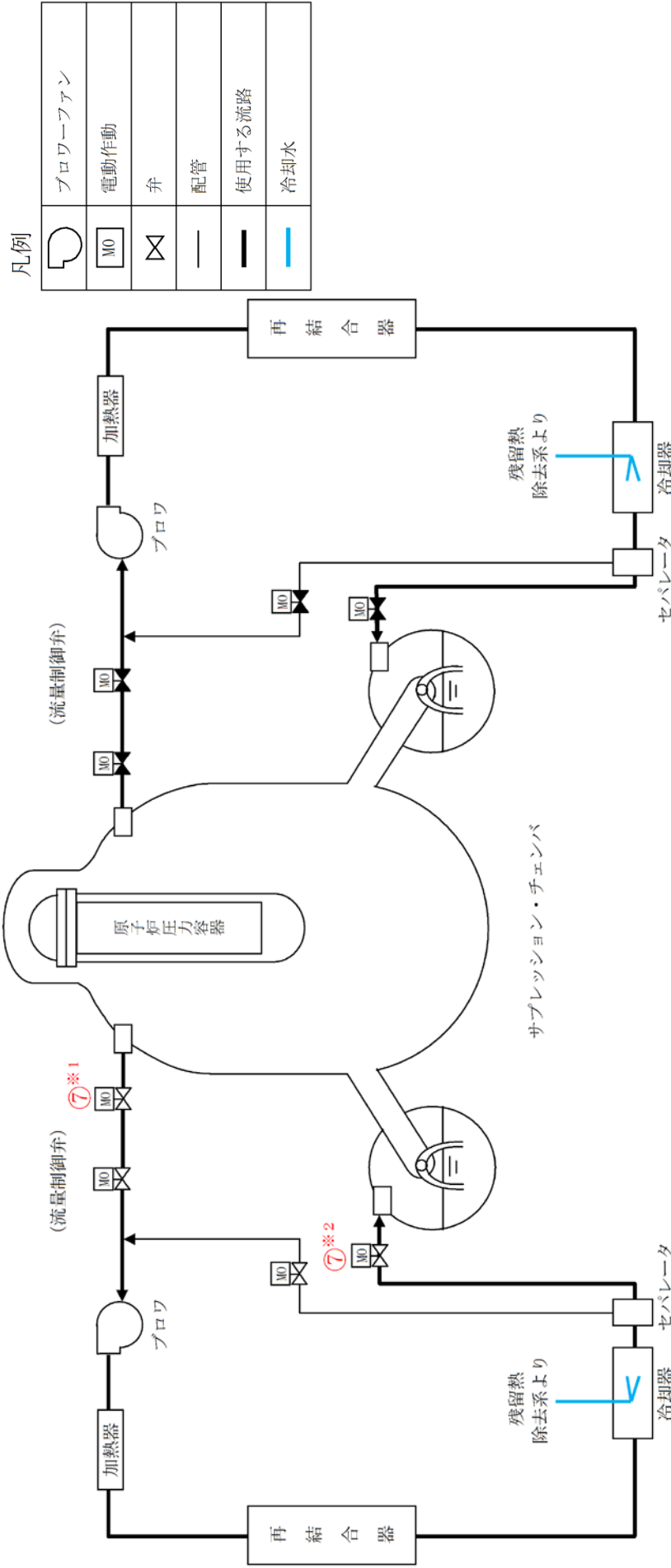
第 1.9-8 図 格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (W/W) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/W)	要員(数)	原子炉格納容器バント開始 55分※2 ▽												※1			
	中央制御室運転員A	1															
	現場運転員B, C	2															

※1：NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開とする。中央制御室運転員Aにて実施した場合、20分以内で可能である。

※2：非常用コントロールセンター切替盤を使用する場合は、25分以内に可能である。

第 1.9-9 図 格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (D/W) タイムチャート

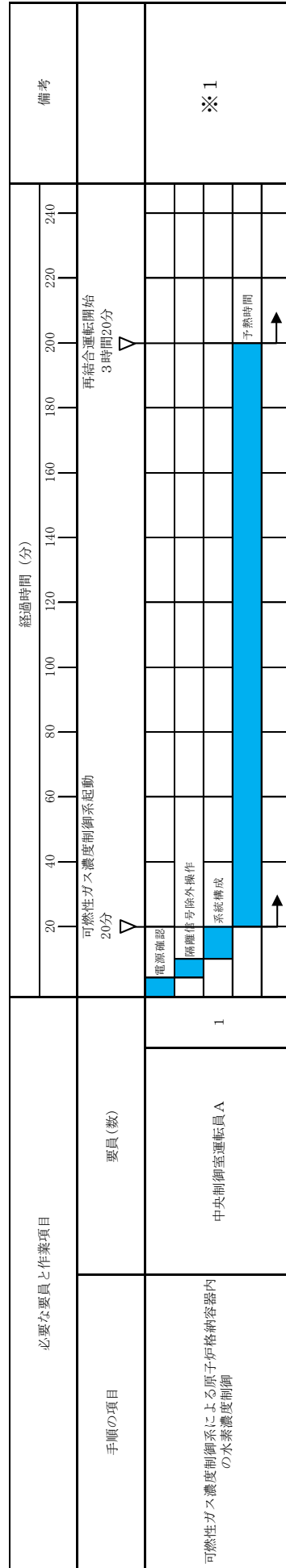


操作手順	弁名称
⑦※1	A-FCS入口隔離弁
⑦※2	A-FCS出口隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※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対象弁がある場合、その実施順を示す。








第 1.9-10 図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 概要図

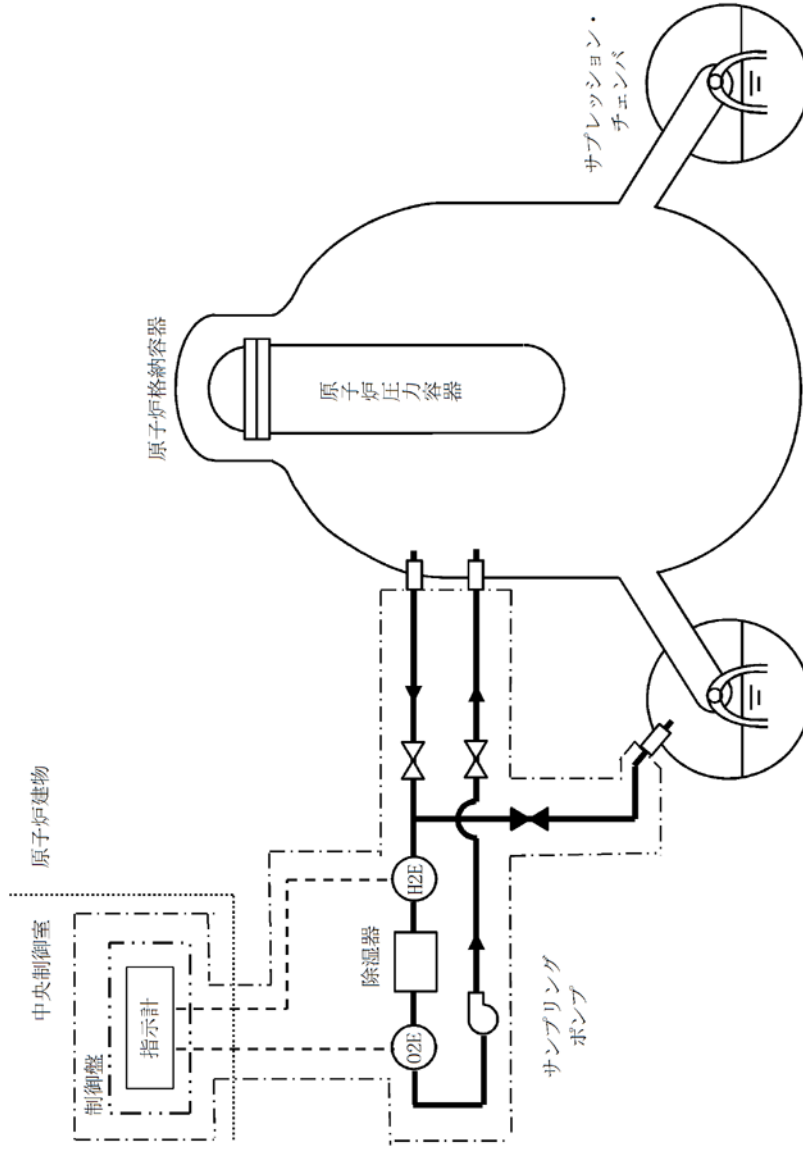


※1：可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御を示す。また、可燃性ガス濃度制御系B系については、3時間20分以内で可能である。

第 1.9-11 図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 タイムチャート

凡例

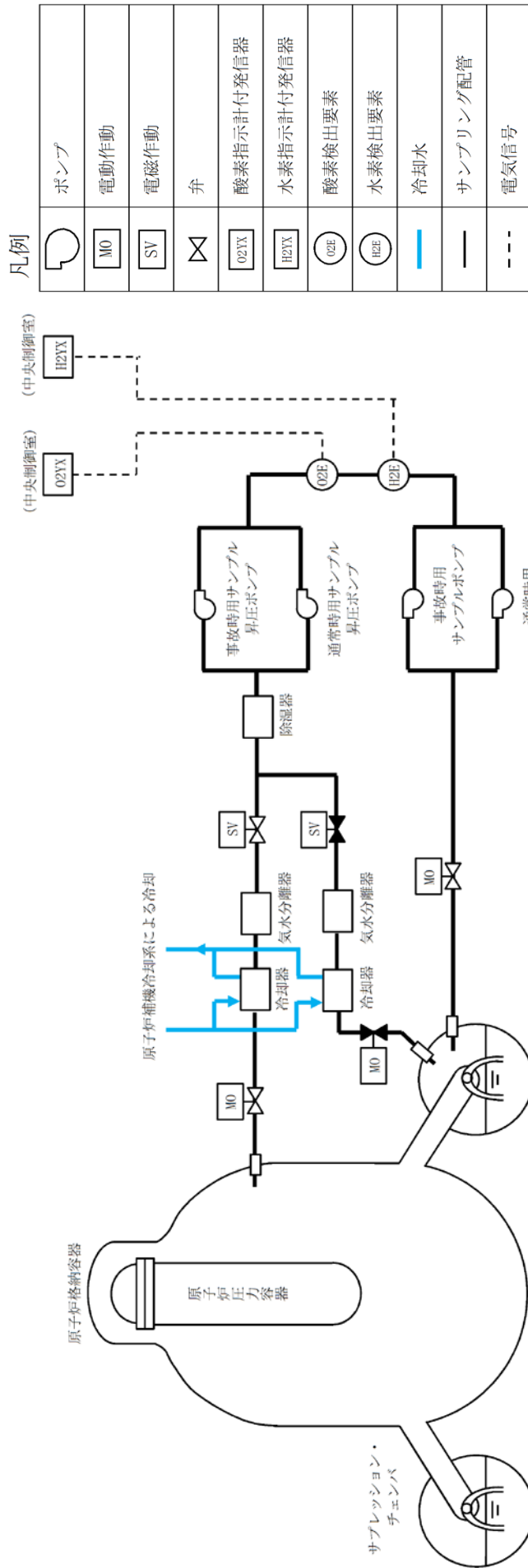
	ポンプ
	弁
	設計基準対象施設から追加した箇所
	酸素検出要素
	水素検出要素
	サンプリング配管
	電気信号



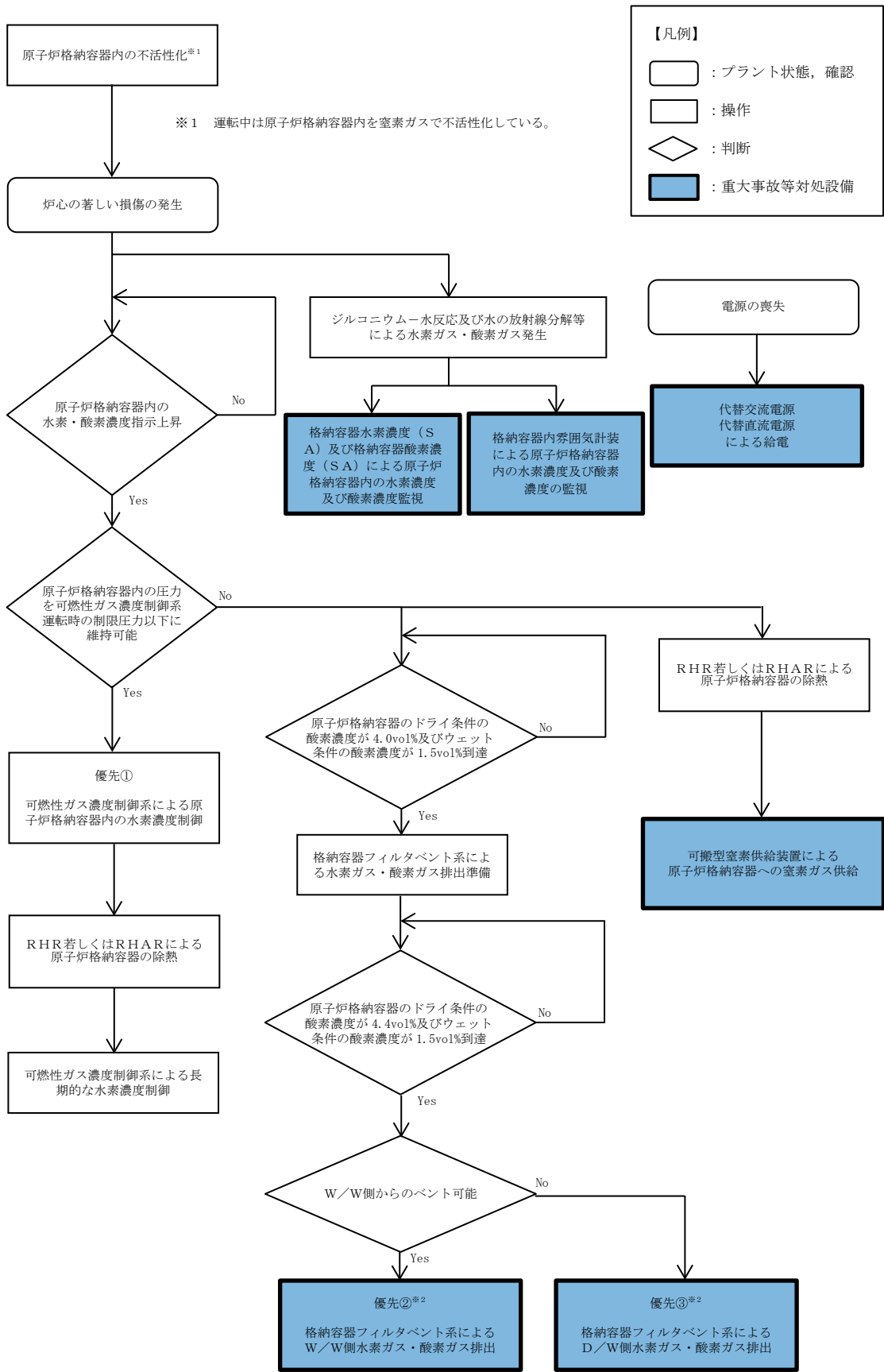
第 1.9-12 図 格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) による
原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)										備考
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60					
格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器 酸素濃度 (SA) による原子炉格納容器内の水 素濃度及び酸素濃度監視	中央制御室運転員A 1	測定開始 45分										
		起動操作										

第 1.9-13 図 格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) による
原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 タイムチャート



第 1.9-14 図 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 概要図



第 1.9-15 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1 / 4)

技術的能力審査基準 (1.9)	番号	設置許可基準規則 (52 条)	技術基準規則 (67 条)	番号
<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑤
<p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第67条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) BWR</p> <p>a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p><BWR></p> <p>a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	<p><BWR></p> <p>a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	⑥
<p>(2) PWR のうち必要な原子炉</p> <p>a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	—	<p><PWR のうち必要な原子炉></p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p>	<p><PWR のうち必要な原子炉></p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p>	—
<p>(3) BWR 及びPWR 共通</p> <p>a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	③	<p><BWR 及びPWR 共通></p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	<p><BWR 及びPWR 共通></p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	⑦
<p>b) 炉心の著しい損傷後、水—ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	④	<p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p>	<p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p>	⑧
		<p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑨

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。
窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

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					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止	窒素ガス制御系 ※1	新設 既設	① ② ⑤ ⑥	-	-	-	-	-	-
	可搬式窒素供給装置	新設			-	-	-	-	-
格納容器フィルタベント系による水素ガス及び酸素ガスの排出	格納容器フィルタベント系	新設	① ④ ⑤ ⑦	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロウ	常設	10分	1人	自主対策設備とする理由は本文参照
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	新設			可燃性ガス濃度制御系再結合装置				
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ)	新設			可燃性ガス濃度制御系配管・弁				
					残留熱除去系				
残留熱代替除去系									
水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器水素濃度(SA)	新設	① ⑤ ⑧	水素濃度及び酸素濃度の監視	A-格納容器水素濃度	既設	10分	1人	自主対策設備とする理由は本文参照
	B-格納容器水素濃度	既設							
	格納容器酸素濃度(SA)	新設			A-格納容器酸素濃度	既設			
	B-格納容器酸素濃度	既設							
代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備	新設	① ③ ⑤ ⑨	-	-	-	-	-	-
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	所内常設蓄電式直流電源設備	新設							
	可搬型直流電源設備	新設							

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。
窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3 / 4)

技術的能力審査基準 (1.9)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として、格納容器水素濃度（SA），B－格納容器水素濃度，格納容器酸素濃度（SA）及びB－格納容器酸素濃度により水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止に必要な手順等を整備する。また、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素排出を実施するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>
<p>(1) BWR</p> <p>a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内雰囲気を窒素ガス制御系により不活性化し、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器を不活性化し、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備する。</p>

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(4 / 4)

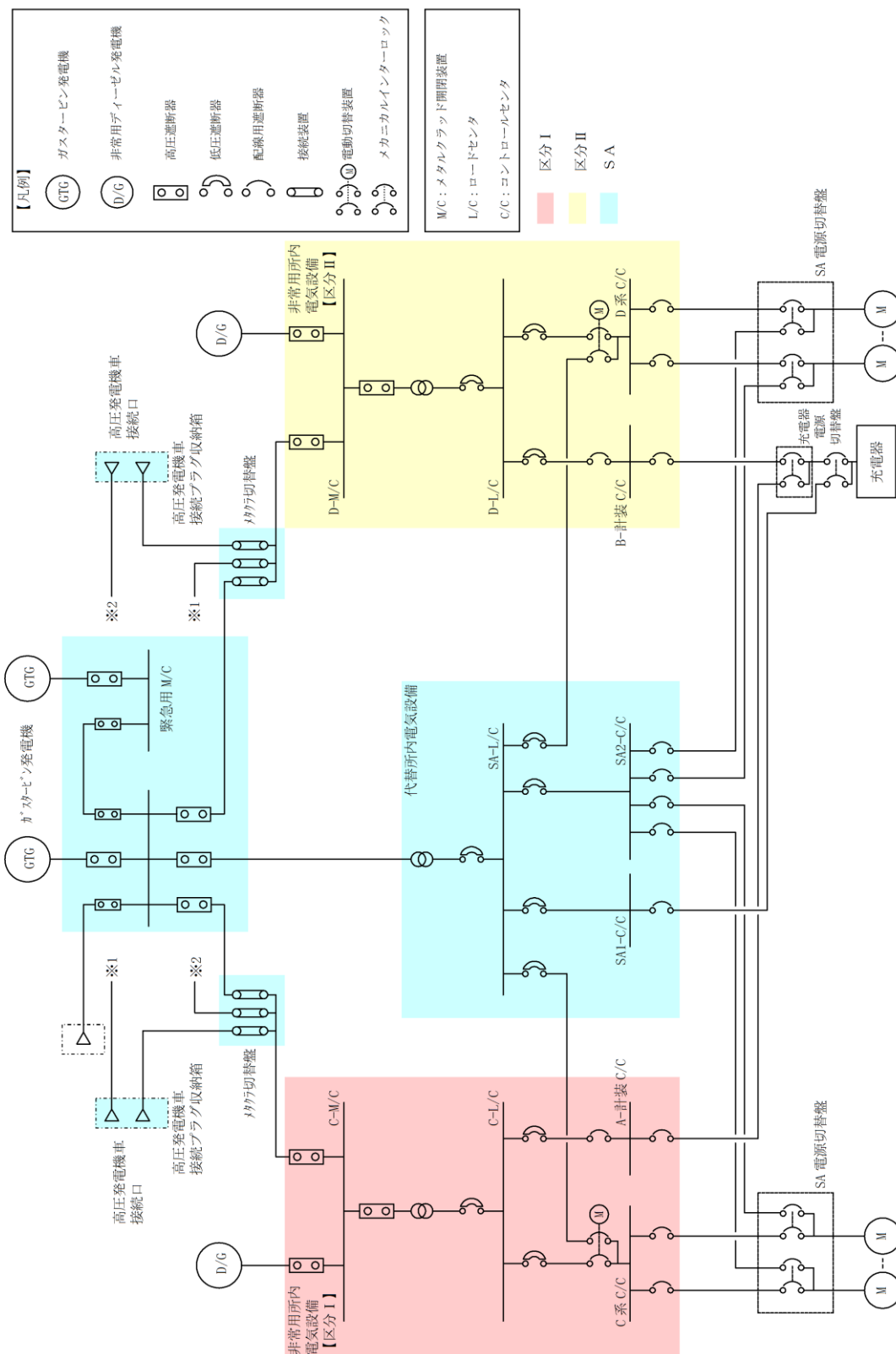
技術的能力審査基準 (1.9)	適合方針
<p>(2) PWR のうち必要な原子炉</p> <p>a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>対象外</p>
<p>(3) BWR 及び PWR 共通</p> <p>a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源が喪失した場合においても、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備（格納容器フィルタベント系，格納容器水素濃度（SA），B－格納容器水素濃度，格納容器酸素濃度（SA）及びB－格納容器酸素濃度）へ代替電源設備（常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備）により給電する手順を整備する。</p> <p>なお，電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
<p>b) 炉心の著しい損傷後、水－ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として、格納容器水素濃度（SA），B－格納容器水素濃度，格納容器酸素濃度（SA）及びB－格納容器酸素濃度により水素濃度及び酸素濃度の変動する可能性のある範囲を監視し、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素排出を実施するために必要な手順等を整備する。</p>

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

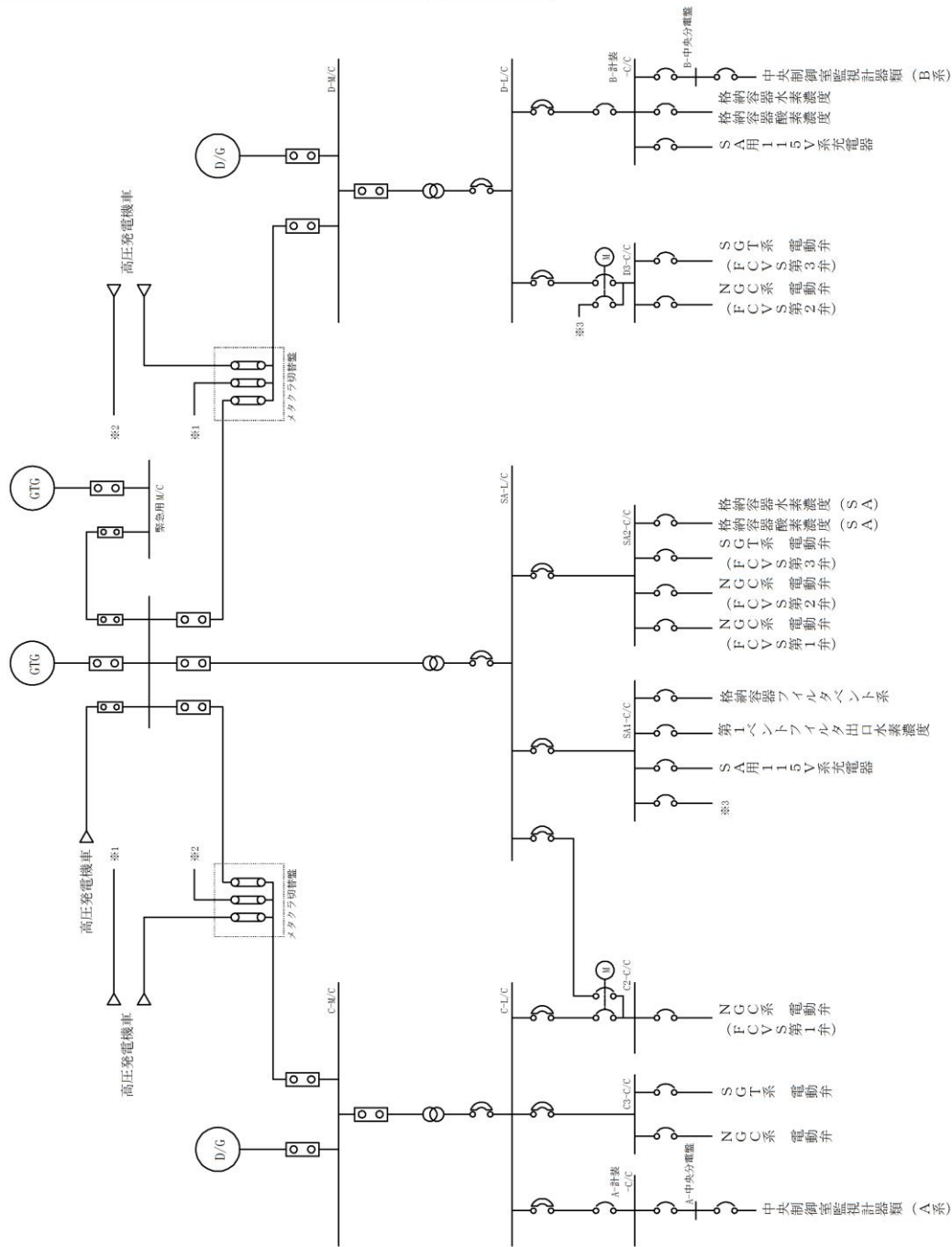
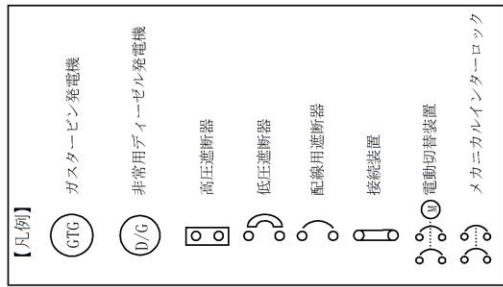
自主対策設備仕様

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	個数
可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロー	常設	Sクラス	255Nm ³ /h (1台あたり)	2台
可燃性ガス濃度制御系再結合装置	常設	Sクラス	—	2基

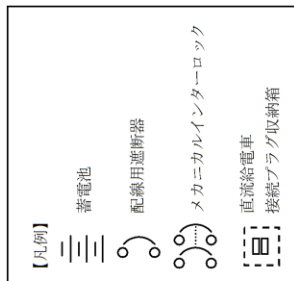
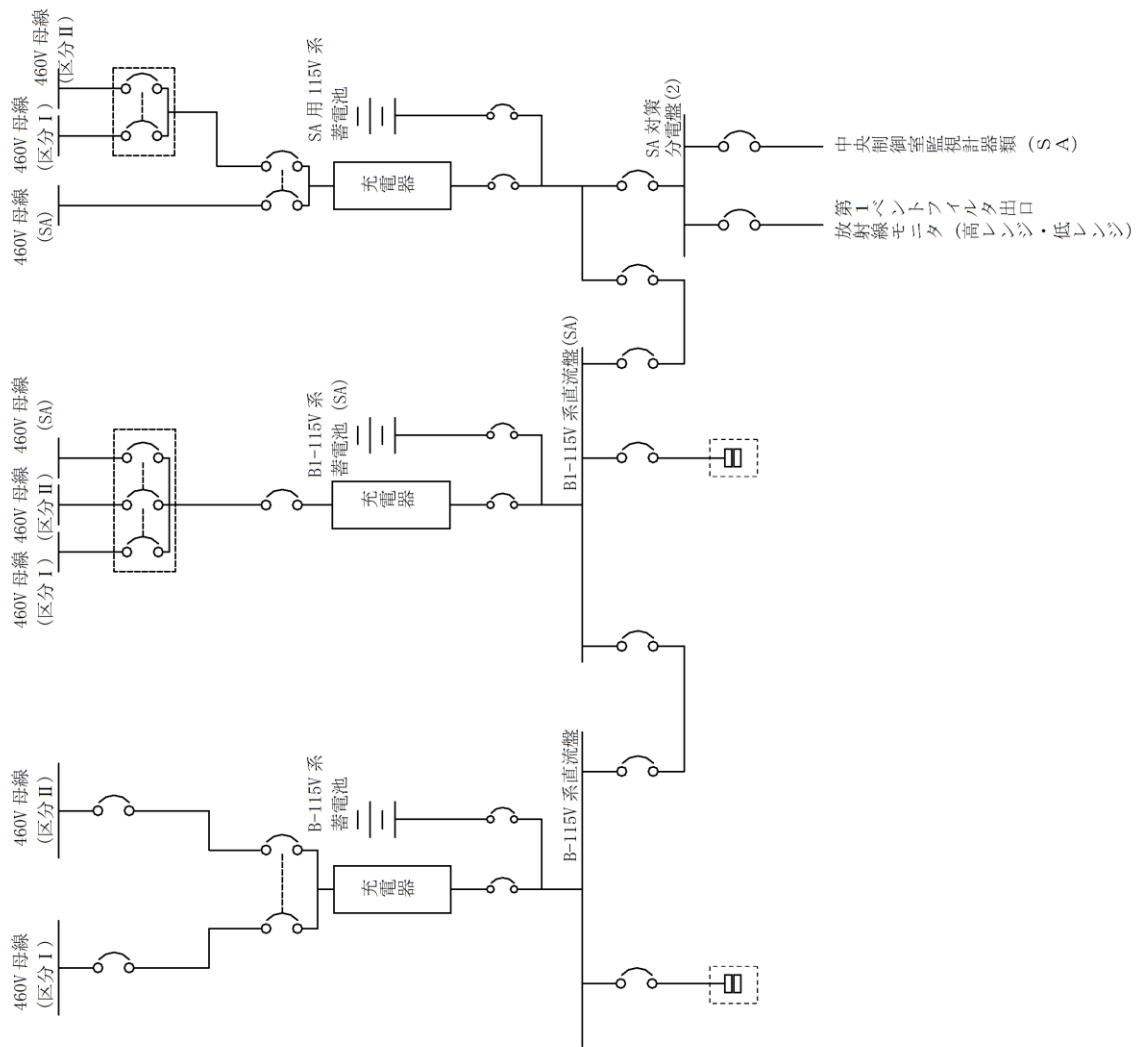
機器名称	常設／可搬	耐震性	測定方法	計測範囲	個数
A-格納容器水素濃度	常設	Sクラス	熱伝導式	0～100%	1個
A-格納容器酸素濃度	常設	Sクラス	磁器風式	0～25%	1個



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

重大事故対策の成立性

1. 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

(1) 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

a. 操作概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスの反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するため、原子炉格納容器に窒素ガスを供給する。

窒素ガスの供給は可搬式窒素供給装置にて行い、当該装置を窒素ガス代替注入系にホースで接続し、窒素供給弁を操作することでパージを行う。

b. 作業場所

屋外（原子炉建物周辺）

c. 必要要員数及び想定時間

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（緊急時対策要員2名）

想定時間 : 2時間以内（所要時間目安^{※1} : 1時間42分（移動含む））

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算出した時間
想定時間内訳

【緊急時対策要員】

- 緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間35分，所要時間目安32分
 - ・移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間10分，所要時間目安10分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）
- 可搬式窒素供給装置の移動：想定時間5分，所要時間目安2分
 - ・移動：所要時間目安2分（移動経路：第4保管エリア～屋外（原子炉建物周辺））
- 可搬式窒素供給装置の接続，暖機運転：想定時間60分，所要時間目安53分
 - ・可搬式窒素供給装置の接続：所要時間目安36分（ホース接続：屋外（原子炉建物周辺））
 - ・可搬式窒素供給装置暖機運転：所要時間目安17分（暖機運転：屋外（原子炉建物周辺））
- 弁開操作：想定時間10分（所要時間目安5分）
 - ・弁開操作：所要時間目安5分（対象弁1弁：屋外（原子炉建物周辺））

d. 操作の成立性について

(a) 現場操作

- 作業環境 : 車両のヘッドライトのほか、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。また、操作は格納容器ベント後の汚染を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備するが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した被水防護服等を装備した作業を行う場合がある。
- 移動経路 : 車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。
- 操作性 : 送気ホースの接続は、差し込み式であり容易に実施可能であり、操作に必要な工具はない。また、弁の開閉操作についても、必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。作業エリア周辺には支障となる設備はなく、十分な作業スペースがある。
- 連絡手段 : 衛星電話設備（携帯型）、無線通信設備（携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び緊急時対策本部に連絡する。



ホース接続作業

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

(1) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

a. 操作概要

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出に必要な状況において、原子炉建物付属棟地上3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤操作により電源切り替えを実施する。また、中央制御室操作により系統構成及び格納容器ベント操作を実施し、格納容器ベントを実施する。

b. 作業場所

電源切り替え 原子炉建物付属棟 地上3階（非管理区域）
 系統構成、格納容器ベント操作 制御室建物地上4階（非管理区域）
 （中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出として、最長時間を要するSA電源切替盤による電源切り替えを実施し、第一優先のW/Wベントを使用した格納容器ベンチに必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

なお、W/Wベントに必要な想定時間、D/Wベントに必要な想定時間は同一時間とする。

- 必要要員数 : 3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）
 想定時間 : 移動、SA電源切替盤操作（A系）20分以内（所要時間目安^{※1}：8分）
 移動、SA電源切替盤操作（B系）20分以内（所要時間目安^{※1}：4分）
 電源確認（中央制御室）5分以内（所要時間目安^{※1}：4分）
 系統構成（中央制御室）5分以内（所要時間目安^{※1}：4分）
 ベント実施操作（中央制御室）10分以内（所要時間目安^{※1}：3分）

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

- 電源確認：想定時間5分、所要時間目安4分
- ・電源確認：所要時間目安4分（電源確認：中央制御室）

- 系統構成：想定時間 5 分，所要時間目安 4 分
 - ・系統構成：所要時間目安 4 分（操作対象 1 弁：中央制御室）
- ベント実施操作（第 1 弁開操作）：想定時間 10 分，所要時間目安 3 分
 - ・ベント実施操作（第 1 弁開操作）：所要時間目安 3 分（操作対象 1 弁：中央制御室）

【現場運転員】

- 移動，S A 電源切替操作（A系）：想定時間 20 分，所要時間目安 8 分
 - ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：中央制御室から原子炉建物付属棟 地上 3 階）
 - ・S A 電源切替操作（A系）：所要時間目安 3 分（電源切替操作：原子炉建物付属棟 地上 3 階）
- 移動，S A 電源切替操作（B系）：想定時間 20 分，所要時間目安 4 分
 - ・移動：所要時間目安 1 分（原子炉建物付属棟 地上 3 階）
 - ・S A 電源切替操作（B系）：所要時間目安 3 分（電源切替操作：原子炉建物付属棟 地上 3 階）

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

- 作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ），LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。
- 操作性：操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

(b) 現場操作

- 作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備して作業を行う。
- 移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。
- 操作性：通常受電操作であるため，容易に実施可能である。
- 連絡手段：所内通信連絡設備，電力保安通信用電話設備，有線式通信設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

(2) 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

a. 操作概要

中央制御室操作により、可燃性ガス濃度制御系の系統構成を行い、再結合運転を開始する。

b. 作業場所

制御室建物地上 4 階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

可燃性ガス濃度制御系の起動操作及び予熱に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数 : 1 名（中央制御室運転員 1 名）

想定時間 : 3 時間 20 分以内（所要時間目安^{※1} : 3 時間 8 分）

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認：想定時間 5 分，所要時間目安 3 分

・電源確保及び冷却水確保確認：所要時間目安 3 分（中央制御室）

●隔離信号除外操作：想定時間 5 分，所要時間目安 1 分

・格納容器隔離信号の除外操作：所要時間目安 1 分（中央制御室）

●系統構成：想定時間 10 分，所要時間目安 4 分

・系統構成及びブロー起動：所要時間目安 4 分（操作対象 2 弁：中央制御室）

●予熱：想定時間 3 時間，所要時間目安 3 時間

・可燃性ガス濃度制御系暖機運転：所要時間目安 3 時間

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ）、LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。

3. 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

(1) 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

a. 操作概要

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）の起動操作及び系統暖機を実施する。

b. 作業場所

制御室建物地上 2 階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）の起動操作及び系統暖機に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数 : 1 名（中央制御室運転員 1 名）

想定時間 : 45 分以内（所要時間目安^{*1} : 41 分）

※1 : 所要時間目安は，模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●起動操作：想定時間 5 分，所要時間目安 3 分

・電源確認：所要時間目安 2 分（中央制御室）

・格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）起動操作：所要時間目安 1 分（中央制御室）

●システム起動，暖気：想定時間 40 分，所要時間目安 38 分

・格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）系統暖気：所要時間目安 30 分

・格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）起動：所要時間目安 8 分

d. 操作の成立性について

作業環境 : 常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ），LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

炉心損傷，原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

島根原子力発電所2号炉では、炉心損傷が生じた場合あるいは事象が進展し、原子炉圧力容器(以下「RPV」という。)破損に至った場合の緊急時対策本部による対応をアクシデントマネジメントガイド(以下「AMG」という。)に、運転員による対応を、事故時操作要領書(シビアアクシデント)(以下「SOP」という。)に定めている。このため、有効性評価における炉心損傷後の重大事故時の運転員の対応はSOPに従ったものとなっている。

SOPには、炉心損傷後の状況に応じた対応が可能となるよう対応フローを定めており、対応の優先順位等についても定めている。このため、想定される状況に対して網羅的に対応可能な手順になっていると考えるが、ここでは、炉心損傷後の原子炉格納容器内の状況を場合分けし、それらについてSOPによる対応が可能であることを確認する。SOPの対応フローを第1図に示す。また、原子炉格納容器の構造図を第2図に示す。

1. 各炉心損傷モードへの対応の網羅性

炉心損傷モードのうち、格納容器先行破損の炉心損傷モード^{*1}を除くと、TQUV, TQUX, TB(長期TB, TBU, TBD, TBP), LOCAが抽出される。

このうち、TQUV, TQUX, TB(長期TB, TBU, TBD, TBP)は、炉心損傷の時点でRPVが健全であり、RPV内の原子炉冷却材はSRVを通じてサブプレッション・チェンバ(以下「S/C」という。)に放出されている点で、炉心損傷の時点でのRPVの健全性及び原子炉格納容器の原子炉冷却材の状況が同じ炉心損傷モードである。TQUV, TBPは炉心損傷の時点でRPV内が減圧されていることに対し、TQUX, 長期TB, TBU, TBDでは炉心損傷の時点でRPV内が減圧されていないが、SOPにおいて、原子炉水位が燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%高い位置でRPVを減圧する手順としていることから、その後は同じ対応となる。

一方LOCA(LOCA後の注水失敗による炉心損傷)は、炉心損傷の時点でRPVバウンダリ機能を喪失しており、RPV内の原子炉冷却材がドライウェル(以下「D/W」という)に直接放出される炉心損傷モードである。このため、炉心損傷時点での原子炉格納容器の圧力、温度等のパラメータには他の炉心損傷モードとの違いが生じるが、各々のパラメータに応じた運転操作がSOPに定められており、対応は可能である。

※1 格納容器先行破損の炉心損傷モードによって炉心損傷に至った場合、炉心損傷の時点で原子炉格納容器が破損していることから、SOPに想定する対応の可否についての不確かさが大きいと考え、ここでの考察から除外した。しかしながら、現実的にはSOPに準じ、注水及び除熱を試みるものと考えられる。

また、LOCAが発生し、D/Wに放出された原子炉冷却材はペDESTALに流入し、ペDESTALに水位が形成されると考えられる。

炉心損傷後の手順として、RPVの破損及びペDESTALへの溶融炉心落下に備えたペDESTALへの注水を定めており、ペDESTALの水位が2.4m(注水量225m³)に到達していることを確認した後、ペDESTALへの注水を停止する。先述のとおり、LOCAの場合にはあらかじめ水位が形成されている可能性が考えられるものの、どの炉心損傷モードを経た場合であってもペDESTAL水位計にて水位2.4mを確認した後、ペDESTALへの注水を停止する。

溶融炉心落下時のペDESTALの水位は、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(以下「炉外FCI」という。)及び溶融炉心・コンクリート相互作用(以下「MCCI」という。)への対応を考慮し、2.4m相当としている。しかしながら、仮にペDESTAL水位が2.4mより高い場合であっても、炉外FCIやMCCIによる原子炉格納容器の機能維持に問題ないことを確認^{※2}している。

以上より、いずれの炉心損傷モードを経た場合についてもSOPによって炉心損傷後の対応をとることが可能である。

2. 注水及び除熱の考え方

炉心損傷後の注水及び除熱の考え方については、RPVの破損の有無で大別している。

まず、RPVの破損に至る前の段階においては、RPV内の炉心の状況によらずRPVへの注水を優先する手順としている。

その後、RPVを破損させることなく原子炉水位を安定させることに成功した場合はRPVへの注水及び必要に応じて原子炉格納容器からの除熱を並行して実施する手順としている。ただし、RPV下鏡温度が300℃に到達し、RPV下部プレナムへの溶融炉心の落下が想定される場合はRPVへの注水と並行してペDESTALへの注水(水位2.4m(注水量225m³))を実施する手順としている。

※2 島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価について「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 添付資料3.3.3 ペDESTALへの水張り実施の適切性」参照。ペDESTALの水位が高い方が物理現象発生時の原子炉格納容器への負荷が高くなると考えられる炉外FCIについて、溶融炉心がペDESTALに落下する前に、ペDESTALにペDESTAL開口部下端位置までの高さ(約3.8m)の水位が形成されているものとした。これ以上の水位を形成させるためには、ドライウェル床面全面を満たしながら上昇させる必要があることから、仮にペDESTAL注水を入れすぎたとしても開口部下端位置以上の水位となることは考えにくい。また、ここでは現実的な溶融炉心の落下様態を想定した条件を適用して評価した場合、ペDESTALの内側鋼板の最大応力は14MPaであり、ペDESTALの内側鋼板の降伏応力(490MPa)を十分に下回っており、格納容器破損に至る恐れはないことを確認している。ペDESTALの水位上昇の要因がLOCAに起因する原子炉冷却材であった場合、サブクール度は低くなり炉外FCI発生可能性そのものを小さくするとともに、発生した場合でも発生する最大応力は小さくなるものとする。

次に、R P Vが破損した後は、ペDESTALに崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施する手順としている。S O P及びAMGに定めるR P V破損の判定方法に基づきR P Vの破損を判定した後は、ペDESTALに直接崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施することとしており、その注水量はペDESTAL水位及び原子炉格納容器外の流量計にて確認する手順としている。なお、本流量計の先にあるペDESTAL以外への分岐配管については、逆止弁または常時閉の手動弁があり、他系統へ流入することなく、確実にペDESTALへの注水量を確認できる設備構成となっている。また、原子炉格納容器からの除熱が必要な場合はペDESTALへの注水と原子炉格納容器からの除熱とを並行して実施する手順としている。

しかしながら、R P Vが破損した後は、R P V内の溶融炉心の状態、R P V破損口の状態、ペDESTALへの溶融炉心の落下量、格納容器圧力及び温度等、原子炉格納容器内の状態の不確かさが大きく、また、注水又は除熱を実施可能な設備が限定され、注水又は除熱に使用できる流量が不足する場合を想定すると、重大事故時に確実なアクシデントマネジメントを実施できるよう、注水及び除熱の優先順位を明確化しておく必要がある。このため、S O P及びAMGではR P V破損判定後の運転操作の優先順位を次の様に定めている。

優先順位 1 : D/Wスプレイ

- ・ 開始条件：格納容器圧力 640kPa (1.5Pd) 以上又は格納容器温度 190℃以上
- ・ 停止条件：格納容器圧力 588kPa 以下又は格納容器温度 171℃以下
- ・ 流量：120m³/h

優先順位 2 : ペDESTAL注水

- ・ 流量：崩壊熱に余裕をみた量（スクラム後～5時間：60m³/h, 5～10時間：55m³/h, 10～20時間：35m³/h, 20時間～40時間：30m³/h, 40時間～80時間：20m³/h, 80時間～120時間：15m³/h, 120時間以降：12m³/h) で注水

優先順位 3 : R P V破損後のR P Vへの注水

- ・ 流量：15m³/h (S/C水源でE C C Sを運転できる場合は全量注水)

これらは可能な限り並行して実施すべきものであるが、中でも格納容器スプレイを優先する理由は、格納容器スプレイを開始する状況は格納容器過圧又は過温破損の防止及び早期の格納容器ベントを抑制するための運転操作が必要な状況であり、これに即応する必要があるためである。D/WスプレイとS/Cスプレイでは、より広い空間にスプレイすること等により、原子炉格納容器の圧力及び温度の抑制効果が高いと考えられるD/Wスプレイを実施することとしている。また、D/Wにスプレイを実施することでペDESTALへ冷却材が流入するため、ペDESTALの溶融炉心の冷却にも期待できる。

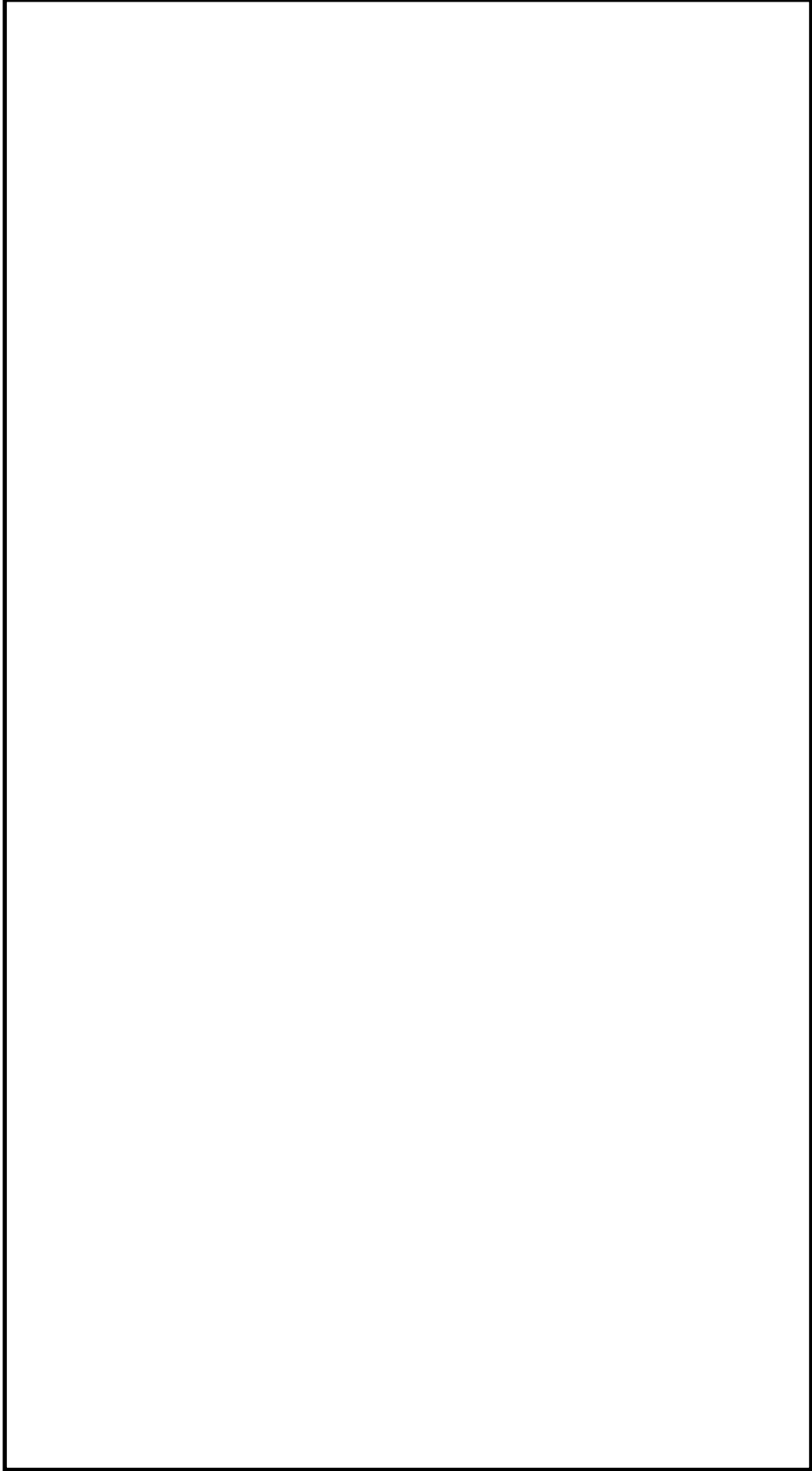
ペDESTALへの注水については、R P V破損前の注水によりペDESTAL内には約 70m³(スクラム後 5～10 時間後の崩壊熱に換算すると約 2 時間分)の冷却材が確保されていること及びD/Wスプレイした冷却材がD/W床面からペDESTALへ流入することにも期待できることを考慮し、D/Wスプレイに次ぐ優先順位としている。

R P V破損後のR P Vへの注水には、R P V内に残存する溶融炉心の冷却及びR P V破損口から原子炉冷却材が流出することによるペDESTALに堆積している溶融炉心の冷却にも期待できると考えられるが、R P V破損口からの原子炉冷却材の流出の状況を確実に把握することは困難なことから、ペDESTAL注水に必要な流量を確保した後の優先順位としている。

しかしながら、R P Vが破損した後の注水及び除熱の優先順位については、今後の検討結果により、前述の優先順位は変わりうるものと考えている。

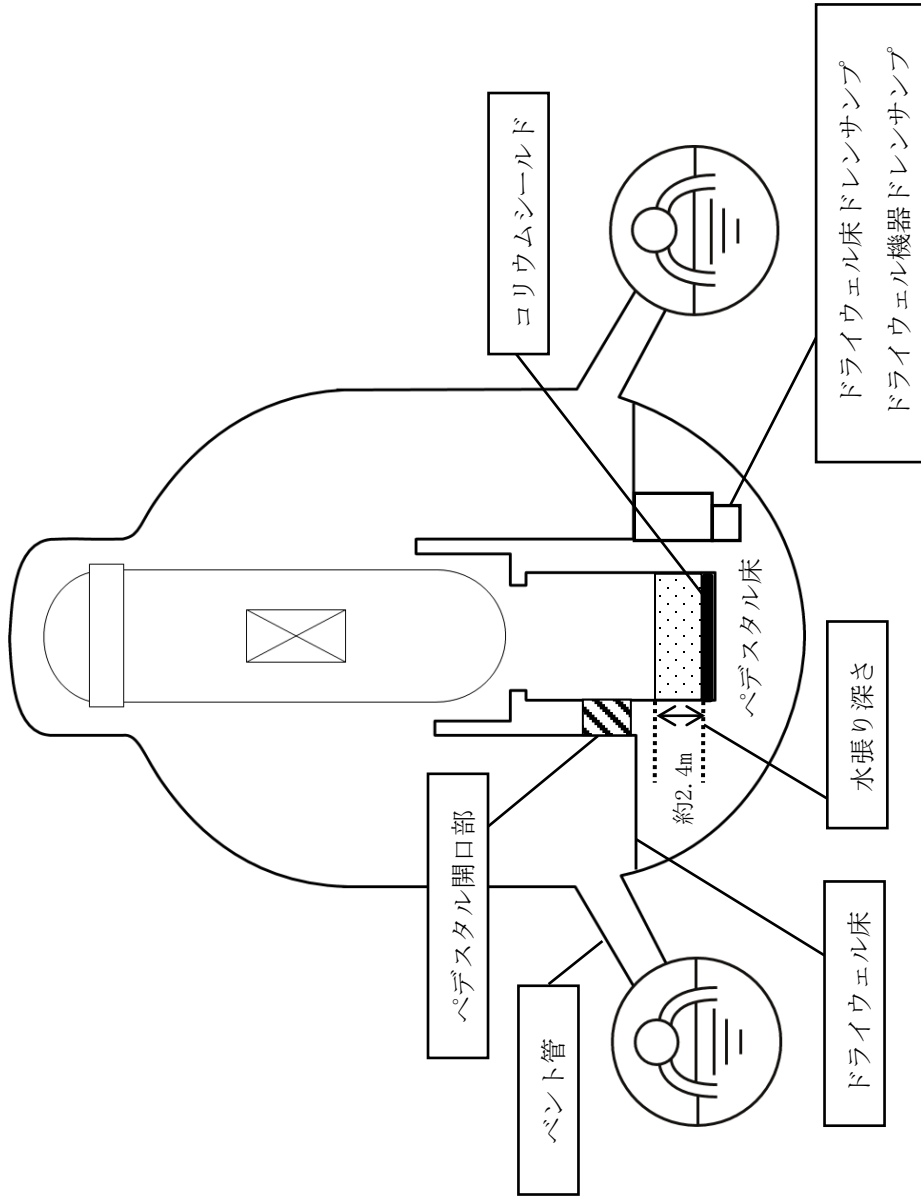
D/Wスプレイまたは注水により、S/C水位が通常水位+約 1.3m に到達する時点でスプレイを停止し、格納容器ベントを実施する。ベント開始後は、崩壊熱に余裕をみた量の注水を継続するとともに、ペDESTAL水位計を監視し、水位を維持することによりペDESTALの溶融炉心の冷却を継続する。

以上のとおり、原子炉格納容器内の状態の不確かさを考慮しても、S O Pによって確実なアクシデントマネジメントを実施することが可能である。



第1図 SOPの対応フロー (全体)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第2図 原子炉格納容器の構造図

3. 長期安定停止に向けた対応について

長期安定停止に向けて格納容器圧力及び温度を低下させることを目的として、残留熱除去系及び残留熱代替除去系による格納容器除熱を実施し、格納容器の健全性を維持する。

また、炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で水素ガス及び酸素ガスが発生するため、水素燃焼を防止する観点から、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施する。

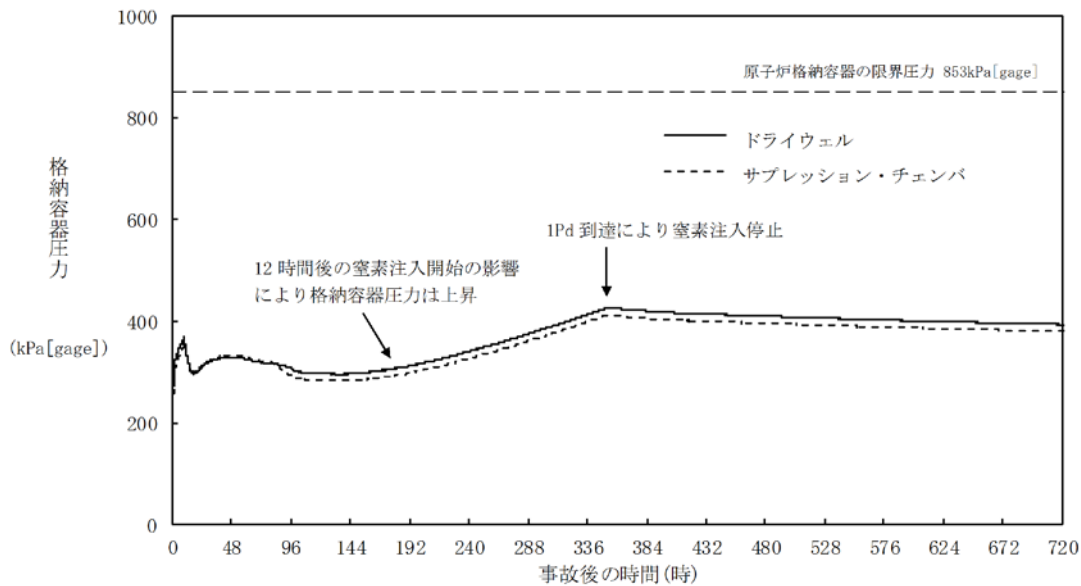
(1) 事故後長期にわたる格納容器の健全性について

有効性評価における原子炉格納容器限界温度・圧力は 200℃、2Pd と設定しており、200℃、2Pd について時間経過を考慮した評価が必要な部位はシール部と考えている。このため、シール部については 200℃、2Pd の状態が 7 日間（168 時間）継続した場合でもシール機能に影響ないことを確認することで限界温度・圧力における原子炉格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。

ここでは、200℃、2Pd を適用可能な 7 日間（168 時間）以降においても、有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し、格納容器の閉じ込め機能を示す。

また、上記に加えて、7 日間（168 時間）以降の累積放射線照射量についても、原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認する。

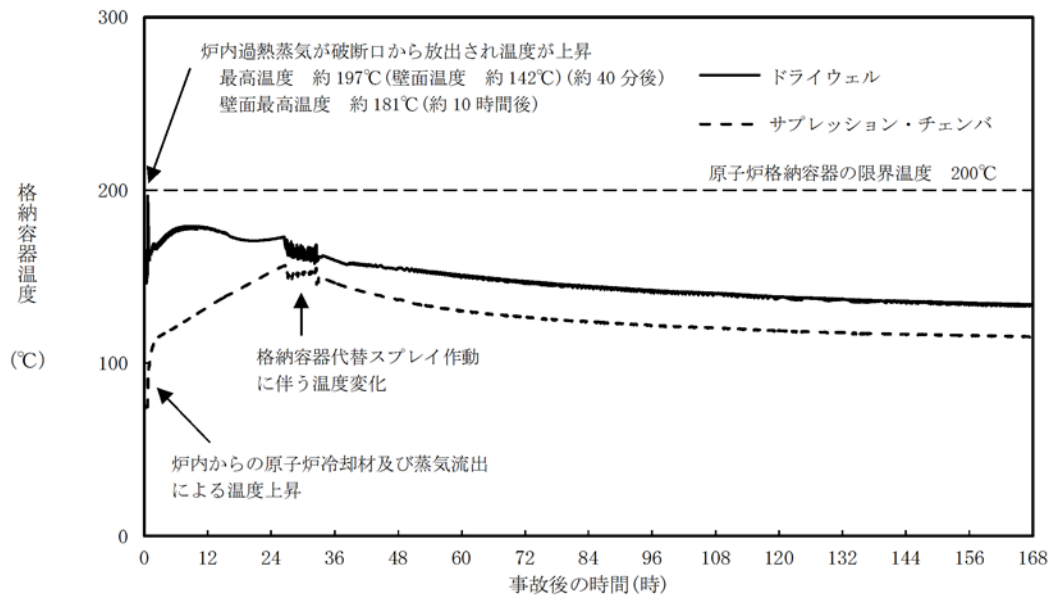
7 日間（168 時間）以降において、格納容器圧力が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用する場合のシーケンス及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定されるシーケンスである。これらのシーケンスは、残留熱代替除去系による格納容器除熱を開始した時点で、格納容器内酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため、427kPa[gage]までサプレッション・チェンバへの窒素注入を行う手順としており、第 1 表で示すとおり、7 日間（168 時間）以降の格納容器圧力は最大で 427kPa[gage]となる。代表的に、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用する場合のシーケンスにおける格納容器圧力の推移を第 3 図に示す。



第3図 原子炉格納容器圧力の推移（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用する場合）

7日間（168時間）以降の格納容器雰囲気温度が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用できない場合のシーケンスである。このシーケンスの格納容器雰囲気温度の推移を第4図に示すが、7日間（168時間）時点で150℃未満であり、その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため、7日間（168時間）以降は150℃を下回る。また、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度^{*}）についても、事象発生後約10時間後に生じる最高値は約181℃であるが、7日間以降は150℃を下回る。

※：評価に用いているMAAPコードは、FP沈着に伴う発熱を考慮したものとなっている。格納容器内のFP挙動については、原子力安全基盤機構（JNES）の「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり、格納容器全体に飛散することがないことが確認されており、健全性が維持されたシール部等の貫通部への局所的なFP沈着は発生しにくく、MAAPコードによる壁面温度の結果は妥当と考える。

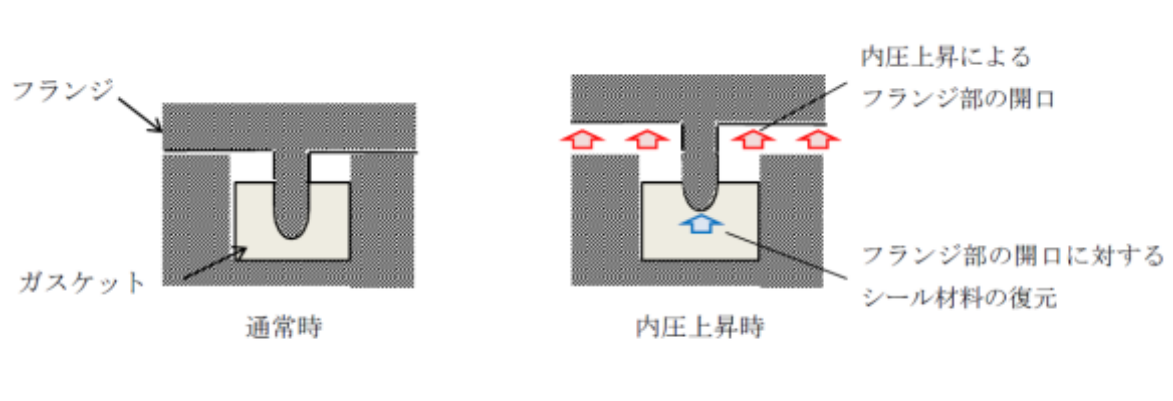


第4図 原子炉格納容器温度の推移（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用しない場合）

第1表 事故発生後の経過時間と原子炉格納容器圧力・温度の関係

事故発生後の経過時間	0～168 時間	168 時間以降
原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器限界圧力として2Pd（853kPa）を設定	有効性評価シナリオで最大427kPa[gage]となる（第3図）
原子炉格納容器温度	原子炉格納容器限界温度として200℃を設定	有効性評価シナリオで150℃を下回る（第4図）

①長期（168 時間以降）の原子炉格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について
 時間経過により健全性に影響を及ぼす部位はシール材である。シール部の機能維持は、第 5 図の模式図に示す通り、原子炉格納容器圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し、シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり、原子炉格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても、圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば、シール部の機能は健全である。長期のケースとして、有効性評価シナリオにおいて 168h 時の原子炉格納容器圧力が高い残留熱代替除去系運転ケースを評価しても、原子炉格納容器圧力は約 0.3MPa であり開口量は小さい（第 2 表参照）。



第 5 図 シール部の機能維持確認の模式図

第 2 表 原子炉格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	残留熱代替除去系 運転ケースの 168h 時 (0.3MPa)	2 Pd (0.853MPa)
ドライウェル 主フランジ	内側		
	外側		
機器搬入口	内側		
	外側		

②長期（168 時間以降）の原子炉格納容器温度と閉じ込め機能の関係について
 原子炉格納容器温度の上昇に伴う、時間経過によるシール材の長期的（150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは、ドライウェル主フランジや機器搬入口等に使用されている改良 E P D M 製シール材を用いて、168 時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第 3 表に示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

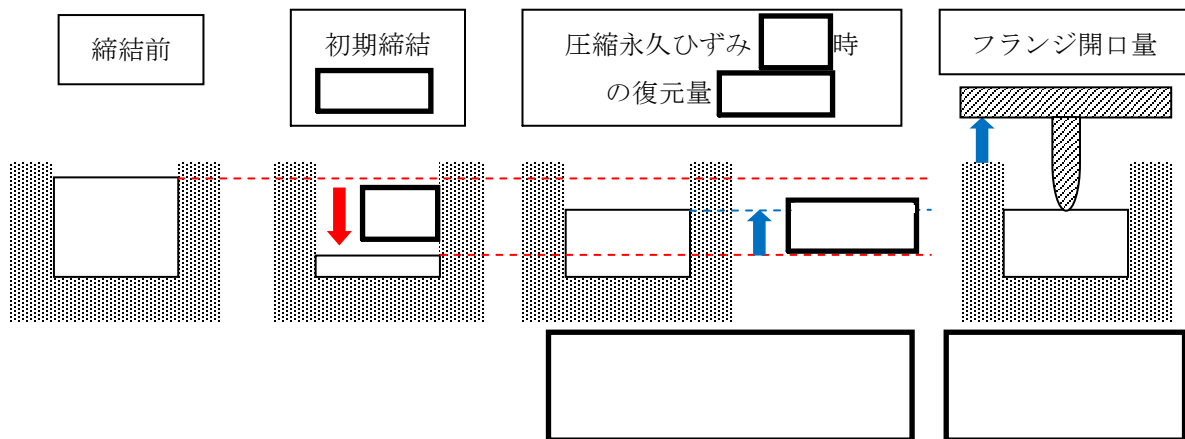
第3表 改良EPDM製シール材の基礎特性データの経時変化

試験時間	0日～7日	7日～14日	14日～30日
試験温度	200℃	150℃	150℃
圧縮永久ひずみ率[%]			
硬度変化			
質量変化率[%]			

注記：γ線 1.0MGy 照射済の試験体を用い、飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

第3表に示すように、168時間以降、150℃の環境下においては、改良EPDM製の基礎特性データには殆ど変化はなく、経時劣化の兆候は見られない。したがって、SA後168時間以降における原子炉格納容器の温度を150℃と設定した場合でも、シール部の機能は十分維持される。なお、EPDMは一般特性としての耐温度性は150℃であり、第3表の結果は改良EPDM製シール材が200℃条件を7日間経験しても、一般特性としての耐熱温度まで低下すれば、それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示していると考えている。また、第3表の結果から圧縮永久ひずみ率は□時の改良EPDM製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを第6図に示しており、第2表で示す168時間以降の原子炉格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第6図 圧縮永久ひずみ [] 時のシール材復元量とフランジ開口量

<時間を踏まえた限界温度・圧力の考え方>

有効性評価結果からも、7日間（168時間）以降は原子炉格納容器温度がEPDMの一般特性としての耐熱温度である150℃を下回ることが判っている。また、原子炉格納容器圧力についても1Pd到達時に窒素注入を停止した以降、圧力は低下しており、開口量は限界圧力時と比較しても小さいことが確認できている。なお、残留熱代替除去系を使用するシーケンスの場合、中長期的には、水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが、酸素濃度がドライ条件で4.4vol%に到達した場合にはベントを実施することとしていることから、格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。

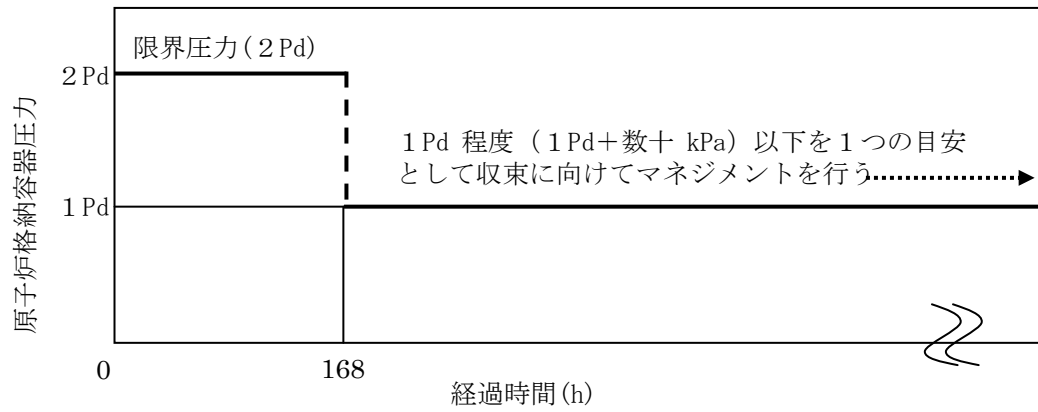
よって、当社としては、限界温度・圧力（200℃・2Pd）が7日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで、長期の原子炉格納容器閉じ込め機能を確保できると考えている。

<168時間以降の考え方>

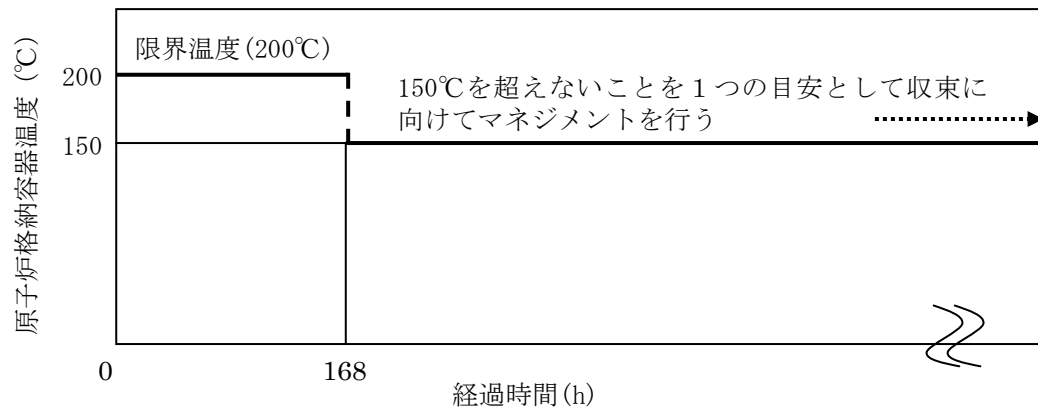
前述の結果を踏まえ、168時間以降については、原子炉格納容器温度・圧力は低下していること、及び残留熱代替除去系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生寄与も大きくないことから、最初の168時間に対して限界温度・圧力を超えないよう管理することで、長期的な格納容器閉じ込め機能は維持されると考えている。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、168時間以降の領域においては原子炉格納容器温度が150℃を超えない範囲で、また、原子炉格納容器圧力については1Pd程度（1Pd+数十kPa*）以下でプラント状態を運用する。

※酸素濃度をドライ換算で4.4vol%以下とする運用の範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 7 図 原子炉格納容器圧力の 168 時間以降の考え方



第 8 図 原子炉格納容器温度の 168 時間以降の考え方

<7日間（168時間）以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関係について>

時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。ここでは、ドライウェル主フランジや機器搬入口等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の累積放射線照射量・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第4表に示す。累積放射線照射量による影響は、試験結果より、有意な変化がないことから、7日間以降のシール機能は、維持できる。

第4表 改良EPDM製シール材の累積放射線照射量とひずみ率の関係

累積放射線照射量	ひずみ率

試験条件

雰囲気：蒸気環境

温度・劣化時間：200℃・168時間+150℃・168時間

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解 釈 一 覧
操作手順の解釈一覧

手順	操作手順記載内容	解釈
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順	(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止	第1ペントフィルタスクラバ容器水位指示値が <input type="text"/> 原子炉格納容器内の酸素濃度が <input type="text"/> %
	第1ペントフィルタスクラバ容器水位指示値が通常水位範囲内	再結合器内ガス温度が <input type="text"/> °Cに到達し、予熱運転が完了
	原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値に到達	再結合器内ガス温度指示値が <input type="text"/> °C
	a. 格納容器フィルタペ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	
	b. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
V2C2-1	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)	屋外
V2C2-11	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)	屋外
AV226-12	SGT NGC連絡ライン隔離弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室 (管理区域)
MV226-16	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室 (管理区域)
AV226-11	SGT耐圧強化ベントライン止め弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室 (管理区域)
MV226-15	SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室 (管理区域)
AV217-19	NGC 常用空調換気入口隔離弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室 (管理区域)
MV217-20	NGC 常用空調換気入口隔離弁後弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室 (管理区域)
MV226-13	SGT FCVS 第1ベントフィルタ入口弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟地上3階北側連絡通路 (非管理区域)
MV217-18	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟地上3階北側連絡通路 (非管理区域)
MV217-23	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟地上3階北側連絡通路 (非管理区域)
MV217-5	NGC N2 トーラス出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟地上1階A-RCWポンプ熱交換器室 (非管理区域)
MV217-4	NGC N2 ドライウエル出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟地上2階原子炉棟送風機室 (非管理区域)
MV229-1A	A-FCS 入口隔離弁	中央制御室
MV229-2A	A-FCS 出口隔離弁	中央制御室

手順のリンク先について

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.9.2.1(2) b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素排出
 - ・格納容器フィルタベント系補機類の操作手順
 - <リンク先> 1.7.2.1(1) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
2. 1.9.2.1(3) b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
 - ・代替交流電源設備からの電源供給手順
 - <リンク先> 1.14.2.1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電
 - 1.14.2.1(1) b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
 - ・原子炉補機代替冷却系による冷却水確保手順
 - <リンク先> 1.5.2.2(1) a. 原子炉補機代替冷却系による除熱
3. 1.9.2.2 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順
 - ・代替電源設備により給電する手順
 - <リンク先> 1.14.2.1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電
 - 1.14.2.1(1) b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
 - 1.14.2.3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電
 - 1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
 - 1.14.2.2(1) b. 可搬型直流電源設備による給電
4. 1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順
 - ・原子炉補機代替冷却系による冷却水確保手順
 - <リンク先> 1.5.2.2(1) a. 原子炉補機代替冷却系による除熱
 - ・格納容器フィルタベント系補機類の操作手順
 - <リンク先> 1.7.2.1(1) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

- ・常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池，可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車，SA用115V系充電器による可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロー，可燃性ガス濃度制御系再結合器，電動弁及び監視計器への電源供給手段並びに可搬式窒素供給装置，常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車への燃料給油手順

- <リンク先> 1.14.2.1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電
- 1.14.2.1(1) b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
- 1.14.2.3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電
- 1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
- 1.14.2.2(1) b. 可搬型直流電源設備による給電
- 1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給
- 1.14.2.5(2) タンクローリから各機器等への給油
- ・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順
- <リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失
- 1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

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

< 目次 >

1.10.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対応手段及び設備
 - (a) 水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止
 - (b) 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制
 - (c) 水素ガス排出による原子炉建物等の損傷防止
 - (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - b. 手順等

1.10.2 重大事故等時の手順

1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順

- (1) 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

1.10.2.2 水素爆発による原子炉建物等の損傷防止のための対応手順

- (1) 原子炉建物内の水素濃度監視
- (2) 原子炉建物ブローアウトパネル開放による水素排出

1.10.2.3 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

1.10.2.5 重大事故等時の対応手段の選択

添付資料 1.10.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.10.2 自主対策設備仕様

添付資料 1.10.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.10.4 重大事故対策の成立性

1. 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）
2. 原子炉建物ブローアウトパネル開放による水素排出

添付資料 1.10.5 解釈一覧

1. 操作手順の解釈一覧
2. 操作の成立性の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

添付資料 1.10.6 手順のリンク先について

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

【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建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする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、水素が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対処設備を整備する。ここではこの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.10.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉棟に漏えいした場合に、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

また、原子炉格納容器外への水素ガスの漏えいを抑制するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{*1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべ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五十三条及び技術基準規則第六十八条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.10-1 表に整理する。

a. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対応手段及び設備

(a) 水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止

i 静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした場合に、原子炉建物内の水素濃度の上昇を抑制し、水素爆発を防止するため、静的触媒式水素処理装置により漏えいした水素ガスと酸素ガスと触媒反応によって再結合させる手段がある。

なお、静的触媒式水素処理装置は触媒反応により受動的に起動する設備であり、運転員による起動操作は必要としない。

静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 静的触媒式水素処理装置

- ・静的触媒式水素処理装置入口温度
- ・静的触媒式水素処理装置出口温度
- ・原子炉棟

ii 原子炉建物内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物内の水素濃度変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度を測定し、監視する手段がある。

原子炉建物内の水素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建物水素濃度

上記設備は原子炉棟に7個（そのうち、原子炉建物4階（燃料取替階）に2個）設置している。

iii 代替電源による必要な設備への給電

上記「(a) i . 静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制」及び「(a) ii . 原子炉建物内の水素濃度監視」で使用する設備について、全交流動力電源又は直流電源喪失時に、代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源による必要な設備への給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型直流電源設備

また、上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

(b) 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却してドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、ドライウェル主フランジからの水素ガス漏えいを抑制し、原子炉建物等の水素爆発を防止する手段がある。

i 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水

輪谷貯水槽（西）を水源として大量送水車により原子炉ウェルに注水し、原子炉格納容器頂部を冷却することで、ドライウェル主フランジからの水素ガスの漏えいを抑制する。

原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西）
- ・ホース・接続口
- ・原子炉ウエル代替注水系配管・弁
- ・燃料プール冷却系配管・弁
- ・原子炉ウエル
- ・燃料補給設備

また、原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水は、輪谷貯水槽（西）の淡水だけでなく、海水も利用できる。

(c) 水素ガス排出による原子炉建物等の損傷防止

i 原子炉建物ブローアウトパネル開放による水素ガスの排出

原子炉建物内に水素ガスが漏えいし、原子炉建物内の水素濃度が上昇した場合、原子炉建物ブローアウトパネルを開放し、原子炉建物4階（燃料取替階）天井部の水素ガスを大気へ排出することで、原子炉建物内における水素ガスの滞留を防止する手段がある。

原子炉建物ブローアウトパネル開放による水素ガスの排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建物ブローアウトパネル
- ・大型送水ポンプ車
- ・ホース
- ・放水砲
- ・燃料補給設備

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止で使用する設備のうち、静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度、原子炉棟、原子炉建物水素濃度、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備と位置付ける。

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すべて網羅されている。

(添付資料 1.10.1)

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、水素爆発による原子炉建物等の破損を防止することができる。

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

- ・原子炉ウエル代替注水系

原子炉格納容器からの水素ガス漏えいを防止する効果に不確かさはあるが、原子炉格納容器頂部を冷却してドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和することにより原子炉建物への水素漏えいを抑制できることから有効である。

- ・原子炉建物ブローアウトパネル

原子炉建物ブローアウトパネルを開放する操作であり放射性物質を低減する機能はないが、仮に原子炉建物内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素処理装置で処理しきれない場合において水素ガスを排出することで原子炉建物内における水素ガスの滞留を防止する手段として有効である。

(添付資料 1.10.2)

b. 手順等

上記「a. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操作要領書（シビアアクシデント）」（以下「SOP」という。）及び原子力災害対策手順書（以下「EHP」という。）に定める。（第 1.10-1 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備する。（第 1.10-2 表，第 1.10-3 表）

(添付資料 1.10.3)

1.10.2 重大事故等時の手順

1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順

(1) 原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物等の水素爆発を防止するため、輪谷貯水槽（西）を水源として原子炉ウエル代替注水系により原子炉ウエルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建物への水素ガス漏えいを抑制する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器内の温度が 171℃ を超えるおそれがある場合で、原子炉ウエル代替注水系が使用可能な場合。^{※2}

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西））が確保されている場合。

b. 操作手順

原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエル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 1.10-1 図及び第 1.10-2 図に、概要図を第 1.10-3 図に、タイムチャートを第 1.10-4 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水準備のため、大量送水車の配置、ホース接続及び起動操作を依頼する。
- ③緊急時対策本部は、緊急時対策要員に原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水の準備を指示する。
- ④中央制御室運転員Aは、原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤緊急時対策要員は、大量送水車の配置、ホース接続及び起動操作を行い、大量送水車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器内の温度が 171℃に到達したことを確認し、当直副長に報告する。
- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策要員に原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水開始を指示する。
- ⑧緊急時対策要員は、ARWF A-注水ライン流量調整弁又はARWF

B-注水ライン流量調整弁のどちらかを開操作して送水流量を必要流量に調整し、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

- ⑨中央制御室運転員Aは、原子炉ウェルに注水が開始されたことを上部ドライウェル内雰囲気温度指示値により確認し、当直副長に報告する。
- ⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策要員にドライウェル主フランジが冠水するために必要な注水量の注水及び注水後の停止操作を依頼する。
- ⑪緊急時対策要員は、ドライウェル主フランジが冠水するために必要な注水量の注水及び停止したことを当直長に報告する。また、当直長は、緊急時対策本部に報告する。

c. 操作の成立性

輪谷貯水槽（西）を水源とした原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水開始まで2時間10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。大量送水車からのホース接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

なお、一度ドライウェル主フランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、ドライウェル主フランジが冠水する水位を維持することにより、ドライウェル主フランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

(添付資料 1.10.4-1)

1.10.2.2 水素爆発による原子炉建物等の損傷防止のための対応手順

(1) 原子炉建物内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉棟に漏れいする可能性があることから、原子炉建物水素濃度にて原子炉建物4階（燃料取替階）壁面及び天井付近の水素濃度、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度及び原子炉建物4階（燃料取替階）以外のエリアの水素濃度（以下「原子炉建物内の水素濃度」という。）を監視する。また、静的触媒式水素処理装置の動作状況を確認するため、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を監視する。

また、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度の上昇を確認した場合は、非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、非常用ガス処理系を停止する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}

※1：格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

b. 操作手順

原子炉建物内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10-5図に、概要図を第1.10-6図に、タイムチャートを第1.10-7図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断に基づき、中央制御室運転員に原子炉建物水素濃度による原子炉建物内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度による静的触媒式水素処理装置の動作状況の監視を指示する。また、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度が1.8vol%に到達した場合は、非常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止するよう指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、原子炉建物水素濃度による原子炉建物内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度による静的触媒式水素処理装置の動作状況の監視を強化する。なお、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建物内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素処理装置の動作状況の監視を強化する。
- ③中央制御室運転員Aは、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度指示値が1.8vol%に到達したことを確認した場合は、非常用ガス処理系を停

止する。

c. 操作の成立性

原子炉建物内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素処理装置の動作状況の監視は、中央制御室運転員 1 名にて対応を実施する。

また、非常用ガス処理系の停止操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから非常用ガス処理系の停止まで 10 分以内で可能である。

(2) 原子炉建物ブローアウトパネル開放による水素排出

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建物内の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建物ブローアウトパネルを開放することにより、原子炉建物 4 階（燃料取替階）天井部に滞留した水素ガスを大気へ排出し、原子炉建物の水素爆発を防止する。

また、原子炉建物ブローアウトパネルを開放する場合は、放水砲を用いた原子炉建物への放水を実施する。なお、放水砲を用いた原子炉建物への放水については、「1.12.2.1(1)a. 大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

a. 手順着手の判断基準

原子炉建物内の水素濃度の上昇により格納容器ベントを実施したにもかかわらず、原子炉建物内の水素濃度が低下しない場合。

b. 操作手順

原子炉建物ブローアウトパネル開放操作の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.10-5 図に、概要図を第 1.10-8 図に、タイムチャートを第 1.10-9 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、原子炉建物ブローアウト・パネル開放の実施を緊急時対策本部に依頼する。また、運転員に原子炉建物 4 階（燃料取替階）天井付近の水素濃度を継続的に監視するよう指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、原子炉建物内の水素濃度の監視に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③緊急時対策本部は、原子炉建物ブローアウトパネルの開放の準備開始を緊急時対策要員に指示する。
- ④緊急時対策要員は、工具を準備し、原子炉建物ブローアウトパネルの開放の準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑤緊急時対策本部は、原子炉建物ブローアウトパネルの開放の実施を緊急時対策要員に指示する。
- ⑥緊急時対策要員は、原子炉建物ブローアウトパネルの開放を実施し、

- 緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑦中央制御室運転員Aは、原子炉建物ブローアウトパネルの開放により原子炉建物4階（燃料取替階）の原子炉建物水素濃度指示値が低下したことを確認し、当直副長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉建物ブローアウトパネルの開放まで1時間30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、通信連絡設備を整備する。反力受けブラケット及び原子炉建物ブローアウトパネル開放用ワイヤーロープのレバーブロックへの取り付け、レバーブロックの操作は容易に実施可能である。

また、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。なお、放射性物質の放出が予想されることから、防護具を装備して作業を行う。

(添付資料 1.10.4-2)

1.10.2.3 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

代替電源設備により給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

輪谷貯水槽（西）への水の補給手段及び水源から接続口までの大量送水車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。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系充電器、可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車、SA用115V系充電器、大量送水車及び大型送水ポンプ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。

放水砲を用いた原子炉建物への放水については、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

1.10.2.5 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 1.10-10 図に示す。

(1) 原子炉ウェル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ドライウェル主フランジからの水素ガス漏えいを抑制するため、原子炉格納容器内の温度の上昇が継続している場合で、原子炉ウェル代替注水系が使用可能であれば原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水を実施する。

(2) 原子炉建物内の水素濃度監視及び原子炉建物ブローアウトパネル開放

原子炉建物 4 階（燃料取替階）の水素濃度を原子炉建物水素濃度により監視し、静的触媒式水素処理装置の動作状況を静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度により監視する。

静的触媒式水素処理装置の動作により、原子炉建物内の水素濃度の上昇は抑制されるが、仮に原子炉棟内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素処理装置で処理しきれない場合は、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度指示値が 1.8vol%到達後非常用ガス処理系を停止するとともに、水素ガスの発生源を断つため、格納容器ベント操作を実施する。

それでもなお原子炉建物内の水素濃度が低下しない場合は、原子炉建物の水素爆発を防止するため、原子炉建物ブローアウトパネル開放により水素ガスの排出を実施する。

第 1.10-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（1 / 2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止	—	静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制装置	静的触媒式水素処理装置 ※1 静的触媒式水素処理装置入口温度※1 静的触媒式水素処理装置出口温度※1 原子炉棟	重大事故等対処設備 — ※1
		原子炉建物内の水素濃度監視	原子炉建物水素濃度	重大事故等対処設備 事故時操作要領書（シビアアクシデント）「水素」
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 常設代替直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 — ※2

※1：静的触媒式水素処理装置は，中央制御室運転員による操作不要の原子炉建物水素濃度制御設備である。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

対応手段，対処設備，手順書一覧（2 / 2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	—	原子炉ウエルへの注水（淡水／海水） 原子炉ウエル代替注水系による	大量送水車 ホース・接続口 原子炉ウエル代替注水系配管・弁 燃料プール冷却系配管・弁 輪谷貯水槽（西）※3 原子炉ウエル燃料補給設備 ※2	自主対策設備 事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水-1」 「注水-4」
水素ガス排出による原子炉建物等の損傷防止	—	原子炉建物ブローアウトパネル開放	原子炉建物ブローアウトパネル 大型送水ポンプ車 ※4 ホース ※4 放水砲 ※4 燃料補給設備※2	自主対策設備 事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「水素」 原子力災害対策手順書 「水素爆発防止のための原子炉建物ブローアウト・パネル開放手順」

※1：静的触媒式水素処理装置は，中央制御室運転員による操作不要の原子炉建物水素濃度制御設備である。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

第 1.10-2 表 重大事故等対処に関わる監視計器

監視計器一覧 (1 / 2)

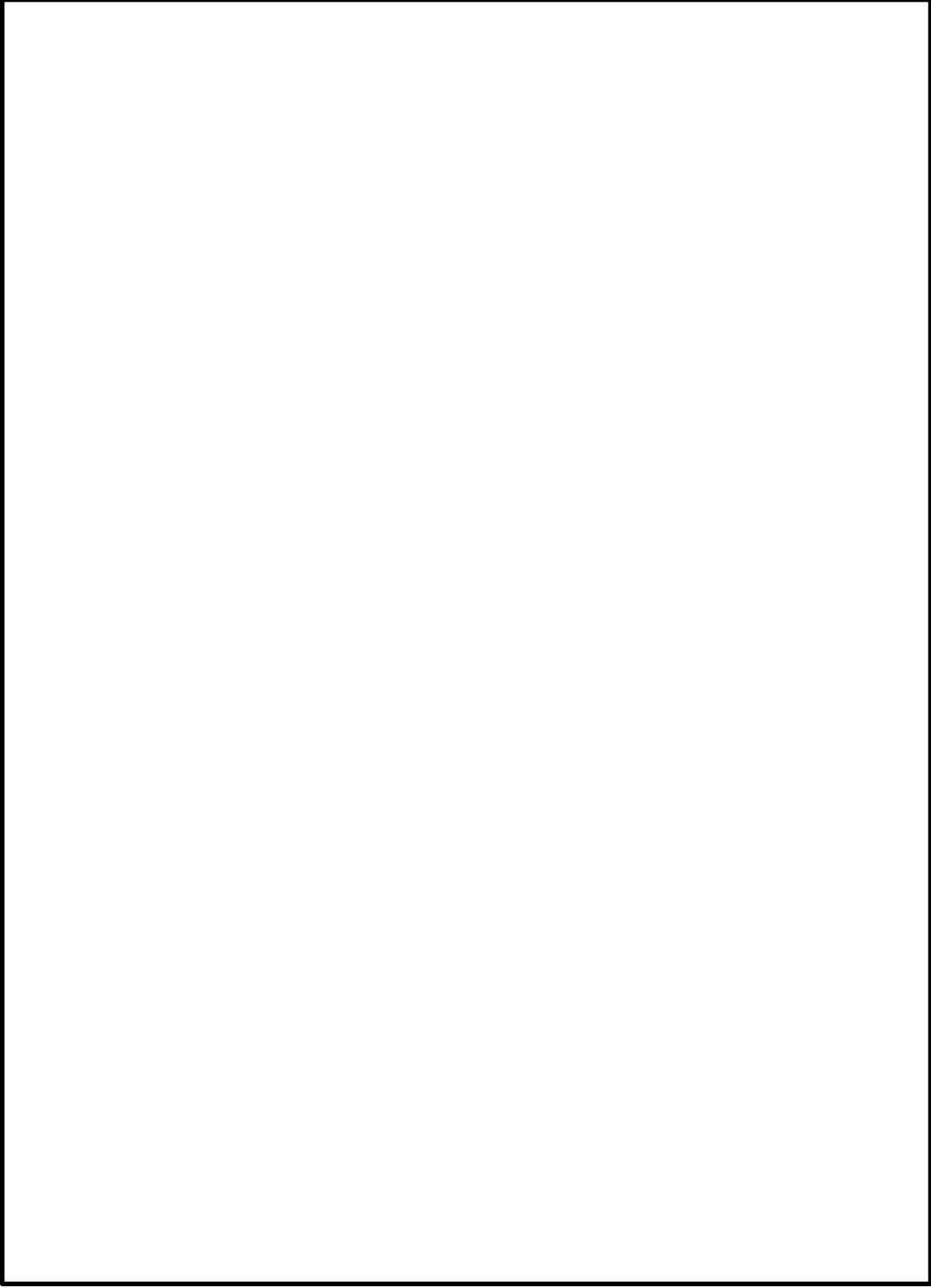
手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順 (1) 原子炉ウェル注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシ デント) 「注水-1」 「注水-4」 原子力災害対策 手順書 「大量送水車を 使用した送水」	判断 基準	原子炉格納容器内の放射線 量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 (SA)
		水源の確認	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)
	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 (SA)
		原子炉ウェルへの注水量	原子炉ウェル水位
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力
		水源の確認	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)

監視計器一覧 (2 / 2)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1. 10. 2. 2 水素爆発による原子炉建物等の損傷防止のための対応手順			
(1) 原子炉建物内の水素濃度監視			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「水素」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)
		原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉棟地上 4 階 ・原子炉棟地上 2 階 ・原子炉棟地上 1 階 ・原子炉棟地下 1 階 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度
	電源	緊急用メタクラ電圧 S Aロードセンタ母線電圧	
	操作	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉棟地上 4 階 ・原子炉棟地上 2 階 ・原子炉棟地上 1 階 ・原子炉棟地下 1 階 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度
		補機監視機能	A-非常用ガス処理系系統流量 B-非常用ガス処理系系統流量
1. 10. 2. 2 水素爆発による原子炉建物等の損傷防止のための対応手順			
(2) 原子炉建物ブローアウトパネル開放			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「水素」	判断基準	静的触媒式水素処理装置の反応状態監視	静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度
		原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉棟地上 4 階
原子力災害対策手順書 「水素爆発防止のための原子炉建物水素放出装置開放手順」	操作	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉棟地上 4 階 ・原子炉棟地上 2 階 ・原子炉棟地上 1 階 ・原子炉棟地下 1 階

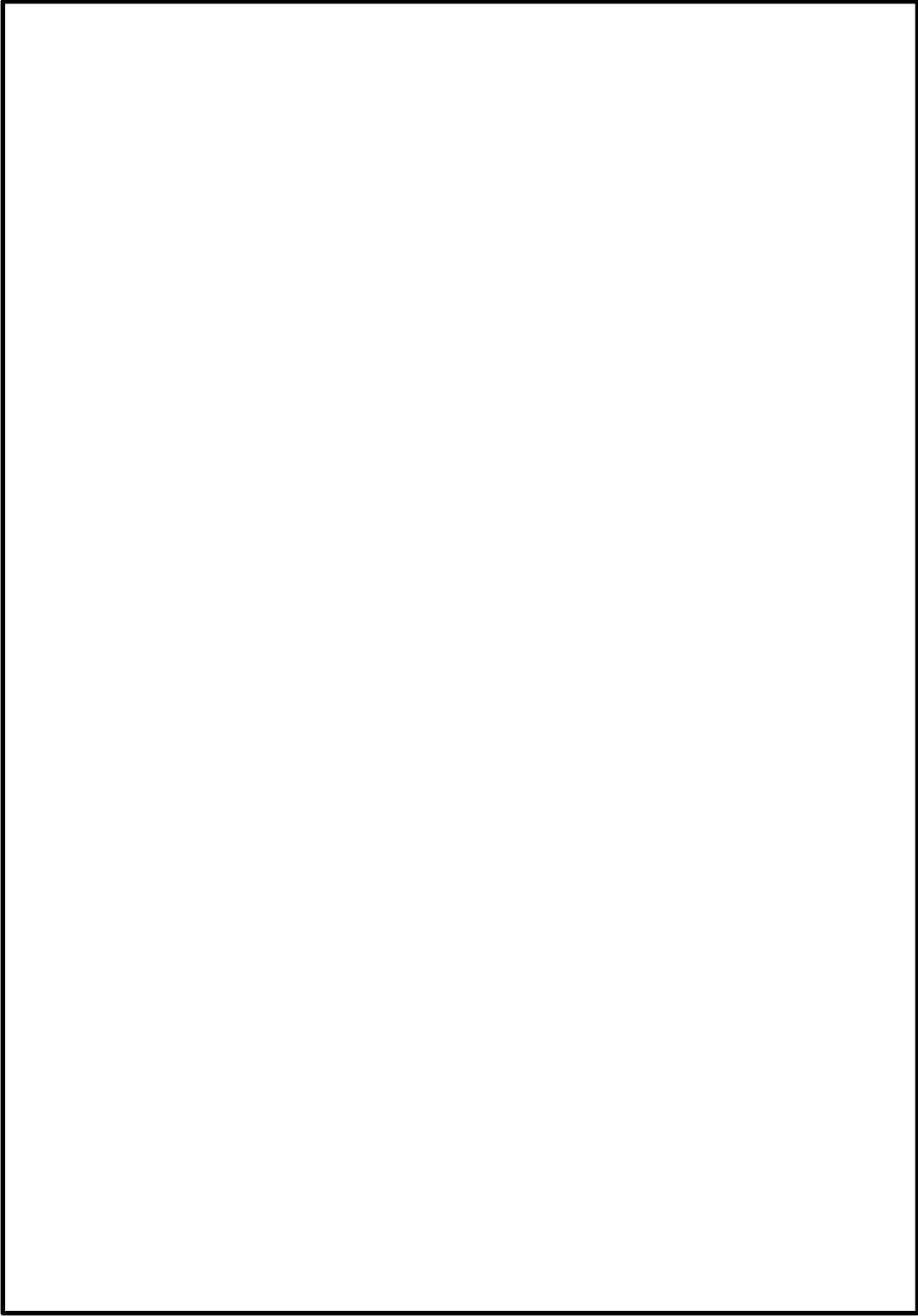
第 1.10-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.10】 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	静的触媒式水素処理装置 入口温度 静的触媒式水素処理装置 出口温度	常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 S A用115V系
	原子炉建物水素濃度	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C D系 S A-C/C
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計装C/C C系 計装C/C D系



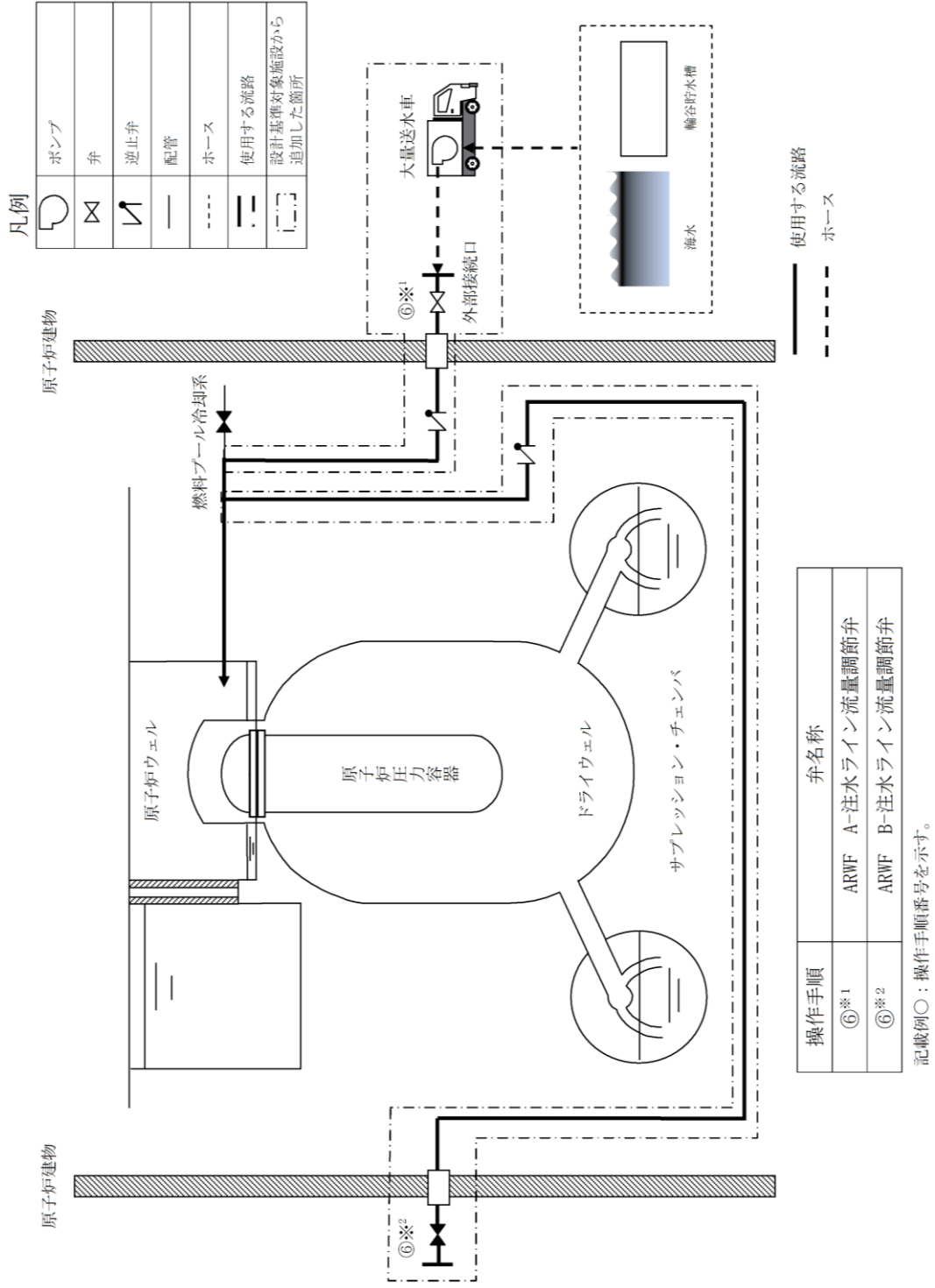
第1.10-1図 SOP 注水-1 「損傷炉心への注水」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.10-2 図 SOP 注水-4 「長期RPV破損後の注水」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



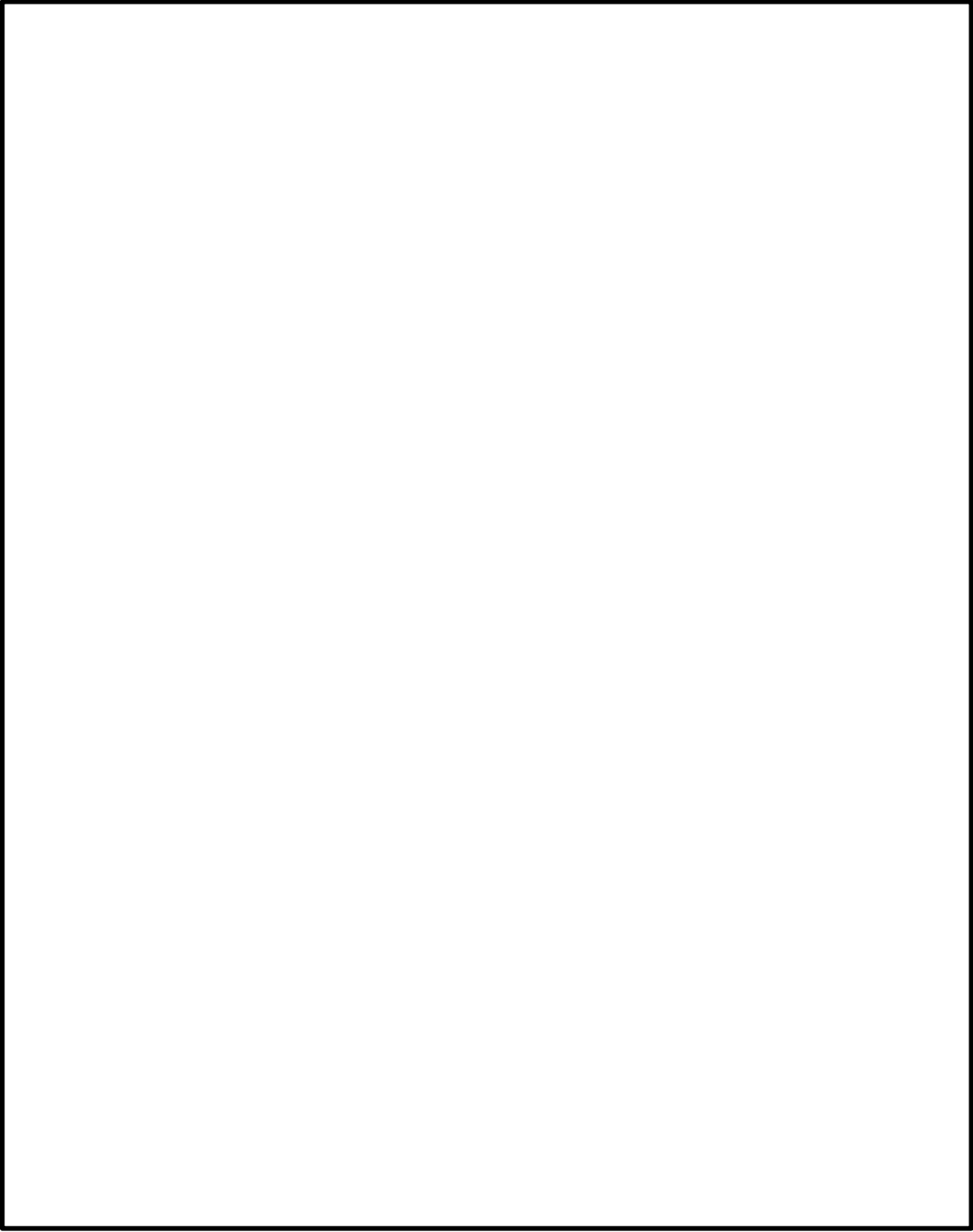
第 1.10-3 図 原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水） 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)															備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150					
原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水	中央制御室運転員A	1	電源確認																		
		6	緊急時対策要員																		

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

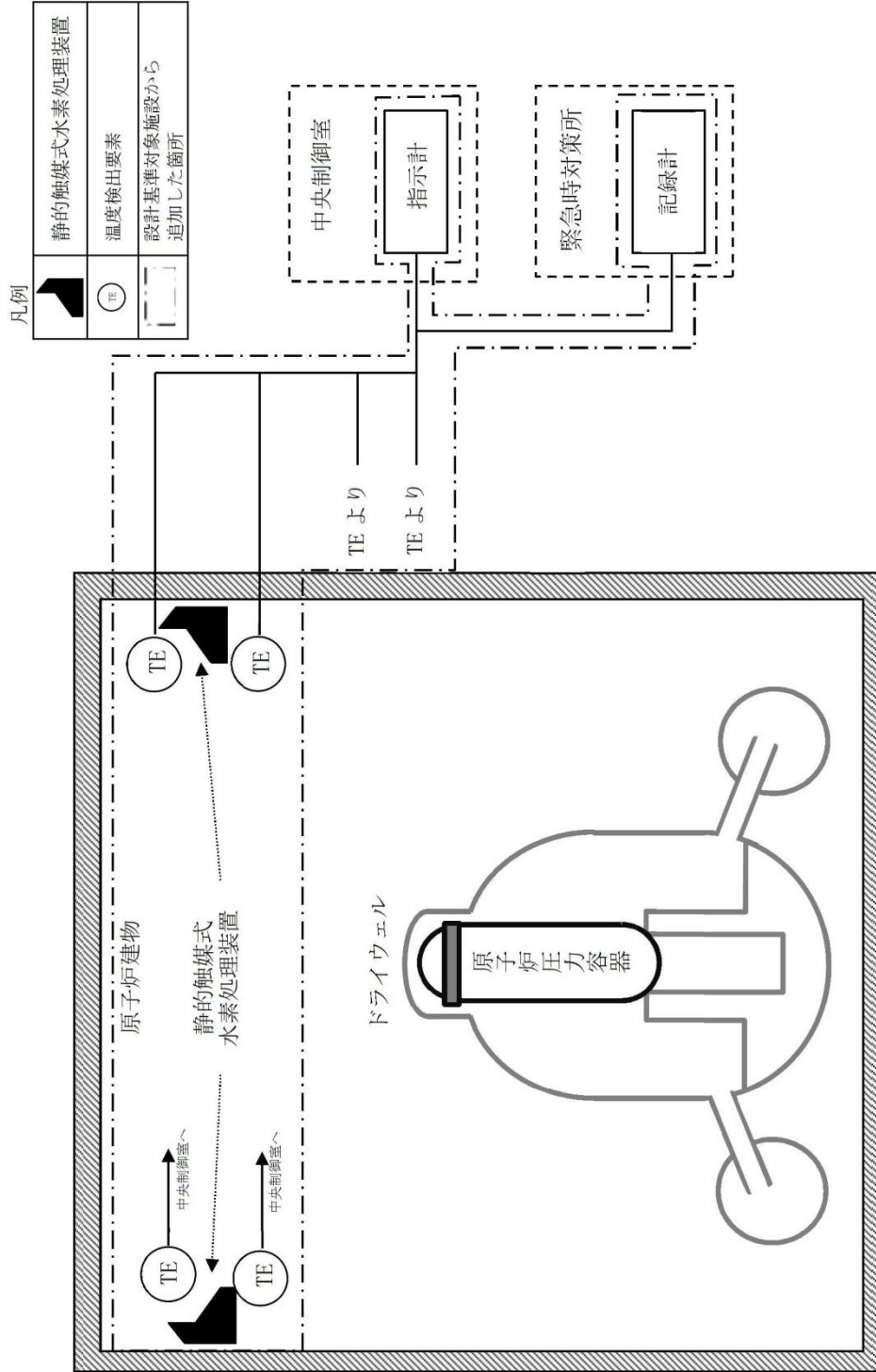
※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、20分以内で実施可能である。

第 1.10-4 図 原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水 (淡水/海水) タイムチャート

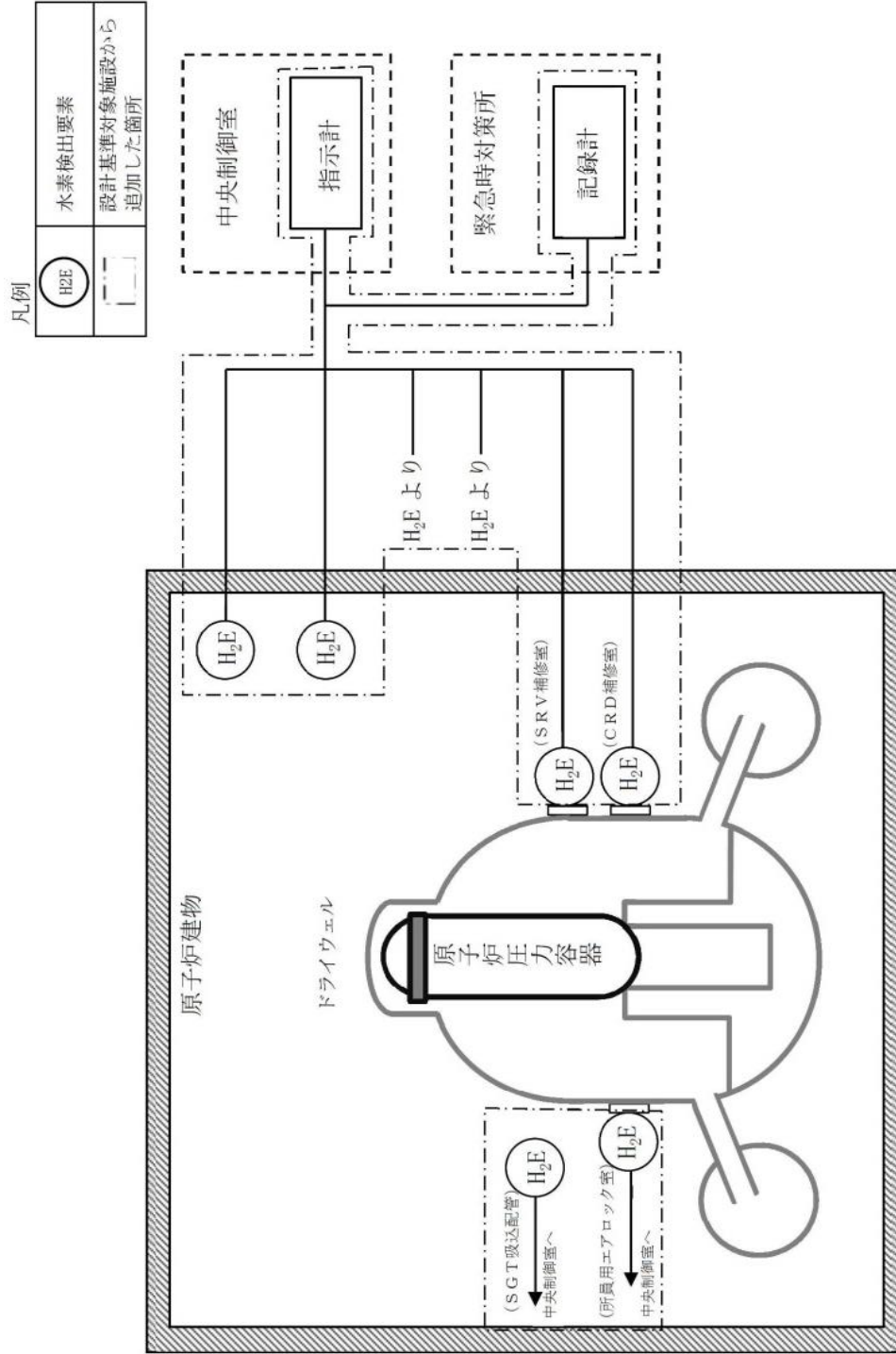


第 1.10-5 図 SOP 水素「R/B 水素爆発防止」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.10-6 図 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備系統概念図
 (静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制) (1 / 2)



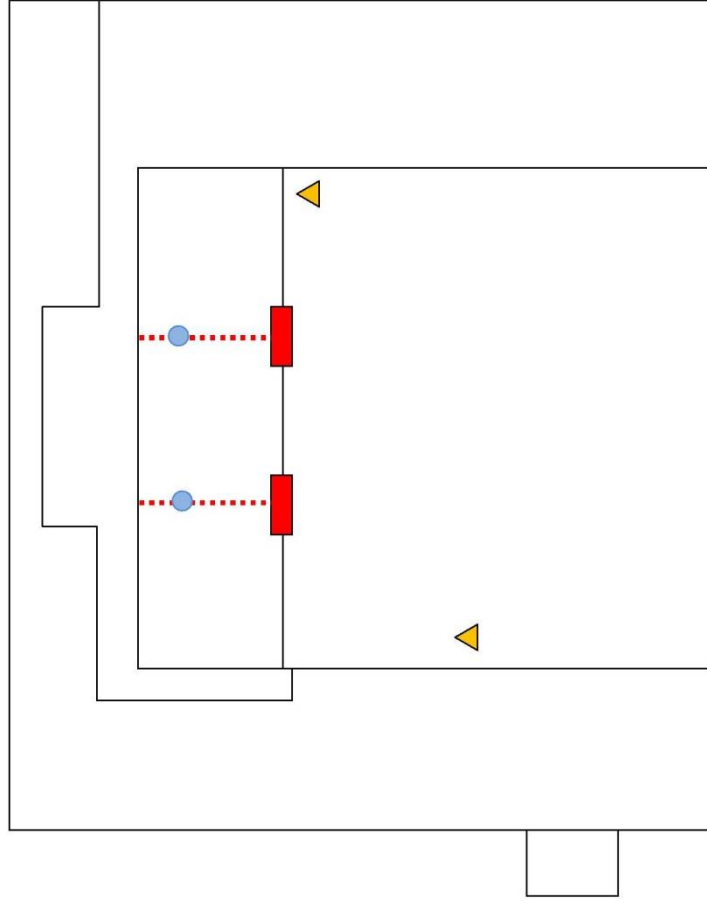
第 1.10-6 図 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備系統概念図
 (静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制) (2 / 2)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150
手順の項目	要員(数)	原子炉建物水素濃度指示値1.8vol%確認 非常用ガス処理系の停止 10分															
原子炉建物内の水素濃度監視	中央制御室運転員A 1	停止操作															
		↑															

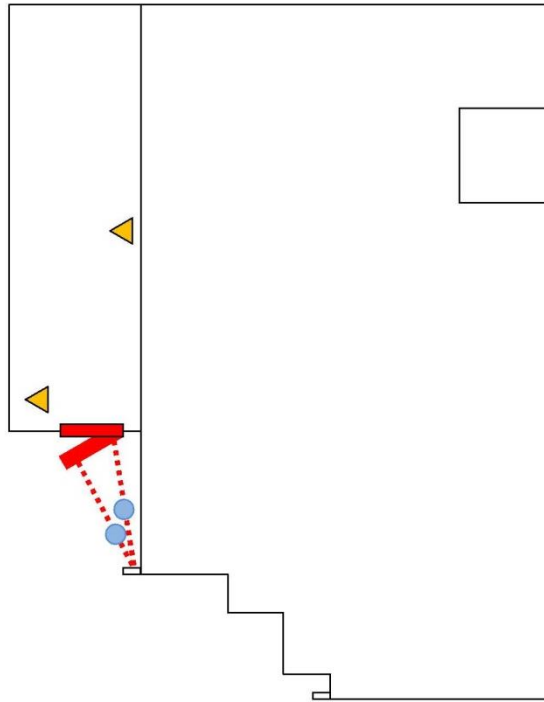
第 1.10-7 図 原子炉建物内の水素濃度監視 タイムチャート

凡例

●	レバーブロック操作場所
■	原子炉建物ブローアウトパネル
▲	水素濃度



原子炉建物 [平面図]



原子炉建物 [断面図]

第 1.10-8 図 原子炉建物ブローアウトパネル開放 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
原子炉建物ブローアウトパネルによる 水蒸ガス排出	中央制御室運転員A 1													
	緊急時対策要員 3													

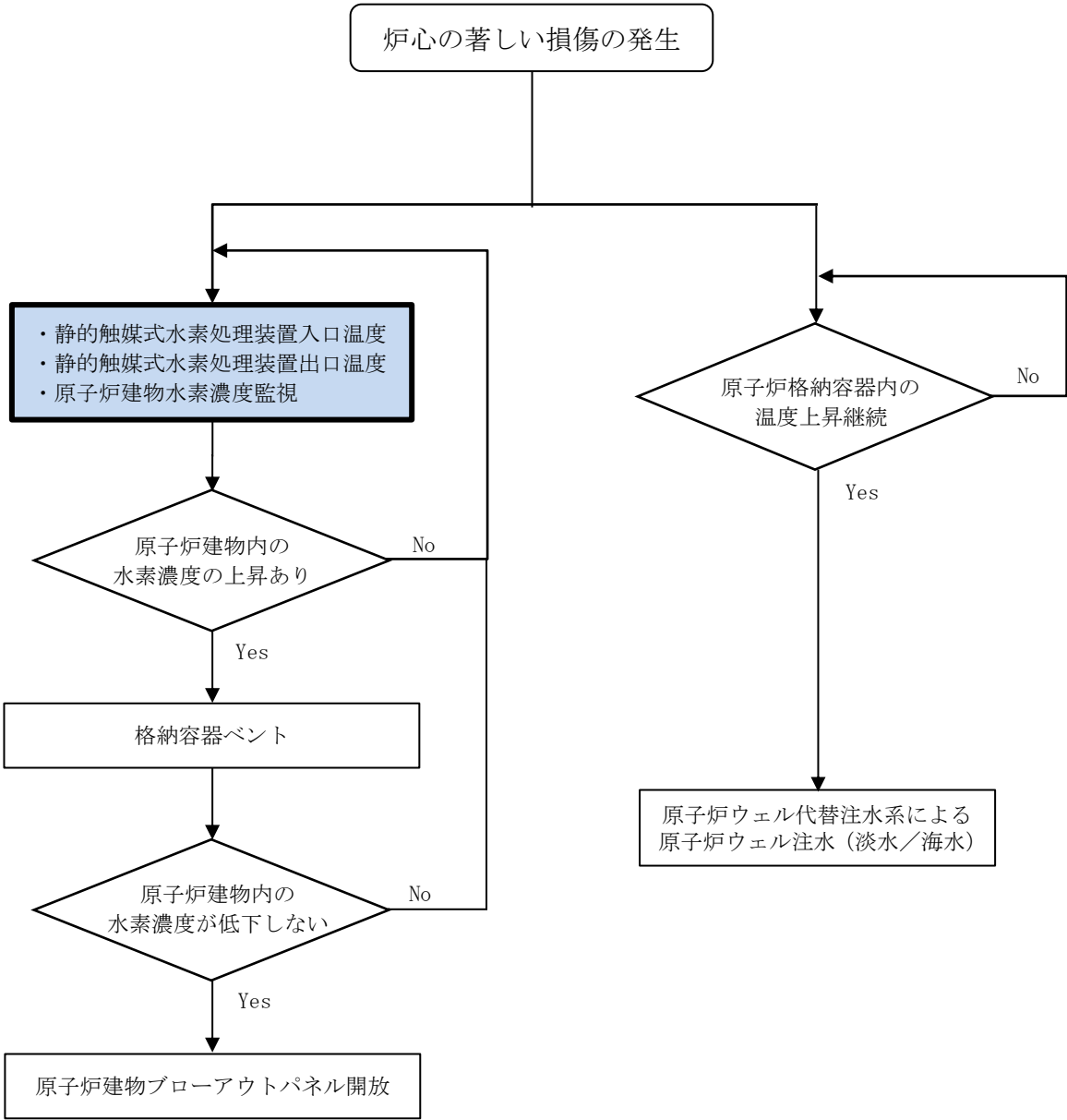
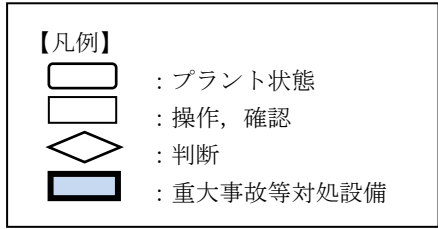
原子炉建物ブローアウトパネルによる水蒸排出
 1時間30分

水蒸濃度監視

移動：45分

原子炉建物ブローアウトパネル開放：45分


第 1.10-9 図 原子炉建物ブローアウトパネル開放 タイムチャート



第 1.10-10 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／2）

技術的能力審査基準（1.10）	番号	設置許可基準規則（53条）	技術基準規則（68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建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な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建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</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建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p>【解釈】 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」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53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」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68条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」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>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。）を設置すること。</p>	<p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。）を設置すること。</p>	⑤
<p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p>	③	<p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p>	<p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p>	⑥
		<p>c) 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>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑦

 : 重大事故等対処設備

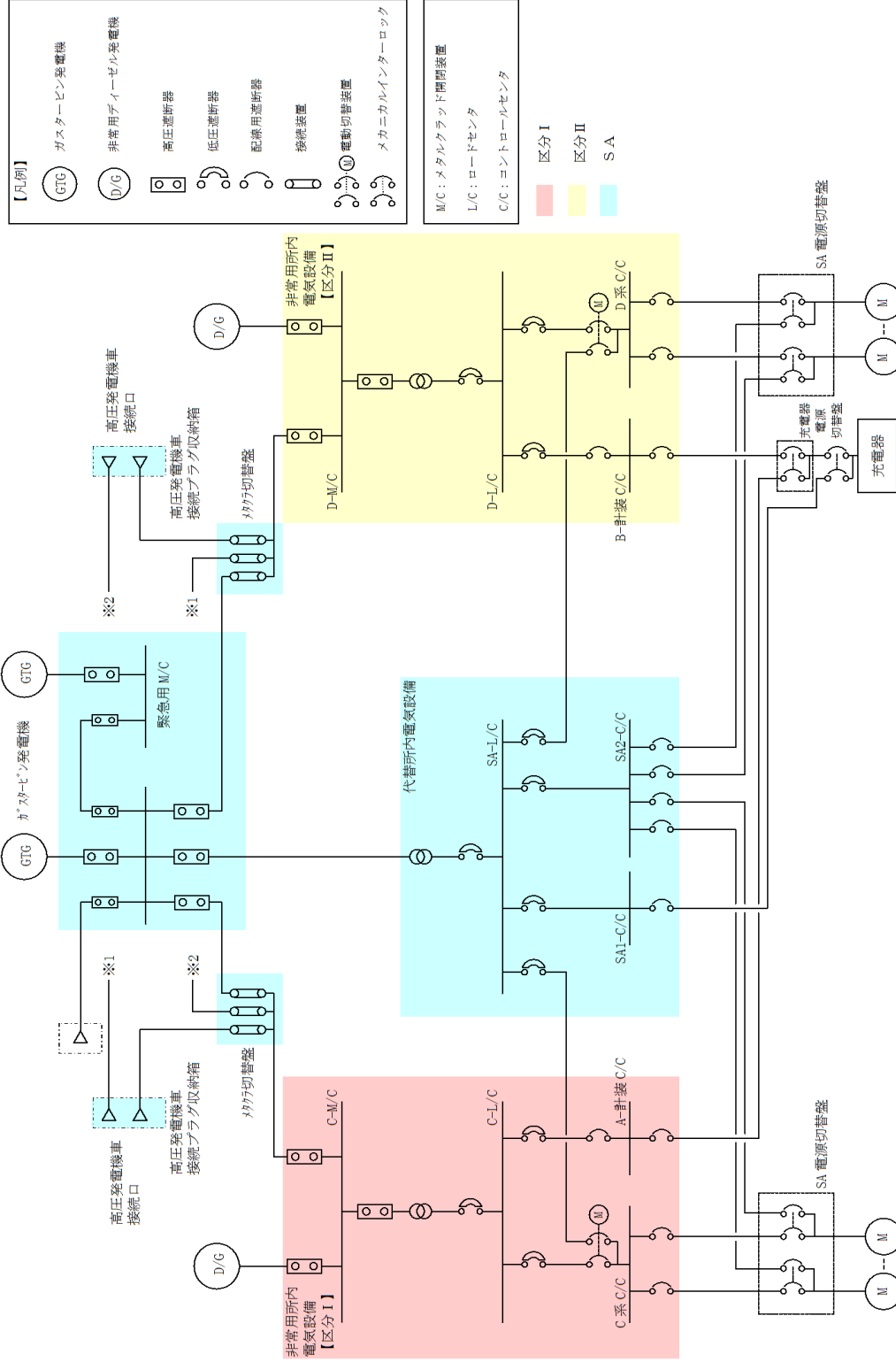
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間何に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考	
置 静的 触 触媒式水素濃度抑制 による水素濃度抑制	静的触媒式水素処理装置	新設	① ② ④ ⑤	原 子 炉 建 物 ブ ロ ー ア ウ ト パ ネ ル 開 放	原子炉建物ブローアウトパネル	常設	1時間	3人	自 主 対 策 と す る 理 由 は 本 文 参 照	
	静的触媒式水素処理装置 入口温度	新設			大型送水ポンプ車	可搬				
	静的触媒式水素処理装置 出口温度	新設			ホース	可搬				
	—	—			放水砲	可搬				
内 原 子 度 炉 建 監 視 物	原子炉建物水素濃度	新設	① ④ ⑥	—	—	—	—	—	—	
	—	—			—	—	—	—	—	—
代 替 電 源 に よ る 給 電 の 必 要 な 設 備	常設代替交流電源設備	新設	① ② ④ ⑦	—	—	—	—	—	—	
	可搬型代替交流電源設備	新設			—	—	—	—	—	—
	常設代替直流電源設備	新設			—	—	—	—	—	—
	可搬型直流電源設備	新設			—	—	—	—	—	—
—	—	—	—	原 子 炉 ウ ェ ル 代 替 注 水 系 に よ る 原 子 炉 ウ ェ ル 注 水 （ 淡 水 ／ 海 水 ）	大量送水車	可搬	2時間10分	14人	自 主 対 策 と す る 理 由 は 本 文 参 照	
	—	—			ホース・接続口	常設 可搬				
	—	—			原子炉ウエル代替注水系配管・弁	常設				
	—	—			燃料プール冷却系 配管・弁	常設				
	—	—			輪谷貯水槽（西）	常設				
	—	—			原子炉ウエル	常設				
—	—	燃料補給設備	常設 可搬							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2 / 2)

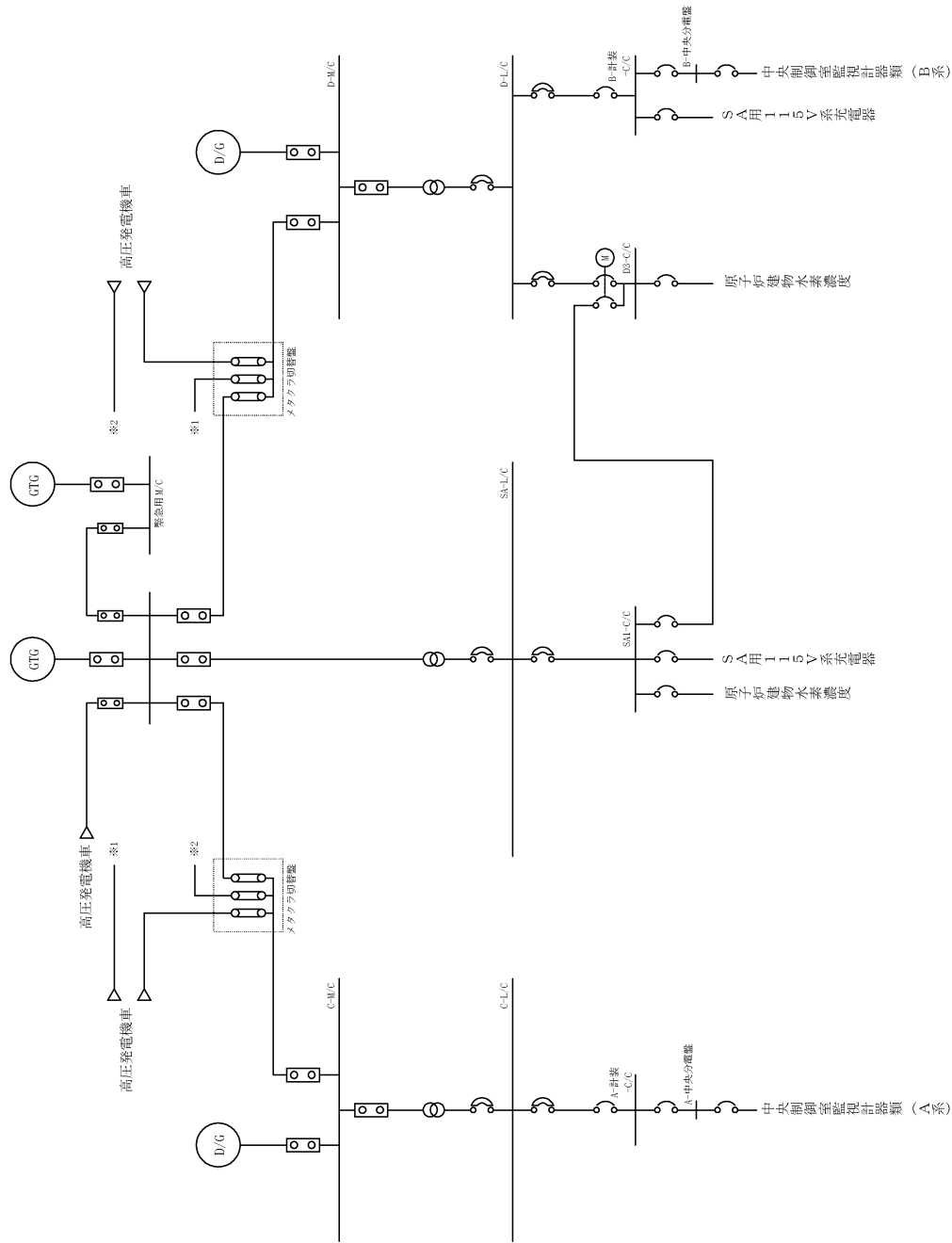
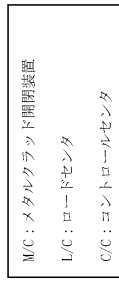
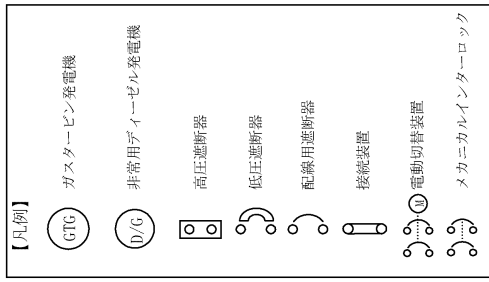
技術的能力審査基準 (1.10)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏れいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止する手段として、原子炉建物内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度を測定し、原子炉建物ブローアウトパネル開放による水素ガスの排出に必要な手順等を整備する。また、静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制に必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」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>—</p>
<p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止する手段として、原子炉建物内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し、ブローアウトパネル開放により水素ガスを排出し、水素濃度抑制設備である静的触媒式水素処理装置により水素濃度の上昇を抑制するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力又は直流電源が喪失した場合においても、原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために必要な設備（静的触媒式水素処理装置及び原子炉建物内の水素濃度）へ代替電源設備（常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備並びに常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により給電する手順を整備する。</p> <p>なお、電源の供給に関する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

自主対策設備仕様

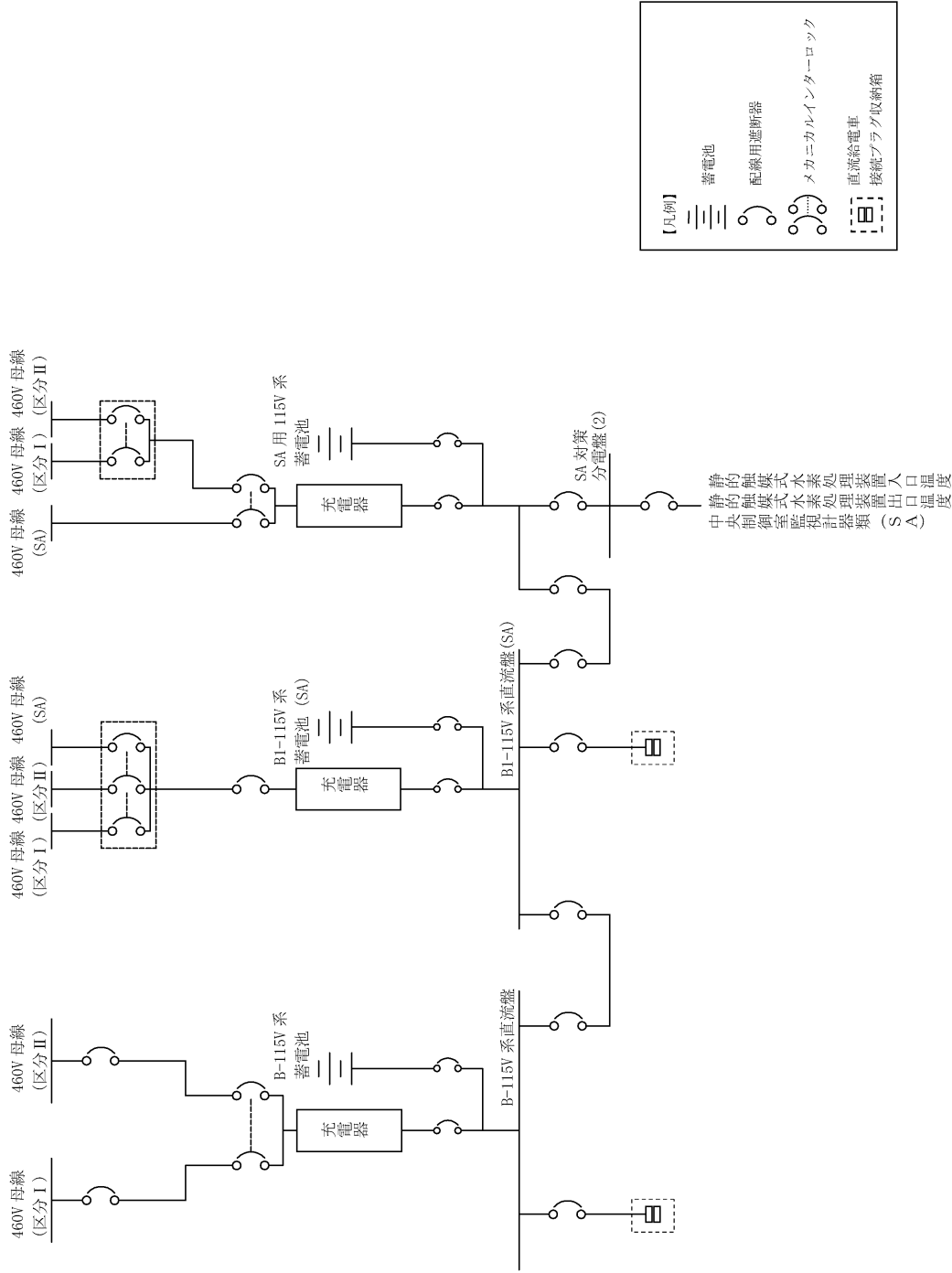
機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	個数
大量送水車	可搬	— (Ss 機能維持)	120m ³ /h	—	1 台



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

重大事故対策の成立性

1. 原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水）

a. 操作概要

緊急時対策本部は、原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水が必要な状況において、外部接続口（ホース接続箇所）及び水源を選定し、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、原子炉ウエル代替注水系として使用する大量送水車により原子炉ウエルに送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建物西側周辺、原子炉建物南側周辺、取水箇所（輪谷貯水槽（西）周辺）

c. 必要要員数及び想定時間

原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水として、最長時間を要する第4保管エリア、第3保管エリアの可搬型設備による輪谷貯水槽（西）を使用した送水に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：12名（緊急時対策要員12名）

想定時間：2時間10分以内（所要時間目安※1：1時間41分）

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員6名】（原子炉建物南側接続口周辺作業）

- 緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間35分、所要時間目安32分
 - ・移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間10分、所要時間目安10分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）
- 送水準備（ホース敷設及びヘッダ接続）：想定時間55分、所要時間目安34分
 - ・移動：所要時間目安4分（移動経路：第4保管エリア～原子炉建物西側法面）
 - ・送水準備（ホース敷設及びヘッダ接続）：所要時間目安30分（原子炉建物側法面、原子炉建物南側接続口周辺）

●送水準備（ヘッド～原子炉建物南側接続口）：想定時間 25 分，所要時間目安
21 分

- ・送水準備：所要時間目安 15 分（ヘッド～原子炉建物南側接続口）
- ・系統構成：所要時間目安 6 分（操作対象 2 弁：原子炉建物南側接続口周辺）

【緊急時対策要員 6 名】（輪谷貯水槽（西）周辺，原子炉建物西側法面周辺作業）

●緊急時対策所～第 3 保管エリア移動：想定時間 30 分，所要時間目安 28 分

- ・移動：所要時間目安 23 分（移動経路：緊急時対策所～第 3 保管エリア）

●車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分

- ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 3 保管エリア）

●大量送水車配置：想定時間 15 分，所要時間目安 12 分

- ・移動：所要時間目安 4 分（移動経路：第 3 保管エリア～輪谷貯水槽（西））
- ・大量送水車配置：所要時間目安 8 分（輪谷貯水槽（西））

●送水準備（ホース敷設）：想定時間 1 時間，所要時間目安 37 分

- ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 32 分（輪谷貯水槽（西），原子炉建物西側法面）
- ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：原子炉建物西側法面～輪谷貯水槽（西）周辺）

●大量送水車起動，注水開始：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分

- ・大量送水車起動，注水開始：所要時間目安 10 分（輪谷貯水槽（西））

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：原子炉ウェル代替注水系として使用する大量送水車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，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：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備のうち，使用可能な設備により緊急時対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



ホース接続作業（昼間）



水中ポンプ設置準備（夜間）



ポンプ起動操作（夜間）

2. 原子炉建物ブローアウトパネル開放による水素排出

(1) 原子炉建物ブローアウトパネル開放操作

a. 操作概要

レバーブロックを原子炉建物ブローアウトパネル開放用ワイヤーロープ及び反力受けブラケットに取り付け、レバーブロック操作により原子炉建物ブローアウトパネル開放用ワイヤーロープを引っ張り、原子炉建物ブローアウトパネルを開放する。

b. 作業場所

原子炉建物附属棟屋上

c. 必要要員及び想定時間

原子炉建物ブローアウトパネルの開放操作に必要な要員数, 想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3名 (緊急時対策要員)

想定時間 : 1時間30分以内 (所要時間目安※1 : 1時間6分)

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員3名】

●緊急時対策所～2号原子炉建物附属棟屋上移動 : 想定時間45分, 所要時間目安36分

●原子炉建物ブローアウトパネル開放操作 : 想定時間45分, 所要時間目安30分

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により、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、防護具(全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋, 汚染防護服)を装備して作業を行う。

移動経路 : ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 反力受けブラケット及び原子炉建物ブローアウトパネル開放用ワイヤーロープのレバーブロックへの取り付け及びレバーブ

ック操作は容易に実施可能であり，また作業エリア周辺には，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：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備のうち，使用可能な設備により緊急時対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



レバーブロック，開放用
ワイヤーロープ

開放用工具収納箱



原子炉建物
ブローアウトパネル

原子炉建物ブローアウトパネル



レバーブロック

ワイヤー，レバーブロック接続作業



反力受け
ブラケット

開放用
ワイヤーロープ

原子炉建物ブローアウトパネル
開放準備状態

解 釈 一 覧
 操 作 手 順 の 解 釈 一 覧

手 順	手 順	判断基準記載内容	解 釈
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水蒸ガス漏えい抑制のための対応手順	(1) 原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水	ARWF A-注水ライン流量調整弁又はARWF B-注水ライン流量調整弁のどちらかを開操作にて必要流量に調整 ドライウエル主フランジが冠水するために必要な注水量	ARWF A-注水ライン流量調整弁又はARWF B-注水ライン流量調整弁のどちらかを開操作にて <input type="text"/> m ³ /h に調整 ドライウエル主フランジが冠水するために必要な注水量 <input type="text"/> m ³

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

操作の成立性の解釈一覧

手順	手順	操作の成立性記載内容	解釈
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順	(1) 原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水(淡水/海水)	ドライウエル主フランジが冠水するために必要な水位	ドライウエル主フランジが冠水するために必要な水位 EL

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
V2B8-1A	ARWF A-注水ライン流量調整弁	屋外 (原子炉建物南壁)
V2B8-1B	ARWF B-注水ライン流量調整弁	屋外 (原子炉建物西壁)

手順のリンク先について

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ついて、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.10.2.2(3) 原子炉建物ブローアウトパネル開放
 - ・放水砲を用いた原子炉建物へ放水手順
 - <リンク先> 1.12.2.1(1) a. 大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

2. 1.10.2.3 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順
 - ・代替電源設備により給電する手順
 - <リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電
 - 1.14.2.3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるS Aロードセンタ及びS Aコントロールセンタ受電
 - 1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
 - 1.14.2.2(1) b. 可搬型直流電源設備による給電

3. 1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順
 - ・放水砲を用いた原子炉建物へ放水手順
 - <リンク先> 1.12.2.1(1) a. 大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制
 - ・輪谷貯水槽（西）への水の補給手段及び水源から接続口までの大量送水車による送水手順
 - <リンク先> 1.13.2.1(6) a. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水
 - 1.13.2.2(2) b. 海から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給
 - ・常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，常設代替直流電源設備として使用するS A用115V系充電器，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車，S A用115V系充電器，大量送水車及び大型送水ポンプ車への燃料補給手順

- <リンク先> 1.14.2.1(1)代替交流電源設備による給電
- 1.14.2.3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるS
Aロードセンタ及びSAコントロールセンタ受
電
- 1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流
電源設備による給電
- 1.14.2.2(1) b. 可搬型直流電源設備による給電
- 1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル
燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給
- 1.14.2.5(2) タンクローリから各機器等への給油
- 1.14.2.6(1) 非常用交流電源設備による給電
- ・操作の判断, 確認に係る計装設備に関する手順
- <リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失
- 1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

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又は常設代替直流電源設備からの給電
- b. 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
- c. 可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電
- d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視
- e. 重大事故等時の対応手段の選択

1.15.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

1.15.4 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台数整理
- 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
- 添付資料 1.15.7 原子炉水位不明時の対応について
- 添付資料 1.15.8 自主対策設備仕様
- 添付資料 1.15.9 手順のリンク先について

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 「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。）1.1～1.15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を抽出する（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、各々の手順において整備する。

（添付資料1.15.3）

抽出パラメータのうち、当該重大事故等の炉心損傷防止対策、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、原子炉建物内の水素濃度、原子炉格納容器内の酸素濃度、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は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（ランプ表示灯等）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状況のうち、(2)操作性（設置許可基準規則第四十三条第一項二）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は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、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。

(添付資料 1.15.2)

(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）を超過した場合を想定する。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

代替パラメータを計測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の設備のうち、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、当該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）から給電し、当該パ

ラメータの計器により計測又は監視する手段がある。

また、計器電源が喪失した場合に、電源（乾電池）を内蔵した可搬型の計測器を用いて計測又は監視する手段がある。計器の電源構成を第 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

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
- ・ 可搬型直流電源設備
- ・ 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備

可搬型の計測器による計測又は監視する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、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。

- ・ 直流給電車

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

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、SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ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、プラントトリップ状態を記録する手段がある。

その他のパラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・運転監視用計算機

重要監視パラメータは、原則、安全パラメータ表示システム（SPDS）へ記録するが、可搬型計測器により測定したパラメータの値、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、重要な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。

- ・運転監視用計算機
- ・中央制御室記録計

耐震性を有していないが、設備が健全である場合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. 原子炉压力容器内の温度, 圧力及び水位, 並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を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, 運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操作要領書(徴候ベース), 原子力災害対策手順書及びAM設備別操作要領書に定める(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順を整備する（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、当直副長は、あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を中央制御室運転員に指示する。
- ④中央制御室運転員Aは、読み取った指示値を当直副長に報告する。なお、常用代替計器が使用可能であれば、併せて確認する。
- ⑤当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ重要代替監視パラメータの指示値から主要パラメータの推定を依頼する。
- ⑥緊急時対策本部は、緊急時対策要員に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指示する。
- ⑦緊急時対策要員は、主要パラメータの推定結果を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑧緊急時対策本部は、当直長に主要パラメータの推定結果を報告する。

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、緊急時対策要員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. 代替パラメータでの推定方法

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、原子炉水位及び原子炉圧力を除き、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環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態であるため、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、重大事故等発生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を生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態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，中性子束及び酸素濃度）により推定するケース
- ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及びポンプ出口圧力により推定するケース
- ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定するケース
- ・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
- ・圧力又は温度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から注水特性の関係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
- ・あらかじめ評価したパラメータの相関関係により酸素濃度を推定するケース
- ・装置の作動状況により水素濃度を推定するケース
- ・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圧力により推定するケース
- ・燃料プールの状態を同一の物理量（水位），あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により，燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定するケース
- ・原子炉圧力容器内の圧力とサブプレッション・チェンバの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、これらのパラメータ以外で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燃料棒有効長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損傷炉心の冷却失敗及び原子炉圧力容器の破損徴候を検知する温度は、300℃であり計測範囲内で判断可能である。

なお、原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。

・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、0～11MPa[gage]である。原子炉圧力容器の最高使用圧力（8.62MPa[gage]）の1.2倍（10.34MPa[gage]）を監視可能であり、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計器の計測範囲は、気水分離器下端を基準とした－900cm～150cmであり、原子炉水位制御範囲（レベル3～8）及び燃料棒有効長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、高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち、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、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。

また、発電用原子炉の満水確認は原子炉圧力又は原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧により、原子炉圧力容器内

の水位が燃料棒有効長頂部以上であることは原子炉压力容器温度により監視可能である。

・原子炉压力容器への注水量

原子炉压力容器への注水量を監視するパラメータは、高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量である。

高圧原子炉代替注水流量の計測範囲は、 $0 \sim 150 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である高圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量は、 $93 \text{m}^3/\text{h}$ 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ポンプの最大注水量は、 $99 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

高圧炉心スプレイポンプ出口流量の計測範囲は、 $0 \sim 1500 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である高圧炉心スプレイポンプの最大注水量は、 $1314 \text{m}^3/\text{h}$ 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。

低圧原子炉代替注水系（常設）による代替注水流量（常設）の計測範囲は、 $0 \sim 300 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水時の最大注水量は、 $200 \text{m}^3/\text{h}$ 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。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による低圧原子炉代替注水流量の計測範囲は、 $0 \sim 150 \text{m}^3/\text{h}$ （狭帯域は $0 \sim 50 \text{m}^3/\text{h}$ ）としており、計測対象である低圧原子炉代替注水系（可搬型）の原子炉压力容器への注水時の最大注水量は、 $70 \text{m}^3/\text{h}$ 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。

残留熱除去ポンプ出口流量の計測範囲は、 $0 \sim 1500 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である残留熱除去ポンプの最大注水量は $1380 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧炉心スプレイポンプ出口流量の計測範囲は、 $0 \sim 1500 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である低圧炉心スプレイポンプの最大注水量は $1314 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

残留熱代替除去系原子炉注水流量の計測範囲は、 $0 \sim 50 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である残留熱代替除去系による原子炉压力容器への注水時の最大注水量は $30 \text{m}^3/\text{h}$ 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、代替注水流量（常設）、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量である。

格納容器代替スプレイ系（常設）による代替注水流量（常設）の計測範囲は、 $0 \sim 300 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である低圧原子炉代替注水系（常設）による格納容器スプレイ時の最大注水量は、 $200 \text{m}^3/\text{h}$ 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。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器代替スプレイ流量の計測範囲は、 $0 \sim 150 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である低圧原子炉代替注水系（可搬型）による格納容器スプレイ時の最大注水量は、 $120 \text{m}^3/\text{h}$ 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。

ペDESTAL代替注水系（常設）による代替注水流量（常設）の計測範囲は、 $0 \sim 300 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象であるペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL注水時における最大注水量は、 $120 \text{m}^3/\text{h}$ 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。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL代替注水流量の計測範囲は、 $0 \sim 150 \text{m}^3/\text{h}$ （狭帯域は $0 \sim 50 \text{m}^3/\text{h}$ ）としており、計測対象であるペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL注水時における最大注水量は、 $120 \text{m}^3/\text{h}$ 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。

残留熱代替除去系による残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の計測範囲は、 $0 \sim 150 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である残留熱代替除去系による格納容器スプレイ時における最大注水量は、 $120 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、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過した場合、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

計器の計測範囲超過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にある場合には、当直副長は、あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を中央制御室運転員に指示する。
- ④中央制御室運転員Aは、読み取った指示値を当直副長に報告する。なお、常用代替計器が使用可能であれば、併せて確認する。
- ⑤当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ重要代替監視パラメータの指示値から主要パラメータの推定を依頼する。
- ⑥緊急時対策本部は、緊急時対策要員に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指示する。
- ⑦緊急時対策要員は、主要パラメータの推定結果を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑧緊急時対策本部は、当直長に主要パラメータの推定結果を報告する。

(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、緊急時対策要員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過した場合、可搬型計測器による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、指示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当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型計測器によるパラメータの計測開始を指示する。
- ②現場運転員B及びC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現場運転員B及びCは、廃棄物処理建物1階のあらかじめ定めた端子台にて、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現場運転員B及びC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

上記の操作対応は1測定点当たり，現場運転員2名にて実施し，作業開始を判断してから所要時間は20分以内で可能である。2測定点以降は10分追加となる。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，照明及び通信連絡設備を整備する。また，作業環境（作業空間，温度等）に支障がないことを確認する。

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及び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又は常設代替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であるB-115V系蓄電池，B1-115V系蓄電池（SA）又は常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池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」にて整理する。

なお，所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替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は第1.15-2表に示す。

b. 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

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であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車からの給電に関する手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

c. 可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電

全交流動力電源喪失が発生し，直流電源が枯渇するおそれがある場合に，可搬型直流電源設備である高圧発電機車，B1-115V系充電器（SA），SA用115V系充電器又は可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備である直流給電車からの給電に関する手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

d. 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のうち，手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器で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は第1.15-2表に示す。

（添付資料1.15.5）

(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、タイムチャートを第 1.15-5 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型計測器によるパラメータの計測開始を指示する。
- ②現場運転員 B, C 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現場運転員 B, C は、廃棄物処理建物 1 階のあらかじめ定めた端子台にて、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現場運転員 B, C 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

上記の操作対応は 1 測定点当たり、現場運転員 2 名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は 20 分以内で可能である。2 測定点以降は 10 分追加となる。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、照明及び通信連絡設備を整備する。また、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。

(添付資料 1.15.4)

e. 重大事故等時の対応手段の選択

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

全交流動力電源喪失が発生した場合には、所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替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又は常設代替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又は可搬型代替交流電源設備から計器に給電する。

常設代替交流電源設備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、可搬型直流電源設備又は直流給電車から計器に給電する。

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

1.15.3 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運転監視用計算機及び中央制御室記録計により計測結果等を記録する。

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

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、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機又は代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電可能で、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

現場運転員は、「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) d. 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. 運転監視用計算機の記録

(a) 運転日誌

運転監視用計算機が稼働状態にあれば、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) 状態変化記録

運転監視用計算機が稼働状態にあれば、プロセス値の異常な状態変化を記録し、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トリップ事象発生時、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作動状況を記録し、中央制御室にて事象発生時に自動で帳票印刷する。

(c) 事故時データ収集記録

運転監視用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、中央制御室にて事象発生時に自動で帳票印刷する。

e. 中央制御室記録計による記録

中央制御室記録計が稼働状態であれば、定められたプロセスの計測結果を、中央制御室にてチャート用紙に自動で記録する。

(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（14日間）を超える前に、緊急時対策所にて緊急時対策要員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。

現場指示計及び可搬型計測器の記録は記録用紙への記録であり、現場運転員2名で対応が可能である。

また、中央制御室記録計に記録されたチャート紙の交換は、中央制御室運転員1名で対応が可能である。

1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順

審査基準 1.9, 1.10, 1.11, 1.14, 1.18 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。

原子炉建物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物等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

燃料プールの監視に関する手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

全交流動力電源喪失時の代替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。

安全パラメータ表示システム（SPDS）に関する手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」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	機能喪失を想定する重大事故等対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「重要計器の監視・復旧」
			主要パラメータの他チャンネルの常用計器	自主対策 設備	
		代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備	
			常用代替計器	自主対策 設備	
	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「重要計器の監視・復旧」
			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	事故時操作要領書（微候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「可搬型計測器による計測」	
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源（交流）からの給電	常設代替交流電源設備	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書（微候ベース） 「電源復旧」
			可搬型代替交流電源設備		
		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		
			可搬型直流電源設備		
		可搬型計測器による計測	直流給電車及び可搬型常設代替交流電源設備	自主対策 設備	
可搬型計測器	重大事故等 対処設備		事故時操作要領書（微候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「可搬型計測器による計測」		
—	—	パラメータ記録	安全パラメータ表示システム（SPDS） （SPDSデータ収集サーバ，SPDS伝送サーバ，SPDSデータ表示装置）	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「SPDS によるパラメータ記録結果の保存」
			運転監視用計算機	自主対策 設備	—
			中央制御室記録計		

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) (1/18)

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※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
① 原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 (SA)	2	0 ~ 500°C	最大値: 302°C	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°C) に対して、500°Cまでを監視可能。	-(Ss)	SA用 直流電源	熱電対	可	③③
	原子炉圧力※1				「②原子炉压力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ					
	原子炉圧力 (SA) ※1									
	原子炉水位 (広帯域) ※1									
	原子炉水位 (燃料域) ※1									
	原子炉水位 (SA) ※1									
② 原子炉压力容器内の圧力	残留熱除去系熱交換器入口温度※1									
	原子炉圧力※2	2	0 ~ 10MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]	重大事故等時における原子炉压力容器最高圧力 (8.91MPa [gage]) を包絡する範囲として設定。なお、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。	S	区分 I, II バイタル 交流電源	弾性圧力 検出器	可	③④
	原子炉圧力 (SA) ※2	1	0 ~ 11MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]	原子炉压力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gage]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gage]) を監視可能。	-(Ss)	SA用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	③⑤
	原子炉水位 (広帯域) ※1									
	原子炉水位 (燃料域) ※1									
	原子炉水位 (SA) ※1									
原子炉压力容器温度 (SA) ※1					「③原子炉压力容器内の温度」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 ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉压力容器零レベルより 1328cm)。 ※4: 基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9: 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レベルの値で判断する。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。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

※12: 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II直流電源及び区分IIバイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (2/18)

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 ^{※12}	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ^{※2}	2	-400~150cm ^{※3}	-539~132cm ^{※3}	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) 及び燃料棒有効長底部まで監視可能である	S	区分 I, II バイタル 交流電源	差圧式 水位 検出器	可	③⑥
	原子炉水位 (燃料域) ^{※2}	2	-800~-300cm ^{※3}							
	原子炉水位 (SA) ^{※2}	1	-900~150cm ^{※3}							
	高压原子炉代替注水流量 ^{※1}									
	代替注水流量 (常設) ^{※1}									
	低压原子炉代替注水流量 ^{※1}									
	低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ^{※1}									
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ^{※1}									
	高压炉心スブレイブポンプ出口流量 ^{※1}									
	残留熱除去ポンプ出口流量 ^{※1}									
低压炉心スブレイブポンプ出口流量 ^{※1}										
残留熱代替除去系原子炉注水流量 ^{※1}										
原子炉圧力 ^{※1}										
原子炉圧力 (SA) ^{※1}										
サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ^{※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										
「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										

「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

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：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レベルの値で判断する。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。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

※12：所内常設電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II直流電源及び区分IIバイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (3/18)

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※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
④ 原子炉压力容器への注水量 (1/2)	高压原子炉代替注水流量	1	0 ~ 150m ³ /h	—※8	高压原子炉代替注水ポンプの最大注水量 (93m ³ /h) を監視可能である。	— (Ss)	SA用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	①
	代替注水流量 (常設)	1	0 ~ 300m ³ /h	—※8	低压原子炉代替注水ポンプの最大注水量 (250m ³ /h) を監視可能。	— (Ss)	SA用 直流電源	超音波式 流量 検出器	—	②
	低压原子炉代替注水流量	2	0 ~ 200m ³ /h	—※8	大量送水車を用いた低压原子炉代替注水系 (可搬型) における最大注水量 (70m ³ /h) を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量 (12 m ³ /h) を監視可能。	— (Ss)	SA用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	③
	低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	0 ~ 50m ³ /h	—※8		— (Ss)	SA用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	0 ~ 150m ³ /h	0 ~ 99m ³ /h	原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量 (99m ³ /h) を監視可能。	S	区分II 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑥
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0 ~ 1500m ³ /h	0 ~ 1314m ³ /h	高压炉心スプレイポンプの最大注水量 (1314m ³ /h) を監視可能。	S	区分III 交流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑦
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0 ~ 1500m ³ /h	0 ~ 1380m ³ /h	残留熱除去ポンプの最大注水量 (1380m ³ /h) を監視可能。	S	区分I, II 交流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑧
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0 ~ 1500m ³ /h	0 ~ 1314m ³ /h	低压炉心スプレイポンプの最大注水量 (1314m ³ /h) を監視可能。	S	区分I 交流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑨
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	0 ~ 50m ³ /h	—※8	残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量 (30 m ³ /h) を監視可能。	— (Ss)	SA用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑩

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉压力容器零レベルより 1328cm)。 ※4: 基準点はサブレッシング・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9: 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レベルの値で判断する。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。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

※12: 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II 直流電源及び区分II バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (4/18)

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※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15 - 3 図No.
④ 原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	サブレシジョン・プールの水位 (SA) ※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					
	低圧原子炉代替注水槽水位※1				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ					
	原子炉水位 (広帯域) ※1									
	原子炉水位 (燃料域) ※1									
	原子炉水位 (SA) ※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				

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。 ※4：基準点はサブレシジョン・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：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レベルの値で判断する。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。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (5/18)

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 ^{※12}	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑤ 原子炉格納容器への注水量	代替注水量 (常設)			「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						
	格納容器代替スプレイ流量	2	0 ~ 150m ³ /h	- ^{※8}	大量送水車を用いた格納容器代替スプレイ系 (可搬型) における最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。	- (Ss)	S.A.用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	④
	ベデスタル代替注水流量	2	0 ~ 150m ³ /h	- ^{※8}	大量送水車を用いたベデスタル代替注水車 (可搬型) における最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量 (12m ³ /h) を監視可能。	- (Ss)	S.A.用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑤
	ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	2	0 ~ 50m ³ /h	- ^{※8}		- (Ss)	S.A.用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	0 ~ 150m ³ /h	- ^{※8}	残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。	- (Ss)	S.A.用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑩
低圧原子炉代替注水槽水位 ^{※1}			「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ							
ドライウェル水位 ^{※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							
サブレーション・プール水位 (S.A.) ^{※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							
ドライウェル水位 ^{※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							
残留熱代替除去系原子炉注水流量 ^{※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							
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 ^{※1}			「⑩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 ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：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レベルの値で判断する。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。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S.A.用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱバイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (6/18)

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※12	検出器 の種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) ※2	7	0～300℃	最大値：145℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	-(Ss)	SA用 直流電源	熱電対	可	⑳
	ペダスタル温度 (SA) ※2	2	0～300℃	最大値：145℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	-(Ss)	SA用 直流電源	熱電対	可	㉑
	ペダスタル水温度 (SA)	2	0～300℃	—※8	ペダスタルに溶融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。	-(Ss)	SA用 直流電源	熱電対	可	㉒
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) ※2	2	0～200℃	最大値：88℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	-(Ss)	SA用 直流電源	熱電対	可	㉓
	サブプレッション・プールの水温度 (SA) ※2	2	0～200℃	最大値：88℃	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd：853kPa [gage]) におけるサブプレッション・プールの飽和温度 (約 178℃) を監視可能。	-(Ss)	SA用 直流電源	测温 抵抗体	可	㉔
	ドライウエル圧力 (SA) ※1									
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ※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 ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：重大事故等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レベルの値で判断する。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。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱバイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (7/18)

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※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15 - 3 図No.
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	ドライウエール圧力 (SA) ※2	2	0 ~ 1000kPa [abs]	最大値： 324kPa [gage]	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd： 853kPa [gage]) を監視可能。	-	SA 用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑭
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ※2	2	0 ~ 1000kPa [abs]	最大値： 206kPa [gage]						
	ドライウエール温度 (SA) ※1									
	ペデスタル温度 (SA) ※1									
	サブレーション・チェンバ温度 (SA) ※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										

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用するための設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：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レベルの値で判断する。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。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (8/18)

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 ^{※12}	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15-3 図No.
⑤ 原子炉格納容器内の水位	ドライウエール水位	3	-3.0m, -1.0m, +1.0m ^{※5}	- ^{※8}	重大事故等時において、ペデスタルに溶融炉心の冷却に必要な水深があることを監視可能。	-(Ss)	SA用 直流電源	電極式 水位 検出器	可	④⑦
	サブレーション・プールの水位 (SA) ^{※2}	1	-0.80~5.50m ^{※4}	-0.5~0m ^{※4}	ウェットウェルベント操作可否判断を把握できる範囲を監視可能。 (サブレーション・プールの水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動(低下)水位:-0.5mに ついても監視可能。)	-(Ss)	SA用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	④⑥
	ペデスタル水位	4	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m ^{※6}	- ^{※8}	重大事故等時において、ペデスタルに溶融炉心の冷却に必要な水深 (2.4m) があることを監視可能。	-(Ss)	SA用 直流電源	電極式 水位 検出器	可	④⑧
	代替注水流量 (常設) ^{※1}									
	低圧原子炉代替注水流量 ^{※1}									
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ^{※1}									
	格納容器代替スプレイ流量 ^{※1}									
	ペデスタル代替注水流量 ^{※1}									
	ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ^{※1}									
	低圧原子炉代替注水水位 ^{※1}									

「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

「⑩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 ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉压力容器零レベルより 1328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用するための設計基準事故時は値なし。

※9：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レベルの値で判断する。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。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II 直流電源及び区分II バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (9/18)

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 ^{※12}	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑨ 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器水素濃度 ^{※2}	1	0 ~ 5 vol %/ 0 ~ 100 vol %	0 ~ 2.0 vol %	重大事故等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 ~ 90 vol % (ドライ条件)) を 計測可能な範囲とする。	S	区分 II 交流電源	熱伝導式 水素 検出器	-	④⑨
	格納容器水素濃度 (SA) ^{※2}	1	0 ~ 100 vol %	0 ~ 2.0 vol %	重大事故等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 ~ 90 vol % (ドライ条件)) を 計測可能な範囲とする。	-(Ss)	SA 用 交流電源	熱伝導式 水素 検出器	-	⑤⑩
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエール)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	約 10 Sv/h 未満 ^{※9}	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 10 Sv/h) を 把握する上で監視可能 (上記の判断 値及び推定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 バイタル 交流電源	電離箱	-	⑥⑪
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレシジョン・チェンバ)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	約 10 Sv/h 未満 ^{※9}	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 10 Sv/h) を 把握する上で監視可能 (上記の判断 値及び推定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 バイタル 交流電源	電離箱	-	⑥⑫

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。 ※4: 基準点はサブレシジョン・ブール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり, 平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用する設備のため, 設計基準事故時は値なし。

※9: 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レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10 Sv/h (経過時間とともに低くなる) 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。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

※12: 基準点は所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計測器は, SA 用直流電源, 区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計測器である。

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) (10/18)

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※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
① 未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	中性子源領域計装※2	4	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim$ 1.0×10^9 $\text{cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の 約 21 倍	原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均領域計装によって監視可能。	S	区分 I, II 交流電源	核分裂 計数管	—	59
	平均出力領域計装※2	6 ※7	0 ~ 125% ($1.2 \times 10^{12} \sim$ 2.8×10^{14} $\text{cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)		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期間であり、かつ出力上昇及びび下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても再循環ポンプトリップ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 バイタル 交流電源	核分裂 電離箱	—	63

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。 ※4：基準点はサブレッシング・ブール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用するための設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：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レベルの値で判断する。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。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (11/18)

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※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑫最終ヒートシンクの確保	サブレーション・プールの水温度 (SA) ※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					
	残留熱除去系熱交換器出口温度				「②最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ					
	残留熱代替除去系原子炉注水流量 ※2				「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					
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ 流量※2				「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									
	原子炉水位 (SA) ※1									
	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力※1					「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ				
	サブレーション・チェンバ温度 (SA) ※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				
	ドライウエル温度 (SA) ※1									
原子炉圧力容器温度 (SA) ※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 ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：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レベルの値で判断する。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。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II 直流電源及び区分II バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (12/18)

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 ^{※12}	検出器 の種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.	
⑫ 最終ヒートシンクの確保 格納容器フィルタベント系	スクラバ容器水位	8		— ^{※8}	系統待機時におけるスクラバ容器水位の範囲 [] 及びフィルタ装置機能維持のための系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 [] を監視可能。	— (Ss)	SA 用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	⑭	
	スクラバ容器圧力	4	0 ~ 1 MPa [gauge]	— ^{※8}	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタベント系の最高圧力 (0.853MPa [gauge]) が監視可能。	— (Ss)	SA 用 直流電源	弾性圧 力 検出器	可	⑮	
	スクラバ容器温度	4	0 ~ 300℃	— ^{※8}	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタベント系の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。	— (Ss)	SA 用 直流電源	熱電対	可	⑯	
	第 1 ベントフィルタ出口放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	10 ⁻² ~ 10 ⁵ Sv/h	— ^{※8}	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に、想定される第 1 ベントフィルタ出口の最大放射線量率 (約 3 × 10 ² Sv/h) を監視可能。	— (Ss)	SA 用 直流電源	電離箱	—	⑰	
	第 1 ベントフィルタ出口水素濃度	1	10 ⁻³ ~ 10 ⁴ mSv/h	— ^{※8}	格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合) に、想定される第 1 ベントフィルタ出口の最大放射線量率 (約 6.5 × 10 ⁻² mSv/h) を監視可能。	— (Ss)	SA 用 直流電源	電離箱	—		
	ドライウェル圧力 (SA) ^{※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									
	サブレシジョン・チェンバ圧力 (SA) ^{※1}										
	格納容器水素濃度 (SA) ^{※1}										
	格納容器水素濃度 (SA) ^{※1}	「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」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 ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。 ※4：基準点はサブレシジョン・プールの通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用するための設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：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レベルの値で判断する。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。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替監視直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計器である。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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) (13/18)

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 ^{※12}	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑬ 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 ^{※2}	2	0 ~ 200℃	最大値 : 90℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器入口温度の最高使用温度 (114℃) を監視可能。	S	区分 I, II 交流電源 SA用 直流電源	熱電対	可	⑬
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0 ~ 200℃	最大値 : 90℃	残留熱除去系及び残留熱代替除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度 (114℃) を監視可能。 残留熱代替除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度 (185℃) を監視可能。	S	区分 I, II 交流電源 SA用 直流電源	熱電対	可	⑭
残留熱除去ポンプ出口流量 「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										
原子炉圧力容器温度 (SA) ^{※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										
サブレーション・プールの温度 「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										
残留熱除去系熱交換器冷却水流量 ^{※1}										
残留熱除去ポンプ出口圧力 ^{※1} 「⑬格納容器パイプスの監視」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 ※2 : 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3 : 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。 ※4 : 基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5 : 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6 : 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7 : 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8 : 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9 : 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レベルの値で判断する。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。

※10 : 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11 : 検出点は 7 箇所。

※12 : 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II直流電源及び区分IIパイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (14/18)

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※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) ※2				「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) ※2									
	原子炉水位 (SA) ※2									
	原子炉圧力 ※2									
	原子炉圧力 (SA) ※2									
	原子炉圧力容器温度 (SA) ※1									
	ドライウェル温度 (SA) ※2									
原子炉格納容器内の状態	ドライウェル圧力 (SA) ※2				「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					
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ※1									
原子炉建物内の状態	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	0 ~ 4 MPa [gage]	最大値： 1. 0MPa [gage]	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統の最高使用圧力 (約 1.9MPa [gage]) を監視可能。	S	区分 I, II バイタル 交流電源 SA用直 流電源	弾性圧力 検出器	可	⑩
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	0 ~ 5 MPa [gage]	最大値： 2. 0MPa [gage]	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統の最高使用圧力 (2.0MPa [gage]) を監視可能。	S	区分 I バイタル 交流電源	弾性圧力 検出器	可	⑪
	原子炉圧力 ※1									
	原子炉圧力 (SA) ※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					

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：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レベルの値で判断する。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。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II 直流電源及び区分II バイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (15/18)

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 ^{※12}	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15-3 図No.
⑭ 水源の確保 (1/2)	低圧原子炉代替注水槽水位	1	0 ~ 1500m ³ (0 ~ 12542mm)	- ^{※8}	低圧原子炉代替注水槽の底部からオーバーフローレベル (0~1238mm ³) を監視可能である。	-(Ss)	S.A.用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	⑰
	サブレーション・プール水位 (S.A) ^{※2}									
	高圧原子炉代替注水流量 ^{※1}									
	代替注水流量 (常設) ^{※1}									
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ^{※1}									
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ^{※1}									
	残留熱除去ポンプ出口流量 ^{※1}									
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ^{※1}									
	残留熱代替除去系原子炉注水流量 ^{※1}									

「⑧原子炉格納容器の水位」を監視するパラメータと同じ

「④原子炉圧力容器への注水量」及び「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

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：高部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：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レベルの値で判断する。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。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S.A.用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱバイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (16/18)

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 ^{※12}	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.	
⑭ 水源の確保 (2/2)	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 ^{※1}	2	0 ~ 4 MPa [gauge]	- ^{※8}	重大事故等時における, 低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力 (3.92MPa [gauge]) を監視可能。	-(Ss)	S.A.用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑯	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ^{※1}	1	0 ~ 10MPa [gauge]	最大値: 9.21MPa [gauge]	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統の最高使用圧力 (9.21MPa [gauge]) を監視可能。	S	区分 II 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑰	
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ^{※1}	1	0 ~ 12MPa [gauge]	最大値: 9.11MPa [gauge]	高圧炉心スプレイ系の運転時における, 高圧炉心スプレイ系統の最高使用圧力 (9.11MPa [gauge]) を監視可能。	S	区分 III 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑱	
	残留熱除去ポンプ出口圧力 ^{※1}										
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ^{※1}										
	残留熱除去系ポンプ出口圧力 ^{※1}	2	0 ~ 3 MPa [gauge]	- ^{※8}		重大事故等時における, 残留熱代替除去ポンプの最高使用圧力 (2.5MPa [gauge]) を監視可能。	-(Ss)	S.A.用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑫
	原子炉水位 (広帯域) ^{※1}										
	原子炉水位 (燃料域) ^{※1}										
	原子炉水位 (S.A) ^{※1}										
						「⑬格納容器パイパスの監視」を監視するパラメータと同じ					
					「⑬原子炉圧力容器内の水位」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 ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器露レベルより 1328cm)。 ※4: 基準点はサブレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり, 平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用する設備のため, 設計基準事故時は値なし。

※9: 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レベルの値で判断する。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。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

※12: 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は, S.A.用直流電源, 区分 II 直流電源及び区分 II パイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (17/18)

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 ^{※12}	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15 - 3 図No.
⑮ 原子炉建屋内の 水素濃度	原子炉建物水素濃度	1	0 ~ 10vol%	— ^{※8}	重大事故等時において、原子炉建物 内の水素燃焼の可能性 (水素濃度： 4 vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的触媒式水素処理装置に て、原子炉建物内の水素濃度を可燃 限界である 4 vol% 未満に低減す る)。	— (Ss)	SA 用 交流電源	触媒式 水素 検出器 熱伝導式 水素 検出器	—	⑳
	静的触媒式水素処理装置入口温度 ^{※1} 静的触媒式水素処理装置出口温度 ^{※1}	2 2	0 ~ 100℃ 0 ~ 400℃	— ^{※8}	重大事故等時において、静的触媒式 水素処理装置作動時に想定される温 度を監視可能。	— (Ss)	SA 用 直流電源	熱電対	可	㉑
⑯ 原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器酸素濃度 ^{※2}	1	0 ~ 5 vol% / 0 ~ 25 vol%	4.3 vol% 以下	重大事故等時において、原子炉格納 容器内の水素爆発を防止するため、 可燃限界濃度 (酸素濃度：5.0 vol%) を計測可能な範囲とする。	S	区分Ⅱ 交流電源	熱磁気風 式酸素 検出器	—	㉒
	格納容器酸素濃度 (SA) ^{※2}	1	0 ~ 25 vol%	4.3 vol% 以下	重大事故等時において、原子炉格納 容器内の水素爆発を防止するため、 可燃限界濃度 (酸素濃度：5.0 vol%) を計測可能な範囲とする。	— (Ss)	SA 用 交流電源	磁気力式 酸素 検出器	—	㉓
	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエール) ^{※1}									
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレッション・チェンバ) ^{※1}									
「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」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 ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。 ※4：基準点はサブレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：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レベルの値で判断する。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。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

※12：所内常設電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA 用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱバイタル交流電源を電源とした計器である。

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) (18/18)

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 ^{※12}	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15-3 図No.
⑰ 燃料プールの監視	燃料プール水位 (S A) ^{※2}	1	-4.30~7.30m ^{※10}	6982mm ^{※10}	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から底部付近までの範囲にわたり水位を監視可能。	-(Ss)	S A用 交流電源	ガイド パルス式 水位検出 器	-	⑳
	燃料プール水位・温度 (S A) ^{※2}	1 ^{※11}	-1000~6710mm ^{※10}	6982mm ^{※10}	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	C (Ss)	区分Ⅱ 直流電源	熱電対	可	㉑
			0~150℃	最大値： 65℃	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プールの温度を監視可能。					
	燃料プールのエア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) ^{※2}	1	10 ⁻¹ ~10 ⁵ mSv/h	-	-	重大事故等時により変動する可能性のある放射線量率の範囲 (10 ⁻³ ~10 ⁷ mSv/h) にわたり監視可能。	-(Ss)	S A用 直流電源	電離箱	-
10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h										
燃料プール監視カメラ (S A) ^{※2}	1	-	-	- ^{※8}	重大事故等時において燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	-(Ss)	カメラ： S A用 直流電源 冷却設 備：S A用 交流電源	赤外線 カメラ	-	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：高部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：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レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基

準では炉心損傷しないことからの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A用直流電源、区分Ⅱ 直流電源及び区分Ⅱ バイタル交流電源を電源とした計器である。

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(1/16)

【推定ケース】

- ケース 1：同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度、中性子束及び酸素濃度）により推定する。
- ケース 2：水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及びポンプ出口圧力により推定する。
- ケース 3：流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定する。
- 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：圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定する。
- ケース 6：注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定する。
- ケース 7：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 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：水素濃度を装置の作動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パイプ系が生成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圧力により推定する。
- ケース 12：燃料プールの状態を同一の物理量（水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。
- ケース 13：原子炉圧力容器内の圧力とサブプレッション・チェンバの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。

なお、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 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉圧力容器温度 (SA) 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原子炉圧力容器温度 (SA) 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。また、スクラム後、原子炉水位が燃料棒有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 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。
		②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース 5	
		③残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース 1	

※ 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(2/16)

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圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①原子炉圧力の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原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(SA)により推定する。 ③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(SA)により飽和温度/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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②原子炉圧力(SA)		
		③原子炉水位(広帯域)		
		③原子炉水位(燃料域)	ケース5	
	③原子炉水位(SA)			
	③原子炉圧力容器温度(SA)			
	原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力	ケース1	①原子炉圧力(SA)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②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(SA)により飽和温度/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。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
②原子炉水位(広帯域)				
		②原子炉水位(燃料域)	ケース5	
		②原子炉水位(SA)		
		②原子炉圧力容器温度(SA)		

※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 (3/16)

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, 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, 原子炉水位 (S A) により推定する。 ③高圧原子炉代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱除去ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 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, 原子炉圧力 (S A) とサブレーション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。推定は, 主要パラメータの他チャネルを優先する。
		②原子炉水位 (S A)	ケース 2	
		③代替注水流量 (常設)	ケース 13	
		③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	ケース 1	
	原子炉水位 (S A)	③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	ケース 1	①原子炉水位 (S A) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高圧原子炉代替注水流量, 代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱除去ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③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, 原子炉圧力 (S A) とサブレーション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。推定は, 主要パラメータの他チャネルを優先する。
		③高圧炉心スプレイポンプ出口流量	ケース 2	
		③残留熱代替除去系原子炉注水流量	ケース 13	
		④原子炉圧力	ケース 1	
		④原子炉圧力 (S A)	ケース 2	
		④サブレーション・チェンバ圧力 (S A)	ケース 13	
		①原子炉水位 (広帯域)	ケース 1	
		①原子炉水位 (燃料域)	ケース 2	
		②高圧原子炉代替注水流量	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(4/16)

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	
原子炉圧力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース 3	①高圧原子炉代替注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧原子炉代替注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。	
	代替注水流量 (常設)	①低圧原子炉代替注水槽水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース 3	①代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい低圧原子炉代替注水槽水位を優先する。	
	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA)	ケース 3	①低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 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により注水量を推定する。	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース 3	①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。	
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース 3	①高圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。	
	残留熱除去ポンプ出口流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース 3	①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。	
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース 3	①低圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース 3	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。	

※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(5/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1		代替パラメータ推定方法	
		代替注水流量	推定ケース	代替注水流量	推定ケース
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	① 低圧原子炉代替注水タンク水位	ケース 3	① 代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水タンク水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	
		② ドライウエル圧力 (SA)	ケース 6	② 注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) より代替注水流量 (常設) を推定する。	
		② サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	ケース 3	② 注水先のドライウエル水位, サプレッション・プール水位 (SA) 及びベデスタル水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい低圧原子炉代替注水タンク水位を優先する。	
	格納容器代替スプレイ流量	① ドライウエル圧力 (SA)	ケース 6	① 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、注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) より格納容器代替スプレイ流量を推定する。	
		① サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	ケース 3	① 注水先のドライウエル水位, サプレッション・プール水位 (SA) 及びベデスタル水位の変化により注水量を推定する。	
		① ドライウエル水位	ケース 3	① ベデスタル代替注水流量, ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、注水先のベデスタル水位及びドライウエル水位の変化により注水量を推定する。	
	ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	① ベデスタル水位	ケース 3	① ベデスタル代替注水流量, ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、注水先のベデスタル水位及びドライウエル水位の変化により注水量を推定する。	
		① ドライウエル水位	ケース 6	① 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。	

※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(6/16)

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温度	ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ペデスタル温度 (SA)	ケース1	①ドライウエル温度 (SA) の I 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ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ペデスタル温度 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。 ④サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にドライウエル温度 (SA) を推定する。	
			ケース5	④サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にドライウエル温度 (SA) を推定する。	
		ペデスタル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル温度 (SA)	ケース1	①ペデスタル温度 (SA) の I 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ペデスタル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ドライウエル温度 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりペデスタル温度 (SA) を推定する。 ④サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にペデスタル温度 (SA) を推定する。
				ケース5	④サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にペデスタル温度 (SA) を推定する。
	ペデスタル水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①ペデスタル水温度 (SA) の I 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。	
			ケース1	①サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の I 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。	
			ケース5	③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) によりサブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) を推定する。	
	サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	ケース1	①サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) の I 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サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・プール水温度 (SA) によりサブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) を推定する。	
			ケース5	③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) によりサブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) を推定する。	
		①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)	ケース1	①サブプレッジョン・プール水温度 (SA) の I 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サブプレッジョン・プール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッジョン・プール水温度 (SA) 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 (7/16)

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	ドライウエル圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	ケース1	①ドライウエル圧力 (SA) の I 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ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA) , ペデスタル温度 (SA) により推定する。
		③ドライウエル温度 (SA) ③ペデスタル温度 (SA)	ケース5	
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA)	ケース1	①サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の I 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サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) を推定する。
		③サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	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(8/16)

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位	ドライウエル水位	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ②ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ③低圧原子炉代替注水槽水位	ケース2	①ペデスタル注水の停止判断に用いるドライウエル水位計の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水位 (SA) 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、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、ドライウエル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ドライウエル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		①代替注水流量 (常設) ①低圧原子炉代替注水流量 ①低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ①格納容器代替スプレイ流量 ①ペデスタル代替注水流量 ①ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ② 低圧原子炉代替注水槽水位	ケース2	①サブプレッション・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、サブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。 ②水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、サブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) を優先する。
	ペデスタル水位	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①ペデスタル水位の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ペデスタル水位の監視が不可能になった場合は、代替注水流量 (常設)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量により、ペデスタル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ペデスタル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		②代替注水流量 (常設) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水槽水位	ケース2	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※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(9/16)

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 格納容器内 の 水素濃度	格納容器水素濃度	①格納容器水素濃度 (SA)	ケース1	①格納容器水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (SA) により推定する。
	格納容器水素濃度 (SA)	①格納容器水素濃度	ケース1	①格納容器水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度により推定する。
原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	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	①格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) の I 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監視可能であれば、エリアモニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)	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	①格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ) の I 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監視可能であれば、エリアモニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	ケース1 ケース7	①中性子源領域計装の I 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中性子源領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できるときは、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	ケース1 ケース7	①平均出力領域計装の I 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平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、中性子源領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できるときは、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒手動操作・監視系] ※2	①中性子源領域計装 ②平均出力領域計装	ケース7	①制御棒手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装により推定する。 ②平均出力領域計装により推定する。 推定は、低出力領域を監視する中性子源領域計装を優先する。

※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(10/16)

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	
残留熱代替除去系 最終ヒートシンクの確保	サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)	ケース1	①サブプレッジョン・プール水温度 (SA) 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サブプレッジョン・プール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッジョン・プール水温度 (SA) を推定する。	
	残留熱代替除去系熱交換器出口温度	①サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	ケース1	①残留熱代替除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価からサブプレッジョン・プール水温度 (SA) により推定する。	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①原子炉水位 (広帯域)	①原子炉水位 (広帯域)	ケース3	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。
		①原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (SA)	ケース6	②残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。
		③原子炉圧力容器温度 (SA)	③原子炉圧力容器温度 (SA)	ケース4	③原子炉圧力容器温度 (SA) 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。
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量	ケース6	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。
		②サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	②サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	ケース4	②残留熱代替除去系による冷却において、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・プール水温度 (SA)、ドライウエル温度 (SA)、サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) 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。
					推定は、残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力を優先する。

※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(11/16)

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
格納容器 フィルタ ベント系 最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①スクラバ容器水位の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。
	スクラバ容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエール圧力 (SA) ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	ケース1	①スクラバ容器圧力の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スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエール圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
	スクラバ容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	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スクラバ容器温度の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。
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) 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。
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度 ②格納容器水素濃度 (SA)	ケース1	①第1ベントフィルタ出口水素濃度が故障した場合は、予備の第1ベントフィルタ出口水素濃度により推定する。 ②第1ベントフィルタ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格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器水素濃度及び格納容器水素濃度 (SA) により推定する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 (SA) ①サブプレッション・プール水温度 (SA)	ケース1	推定は、主要パラメータの予備を優先する。 ①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度 (SA)、サブプレッション・プール温度 (SA) 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	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	ケース1 ケース4	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能になった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去ポンプ出口流量	①残留熱除去ポンプ出口圧力	ケース6	推定は、残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。 ①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去ポンプ出口圧力から残留熱除去ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去ポンプ出口流量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(12/16)

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状態 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)	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉水位 (SA)	ケース1	①原子炉水位 (広帯域) , 原子炉水位 (燃料域) の I 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, 原子炉水位 (SA) により推定する。	
		①原子炉水位 (SA)	ケース1	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域) , 原子炉水位 (燃料域) により推定する。	
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉圧力 (SA)	ケース1	①原子炉圧力の I 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原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) 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。	
		③原子炉水位 (SA)	ケース5	推定は, 主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。	
		③原子炉圧力容器温度 (SA)	ケース1	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) 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。	
		①原子炉圧力	ケース5	推定は, 原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。	
	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力	ケース1	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) 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原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	ケース5	推定は, 原子炉圧力容器内の圧力を優先する。	
	原子炉格納容器内の状態	ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャヤンネル	ケース1	①ドライウエル温度 (SA) の I 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ドライウエル温度 (SA) 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 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。
			②ドライウエル圧力 (SA)	ケース5	推定は, 主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。
ドライウエル圧力 (SA)		①主要パラメータの他チャヤンネル ②サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ③ドライウエル温度 (SA)	ケース1	①ドライウエル圧力 (SA) の I 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ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, サブレーション・チェンバ圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) を推定する。	
			ケース5	推定は, 主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。	

※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 (13/16)

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
格納容器バイパスの監視 原子炉建物内の状態	残留熱除去ポンプ出口圧力	①原子炉圧力	ケース 1	①残留熱除去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、原子炉圧力 (S A) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリアモニタ (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 (S A)		
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース 10	推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) を優先する。
		①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (S A)	ケース 1	①低圧炉心スプレイ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、原子炉圧力 (S A) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリアモニタ (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。
		② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース 10	推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) を優先する。

※ 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(14/16)

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	低圧原子炉代替注水槽水位	①代替注水流量(常設) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②サブプレッション(SA) ②サブプレッション・プール水位(SA) ②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	ケース2	①低圧原子炉代替注水槽水位の監視が不可能となった場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とする代替注水流量(常設)から低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位又はサブプレッション・プール水位(SA)の水位変化により低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力から低圧原子炉代替注水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、水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定する。
	サブプレッション・プール水位(SA)	①高圧原子炉代替注水流量 ①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	ケース2	①サブプレッション・プール水位(SA)の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、原子炉圧力容器へ注水する高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッション・プールを水源とする原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱除去ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から原子炉隔離時冷却ポンプ、高圧炉心スプレイポンプ、残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレイポンプ、残留熱代替除去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、水源であるサブプレッション・プール水位(SA)が確保されていることを推定する。 推定は、サブプレッション・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。

※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 (15/16)

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
原子炉建物内 の 水素濃度	原子炉建物水素濃度	①主要パラメータの他チャネル	ケース1	①原子炉建物水素濃度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②原子炉建物水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の温度差により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
		②静的触媒式水素処理装置入口温度 ②静的触媒式水素処理装置出口温度	ケース9	
原子炉格納 容器内の 酸素濃度	格納容器酸素濃度	①格納容器酸素濃度 (SA)	ケース1	①格納容器酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (SA) により推定する。 ②格納容器酸素放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度を推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、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。 推定は、格納容器酸素濃度 (SA) を優先する。
		②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	ケース8	
		②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	ケース11	
		②ドライウエル圧力 (SA)		
		②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)		
原子炉格納 容器内の 酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA)	①格納容器酸素濃度	ケース1	①格納容器酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度により推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (SA) を推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、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。 推定は、格納容器酸素濃度を優先する。
		②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	ケース8	
		②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレセッション・チェンバ)	ケース11	
		②ドライウエル圧力 (SA)		
		②サブプレセッション・チェンバ圧力 (SA)		

※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(16/16)

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
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プールの監視カメラ (SA)	ケース 12	①燃料プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位・温度 (SA) により燃料プール水位を推定する。 ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) により燃料プール水位を推定する。 ③燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位・温度 (SA) を優先する。
	燃料プール水位・温度 (SA)	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プールの監視カメラ (SA)	ケース 12	①燃料プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA) により水位・温度を推定する。 ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) により燃料プールの状態を判断した後、燃料プールの水位を推定する。 ③燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位 (SA) を優先する。
	燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールの監視カメラ (SA)	ケース 12	①燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合、水位と放射線率の関係により放射線量を推定する。 ②燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位 (SA) を優先する。
	燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ①燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	ケース 12	①燃料プールの監視カメラ (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA) 、燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 、燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) により、燃料プールの状態を推定する。 推定は、燃料プール水位 (SA) を優先する。

※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 / 2)

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	220kV 第 2 原子力幹線 1 L 送電電圧	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	
	220kV 第 2 原子力幹線 2 L 送電電圧		
	66kV 鹿島支線電圧		
	C-メタクラ母線電圧 ^{*1}	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	
	D-メタクラ母線電圧 ^{*1}		
	C-メタクラ母線電圧 (他号炉)		
	D-メタクラ母線電圧 (他号炉)		
	HPCS-メタクラ母線電圧 ^{*1}		
	C-ロードセンタ母線電圧 ^{*1}		非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ
	D-ロードセンタ母線電圧 ^{*1}		
	C-ロードセンタ母線電圧 (他号炉)		
	D-ロードセンタ母線電圧 (他号炉)		
	B1-115V 系充電器 (SA) 電圧	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	
	B1-115V 系蓄電池 (SA) 電圧 ^{*1}		
	B-115V 系充電器電圧		
	A-115V 系直流盤母線電圧 ^{*1}		
	B-115V 系直流盤母線電圧 ^{*1}		
	230V 系直流盤 (常用) 母線電圧 ^{*1}		
	SA 用 115V 系充電器電圧		
	230V 系充電器 (R C I C) 電圧		
	230V 系充電器 (常用) 電圧		
	230V 系直流盤 (常用) 母線電圧		
	A-115V 系充電器電圧		
	B-115V 系直流盤 (SA) 母線電圧		
	HPCS 系直流盤母線電圧		
	SA 対策設備用分電盤 (2) 母線電圧		
	SA 用 115V 系充電器蓄電池電圧 ^{*1}		
	原子炉中性子計装用充電器盤母線電圧		
	ディーゼル発電機電圧		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
	ディーゼル発電機周波数		
	ディーゼル発電機電力		
	ディーゼル発電機電圧 (他号炉)		
	ディーゼル発電機周波数 (他号炉)		
	ディーゼル発電機電力 (他号炉)		
	HPCS-ディーゼル発電機電圧		
	HPCS-ディーゼル発電機電力		
	HPCS-ディーゼル発電機周波数		
	ガスタービン発電機電圧	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	
	ガスタービン発電機電流		
	ガスタービン発電機電力		
	高圧発電機車電圧		
	高圧発電機車周波数		
	直流給電車電圧		
緊急用メタクラ電圧 ^{*1}	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ		
SAロードセンタ母線電圧 ^{*1}	緊急用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ		
ディーゼル燃料デイトンクレベル	燃料の確保状態を確認するパラメータ		
ディーゼル燃料貯蔵タンクレベル			
タンクローリ油タンクレベル			
ガスタービン発電機用軽油タンク油面			
各機器油タンクレベル			
補機関係	高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	
	高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力		
	高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力		
	高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	
	可搬型回転数計		
	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力		
	原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力		
	原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力		
	原子炉隔離時冷却系タービン回転速度		
	復水貯蔵タンク水位	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	
	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力		
	RPV/PCV 注入流量		
	ペダスタル注入流量		
	消火ポンプ出口圧力	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	
	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ出口圧力	移動式代替熱交換設備の運転状態を確認するパラメータ	
	大量送水車ポンプ出口圧力	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ	
	大型送水ポンプ車出口圧力	大型送水ポンプ車の運転状態を確認するパラメータ	
ほう酸水注入ポンプ出口圧力	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ		
ほう酸水貯蔵タンク液位			
非常用ガス処理系排ガス・モニタ		耐圧強化ペントライン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、重大事故対処設備とする。

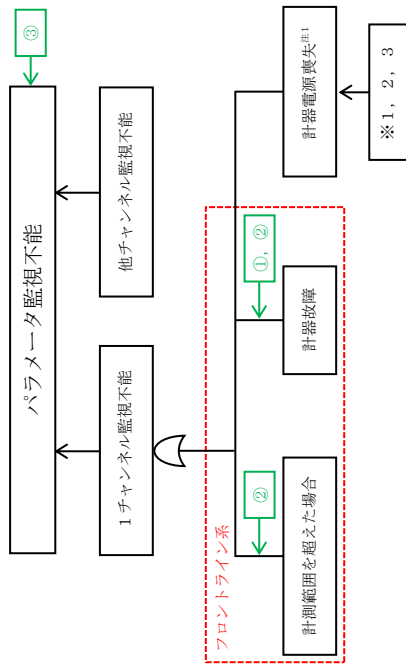
第 1.15-4 表 補助パラメータ(2 / 2)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由	
その他	制御棒駆動水圧系系統流量	制御棒駆動水圧系の動作状態を確認するパラメータ	
	制御棒駆動水圧系充てん水ヘッド圧力		
	制御棒駆動水圧系駆動水差圧		
	ADS用N2ガス減圧弁二次側圧力 ^{*1}	主蒸気逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	
	N ₂ ガスポンベ圧力 ^{*1}		
	窒素ガス代替供給系窒素ガスポンベ圧力		
	窒素ガス代替供給系窒素ガス供給圧力		
	ドライウェル床ドレンサンプ水位		
	残留熱除去系配管周囲温度	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ	
	原子炉隔離時冷却系配管周囲温度		
	スクラバ水pH		
	薬液タンク水位	原子炉格納容器内のpHを確認するパラメータ	
	FCS系統入口流量	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	
	ブロウ入口圧力		
	FCSブロウ入口流量		
	再結合器ガス温度		
	FCS加熱器ガス温度		
	FCS加熱器出口温度		
	FCS加熱器壁温度		
	FCS再結合器壁温度		
	非常用ガス処理系系統流量		非常用ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉給水流量		給復水系の運転状態を確認するパラメータ
	RFP出口ヘッド圧力		
	復水器真空度	原子炉浄化系の運転状態を確認するパラメータ	
	原子炉浄化系系統流量		
	原子炉浄化系系統入口温度		
	原子炉浄化系非再生熱交出口温度		
	残留熱代替除去ポンプ出口流量		残留熱代替除去系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉補機冷却ポンプ圧力 ^{*1}		原子炉補機冷却系の動作状態を確認するパラメータ
	原子炉補機冷却系常用流量		
	RCW熱交換器出口温度 ^{*1}		
	RCWサージタンク水位 ^{*1}		
	原子炉補機海水ポンプ出口圧力	原子炉補機海水ポンプの動作状態を確認するパラメータ	
	原子炉棟排気高レンジモニタ	原子炉建物の放射線量率を確認するパラメータ	
	換気系モニタ		
	燃料取替階放射線モニタ	燃料プールの状態を確認するパラメータ	
	燃料プールのスプレイ流量		
	スキマサージタンク水位		
	燃料プール冷却ポンプ出口流量		
	純水タンク水位		代替水源の確保状態を確認するパラメータ
	ろ過水タンク水位		
	1号ろ過水タンク水位		
	非常用ろ過水タンク水位		
	補助消火水槽水位		
	輪谷貯水槽(西1)		
	輪谷貯水槽(西2)		
	輪谷貯水槽(東1)		
輪谷貯水槽(東2)			
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		

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

第 1.15-5 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			記録	
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉格納容器内の放射線量率 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	—
未臨界の維持又は監視	制御棒手動操作・監視系	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	安全パラメータ 表示システム (SPDS)	—



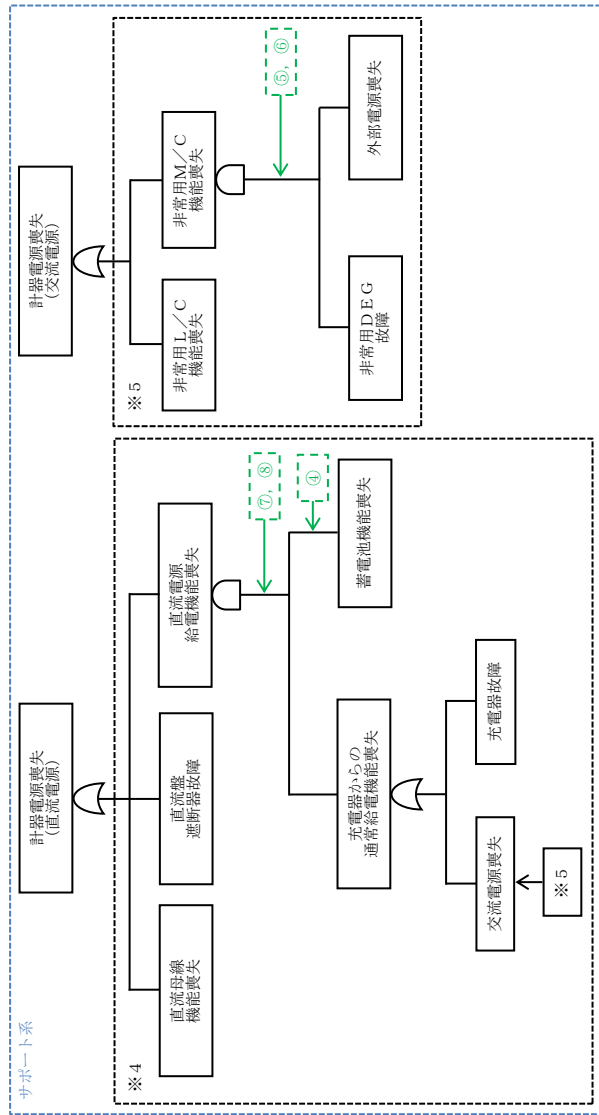
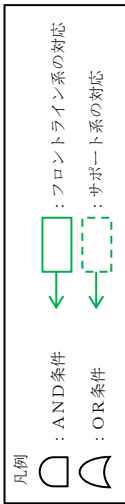
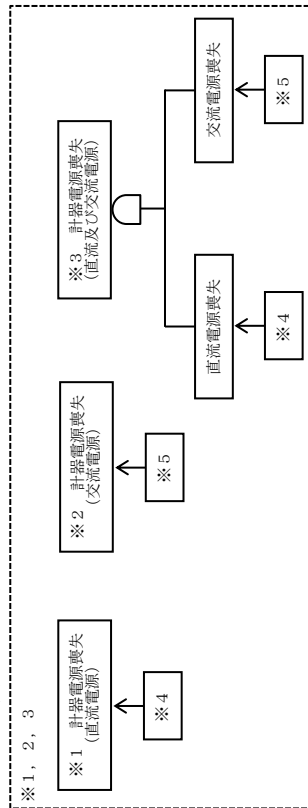
注1：計器電源喪失には、計器タイプにより以下の3とおりがある。

※1 直流電源

※2 交流電源

※3 直流電源及び交流電源

※1, 2, 3



対応手段

- ① 他チャンネルによる計測
- ② 代替パラメータによる推定
- ③ 可搬型計測器による計測
- ④ 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電
- ⑤ 常設代替交流電源設備からの給電
- ⑥ 可搬型代替交流電源設備からの給電
- ⑦ 可搬型直流電源設備からの給電
- ⑧ 直流給電車からの給電

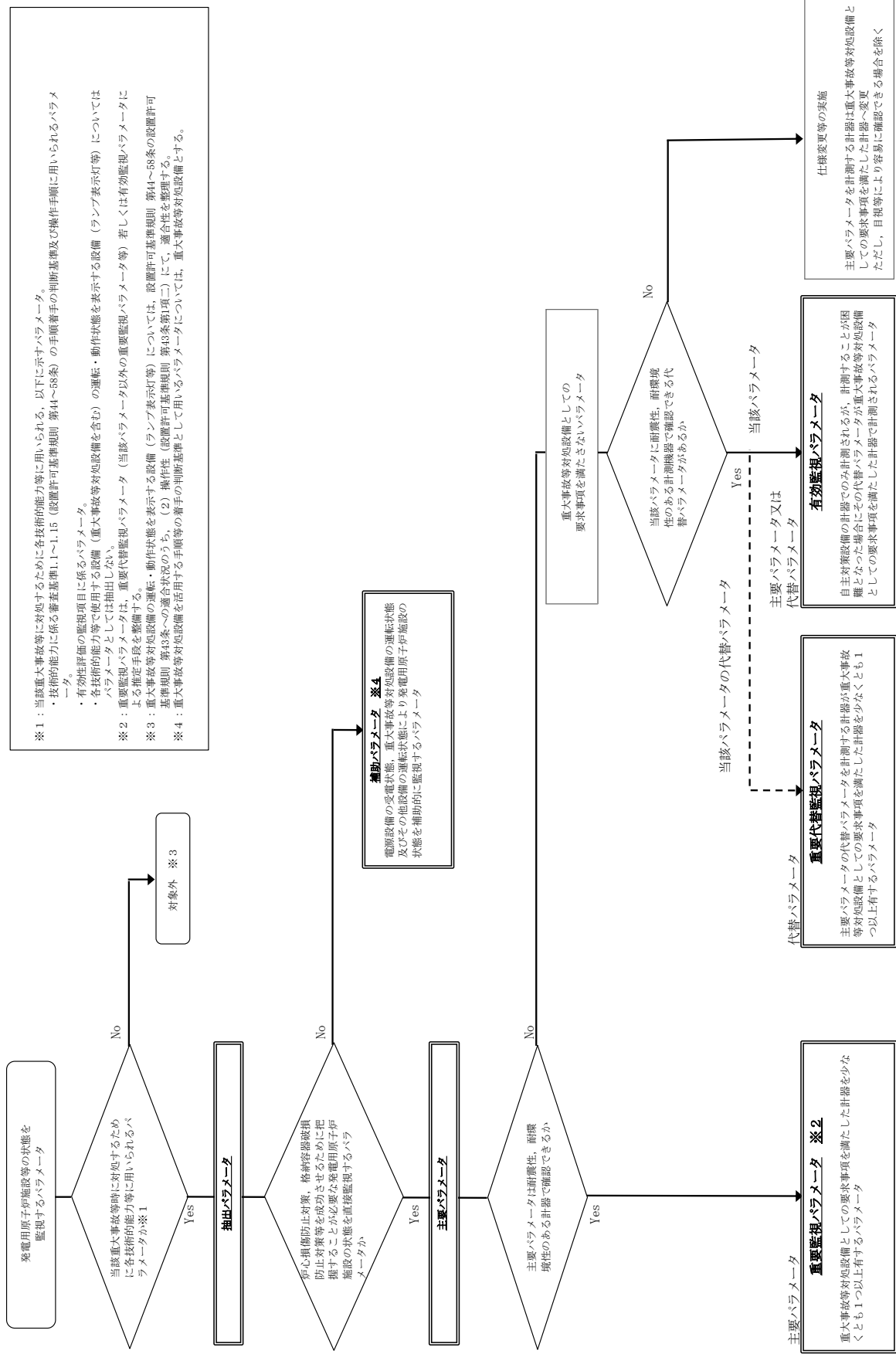
凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	
パラメータ監視不能	他チャンネル監視不能 1チャンネル監視不能	計測範囲を超えた場合						
		計器故障						
		計器電源喪失 (直流電源)	直流母線機能喪失					
			直流盤遮断器故障					
			直流母線への 直流電源給電 機能喪失	蓄電池 機能喪失				
				充電器からの 通常給電機能喪失			充電器故障	
		計器電源喪失 (交流電源)	非常用L/C 機能喪失					非常用L/C 機能喪失
			非常用M/C 機能喪失					非常用M/C 機能喪失
				非常用DEG 故障				
			外部電源喪失					

※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

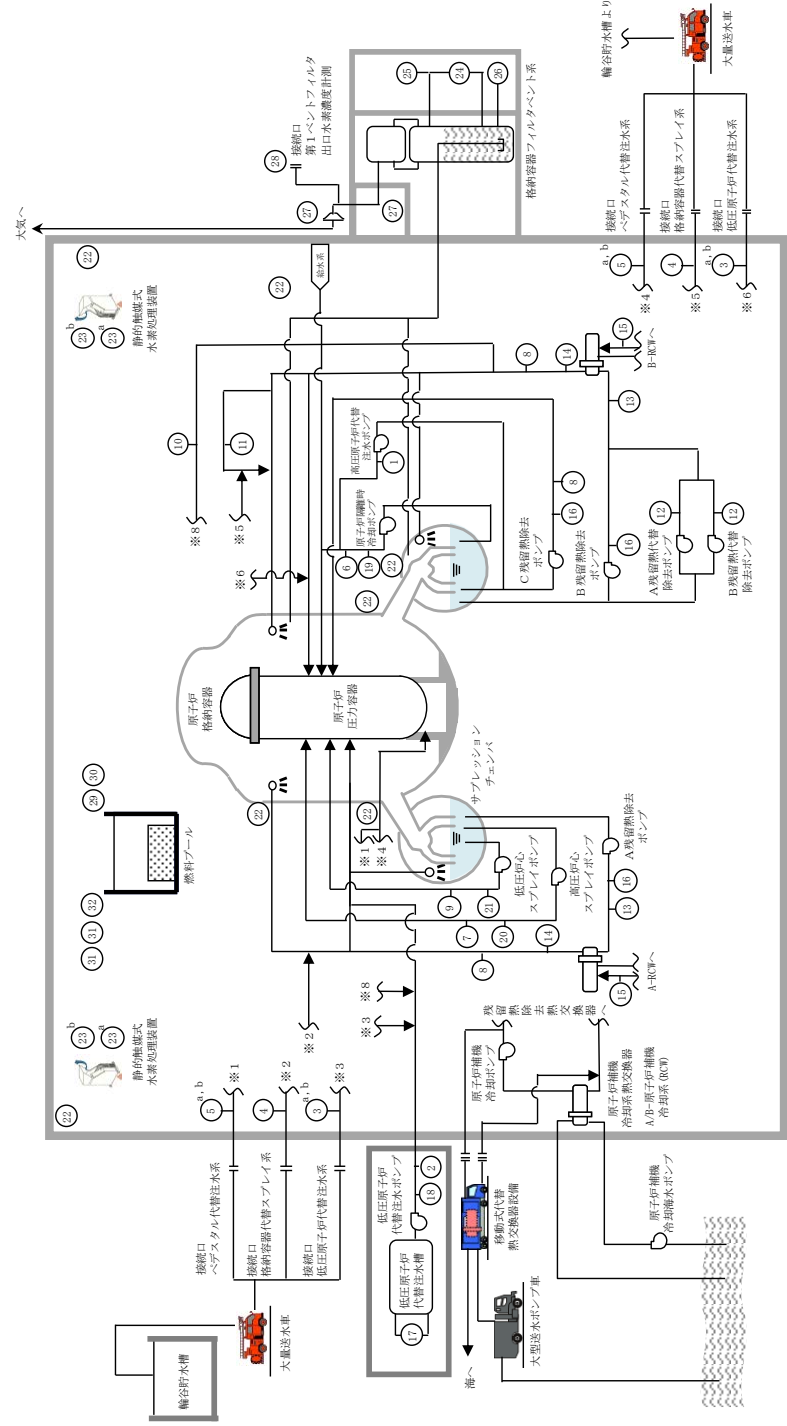
第 1.15-1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)



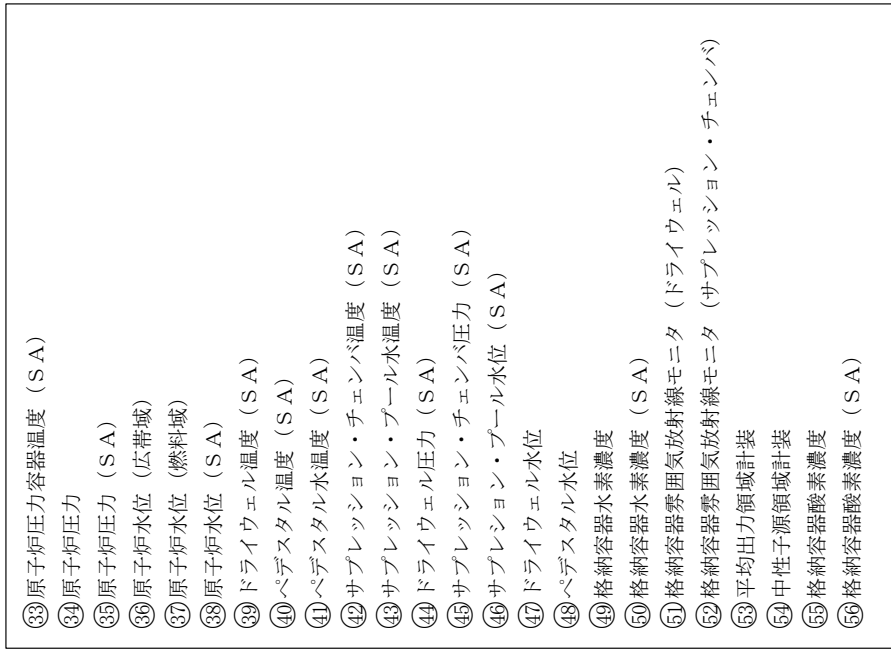
※1：当該重大事故等に対処するために各技術的能力等に用いられる、以下に示すパラメータ。
 ・技術的能力に係る審査基準1.1-1.15（設置許可基準規則 第44～58条）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ
 ・有効性評価の監視項目に係るパラメータ。
 ・各技術的能力等で使用する設備（重大事故等対処設備を含む）の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）についてはパラメータとして抽出しない。
 ※2：重要監視パラメータは、重要代替監視パラメータ（当該パラメータ以外の重要監視パラメータ等）若しくは有効監視パラメータによる特定手段を整備する。
 ※3：重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、設置許可基準規則 第44～58条の設置許可基準規則 第46条への適合状況のうち、（2）操作性（設置許可基準規則 第43条第1項ニ）にて、適合性を整理する。
 ※4：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 1.15-2 図 重大事故等発生時に必要なパラメータの選定フロー

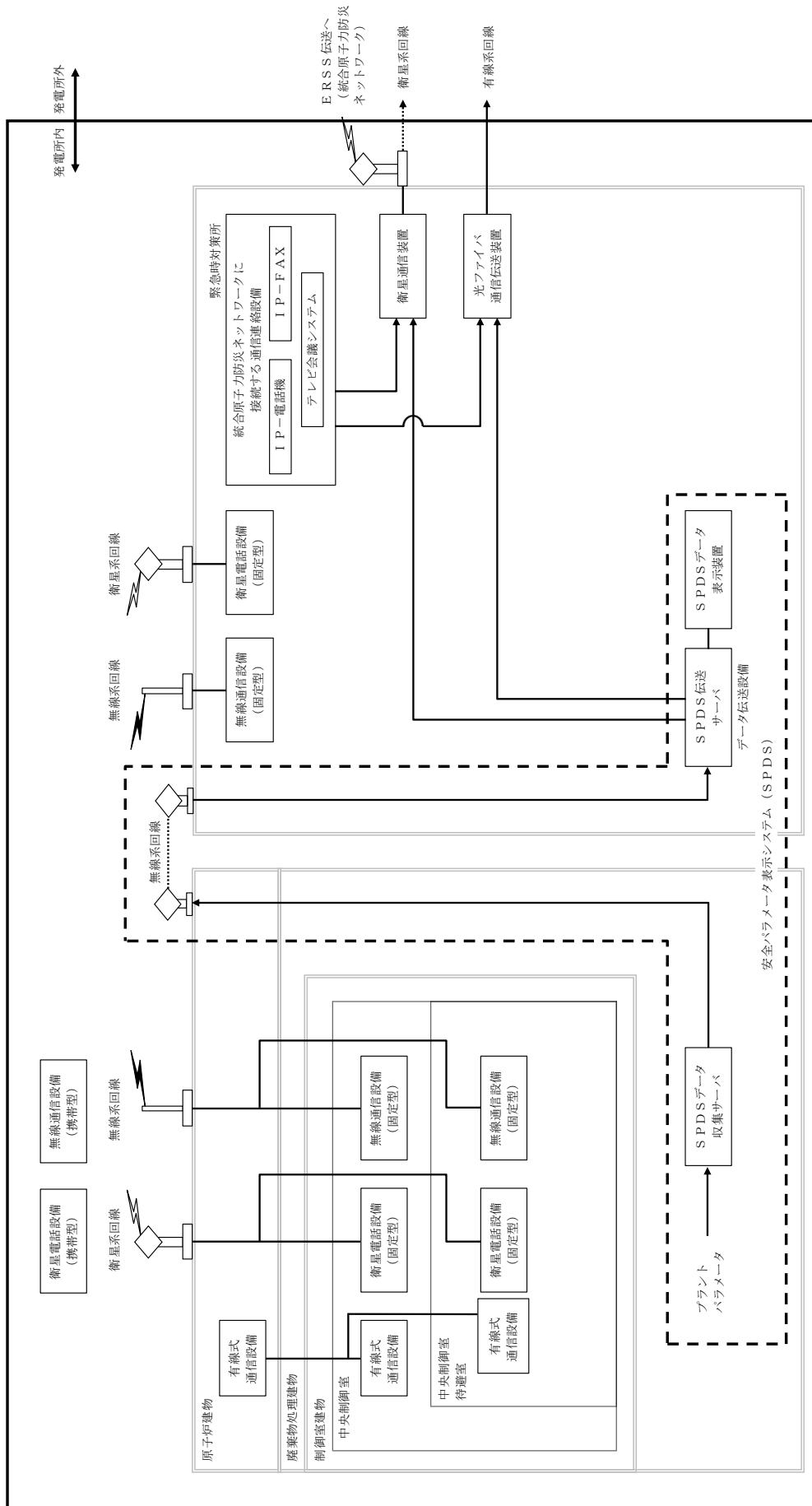
- ① 高圧原子炉代替注水流量
- ② 代替注水流量 (常設)
- ③ a 低圧原子炉代替注水流量
- ③ b 低圧原子炉代替注水流量 (狹帯域用)
- ④ 格納容器代替スプレイ流量
- ⑤ a ベデスタル代替注水流量
- ⑤ b ベデスタル代替注水流量 (狹帯域用)
- ⑥ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ⑦ 高圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ⑧ 残留熱除去ポンプ出口流量
- ⑨ 低圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ⑩ 残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ⑪ 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
- ⑫ 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力
- ⑬ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑭ 残留熱除去系熱交換器出口流量
- ⑮ 残留熱除去系熱交換器冷却水流量
- ⑯ 残留熱除去系ポンプ出口圧力
- ⑰ 低圧原子炉代替注水槽水位
- ⑱ 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- ⑲ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ⑲ 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ⑲ 残留熱除去ポンプ出口圧力
- ⑲ 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ⑲ 原子炉建物水素濃度
- ⑳ a 静的触媒式水素処理装置入口温度
- ⑳ b 静的触媒式水素処理装置出口温度
- ㉑ スクラバ容器水位
- ㉒ スクラバ容器圧力
- ㉓ スクラバ容器温度
- ㉔ 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㉕ 第1ベントフィルタ出口水素濃度
- ㉖ 燃料プール水位 (SA)
- ㉗ 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
- ㉘ 燃料プール監視カメラ (SA)



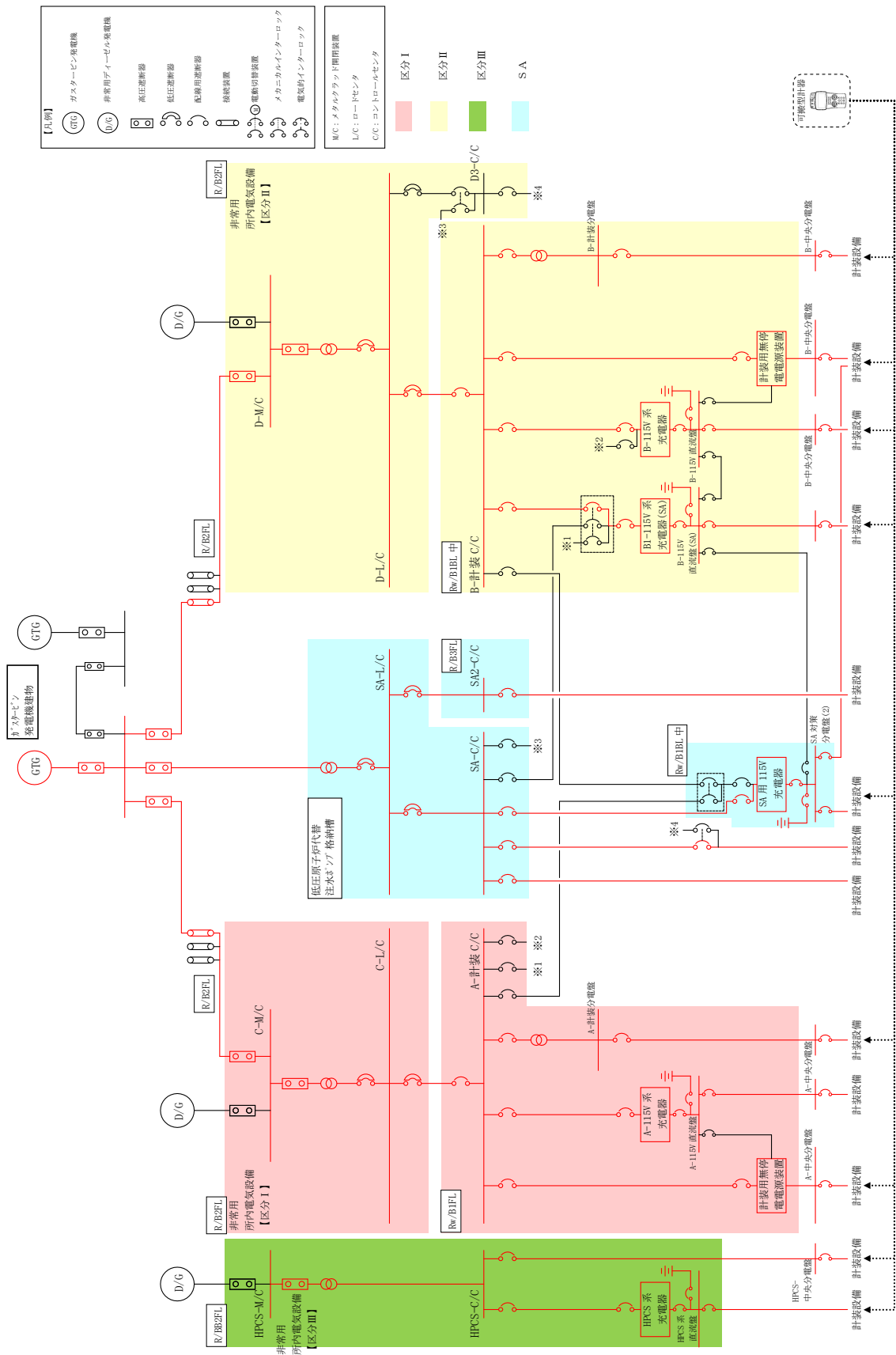
第 1.15-3 図 主要設備 概略系統図 (1 / 3)



第 1.15-3 図 主要設備 概略系統図(2 / 3)



第 1.15-3 図 主要設備 概略系統図(3 / 3)



第 1.15-4 図 計器の電源構成図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	
手順の項目	要員(数)	20分 ▽ 接続完了, 計測開始												
	可搬型計測器によるパラメータ確認	移動												
	現場運転員B, C	I 測定点あたり10分 (接続, 測定のみ)												
	2	↑												

第 1.15-5 図 可搬型計測器によるパラメータ計測タイムチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1 / 5)

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>	一	<p>【解釈】 1 第 5 8 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意味する。</p>	<p>【解釈】 1 第 7 3 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意味する。</p>	一
<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）</p>	②	<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にすること。（最高計測可能温度等）</p>	<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にすること。（最高計測可能温度等）</p>	⑧
<p>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) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。 ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p>	③	<p>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) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p>	<p>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) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p>	⑨
<p>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。</p>	④	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑩
<p>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。</p>	⑤	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑪
<p>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。</p>	⑥	—	—	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2 / 5)

: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 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	-	-	-
	-	-			-	-			
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	-	-	-
	-	-			-	-			
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(直電) からの給電	所内常設蓄電式直電 電源設備	新設	① ⑥ ⑦	代替電源(直電) からの給電	直電給電車及び可搬 型代替交流電源設備	可搬	-	-	手順は「1.14 電源の確保に関する 手順等」にて整備 する。
	常設代替直電電源設 備	新設			-	-			
	可搬型直電電源設備	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	-	-	-	-	-	
	可搬型代替交流電源 設備	新設			-	-			
	-	-			-	-			
パラメータ記録	安全パラメータ表示 システム(SPDS) (SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝 送サーバ、SPDSデ ータ表示装置)	新設	① ⑤ ⑦ ⑩	パラメータ記録	運転監視用計算機 中央性著室記録計	常設	-	-	自主対策 とする理 由は本文 参照
	-	-			-	-			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3/5)

技術的能力審査基準 (1.15)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>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>	<p>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。</p>
<p>【解釈】</p> <p>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>—</p>
<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)</p>	<p>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重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）は、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ための能力（設計基準最大値，計測範囲，個数，耐震性，使用電源）を明確化する。</p> <p>なお、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの把握能力を第1.15-2表に示す。</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(4/5)

技術的能力審査基準 (1.15)	適合方針
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ(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等)の計測が困難になった場合又は計測範囲を超えた場合は、当該パラメータの他チャンネルによる計測、代替パラメータによる推定及び可搬型計測器により計測する手順を整備する。</p> <p>また、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。</p> <p>なお、代替パラメータの優先順位及び推定方法を第1.15-3表に示す。</p>
<p>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。</p>	<p>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の計測結果を安全パラメータ表示システム(SPDS)及びデータ表示装置により計測又は監視及び記録する手順を整備する。</p> <p>また、複数の計測結果を計算により推定するパラメータの値、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により計測した値(換算表等を用いた換算結果)を記録用紙に記録する手順を整備する。</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(5 / 5)

技術的能力審査基準 (1.15)	適合方針
<p>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。</p>	<p>監視する計器に供給する計器電源が喪失し、監視機能が喪失した場合に、代替電源設備として常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車並びに可搬型直流電源設備である高圧発電機車、B 1 - 115V 系充電器 (S A)、S A用 115V 系充電器、230V 系充電器(常用)又は可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備である直流給電車から、計器へ給電する。</p> <p>また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合は、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを可搬型計測器により計測又は監視する手順を整備する。</p> <p>なお、電源の供給に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

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 1.1~1.15 (設置許可基準規則第 44~58 条) 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より選定する。

選定した主要パラメータ (パラメータの分類: 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, 原子炉建物内の水素濃度, 原子炉格納容器内の酸素濃度, 燃料プールの監視) 及び代替パラメータは, 以下のとおり分類する (第 1 図参照)。

なお, 重大事故等の対処に必要なパラメータのうち, 原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを次の 2 項で選定する。また, 全ての監視対象パラメータについては添付資料 1.15.3 で整理する。

主要パラメータ

・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 つ以上を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

・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。

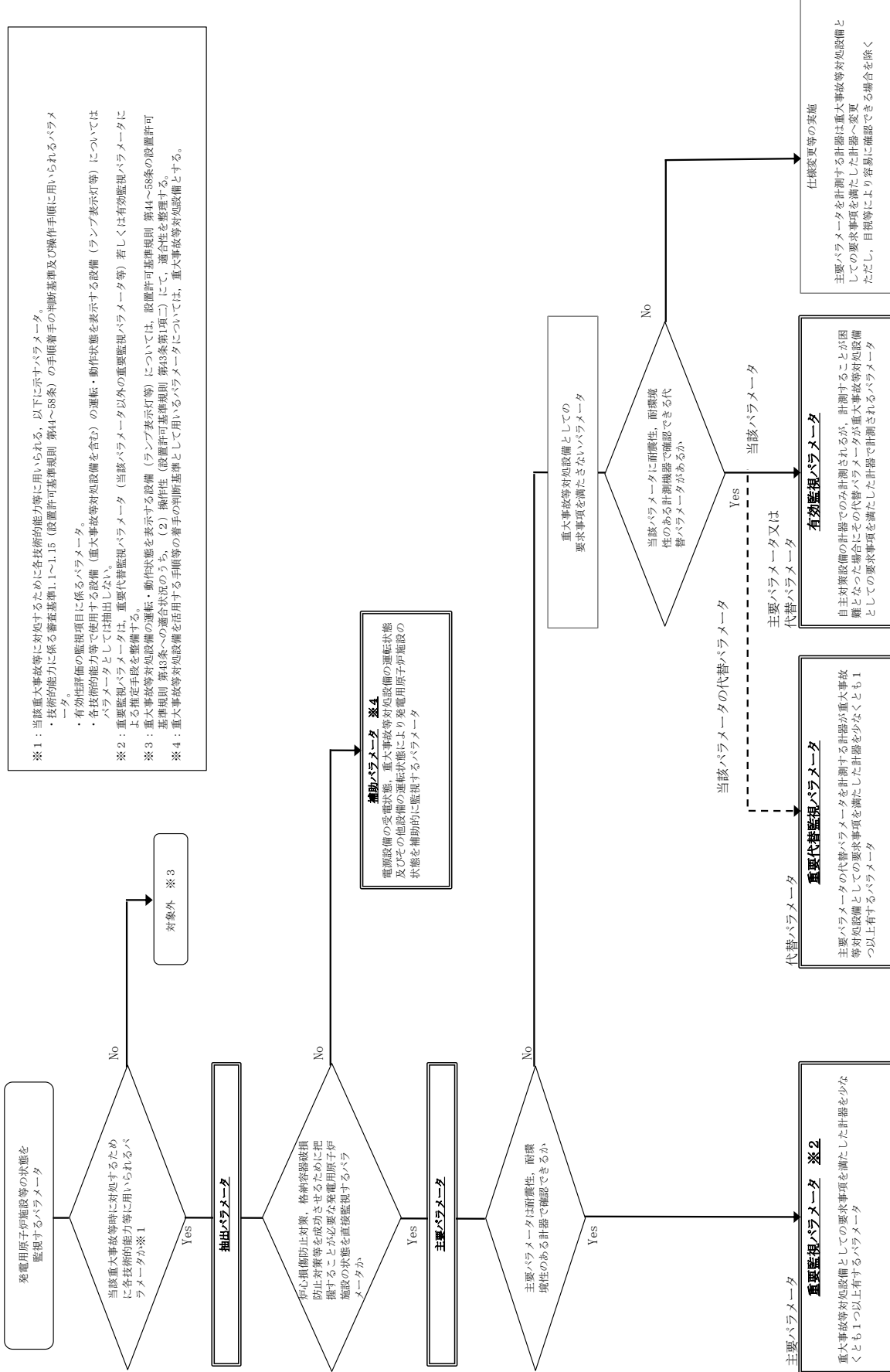
・有効監視パラメータ

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。

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況を把握するため、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。



※1：当該重大事故等に対処するために各技術的能力等に用いられる、以下に示すパラメータ
 ・技術的能力に係る審査基準1.1～1.15（設置許可基準規則 第44～68条）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
 ・有効性評価の監視項目に係るパラメータ
 ・各技術的能力等で使用する設備（重大事故等対策設備を含む）の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）についてはパラメータとして抽出しない
 ※2：重要監視パラメータは、重要代替監視パラメータ（当該パラメータ以外の重要監視パラメータ等）若しくは有効監視パラメータに上る確認手段を整備する
 ※3：重大事故等対策設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、設置許可基準規則 第44～58条の設置許可基準規則 第43条への適合状況のうち、（2）操作性（設置許可基準規則 第44条第1項二）にて、適合性を整理する
 ※4：重大事故等対策設備を活用する手順等の書面の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対策設備とする。

補助パラメータ ※4
 電源設備の受電状態、重大事故等対策設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータ

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策として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

重要監視パラメータ
 自主対策設備の計器でのみ計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対策として要求事項を満たした計器で計測されるパラメータ

重要代替パラメータ
 仕様変更等の実施
 主要パラメータを計測する計器は重大事故等対策として要求事項を満たした計器へ変更ただし、目視等により容易に確認できる場合を除く

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 1.1～1.15 のパラメータ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の中から、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 (S A)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 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 原子炉圧力 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉圧力容器温度 (S A)
	原子炉圧力 (S A)	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉圧力容器温度 (S A)
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 原子炉水位 (S A) 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)
	原子炉水位 (S A)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)

※：[] 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	高压原子炉代替注水流量	サブプレッション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	代替注水流量 (常設)	低压原子炉代替注水槽水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	低压原子炉代替注水流量 低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	サブプレッション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	サブプレッション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	残留熱除去ポンプ出口流量	サブプレッション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	サブプレッション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	サブプレッション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	低压原子炉代替注水槽水位 ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル水位 サブプレッション・プール水位 (SA) ペDESTアル水位
	格納容器代替スプレイ流量	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル水位 サブプレッション・プール水位 (SA) ペDESTアル水位
	ペDESTアル代替注水流量 ペDESTアル代替注水流量 (狭帯域用)	ペDESTアル水位 ドライウエル水位
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力

※：[] 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(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温度	ドライウエル温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル ペDESTAL温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
	ペDESTAL温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
	ペDESTAL水温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・プール水温度 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
	サブプレッション・プール水温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ温度 (SA)
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル温度 (SA) ペDESTAL温度 (SA)
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ温度 (SA)
原子炉格納容器内の水位	ドライウエル水位	サブプレッション・プール水位 (SA) 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) 低圧原子炉代替注水槽水位
	サブプレッション・プール水位 (SA)	代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) 低圧原子炉代替注水槽水位
	ペDESTAL水位	主要パラメータの他チャンネル 代替注水流量 (常設) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 低圧原子炉代替注水槽水位
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)
	格納容器水素濃度 (SA)	格納容器水素濃度
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	主要パラメータの他チャンネル [エリア放射線モニタ] *
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	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	中性子源領域計装	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域計装 [制御棒手動操作・監視系] ※	
	平均出力領域計装	主要パラメータの他チャンネル 中性子源領域計装 [制御棒手動操作・監視系] ※	
	[制御棒手動操作・監視系] ※	中性子源領域計装 平均出力領域計装	
最 終 ヒ ー ト シ ン ク の 確 保	残 留 熱 代 替 除 去 系	サブプレッション・プール水温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ温度 (SA)
		残留熱除去系熱交換器出口温度	サブプレッション・プール水温度 (SA)
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 原子炉圧力容器温度 (SA)
		残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 サブプレッション・プール水温度 (SA) ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・チェンバ温度 (SA)
	格 納 容 器 フ ィ ル タ ベ ン ト 系	スクラバ容器水位	主要パラメータの他チャンネル
		スクラバ容器圧力	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		スクラバ容器温度	主要パラメータの他チャンネル
		第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・ 低レンジ)	主要パラメータの他チャンネル
		第1ベントフィルタ出口水素濃度	主要パラメータの予備 格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
	残 留 熱 除 去 系	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA)
		残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器冷却水流量
		残留熱除去ポンプ出口流量	残留熱除去ポンプ出口圧力

※：[] 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(5/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA)
		原子炉水位 (燃料域)	
		原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度 (SA)
	原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度 (SA)	
	原子炉格納容器内の状態	ドライウエル温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA)
		ドライウエル圧力 (SA)	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル温度 (SA)
	原子炉建物内の状態	残留熱除去ポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) [エリア放射線モニタ] ※
		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) [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	低圧原子炉代替注水槽水位	代替注水流量(常設) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA) サブプレッション・プール水位(SA) 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
	サブプレッション・プール水位(SA)	高圧原子炉代替注水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレィポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレィポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレィポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレィポンプ出口圧力 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力
原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度	格納容器酸素濃度(SA) 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) ドライウエル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA)
	格納容器酸素濃度(SA)	格納容器酸素濃度 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) ドライウエル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA)
燃料プールの監視	燃料プール水位(SA)	燃料プール水位・温度(SA) 燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA) 燃料プール監視カメラ(SA)
	燃料プール水位・温度(SA)	燃料プール水位(SA) 燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA) 燃料プール監視カメラ(SA)
	燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA)	燃料プール水位(SA) 燃料プール水位・温度(SA) 燃料プール監視カメラ(SA)
	燃料プール監視カメラ(SA)	燃料プール水位(SA) 燃料プール水位・温度(SA) 燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA)

※：[]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、「2. 監視項目」に示すパラメータを表の通り取りまとめた。

2. 監視項目

技術的能力 1.1～1.15 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1.1～1.15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【技術的能力における各手段の判断と確認】
- (2) 有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータ【有効性評価の監視項目に係る判断及び確認】

なお、表について、2項で設定した監視項目（【技術的能力における各手段の判断と確認】及び【有効性評価の監視項目に係る判断と確認】）について、以下の順に整理する。

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段の判断と確認

- ・ 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

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＋D G失敗）＋H P C S失敗
 - ・ 2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G失敗）＋高圧炉心冷却失敗
 - ・ 2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G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＋D G失敗）＋S R V再閉失敗＋H P C S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 L O C A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L O C A）

- (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）
 - ・ 3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合
 - ・ 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合
 - ・ 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) 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のある事故
 - ・ 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」欄については、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. 「SBO影響（直後）」欄は、全交流動力電源喪失発生直後（蓄電池が健全）において、蓄電池からの給電により監視可能な計器数を示す。
- f. 「SBO影響（負荷切り離し後）」欄は、負荷を切り離し、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を延命した場合に監視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 補助パラメータ
- h. 「補助パラメータ分類理由」欄は、補助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、判断基準の確認を抽出パラメータの代替パラメータで推定可否を評価し、監視方法を示す。
- j. 「評価 SBO」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。
 - ・負荷を切り離し、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）

a. 対応手段	b. 項目	分類	c. 抽出パラメータを計測する計器						d. 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		e. パラメータ 分類	h. 補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		i. 計器故障等	j. SBO
					c. 直後	f. 負荷切離し後					g. 直後	i. 負荷切離し後		
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	制御室等/操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
			代替注水流量 (常設)	1	1	1			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
			低圧原子炉代替注水流量 (緊急域用)	2	2	2			残圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			高圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			残圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
			原子炉圧力	2	2	1			原子炉圧力	2	2	1		
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1			原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
			オペレーション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2			オペレーション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		

※ 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 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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				計器故障等	SBO		
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響					
					直後	負荷切り直し後			直後	負荷切り直し後				
1.1.2.1 フロントライン系統故障時の対応手順 (D)EOP「スクラム」(原子炉出力)		スクラム発生の有無	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	負荷切り直し後	計器故障等	SBO				
緊急時報告要領書 (徹底ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	原子炉手動スクラム	スクラム発生の有無	1	1	—	スクラム警報	1	1	1	—	—	—		
		スクラム要義	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化											
		判断基準	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	—	中性子源領域計表	4	0	0	中性子源領域計表又は平均出力領域計表により、未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
緊急時報告要領書 (徹底ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(手動)	プラント停止状態	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	②	—	平均出力領域計表	6	6	0	中性子源領域計表により平均出力領域計表の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
		原子炉出力	平均出力領域計表	6	6	0	①	—	中性子源領域計表	4	0	0	中性子源領域計表により平均出力領域計表の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		操作	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	—	—	中性子源領域計表又は平均出力領域計表により、未臨界維持の推定可能	平均出力領域計表	6	6	0	中性子源領域計表又は平均出力領域計表により、未臨界維持の推定可能
緊急時報告要領書 (徹底ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	原子炉出力	プラント停止状態	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	②	—	中性子源領域計表	4	0	0	中性子源領域計表により平均出力領域計表の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉出力	平均出力領域計表	6	6	0	①	—	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、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
		操作	平均出力領域計表	6	6	0	①	—	平均出力領域計表	6	6	0	平均出力領域計表により中性子源領域計表の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
緊急時報告要領書 (徹底ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	原子炉出力	プラント停止状態	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	②	—	中性子源領域計表	4	0	0	中性子源領域計表又は平均出力領域計表により、未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
		原子炉出力	平均出力領域計表	6	6	0	①	—	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、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
		操作	平均出力領域計表	6	6	0	①	—	平均出力領域計表	6	6	0	平均出力領域計表により中性子源領域計表の代替監視可能	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

1.1 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	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	SBO影響		計器数	SBO影響							
					直後	負荷切り直し後		直後	負荷切り直し後						
		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	負荷切り直し後	計器故障等	SBO						
1.1.2.1 フロントライン系統時の対応手順															
(2) EOP「反応度制御」															
事故時操作要領書(巻後ペーシ) 「反応度制御」 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	判断基準	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	0	1	0	1	0	—	—				
				1	0	1	0	4	0	中性子源領域計表又は平均出力領域計表により、未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認				
			原子炉再循環ポンプシャ断開放状態	4	2	4	2	—	—	—	—	—			
			原子炉再循環ポンプ運転状態	1	0	1	0	—	—	—	—	—			
事故時操作要領書(巻後ペーシ) 「反応度制御」 自動減圧系の起動阻止、インッチによる原子炉出力急上昇防止	操作	原子炉出力	平均出力領域計表	6	0	6	0	6	0	①	—	中性子源領域計表により平均出力領域計表の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				1	0	1	0	—	—	—	—	—	【制御棒手動操作・監視系】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	
			中性子源領域計表	4	0	4	0	—	—	—	—	—	平均出力領域計表により中性子源領域計表の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				1	0	1	0	—	—	—	—	—	【制御棒手動操作・監視系】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	
事故時操作要領書(巻後ペーシ) 「反応度制御」 自動減圧系の起動阻止、インッチによる原子炉出力急上昇防止	判断基準	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	0	1	0	1	0	1	0	—	—		
				1	0	1	0	—	—	—	—	—	—	中性子源領域計表又は平均出力領域計表により、未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
			【制御棒手動操作・監視系】	1	0	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—
				6	0	6	0	—	—	—	—	—	—	—	—
操作	自動減圧起動阻止、代替自動減圧起動阻止状態	「ADS/AM-ADS」起動阻止」警報	1	1	1	1	1	1	1	1	1	—	—		

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				SBO			
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響					
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書(概略ペース) 「反応度制御」 ほう酸水注入	操作	未臨界の維持又は監視	平均出力 領域計表	6	0	0	①	—	中性子源 領域計表	4	0	0	中性子源 領域計表により平均出力 領域計表の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			中性子源 領域計表	4	0	0	①	—	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、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
			ほう酸水注入ポンプ出口圧力	1	1	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	6	6	0	0	平均出力 領域計表により中性子源 領域計表の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			ほう酸水貯蔵タンク液位	1	1	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	1	1	0	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、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
		原子炉浄化系運転状態	2	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

項目	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				詳細	SBO
			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			
				直後	負荷切り直し後				直後	負荷切り直し後		
対応手段 事故時操作要領書(敬談ベース) 「反応度制御」 原子炉圧力容器内の水位低 告操作による原子炉出力抑 制	原子炉出力 原子炉隔離状態の有無	平均出力領域計表	6	0	①	—	4	0	0	中性子源領域計表により平均出力領域計表の代替監視可能 制御系 監視系	監視事項は主要パラメータにて確認	
		中性子源領域計表	4	0	①	—	6	0	0	平均出力領域計表により中性子源領域計表の代替監視可能 制御系 監視系	監視事項は主要パラメータにて確認	
		主要気隔離弁開閉表示灯	8	8	—	—	—	—	—	—	—	—
		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 (SA)	1	1	1	—	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	—	1	1	1	—	—
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	—	1	1	1	—	—
			低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2	2	—	2	2	2	—	—
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	—	1	1	1	—	—
			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	①	—	1	0	0	—	—
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	①	—	3	0	0	—	—
原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	①	—	1	0	0	—	—		
	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	—	1	1	1	—	—		
	原子炉圧力	2	2	1	—	2	2	1	—	—		
原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・ チェンバハ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の潤 水を推定可能	1	1	1	—	1	1	1	—	—			
サブプレッション・チェンバ ハ圧力 (SA)	2	2	2	—	2	2	2	—	—			

操作 (1 / 3)

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

項目	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	SBO影響		計器数	SBO影響			
				直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後		
対応手段 事故時操作要領書（最終ページ） 「反応度制御」 原子炉圧力容器内の水位低告警作による原子炉出力抑制	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と副線熱除去に必要な水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	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と副線熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			3	0	0	3	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	
			1	0	0	1	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	
			1	1	1	1	1	1	残置熱代替除去系原子炉注水流量	
			2	2	2	2	2	2	原子炉圧力	
			1	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
			2	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	
			2	2	2	2	2	2	原子炉水位 (圧差検) 原子炉水位 (燃料検)	
			1	1	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	
			1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	
			2	2	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働専用)	

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 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

項目	項目	分類	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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO		
			計器名称	計器数	SBO影響			計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
対応手段 事故時操作要領書(緊急ベース) 「反応度抑制」 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	原子炉給水流量	原子炉圧力容器への注水量	4	0	③	終復水系の運転状態を確認するパラメータ	カプレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	—	—	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	①	—	カプレーション・プール水位 (SA)	2	2	2	2	—	—	
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量		1	0	①	—	カプレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	—	—	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力		1	1	①	—	カプレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	—	—	
	原子炉隔離時冷却タービン入口圧力		1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	カプレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	—	—	
	原子炉隔離時冷却タービン排気圧力		1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	カプレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	—	—	
	原子炉隔離時冷却タービン回転速度		3	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	カプレーション・プール水位 (SA)	2	2	2	2	—	—	
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力		1	1	①	—	カプレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	—	—	

操作 (3 / 2)

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 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

項目	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	SBO影響		計器数	SBO影響			
				直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後		
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	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後	評価	
別注手段 事故時操作要領書(微線ベース) 「反応度制御」 原子炉手動スクラム	スクラム発生の有無	スクラム警報	1	1	1	1	1	1	—	—
	スクラム要薬	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化	—	—	—	—	—	—	—	—
判断基準	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	1	0	—	—	—
		[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	0	0	—	—	—
	原子炉出力	平均出力領域計表	6	6	0	0	0	—	—	監視事項は主要パラメータにて確認
		[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	0	0	—	—	監視事項は主要パラメータにて確認
操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	0	0	—	—	—
		[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	0	0	—	—	—
	原子炉出力	平均出力領域計表	6	6	0	0	0	—	—	監視事項は主要パラメータにて確認
		[制御棒手動操作・監視系]	1	1	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

1.1 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重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

項目	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	抽出パラメータを計測する計器			SBO			
			計器数	SBO影響					計器数	SBO影響					
				直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
対応手段 事故時操作要領書 (撤収ペーシング) 「反応度制御」 選択制御棒挿入機構による 原子炉出力抑制	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	—	—	計器故障等	—	—	—	—			
		[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	②	—	中性子源領域計表	4	0	0	中性子源領域計表又は平均出力領域計表により、未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認		
		平均出力領域計表	6	6	0	①	—	平均出力領域計表	6	6	0	中性子源領域計表により平均出力領域計表の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	—	—	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、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		
	操作 (1 / 2)	原子炉出力	スクラム弁閉閉表示	137	137	0	—	—	計器故障等	—	—	—	—		
			全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	—	—	平均出力領域計表	6	6	0	平均出力領域計表により中性子源領域計表の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		操作 (1 / 2)	原子炉出力	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	②	—	中性子源領域計表	4	0	0	中性子源領域計表又は平均出力領域計表により、未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
				平均出力領域計表	6	6	0	①	—	平均出力領域計表	6	6	0	中性子源領域計表により平均出力領域計表の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	—	—	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、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
				平均出力領域計表	6	6	0	①	—	平均出力領域計表	6	6	0	平均出力領域計表により中性子源領域計表の代替監視可能	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

1.1 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

項目	分類	計器名称	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	評価				SBO						
			計器数	SBO影響		計器数		SBO影響										
				直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後									
対応手段 事故時操作要領書(概略 ペース) 「反応度制御」 制御棒手動挿入	原子炉圧力 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 (S A)	1	1	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認					
								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
								原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		1	1	1	1	1
								原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		2	2	2	2	2
								原子炉圧力	2	2	2	2		2	2	2	2	2
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		2	2	2	2	2
								原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		1	1	1	1	1
								原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		2	2	2	2	2
								原子炉圧力	2	2	2	2		2	2	2	2	2
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		2	2	2	2	2
原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1									
原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2									
制御監視機能	制御駆動水圧系駆動水差 圧	1	1	0	③	前制御駆動水圧系の動作状 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

1.2 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	計器数	直後	SBO影響													
												負荷切り離し後	負荷切り離し後									
1.2.2.1. フロントライオン系統機軸の対応手順 (1) 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器へへの注水 a. 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動 事故時操作要領書（敬称ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」	判断基準 (1 / 3) 原子炉圧力容器内の水位 [原子炉水位 (燃料減)] 原子炉水位 (燃料減) 原子炉水位 (燃料減)										直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能											
												原子炉水位 (SA)	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
												高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
												代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
												低圧原子炉代替注水流量 (燃料減)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	
												低圧原子炉代替注水流量 (燃料減)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	
												原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
												高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	0	0	
												残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0	0	0	
												低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	0	0	
												残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
												原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2	
												原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
ホプレッション・チェンバ圧力 (SA)	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 事故時操作要領書（確保 ベークス） 「水圧確保」等 AM（緊急時操作要領書 「HPAC」による原子炉注 水）	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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													パラメータ 分類
	判断基準 (2/3)		原子炉圧力容 器内の水位	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	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	
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
									代替注水流量 (常設)	1	1	1	
									低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	
									低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	
									原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	
									高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
									低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	
									残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	
									原子炉圧力	2	2	1	
									原子炉圧力 (SA)	1	1	1	
ホプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	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 事故時操作要領書（確保ベース） 「水圧確保」等 AM設備別操作要領書 [HPACによる原子炉注水]	項目	抽出パラメータを計測する計器				項目	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		補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				
					直後					負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後
	判断基準 (3 / 3)	水質の確保	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	①		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	サブレーション・プールを水源とするポンプの注水量よりサブレーション・プール水位 (SA) の代替監視可能		
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
								残留熱代除去系原子炉注水流量	1	1	1			
								残留熱代除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1			
								高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0			
								残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	サブレーション・プールを水源とする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		
								低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0			
								残留熱代除去系ポンプ出口圧力	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		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（復旧ペーパーク） 「水位確保」等 ANI図（特別操作要領書） [HPACによる原子炉注水]	原子炉圧力容器内の水位 操作 (1 / 4)	[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	3	3	3	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
			2	2	2	2	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相減熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			2	2	2	2	代替注水流量 (常設)	1	1	1		
			2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量 (低圧域))	2	2	2		
			2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (低圧域)	2	2	2		
			1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
			3	3	3	3	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
			2	2	2	2	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
			2	2	2	2	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
			1	1	1	1	残留熱代用除去系原子炉注水流量	1	1	1		
			2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2		
			1	1	1	1	原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
			2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO								
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由						
事故時操作要領書（確保ベークス）等 AM（個別操作要領書「HPACによる原子炉注水」）	操作 (2 / 4)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	2	2	1	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	1	1	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1			1		
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1			1		
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2			2		
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1			1		
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0			0		
				3	3	3	3	3	3	3	3	3	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0			0		
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0			0		
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1			1		
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力	2	2			2	1	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1			1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A)	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
		分類	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	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（攪拌ペーサー） 「水位確保」等 AN設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」	操作 (3 / 4)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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	
				2	2	2		原子炉水位 (圧排域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	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		
				1	1	1		原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
				2	2	2		原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
				2	2	2		原子炉圧力	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
				2	2	2		原子炉水位 (圧排域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	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		
				1	1	1		原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
				2	2	2		原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
				1	1	1		サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能		
				2	2	2		原子炉水位 (圧排域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	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		
1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能							
2	2	2	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能							
1	1	1	原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	原子炉圧力容器への注水量より代替監視可能							
2	2	2	原子炉水位 (圧排域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	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							
1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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 事故時操作要領書（確保ベース） 「水圧確保」等 AM設備別操作要領書 [HPACによる原子炉注水]	項目	抽出パラメータを計測する計器				項目	計器故障等				SBO	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO				
					直後				負荷切り離し後			
<p style="text-align: center;">操作 (4 / 4)</p>	<p style="text-align: center;">水の確保</p>	<p style="text-align: center;">サブレーション・プール水位 (SA)</p>	<p style="text-align: center;">1</p>	<p style="text-align: center;">1</p>	<p style="text-align: center;">①</p>	<p style="text-align: center;">-</p>	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	<p>サブレーション・プールを水源とするポンプの注水量よりサブレーション・プール水位 (SA) の代替監視可能</p>	<p>監視事項は主要パラメータにて確認</p>
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0		
							残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3		
							低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0		
							残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	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	計器数	直後	SBO影響													
												負荷切り離し後										
1.2.2.1. フロントライオン系統機軸の対応手順 (1)高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水 b. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動 事故時操作要領書（敬談 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPAC現機起動」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	直接的に原子炉圧力容器内の水位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										
													原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	1
													高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1
													代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	1
													低圧原子炉代替注水流量 (燃料減)	2	2	2	2	2	2	2	2	2
													低圧原子炉代替注水流量 (燃料減)	2	2	2	2	2	2	2	2	2
													原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1
													高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	0	0
													残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0	0	0
													低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	0	0
													残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1
													原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2
													原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	1
													ホプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2

判断基準 (1 / 3)

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		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO																	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後																			
事故時操作要領書（僅候「水圧確保」等AM設備別動作要領書（IHPAC現象起動）による原子炉注水）	判断基準（2 / 3）	原子炉圧力容器内の水位	可搬型計測器	1	原子炉水位 (S.A)	①	-		1	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能														
											原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			1												
											高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			1												
											代替注水流量 (常設)	1	1	1			1												
											低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2			2												
											原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			1												
											高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			0												
											残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			0												
											低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			0												
											残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			1												
											原子炉圧力	2	2	2			1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能											
											原子炉圧力 (S.A)	1	1	1			1		監視事項は主要パラメータにて確認										
											ホプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	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		計器故障等	SBO				
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
事故時操作要領書（確保ベース） 「水圧確保」等 AM設備別操作要領書 「HPAC現象起動」による 原子炉注水	判 断 基 準 （ 3 ／ 3）	水質の確保	サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	①	補助パラメータ 分類理由	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
				1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1		1	
				1	0	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0		0	
				3	0	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0		0	サプレッション・プールを水源とするポンプの注水量よりサプレッション・プール水位 (SA) の代替監視可能
				1	0	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0		0	
				1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1		1	
				1	1	1	1	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1	1		1	
				1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1		1	
				1	1	1	0	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0	0		0	サプレッション・プールを水源とする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
				3	3	3	3	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3		3	
				1	1	1	0	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0	0		0	
				2	2	2	2	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	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		計器故障等	SBO						
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後								
事故時操作要領書（確保ベークス） 「水位確保」等 AM図（個別操作要領書） 「HPAC現象起動」による原子炉注水	操作 (1) / (3)	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）	3	3	3	3	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能						
				2	2	2	2	2	2	2	2			2				
				2	2	2	2	2	2	2	2			2				
				1	1	1	1	1	1	1	1			1	1			
				3	3	3	3	3	3	3	3			3	3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水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	
				0	0	0	0	0	0	0	0			0				
				0	0	0	0	0	0	0	0			0				

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉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		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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（確保 ベークス） 「水位確保」等 AM（個別機作要領書） TTPAC現象発動による 原子炉注水	操作 (2 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	1	原子炉水位 (SA)	1	1	①	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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	
									高圧原子炉代替注水流量	1	1			
									代替注水流量 (常設)	1	1			
									低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2			
									低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2			
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1			
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0			
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0			
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0			
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1			
									原子炉圧力	2	2			
									原子炉圧力 (SA)	1	1			
									ホプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2			
									可搬型計測器	—	—	—	—	

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		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（確保ベース） 「水位確保」等 AN設備別操作要領書 「HPAC現象起動による原子炉注水」	操作 (3 / 3)	機械監視機能	原子炉圧力	2	2	1	①	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
			原子炉圧力 (圧力機)	2	2	2	1	原子炉水位 (SA)	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容器温度より代替監視可能	
			原子炉水位 (燃料機)	2	2	2	1	原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
			原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		
			高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	1	1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	1	1	1		
			高圧原子炉代替注水システム入口圧力	1	1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	1	1	1		
			高圧原子炉代替注水システム排気圧力	1	1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	1	1	1		
			高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力	1	1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運転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

1.2 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	評価	SBO
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後			
1.2.2 サポート系統破綻の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び仮設発電電源系統重負時の原子炉圧力容器への注水 a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 事故時操作要領書（敬談ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「RCIC現操起動」による原子炉注水 原子力災害対策本部「原子炉隔離時冷却系排水処理」	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 (SA)	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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		
		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1			
		代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1			
		低圧原子炉代替注水流量 (燃料減速)	2	2	2	2	2	2	2			
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0			
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0			
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0			
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1			
		原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッシャ・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
		原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1			
		サブプレッシャ・チェンバ圧力 (SA)	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		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（確保） 「水圧確保」等 AM（個別動作要領書） 「RCIC現象検出」による 原子炉注水 原子力災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水 処理」	原子炉圧力容器 内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	①	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
								代替注水流量 (常設)	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
								原子炉圧力	2	2	1		
								原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1		
								ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2		
								可搬型計測器	—	—	—		

判断基準 (2 / 3)

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		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（僅候ベークス） 「水圧確保」等 AM設備別操作要領書 「RCLIC現象起動」による原子炉注水 原子力災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水処理」	判 断 基 準 （ 3 ／ 3）	水質の確保	サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認	
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1		1
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1		1
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0		0
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0		0
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0		0
				残留熱代除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1		1
				残留熱代除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1	1	1	1		1
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1		1
				高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1		1
				残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3	3	3		3
				低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1		1
残留熱代除去系ポンプ出口圧力	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		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（確保ベークス） 「水位確保」等 ANI（個別操作要領書） 「RCIC現象起動」による原子炉注水 原子炉災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水処理」	原子炉圧力容器内の水位 操作 (1 / 3)	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）	3	3	1	1	原子炉水位（SA）	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
				2	2	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1		
				2	2	1	1	代替注水流量（常設）	1	1		
				2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量（燃料棒用）	2	2		
				2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量	2	2		
				1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相減熱除去に必要な水量より代替監視可能	
				3	3	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
				3	3	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
				2	2	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
				2	2	1	1	残留熱代用除去系原子炉注水流量	1	1		
				2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能	
				2	2	2	2	原子炉圧力（SA）	1	1		
				2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後			負荷切り離し後		
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
事故時操作要領書（確保ベークス） 「水位確保」等 AMI個別操作要領書 「RCIC現象起動」による原子炉注水 原子力災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水処理」	操作 (2 / 3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2		2 2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1		1	
			低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2		2 2	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	3	3	3	3		3	
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2		2	
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・ポンプ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2	2		2	
			可搬型計測器	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—

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	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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（確保 ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「RCLIC現象起動」による 原子炉注水 原子力災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水 処理」	可搬型回転計 原子炉圧力 原子炉隔離時冷却ポンプ入 口圧力	補機監視機能	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転 状態を確認するパラメータ	原子炉圧力 (SA)	1	1	—	監視事項は主要パラ メータにて確認		
			2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	
			2	2	—	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると 想定し、燃料温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温 度より代替監視可能
			1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転 状態を確認するパラメータ	原子炉水位 (SA)	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	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後		SBO			
												計器故障等		
1.2.3 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 a. 制御稼働動水圧系による原子炉圧力容器への注水 事故時操作要領書（取扱 ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注 水」	電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—				
		D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—				
		C-ローセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ローセント母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—				
		D-ローセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ローセント母線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	「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 (SA)	1	1	1	—	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認	
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	—	—	—	1	1	—	—
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	—	—	—	1	1	1	—
				低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	—	—	—	2	2	2	—
				低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	—	—	—	2	2	2	—
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	—	—	—	1	1	1	—
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）	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	—	—	—	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能		
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	—	—	—	3	0	0	—		
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	—	—	—	1	0	0	—		
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	—	—	—	1	1	1	—		
		原子炉圧力	2	2	2	—	—	—	2	2	2	—		
		原子炉圧力 (SA)	1	1	1	—	—	—	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	—	—	—	2	2	2	—				

判断基準 (1 / 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 事故時操作要領書（確保 ベークス）等 AM（個別操作要領書） （CRDによる原子炉注 水）	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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	
												パラメータ 分類
判断基準 (2 / 2)	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 (S.A)	1	1	1	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1		
			低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
			原子炉圧力	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2	2	
原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1				
ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2				
監視監視機能	原子炉補機冷却系常用流量	1	0	0	原子炉補機冷却系の動作状態を確認するパラメータ	③	0	0	0	—		
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	復水貯蔵ポンプの運転状態を確認するパラメータ	③	0	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		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（確保ベークス） 「水圧確保」等 ANI図（個別操作要領書） 「CRD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）	3	3	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
				2	2	1	1	1	1	1	1		
				2	2	1	1	1	1	1	1		
				3	3	1	1	1	1	1	1		
				3	3	1	1	1	1	1	1		
				2	2	1	1	1	1	1	1		
				2	2	1	1	1	1	1	1		
				2	2	1	1	1	1	1	1		
				3	3	1	1	1	1	1	1		
				2	2	1	1	1	1	1	1		
				2	2	1	1	1	1	1	1		
				2	2	1	1	1	1	1	1		
				2	2	1	1	1	1	1	1		
				2	2	1	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 事故時操作要領書（確保 ベークス）等 AM（個別操作要領書） （CRDによる原子炉注 水）	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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO					
													パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由			
	操作 (2 / 4)		原子炉圧力容 器内の水位	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1				
									代替注水流量 (常設)	1	1	1	1				
									低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2				
									低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0				
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0				
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0				
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1				
									原子炉圧力	2	2	2	2			1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバール圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
									原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1			1	
									サブプレッジョン・チェンバール圧力 (S.A)	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 事故時操作要領書（確保 ペーパー） 「水圧確保」等 ANR（個別操作要領書 ）（CRDによる原子炉注 水）	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		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
						原子炉水位 (江口排機) 原子炉水位 (燃料機)	2 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	
						原子炉水位 (SA)	1	1	1			
						原子炉圧力容器温度 (SA)	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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 （ICRDによる原子炉注水）」	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 (S.A)	1	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
			原子炉水位 (圧排機)	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 (燃料機)	2	2	2	1	1						
			原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1						
1.2.3 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 b. ほうげ水注入系による原子炉圧力容器へのほうげ水注入及び注水	操作 (4 / 4)	原子炉圧力容器への注水量	1	0	0	③	—	制御駆動水圧系の動作状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
		補機監視機能	1	1	0	③	—	制御駆動水圧系の動作状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
		水源の確保	1	0	0	③	—	後水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」 AM設備別操作要領書 （SLCによる原子炉注水）」	電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
		D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
		C-ローセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
		D-ローセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセント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

1.2 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	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
事故時操作要領書（確保ベークス） 「水圧確保」 ANM図（個別操作要領書） 「SILCによる原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力バウンダリ	原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力バウンダリ	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1				
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1			
			低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉))	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉))	2	2	2	2		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
			高圧原子炉スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	高圧原子炉スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
			低圧原子炉スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	低圧原子炉スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
			残留熱代用除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	残留熱代用除去系原子炉注水流量	1	1	1			
			原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2	1		
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		

判断基準 (2 / 4)

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	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													パラメータ分類
事故時操作要領書（確保ベークス） 「水圧確保」 AMI（個別操作要領書） 「SILCによる原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
								代替注水流量 (常設)	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2	2		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
								原子炉圧力	2	2	1		
								原子炉圧力 (S.A)	1	1	1		
								ホプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2		

別冊基準 (3) / 4

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			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	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後						
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	
事故時操作要領書（確保ベース） 「水位確保」 AM階（個別操作要領書） 「SILICによる原子炉注水」	判断基準 (4 / 4)	水源の確保	後水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
			ろ過水タンク水位	1	1	1	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量（常設）	1	1	1			高圧的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			純水タンク水位	1	1	1	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（常設減圧） 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代算除去系原子炉注水流量 原子炉圧力	2 2 1 1 1 1 1 2	2 2 1 1 0 1 1 2	2 2 1 1 0 1 1 2			
操作 (1 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	「原子炉水位（常設減）」 原子炉水位（常設減） 原子炉水位（感挿減）	3 2 2	3 2 2	3 1 1	① ① ①	— — —	高圧炉心スプレイポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代算除去系原子炉注水流量 原子炉圧力	1 1 3 2	0 0 0 0	0 0 0 0	0 0 0 0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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	2	2	—	原子炉圧力	2	2	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2		原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能

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				項目	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						
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響									
					直後				負荷切り離し後	直後			負荷切り離し後					
事故時操作要領書（確保） 「水圧確保」 AM（個別）操作要領書 「SILCによる原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位 操作 (2 / 3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	①	—	補助パラメータ分類理由	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
				1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1			
				2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2		2	
				1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		0	
				3	3	3	3	残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		0	
				1	1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		0	
				1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1		1	
				2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力	2	2		2	
				1	1	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				2	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A)	2	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A)	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 事故時操作要領書（復旧 マニュアル） 「水圧確保」 AM（個別機作要領書） （SILCによる原子炉注 水）	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後			
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	
<p style="text-align: center;">操作 (3 / 2)</p>		原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	①		原子炉圧力 (SA)	1	1	1	<p>直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能</p> <p>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</p>	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 (圧力機) 原子炉水位 (燃料機)					
				1	1	1	1		原子炉水位 (SA)					
				2	2	2	2		原子炉圧力容器温度 (SA)					
				2	2	2	2		原子炉圧力					
				2	2	2	2		原子炉水位 (圧力機) 原子炉水位 (燃料機)					
				1	1	1	1		原子炉水位 (SA)					
				2	2	2	2		原子炉圧力容器温度 (SA)					
				1	1	0	③		ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ					
				1	1	0	③		ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ					
1	1	0	③	復水移送ポンプ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

1.2 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	計器数	直後	SBO影響				
												負荷切り離し後	負荷切り離し後
1.2.4 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 事故時操作要領書（敬称 ベース） 「水位確保」等	判断基準 (1 / 3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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		
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1			
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1		1	
			低圧原子炉代替注水流量 (燃料減)	2	2	2	2	2	2	2		2	
			低圧原子炉代替注水流量 (燃料減)	2	2	2	2	2	2	2		2	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0		0	
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0		0	
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0		0	
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1		1	
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2		2	
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッシャ・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			サブプレッシャ・チェンバ圧力 (SA)	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 事故時操作要領書（僅候 ペーパー） 「水位確保」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				計器故障等	評価	SBO					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	分類	計器名称	計器数				直後	負荷切り離し後			
															パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	
	判 断 基 準 (2 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1		1		
				1	1	1	—	代替注水流量 (常設)	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1		1		
				2	2	2	—	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	—	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2		2	2	
				1	1	1	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1		1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	—	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	—	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1		0	0	
				3	3	3	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3		0	0	
				1	1	1	—	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	—	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1		0	0	
				1	1	1	—	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	—	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1		1	1	
				2	2	2	—	原子炉圧力	2	2	—	原子炉圧力	2		2	1	
				1	1	1	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	—	原子炉圧力 (S.A)	1		1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・ チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能
				2	2	2	—	サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	—	サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S.A)	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 事故時操作要領書（僅候 ベース） 「水位確保」等	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	SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後			負荷切り離し後						
								直後	負荷切り離し後					
	判断基準 (3 / 3)	水質の確保	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	①		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	計器故障等	SBO	
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			サブレーション・プールを水源とするポンプの注水量よりサブレーション・プール水位 (SA) の代替監視可能
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
								残留熱代解除系原子炉注水流量	1	1	1			
								残留熱代解除系冷却ポンプスプレイ流量	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1			
								高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0			
								残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3			サブレーション・プールを水源とする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
								低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0			
								残留熱代解除系ポンプ出口圧力	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 事故時操作要領書（僅候 ペーセス） 「水位確保」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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													パラメータ 分類
操作 (1 / 4)	原子炉圧力容 器内の水位	「原子炉水位（燃料棒域）」 原子炉水位（燃料棒域） 原子炉水位（燃料棒域）	3	3	3	3	3	3	3	3	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
			2	2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能
			2	2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3	3		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3	3		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3	3		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3	3		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3	3		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3	3		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3	3		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3	3		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3	3		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能

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 事故時操作要領書（確保 ベークス） 「水圧確保」等	項目	抽出パラメータを計測する計器				項目	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		負荷切り離し後	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	負荷切り離し後
操作 ② ④	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 (S.A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1			
				1	1	1	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1			
				2	2	2	—	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	2			
				1	1	1	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1			
				1	1	1	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0			
				3	3	3	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0			
				1	1	1	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0			
				1	1	1	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1			
				2	2	2	—	原子炉圧力	2	2	2	2	2		1	
				1	1	1	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				2	2	2	—	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	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 事故時操作要領書（攷候ページ） 「水位確保」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										SBO
		分類	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後										
操作 (3 / 4)		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2		①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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								
															原子炉水位 (圧力換算) (燃料罐)	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 (燃料罐)	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 (S.A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
															原子炉圧力 (圧力換算) (燃料罐)	2	2	2	2	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		
															原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
															原子炉圧力 (圧力換算) (燃料罐)	2	2	2	2	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		
															原子炉圧力 (S.A)	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
															サブプレッション・チェンバ温度 (S.A)	2	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (S.A) の温度変化により代替監視可能		
															サブプレッション・プール水位 (S.A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S.A) の水位変化により代替監視可能		
原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1		①	—	原子炉水位 (圧力換算) (燃料罐)	2	2	1	1	1	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 (S.A)	1	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 事故時操作要領書（僅候 ペーセス） 「水位確保」等	項目	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		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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
操作 (4 / 4)	機械監視機能	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—		
			原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	0	③	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排気圧力	1	1	0	③	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速度	1	1	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
		水源の確保	高圧原子炉代替注水流量	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	①	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	—
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	—	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	—
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	—	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	—
				残留熱除去ポンプ出口流量	1	1	1	①	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	—
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	—	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	—
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	—	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	—
SBO影響	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1	1	—		
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	—	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	—		
		高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	—	—	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0	0	—		
		残留熱代替除去ポンプ出口圧力	3	3	3	—	—	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3	—		
		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	—	—	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0	0	—		
		残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	—	—	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	—		

監視事項は主要パラメータにて確認

サブプレッション・プールを水源とするポンプの注水量よりサブプレッション・プール水位 (SA) の代替監視可能

サブプレッション・プールを水源とする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

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	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後			
												計器故障等	SBO	
1.2.4 重大事故等対処設備（設計基準地震）に対する対応手順 (2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 事故時操作要領書（敬談） 「水位確保」等	電源		HPCS-メータクラフ母線電圧	1	1	1	③	非常用メータクラフの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
	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	3 1 1	① ① ①			1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水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水位									1	1	1		
	原子炉圧力容器内の水位									2	2	2		
	原子炉圧力容器内の水位									2	2	2		
	原子炉圧力容器内の水位									1	1	1		
	原子炉圧力容器内の水位									2	2	2		
	原子炉圧力容器内の水位									1	1	1		
	原子炉圧力容器内の水位									3	3	3		
	原子炉圧力容器内の水位									1	1	1		
原子炉圧力容器内の水位									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 事故時操作要領書（確保 ベークス） 「水圧確保」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				計器故障等	評価	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後			負荷切り離し後
<p style="text-align: center;">別 冊 基 準 (2 / 3)</p>	<p style="text-align: center;">原子炉圧力容 器内の水位</p>	<p style="text-align: center;">原子炉水位 (S.A)</p>	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水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	
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
								代替注水流量 (常設)	1	1	1	
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2	2	
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2	2	
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
								原子炉圧力	2	2	1	
								原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	
								ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	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 事故時操作要領書（僅候 ペーセス） 「水位確保」等	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	SBO
		分類	計器名称	計器数	直後			負荷切り離し後			
								直後	負荷切り離し後		
	判 断 基 準 (3 / 3)	水質の確保	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	①	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
							残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	
							高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	
							残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	
							低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	
							残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	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 事故時操作要領書（確保 ペーパークラス） 「水位確保」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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO				
													パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由		
操作 ① ② ③ ④	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（燃料棒域）」 原子炉水位（燃料棒域） 原子炉水位（燃料棒域）]	3	3	3	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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				
				2	2	2	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1					
				2	2	2	1	1	代替注水流量（常設）	1	1		1			
				2	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （快停域用）	2	2		2	2		
				2	2	2	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		1	1		
				3	3	3	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		0			
				2	2	2	3	3	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		0	0		
				2	2	2	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		0	0		
				2	2	2	1	1	残留熱代離除去系原子炉注水流量	1	1		1	1		
				2	2	2	2	2	原子炉圧力	2	2		2	2		
				2	2	2	1	1	原子炉圧力（SA）	1	1		1	1	原子炉圧力、原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能	
				2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	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 事故時操作要領書（確保 ベークアップ） 「水圧確保」等	項目	抽出パラメータを計測する計器				項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	分類	計器名称	計器数			直後	負荷切り離し後
操作 (2 / 4)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
								代替注水流量 (常設)	1	1	1			
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2 2	2 2	2 2			
								原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1			
								高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
								低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
								残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1			
								原子炉圧力	2	2	2	1		
								原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1		
								ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（攷候ペーパー） 「水位確保」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										SBO
		分類	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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後												
操作 (3 / 4)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	2	1	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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								
			原子炉水位 (圧力換算) (燃料罐)	2	2	—	—	原子炉水位 (圧力換算) (燃料罐)	2	2	2	2	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									
			原子炉水位 (燃料罐)	2	2	—	—	原子炉水位 (燃料罐)	2	2	2	2	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									
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能									
			原子炉圧力 (圧力換算) (燃料罐)	2	2	—	—	原子炉圧力 (圧力換算) (燃料罐)	2	2	2	2	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									
			原子炉水位 (燃料罐)	2	2	—	—	原子炉水位 (燃料罐)	2	2	2	2	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									
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能									
			サブプレッション・プール水温度 (S.A)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (S.A)	2	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (S.A) の温度変化により代替監視可能									
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	①	—	サブプレッション・プール水位 (S.A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S.A) の水位変化より代替監視可能									
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	①	—	原子炉水位 (燃料罐)	2	2	2	2	原子炉水位 (燃料罐) 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									
相機監視機能	1	1	①	—	原子炉水位 (燃料罐)	2	2	2	2	原子炉水位 (燃料罐) 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												

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 事故時操作要領書（僅候 ペーセス） 「水位確保」等	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	計器故障等				SBO
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO			
					直後					負荷切り離し後		
	操作 (4 / 4)	水質の確保	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	①		高圧原子炉代替注水流速	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
								残留熱代解除系原子炉注水流速	1	1	1	
								残留熱代解除系冷却ポンプスプレイ流量	1	1	1	
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	
								高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	
								残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	
								低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	
								残留熱代解除系ポンプ出口圧力	2	2	2	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				計器名称	補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	直後	負荷切り離し後	計器数	計器故障等		SBO
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	負荷切り離し後	計器数	直後							負荷切り離し後	計器故障等	
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 事故時操作要領書(巻添 べへーヌ) 「減圧冷却」	補機監視機能 判断基準	補機監視機能	復水器真空度	3	3	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ										
		高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①												
		残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①												
		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①												
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	①												
		低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	①												
		消火ポンプ出口圧力	2	2	2	③			消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ									
		復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力	1	1	0	③			復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ									
		RPPH出口ヘッダ圧力	1	1	0	③			給復水系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

1.3 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(巻末 ペーシス) 「減圧冷却」	項目	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		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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
操作 (1 / 4)	原子炉圧力 容器内の圧力	原子炉圧力	2	原子炉圧力 (S A)	1	2	1	①	-	原子炉圧力 (S A)	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	SBO 監視事項は主要パラメータにて確認			
										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	
										原子炉水位 (S A)	1	1		1		
										原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		2		
										原子炉圧力	2	2		1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
										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
										原子炉水位 (S A)	1	1		1		
										原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		2		

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ, ④補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(巻末 ペーシス) 「減圧冷却」	項目	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	計器数		計器名称	SBO影響		計器故障等	SBO
				直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
											計器数	計器数		
	操作 (2 / 4)	原子炉圧力 容器内の水 位	「原子炉水位(蒸発域)」、 原子炉水位(蒸発域)、 原子炉水位(凝液域)」	3	3	① ① ①		1	1	原子炉水位(SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
				2	2			1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1		
				2	2			1	1	代替注水流量(常設)	1	1		
				2	2			2	2	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (蒸発域用)	2	2		
				2	2			1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1		
				3	3			1	0	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 蒸発域に必要な水量より代替監視可能	
				2	2			3	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
				2	2			1	0	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0		
				2	2			1	1	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1		
				2	2			2	2	原子炉圧力	2	2		
				1	1			1	1	原子炉圧力(SA)	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)とサブプレッション・ チェンバ圧力(SA)の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能	
				2	2			2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力(SA)	2	2		

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ, ④補助パラメータ

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			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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書(徴候ベース) 「減圧冷却」	操作 (4 / 4)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	①	—	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)、格納容器代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)、ベダスタル代替注水流量、ベダスタル代替注水流量 (低圧域用)、低圧原子炉代替注水水位 監視事項は主観パラメータにて確認	
				2	2	2	①	—	2	2	2		
				3	3	3	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	3	3	3		
				3	3	3	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	3	3	3		
				1	1	0	①	—	1	0	0		
				3	3	3	①	—	3	3	3		
				1	1	0	①	—	1	0	0		
				2	2	2	①	—	2	2	2		
				2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	2	2	2		
				1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	1	0	0		
事故時操作要領書(徴候ベース) 「急減圧」	判断基準	補機監視機能	復水器真空度	3	3	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	3	3	0	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能
				3	3	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	3	3	0		
				1	1	0	①	—	1	0	0		
				3	3	3	①	—	3	3	3		
				1	1	0	①	—	1	0	0		
				2	2	2	①	—	2	2	2		
				2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	2	2	2		
				1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	1	0	0		
				1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	1	0	0		

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（巻添 ペーシス） 「急速減圧」	項目	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		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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
操作 (1 / 4)	原子炉圧力 容器内の圧 力	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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	
			原子炉水位 (S A)	1	1	1	—	—	原子炉水位 (S A)	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容器温度より代替監視可能	
			原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	—	—	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	1	—	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	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容器温度より代替監視可能	
			原子炉水位 (S A)	1	1	1	—	—	原子炉水位 (S A)	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容器温度より代替監視可能	
			原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	—	—	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	1	—	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の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											

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ, ④補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(巻末ペー ス) [急減圧]	項目	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		計器数		計器故障等		SBO			
				直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO影響						
											直後	負荷切り離し後					
	操作 (2 / 4)	原子炉圧力 容器内の水 位	[原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A)]	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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		
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1			
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (抜帯域用)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2		2 2	
				原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0		0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 蒸気除去に必要な水量より代替監視可能
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0	0	0	0		0	
				低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0		0	
				残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	
				原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・ チェンバース圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能
				サブプレッション・チェンバ ース圧力 (S A)	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

1.3 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重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(巻添 ペーシス) [急速減圧]	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		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響					
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後			
	操作 (3 / 4)	原子炉圧力 容器内の水 位	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	SBO
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
									代替注水流量 (常設)	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
									低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1		
									原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
									サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2		

原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能

監視事項は主要なパラメータにて確認

原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										SBO		
		分類	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	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			計器名称	計器数
事故時操作要領書(徴候 ペーセス) [急速減圧]	操作 (4 / 4)	原子炉格納 容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	計器故障等 代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (低帯域用)、格納容器代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (低帯域用)、サブプレッション・プール代替注水流量 (低帯域用) のうち動作確認にある流量および水準である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能	—
								低圧原子炉代替注水流量 (低帯域用)	2	2	2	2		
								格納容器代替注水流量	2	2	2	2		
								ベダスタクル代替注水流量 (低帯域用)	2	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1		
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 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	2	2	2	2	—			
補機監視機能	復水器真空度	3	3	③	—	復水器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

1.3 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重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後			負荷切り離し後
事故時操作手順書（シビアアクシデント） 〔注水-I〕	原子炉圧力 容器内の水 位	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (広帯域)	2	1	1	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	2	1	監視事項は主要なパラメータにて確認
			原子炉水位 (燃料域)	2	1	1	2	1		2	1	
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1		1	1	
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1		1	1	
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	2		2	2	
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	2		2	2	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1		1	1	
			蒸圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1		1	1	
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	3		3	3	
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1		1	1	
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1		1	1	
			原子炉圧力	2	2	2	2	2		2	2	
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1		1	1	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	2		2	2	

判断基準 (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	分類	抽出パラメータを計測する計器				計器名称	計器数	SBO影響		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		
			直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由			計器数	直後		負荷切り離し後					
													直後			負荷切り離し後	
事故時操作手順書（シビア アクシデント） 〔注水-1〕	判断基準 (3/1/2)	注水手段の 種別（運転 状態）	高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
			残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	2	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			消火ポンプ出口圧力	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確 認するパラメータ	2	2	③	—	—	—	—	—	—	—
			復水輸送ポンプ出口ヘッド 圧力	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—
			RFPH出口ヘッド圧力	1	0	③	給復水系の運転状態を確認 するパラメータ	1	1	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										SBO		
		分類	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		評価	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			計器故障等	計器故障等
事故時操作手順書（シビアアクシデント） 【注水-I】	原子炉圧力 容器内の圧力 操作（1 / 4）	原子炉圧力	2	原子炉圧力	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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	
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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 (S A)	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉圧力	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		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
								原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作手順書(シビア アクシデント) [注水-I]	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 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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
操作 (2 / 4)	原子炉圧力 容器内の水 位	「原子炉水位(蒸発域)」、 原子炉水位(蒸発域)、 原子炉水位(凝料域)」	3	3	3	補助パラメータ 分類理由 = = = =	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と加熱 蒸除去に必要な水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	2		2	2	2			2
			2	2	2		2	2	2			2
			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	0			0
			1	1	1		1	1	1			1
			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

1.3 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器		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	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後																
事故時操作手順書（シビアアクシデント） 【注水-1】	原子炉圧力 容器内の水 位 操 作 （ 3 / 4 ）	原子炉圧力 容器内の水 位	1	1	1	①	—	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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									
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1											
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1											
									代替注水流量 (常設)	1	1	1											
									低圧原子炉代替注水流量 (狹帯域用)	2	2	2											
									低圧原子炉代替注水流量 (狹帯域用)	2	2	2											
									原子炉閉鎖時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能										
									蒸圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0											
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0											
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0											
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1											
									原子炉圧力	2	2	1											
									原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバースプレイポンプ (S A) の蒸圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能										
									サブプレッション・チェンバースプレイポンプ (S A)	2	2	2											
									[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能										
									原子炉格納容器内の放射線量率	2	2	1	①		—	—	—	格納容器密閉気放射線モニタ (トワイワール)	2	2	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	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	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
事故時操作手順書（シビアアクシデント） 【注水-1】	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器監視放射線モニタ（サブレンジション・チェンバ）	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	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	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（S A）	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
原子炉圧力（S A）									1	1					
原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（線料域）									2	2	1				
原子炉水位（S A）									1	1					
		残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	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

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重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)常設直流電源系統異常時の減圧 a. 可搬型直流電源設備による減圧が安全弁開放 事故時操作要領書(駆動ベベース) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「S RV 駆動源確保(電源)」	駆動源の確保 注水手段の確保(運転状態)	判断基準	N ₂ ガスポンプ圧力	2	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状況を確認するパラメータ	—	—	
			AMS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力	2	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状況を確認するパラメータ	—	—	
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0	①	—	—	—	—
			残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	①	—	—	—	—
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0	①	—	—	—	—
			低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	2	①	—	—	—	—
			消火ポンプ出口圧力	2	2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—
			復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—
			RPPH出口ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	給復水系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

1.3 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(巻末ペー ス) [急減圧] [電源復旧] AM(設備別)操作要領書 (SRV駆動源確保(電 源))	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	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	負荷切り離し後							直後	負荷切り離し後						
操作	原子炉圧力 容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	-	-	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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							
								原子炉水位 (圧補填) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		2	2	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				
								原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
								原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
								原子炉圧力	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
								原子炉水位 (圧補填) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		2	2	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				
								原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
								原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
								可搬型計測器	-	-	-	-		-	-	-	-	-	-	-
								原子炉圧力 (現場計器)	1	1	-	-		-	-	-	-	-	-	-

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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			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 負荷切り離し後			計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後			
													計器数	直後
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)常設直流電源系統異常時の減圧 b. 主蒸気速がし安全弁用蓄電池(補助盤室)による速がし安全弁開放 事故時操作要領書(駆動ベベース) 「急減圧」 「電源復旧」 「AM設備別操作要領書」 「バツアリによるSRV開」 「原子炉圧力異常時対応手順書」 「蓄電池設備による主蒸気速がし安全弁開放操作(補助盤室)」	駆動源の確保		N ₂ ガスポンプ圧力	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	2	2	2	—		
			ANS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	2	2	2	—		
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①	—	—	1	1	—	—	
			残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	—	3	3	—	—	
	判断基準		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①	—	—	1	1	—	—	
			低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	①	—	—	2	2	—	—	
			消火ポンプ出口圧力	2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	2	2	2	—	—	
			復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	1	1	0	—	—	
			RPPH出口ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	1	1	0	—	—	
	操作 (1) / (2)		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 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (線料域)								2	2	2	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	
		原子炉水位 (S A)								1	1	1		
		原子炉圧力容器温度 (S A)								2	2	2		

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	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	評価				SBO
			計器名称	計器数	SBO影響				計器名称	計器数	計器故障等		
					直後	負荷切り離し後					計器故障等	計器故障等	
事故時操作要領書(徴候ベース) 「急減圧」 「電源復旧」 AM(設備別操作要領書「バウンダリによるSRR開始」) 原子炉災害対策手順書「蓄電池設備による主蒸気速戻し安全弁開放操作(補助装置)」	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (S A)	1	1	①	-	-	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することなどで、監視可能	監視事項は主観パラメータにて確認
								原子炉水位 (広領域) 原子炉水位 (狭領域)	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力を推定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位 (S A)	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		
								可搬型計測器	-	-	-	-	
								原子炉圧力 (現場計器)	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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		
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)常設直流電源系統異常時の減圧 c. 主蒸気速がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物の) による速がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放 事故時操作要領書 (簡略ベヘンス) 「急速減圧」 「電源復旧」 「原子炉力害対策手順書」 「蓄電池設備による速がし安全弁開放操作 (原子炉建物の)」	駆動源の確保 注水手段の確保 (運転状態)	判断基準	N ₂ ガスポンプ圧力	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状況を確認するパラメータ	—	計器故障等	SBO
			ANS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状況を確認するパラメータ	—		
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①	—	—		
			残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	—		
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①	—	—		
			低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	①	—	—		
			消火ポンプ出口圧力	2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—		
			復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—		
			RPPH出口ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系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

1.3 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	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	評価				SBO
			計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等				
					直後	負荷切り離し後							
事故時操作要領書（徴候ベース） 「急減圧」 「電源復旧」 「原子力災害対処手順書」 「蓄電池設備による逃がし安全弁開放操作（原子炉建物を）」	原子炉圧力 原子炉圧力 可搬型計測器 原子炉圧力（現場計器）	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 可搬型計測器 原子炉圧力 (現場計器)	2	1	①	—	1	1	1	1	計器故障等	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	SBO
							2	2	2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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	
							1	1	1	1	原子炉水位 (S A)	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	
							2	2	2	2	原子炉圧力容器温度 (S A)	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							2	2	2	2	原子炉圧力	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							2	2	2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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	
							1	1	1	1	原子炉水位 (S A)	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	
							2	2	2	2	原子炉圧力容器温度 (S A)	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							—	—	—	—	可搬型計測器	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							1	1	1	1	原子炉圧力 (現場計器)	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ, ④補助パラメータ

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			計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	抽出パラメータを計測する計器			計器数	直後	負荷切り離し後	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							
				直後	負荷切り離し後	パラメータ分類							直後	負荷切り離し後	パラメータ分類					
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)常設直灌電源系統異常時の減圧 d. 逃がし安全弁異常ガス代替供給設備による逃がし安全弁開放 事故時操作要領書(簡略バージョン) 急減圧 原子炉災害対策手順書 逃がし安全弁異常ガス代替供給設備による逃がし安全弁開放	駆動源の確保 注水手段の確保(運転状態)		蒸気ガス代替供給系蒸着ガスポンプ圧力	1	1	③	1	1	③	主蒸気逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ										
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	①	0	①	—	—										
			残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	①	3	①	—	—										
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	①	0	①	—	—										
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	2	2	①	2	①	—	—										
			消火ポンプ出口圧力	2	2	③	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ											
			復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力	1	1	③	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ											
			RPP出口ヘッド圧力	1	1	③	0	③	給復水系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

1.3 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

項目	分類	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				計器数	SBO影響					
				直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後				
対応手段 事故時操作要領書(徴候ペーセス) 「急減圧」 原子力災害対策指図書 「逃がし安全弁蒸気ガス代替供給設備による逃がし安全弁開放」	原子炉圧力 容器内の圧力 操作 (1 / 2)	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することでき、監視可能	SBO 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	—	原子炉水位 (圧槽域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	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容器温度より代替監視可能		
		原子炉圧力	1	1	1	①	—	—	原子炉水位 (S A)	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容器温度より代替監視可能
		原子炉圧力	2	2	2	—	—	—	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することでき、監視可能
		原子炉圧力	1	1	1	①	—	—	原子炉圧力	2	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することでき、監視可能
		原子炉圧力	2	2	2	—	—	—	原子炉水位 (圧槽域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	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容器温度より代替監視可能
		原子炉圧力	1	1	1	①	—	—	原子炉水位 (S A)	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容器温度より代替監視可能
		原子炉圧力	2	2	2	—	—	—	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することでき、監視可能
		原子炉圧力	1	1	1	①	—	—	—	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することでき、監視可能
		原子炉圧力	2	2	2	—	—	—	—	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することでき、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				計器名称	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			SBO	
			計器数	SBO影響		計器数			計器名称	評価			
				直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（徴候ペーシ） 「急減圧」 原子炉災害対策手順書 「逃がし安全弁蒸発ガス代替供給設備による逃がし安全弁開放」	原子炉圧力 容器内の圧力	補機監視機能	可搬型計測器	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			原子炉圧力（現場計器）	1	1	1	—	—	—	—	—	—	
			蒸発ガス代替供給系蒸発ガスポンプ圧力	1	1	1	③	主蒸気速がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
			蒸発ガス代替供給系蒸発ガス供給圧力	1	1	1	③	主蒸気速がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な蒸発ガス喪失時の減圧 a. 逃がし安全弁蒸発ガス供給設備による逃がし安全弁駆動源確保													
事故時操作要領書（徴候ペーシ） 「急減圧」 A/S時 緊急時操作要領書 （S/R V 駆動源確保（蒸発ガス）） 原子炉災害対策手順書 「主蒸気速がし安全弁用蒸発ガスポンプへ接続」	A/S時 圧力低警報	補機監視機能	ADSアキュムレータ入口圧力低警報	2	0	0	—	—	—	—	—	—	
			N ₂ ガスポンプ圧力低警報	2	0	0	—	—	—	—	—	—	—
			N ₂ ガスポンプ圧力	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
			ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水-1」 原子炉災害対策手順書 「蒸発ガスポンプへによる主蒸気速がし安全弁用圧対策」	原子炉格納容器内の圧力	補機監視機能	ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
			N ₂ ガスポンプ圧力	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
			サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	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	—	—	—	—	
			ドライウエル温度 (S.A)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S.A) 又はベドスタル温度 (S.A) により代替監視可能	—	—	—	監視事項は主原 パラメータにて確認	
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水-1」 原子炉災害対策手順書 「蒸発ガスポンプへによる主蒸気速がし安全弁用圧対策」	原子炉格納容器内の圧力	補機監視機能	ベドスタル温度 (S.A)	2	2	2	2	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	—	—	—	—	
			ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力	2	2	2	2	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	—	—	—	—	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO		
		計器数	SBO影響		計器数			SBO影響						
			直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後					
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) EOP [二次格納施設制御] 事故時操作要領書 (飯盛 ベネス) [二次格納施設制御]	原子炉格納 容器バウンダ リの監視 (1 / 2)	「原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (広帯域)」	3	3	2	3	①	—	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
			2	2	1	1	①		2	2	1			1
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	1	①	—	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	—	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の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	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容器温度より代替監視可能	
		原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2	①	—	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器温度 (SA) 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
			2	2	2	2	①	—	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	—	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の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	1	①	—	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2	①	—	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器温度 (SA) 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		
	2	2	2	2	①	—	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

項目	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										SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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		負荷切り離し後	評価
事故時操作要領書(巻末ペーシス) [二次格納施設制御]	原子炉格納容器放射線モニタの監視	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	①	—	サブレーション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力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
		ドライウエル温度 (S A)	7	7	7	①	—	ドライウエル温度 (S A)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 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	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器パイプスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器パイプスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器パイプスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		残留熱除去系配管周囲温度	24	24	0	③	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
		原子炉隔離時冷却系配管周囲温度	6	6	0	③	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
		[エリア放射線モニタ] (原子炉建物エリア放射線モニタ)	18	0	0	②	—	—	—	—	—	—	—	—
		補機監視機能	1	0	0	③	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
		漏えい関連警報	1	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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(巻末ペーセス) [二次格納施設制御]	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		SBO		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
判断基準 (3 / 2)	漏えい関連 警報	トーマス室西侧床漏洩警報	トーマス室西侧床漏洩警報	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—		
			RIH熱交換器室床漏洩警報	2	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			原子炉建屋大物搬入口前エリア床漏洩警報	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			RIHポンプ室床漏洩警報	3	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			LPCSポンプ室床漏洩警報	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
		RCIC蒸気管圧力低警報	RCIC蒸気管圧力低警報	4	4	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			RCIC蒸気管漏洩警報	2	2	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域)	原子炉水位(狭帯域)	3	3	1	①	①	—	—	—	—	—	—
				原子炉水位(広帯域)	2	2	1	①	①	—	—	—	—	—	—
				原子炉水位(S.A)	1	1	1	①	①	—	—	—	—	—	—
操作 (1 / 8)	原子炉格納 容器入イバ スの監視	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	—	—	—	—	—		
			原子炉水位(S.A)	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—		
			原子炉圧力(狭帯域) 原子炉水位(狭帯域)	2	2	1	—	—	—	—	—	—	—		
監視事項は主観パラメータにて確認	監視事項は主観パラメータにて確認	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	—	—	—	—	—	—	—		
			原子炉水位(S.A)	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—		
			原子炉圧力(狭帯域) 原子炉水位(狭帯域)	2	2	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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ, ④補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(巻末ペーシス) [二次格納施設制御]	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				項目	SBO				
		分類	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	計器数			計器故障等			
					直後	負荷切り離し後			直後				負荷切り離し後		
操作(2/8) 原子炉格納 容器ヘイバ スの監視		原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	1	1	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することかでき、監視可能	監視事項は主観パラメータにて確認 原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力を推定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
			1	1	1	0	1	1	2	2	2	2			
			3	3	3	3	3	3	3	3	3	3		—	
			24	24	24	0	0	0	0	24	24	0		—	
			6	6	6	0	0	0	0	6	6	0		—	
			18	18	18	0	0	0	0	18	18	0		—	
			4	4	4	0	0	0	0	4	4	4		—	原子炉建物の放射線量率を確認するパラメータ
			2	2	2	0	0	0	0	2	2	2		—	原子炉建物の放射線量率を確認するパラメータ
			4	4	4	0	0	0	0	4	4	4		—	燃料プールの状態を確認するパラメータ
			4	4	4	0	0	0	0	4	4	4		—	燃料プールの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

1.3 原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(巻添 ペーシス) 「二次格納施設制御」	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		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO			
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
操作 (3 / 8)		原子炉圧力 容器への注 水量	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	—	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位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 (広帯域) 原子炉水位 (線料域)	2	2	2			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
									原子炉水位 (SA)	1	1	1			
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	—	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位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 (広帯域) 原子炉水位 (線料域)	2	2	2			
									原子炉水位 (SA)	1	1	1			
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	①	—	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位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 (広帯域) 原子炉水位 (線料域)	2	2	2			
									原子炉水位 (SA)	1	1	1			
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	—	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位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 (広帯域) 原子炉水位 (線料域)	2	2	2			
									原子炉水位 (SA)	1	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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書(巻末ペーシス) [二次格納施設制御]	操作(4/8)	機械監視機能	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①	—	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バイパスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	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	
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	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	
事故時操作要領書(巻末ペーシス) [二次格納施設制御]	操作(4/8)	機械監視機能	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
			残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	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バイパスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	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	
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	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	

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ, ④補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(巻末ペーセス) [二次格納施設制御]	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			
					直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後		
操作 (5 / 8)	水原の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	計器故障等	SBO サブプレッション・プールを水源とするポンプの注水量よりサブプレッション・プール水位 (SA) の代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1		
							残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	0		
							残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3		
							低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	0		
							残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2		
							原子炉格納容器内の温度	2	2		
							サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2		

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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		計器名称	計器数	SBO影響							
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
事故時操作要領書(巻末ペーシス) 〔二次格納施設制御〕	操作(6/8)	最終ヒートシンクの確保	実留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認			
			実留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	2	サブレーション・プール水温度(SA)	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能				
			実留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	2	実留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	実留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量評価より代替監視可能				
			原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	2	実留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	実留熱除去系熱交換器冷却水流量が確保されていることと、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				
			実留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	2	実留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	実留熱除去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				
			RCW熱交換器出口温度	2	0	0	2	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	2	0	0	—				
			原子炉補機海水ポンプ出口圧力	2	2	0	2	原子炉補機海水ポンプの動作状況を確認するパラメータ	2	0	0	—				
			復水器真空度	3	3	0	3	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	3	0	0	—				
			補機監視機													

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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		計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書(徴候ペーセス) 「二次格納施設制御」	操作(7/8)	漏えい関連 警報	主蒸気管周温度警報	24	0	24	0	—	—	—	—	
			RHR配管周温度警報	24	0	24	0	—	—	—	—	—
			CUV配管周温度警報	12	0	12	0	—	—	—	—	—
			R C I C配管周温度警報	6	0	6	0	—	—	—	—	—
			R C I Cポンプ室(西側)床漏洩警報	1	1	1	1	—	—	—	—	—
			トーラス室東側床漏洩警報	1	1	1	1	—	—	—	—	—
			トーラス室西側床漏洩警報	1	1	1	1	—	—	—	—	—
			RHR熱交換器室床漏洩警報	2	0	0	0	—	—	—	—	—
			原子炉建屋大物搬入口前エリア床漏洩警報	1	1	1	1	—	—	—	—	—
			RHRポンプ室床漏洩警報	3	0	0	0	—	—	—	—	—
			LPCSポンプ室床漏洩警報	1	0	0	0	—	—	—	—	—
			R/B機器ドレンサンプタンク水位警報	2	0	0	0	—	—	—	—	—
			R/B床ドレンサンプタンク水位警報	2	0	0	0	—	—	—	—	—
LPCSポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報	2	0	0	0	—	—	—	—	—			
RHRポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報	2	0	0	0	—	—	—	—	—			

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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		
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後	
事故時操作要領書(巻末ペー ジ2)「二次格納施設制御」	操作 (8 / 8)	細かい関連 警報	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	SBO	
			HPCSポンプ送戻ドレン サンプタンク水位警報	2	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			RHRフラッシング用サン プタンク水位警報	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			主蒸気圧力低警報(運転 モード)	4	4	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			CUW系統差流量高警報	6	6	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			CUWフィルタ入口圧力高 警報	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			RCIC蒸気管圧力低警報	4	4	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			RCIC蒸気管補設警報	2	2	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			RCICポンプ入口圧力高 警報	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			RHRポンプ出口圧力高警 報	3	3	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			RHR R P V内注水管差 圧低警報	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			LPCSポンプ出口圧力高 警報	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			LPCS R P V内注水管 差圧低警報	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			火災検知器警報	1795	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			原子炉内ダストモニタ警 報	5	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ナ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				計器故障等	SBO						
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器名称	計器数	直後			SBO影響					
													負荷切り離し後	負荷切り離し後			
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障直後の対応手順 a. 低圧代替注水 (b) 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 事故時操作要領書 (既設 ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 (FLSR (常設) による 原子炉注水)	判断基準 (1 / 3)											原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
												高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
												代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	
												低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	
												低圧原子炉代替注水流量 (燃料減速)	2	2	2	2	
												原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
												高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
												残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
												低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
												残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
												原子炉圧力	2	2	2	2	
												原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバール圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
												サブプレッジョン・チェンバール圧力 (SA)	2	2	2	2	

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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO						
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由				
事故時操作要領書（確保ベークス） 「水圧確保」等 AM（個別操作要領書） FLSR（常設）による 原子炉注水	原子炉圧力容器内の水位	①	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1		1	1	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1		1	1	
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2		2	2	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1		1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1		0	0	
				3	3	3	3	3	3	3	3	3	残留熱除去ポンプ出口流量	3		0	0	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1		0	0	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1		1	1	
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力	2		2	1	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1		1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2		2	2	

別冊基準 (2 / 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	抽出パラメータを計測する計器										計器		SBO
		分類	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	計器故障等			
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（確保ベース） 「水圧確保」等 AMM（個別操作要領書） 「FLISR（常設）」による 原子炉注水	電源		緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を 確認するパラメータ	緊急用メタクラ電圧	1	1	1		
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	SAロードセントラ母線電圧	1	1	1		
別冊 基準 (3/2)	水源の確保		代々注水流量（常設）	1	1	1		低圧原子炉代々注水機能を 監視するパラメータ	代々注水流量（常設）	1	1	1	低圧原子炉代々注水機能を 監視するパラメータ	
			原子炉水位（広帯域）	2	2	2		低圧原子炉代々注水機能を 監視するパラメータ	原子炉水位（広帯域）	2	2	2	低圧原子炉代々注水機能を 監視するパラメータ	
			原子炉水位（燃料域）	2	2	2		低圧原子炉代々注水機能を 監視するパラメータ	原子炉水位（燃料域）	2	2	2	低圧原子炉代々注水機能を 監視するパラメータ	
			原子炉水位（SA）	1	1	1	①	低圧原子炉代々注水機能を 監視するパラメータ	原子炉水位（SA）	1	1	1	低圧原子炉代々注水機能を 監視するパラメータ	
			サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1		低圧原子炉代々注水機能を 監視するパラメータ	サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	低圧原子炉代々注水機能を 監視するパラメータ	
			低圧原子炉代々注水ポンプ 出口圧力	2	0	0		低圧原子炉代々注水ポンプ 出口圧力	2	0	0	低圧原子炉代々注水ポンプ 出口圧力		

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	計器数	直後 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後 負荷切り離し後	計器故障等	SBO			
事故時操作要領書（確保ベークス） 「水位確保」等 AM図（個別操作要領書） 「FLSR（常設）」による 原子炉注水	操作 （1） ／ 4）	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（燃料棒束）] 原子炉水位（燃料棒束） 原子炉水位（燃料棒束）	3	3	3	原子炉水位（SA）	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	SBO	
				2	2	2	高圧原子炉代替注水流量	1	1			
				2	2	2	代替注水流量（常設）	1	1			
				2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （燃料棒束用）	2	2 2			
				2	2	2	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1			
				3	3	3	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0			
				2	2	2	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0			
				2	2	2	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0			
				2	2	2	残留熱代離除去系原子炉注水流量	1	1			
				2	2	2	原子炉圧力	2	2			
				2	2	2	原子炉圧力（SA）	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能
				2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2			

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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO						
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由				
事故時操作要領書（確保ベークス） 「水圧確保」等 AM（個別操作要領書） FLSR（常設）による 原子炉注水	原子炉圧力容器内の水位	①	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
				1	1	1	1	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
				1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1			
				2	2	2	2	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2		
				1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
				3	3	3	3	3	3	3	3	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
				1	1	1	1	1	1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
				1	1	1	1	1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
				2	2	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	1	1		
				1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
				2	2	2	2	2	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2		

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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO				
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
事故時操作要領書（攪拌ペーサー） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「FLSR（常設）」による 原子炉注水	操作（3 / 4） 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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			
								原子炉水位 (圧差検) / 原子炉水位 (燃料検)	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 (SA)	1	1	1					
								原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2					
								原子炉圧力	2	2	1			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
								原子炉水位 (圧差検) / 原子炉水位 (燃料検)	2	2	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容器温度より代替監視可能
								原子炉水位 (SA)	1	1	1					
								原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2					

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										評価		
		分類	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（確保ベークス） 「水圧確保」等 AM設備別操作要領書「FLSR（常設）」による原子炉注水	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	1	代管注水流量（常設）	①	—	低圧原子炉代管注水槽水位	1	1	1	水源である低圧原子炉代管注水槽水位の水位変化より代管監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位（圧差検）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代管監視可能		
								原子炉水位（燃料検）	2	2	1			
								原子炉水位（SA）	1	1	1			
	機械監視機能	低圧原子炉代管注水ポンプ出口圧力	2	—	①	—	—	代管注水流量（常設）	1	1	1	低圧原子炉代管注水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量より復水時滿槽水位の代管監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位（圧差検）	2	2	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代管注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代管注水水位が確保されていることを監視可能		
	水源の確保	低圧原子炉代管注水ポンプ出口圧力	1	—	①	—	—	原子炉水位（SA）	1	1	1		低圧原子炉代管注水ポンプを水源とする低圧原子炉代管注水水位が確保されていることを監視可能	
								サブプレッショングローブ・ブール水位（SA）	1	1	1			
								原子炉水位（SA）	1	1	1			
								低圧原子炉代管注水ポンプ出口圧力	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	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 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後 負荷切り離し後	SBO影響					
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障(僅時的)の対応手順 a. 低圧代替注水 (b) 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 事故時操作要領書(徹底 「水位確保」等 AM設備別要領書 「CWTによる原子炉注 水」)	判 断 基 準 (1 / 3)	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 2 2	3 2 2	3 1 1	〇 〇 〇	ー ー	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
									代替注水流量 (常設)	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	
									低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
									原子炉圧力	2	2	2	1	
									原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	
									ホプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	

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 事故時操作要領書（確保 ベークス） 「水圧確保」等 AM（個別原燃棒 ）（CWTによる原子炉注 水）	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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO						
													パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由				
	判 断 基 準 (2 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	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	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することが でき、監視可能			
				1	1	1	1	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
				1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1			
				2	2	2	2	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2		
				1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水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	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0		
				3	3	3	3	3	3	3	3	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
				1	1	1	1	1	1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0		
				1	1	1	1	1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1		
				2	2	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2	2		
				1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・ チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能	
				2	2	2	2	2	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2		

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 事故時操作要領書（確保 ベークス） 「水圧確保」等 AM（個別原簿書 「CWT」による原子炉注 水）	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		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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後		
	判断基準 (3 / 3)	電源	C-メタタカラ母線電圧	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	SBO	
				D-メタタカラ母線電圧	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—		
				C-ローロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ローロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—		
				D-ローロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ローロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—		
				復水貯蔵タンク水位	1	0	③	復水貯蔵タンク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

1.4 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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（確保ベークス）「水位確保」等 ANI図（個別原簿書「CWTによる原子炉注水」）	原子炉圧力容器内の水位 操作 (1 / 3)	原子炉圧力容器内の水位	「原子炉水位（燃料棒）」 「原子炉水位（圧棒）」 「原子炉水位（燃料棒）」	3	3	3	3	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水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	2	2	2	2	2	2		2
				2	2	2	2	2	2	2	2		2
				3	3	3	3	1	1	1	1		1
				3	3	3	3	0	0	0	0		0
				2	2	2	2	0	0	0	0		0
				2	2	2	2	0	0	0	0		0
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	2	2	2	2		2
				1	1	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

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 事故時操作要領書（確保 ベークス） 「水圧確保」等 AM（個別原燃集 ）（CWTによる原子炉注 水）	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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
<p style="text-align: center;">操作 (2 / 3)</p>	<p style="text-align: center;">原子炉圧力容 器内の水位</p>	<p style="text-align: center;">原子炉水位 (S.A)</p>	1	1	1	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力 (S.A)	1	1	1		
							ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2		

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						SBO		
		分類	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			
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書（確保ベークス） 「水位確保」等 ANM（個別原燃毒） （CWTによる原子炉注水）	操作（3/2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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			
								原子炉水位 (圧差検) / 原子炉水位 (燃料検)	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 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
								原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	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				
								原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
								原子炉水位 (圧差検) / 原子炉水位 (燃料検)	2	2	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容器温度より代替監視可能				
		原子炉圧力容器への注水量	R P V / P C V 注入流量	1	0	③	—	復水輸送ポンプの運転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			
								補機監視機能	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—
												復水貯蔵タンク水位	1	0	③	復水貯蔵タンク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

1.4 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				計器故障等	SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後 負荷切り離し後	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 負荷切り離し後			
													SBO影響	SBO影響	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障直後の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) 消火系による原子炉圧力容器への注水 事故時操作要領書（取扱 ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「消火系による原子炉注 水」	判 断 基 準 （ 1 / 3 ）		原子炉圧力容 器内の水位	[原子炉水位 (燃料減)] 原子炉水位 (燃料減) 原子炉水位 (燃料減)	3 2 2	3 2 2	3 1 1	〇 〇 〇	- -	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
										高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
										代替注水流量 (常設)	1	1	1		
										低圧原子炉代替注水流量 (燃料減)	2	2	2		
										低圧原子炉代替注水流量 (燃料減)	2	2	2		
										原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
										残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
										低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
										残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
原子炉圧力	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバール圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能											
原子炉圧力 (SA)	1	1	1												
サブプレッジョン・チェンバール圧力 (SA)	2	2	2												

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 事故時操作要領書（確保 ベークス） 「水圧確保」等 AM設備別操作要領書 （関係系による原子炉注 水）	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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
						原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
						代替注水流量（常設）	1	1	1			
						低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （軟帯域用）	2 2	2 2	2 2			
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口 流量	1	1	1			
						高圧炉心スプレイポンプ出口 流量	1	0	0			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱 熱除去に必要な水量より代替監視可能
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
						低圧炉心スプレイポンプ出口 流量	1	0	0			
						残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1			
						原子炉圧力	2	2	1			
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・ チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能
						サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2			
						非常用メタタカラ母線電圧 を確認するパラメータ	1	1	1			③
						D-メタタカラ母線電圧	1	1	1			③
						C-ロードセントタ母線電圧	1	1	1			③
						D-ロードセントタ母線電圧	1	1	1			③

判断基準 (2 / 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	抽出パラメータを非測する計器				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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	SBO					
															計器故障等				
事故時操作要領書（確保ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「消防系による原子炉注水」	水源の確保		補助消火水槽水位	2	0	0	③	代替液水源の確保状態を確保するパラメータ	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能						
			ろ過水タンク水位	1	1	1	③	代替液水源の確保状態を確保するパラメータ	高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	1 1 2 2	1 1 2 2	1 1 2 2							
操作 (1 / 3)	原子炉压力容器内の水位	[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	3	3	①		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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	2	①		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0						
				2	2	2	①		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0						
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0						
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1						
									原子炉圧力	2	2	2	2						
									原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1						
									サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2						

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				補助パラメータ 分類理由	計器故障等				SBO	
		分類	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO				
				直後	負荷切り離し後							
事故時操作要領書（確保 ベークス） 「水圧確保」等 AM（個別）操作要領書 （「関係系による原子炉注 水」）	原子炉圧力容 器内の水位	①	1	1	1	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量（常設）	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 （実帯域用）	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力（SA）	1	1	1		
ホプレッション・チェンバ 圧力（SA）	2	2	2									

操作（2）／（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 事故時操作要領書（確保 ベークス） 「水圧確保」等 AM（個別機作要領書） （関係系による原子炉注 水）	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					
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響						
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後				
操作 (3 / 3)		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	補助パラメータ 分類理由	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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		
								原子炉水位 (圧力機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
								原子炉水位 (SA)	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容器温度より代替監視可能			
								原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
								原子炉圧力	2	2	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
								原子炉水位 (圧力機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	1	1		直接的に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	
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		直接的に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	
								原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
								原子炉圧力容器への注水量	1	1	0	0		③	復水ポンプの運転状態を確認するパラメータ
								補機監視機能	2	2	2	2		③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ
水質の確保	補助消火水槽水位	2	2	0	0	③	代替消火水の確保状態を確認するパラメータ								
	ろ過水タンク水位	1	1	1	1	③	代替消火水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				計器故障等	SBO										
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器名称	計器数	直後			SBO影響									
													負荷切り離し後	負荷切り離し後							
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (d) 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水) 事故時操作要領書 (敬談 ベーセス) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 TELSR (可搬型) による 原子炉注水 原子力災害対策本部 「水量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域)	3 2 2 2	3 2 2 2	3 1 1	〇 〇 〇	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1	1 1 1 2 2 1 1 0 0 0 1 1 2 1 2	計器故障等	SBO											
											1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (d) 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水) 事故時操作要領書 (敬談 ベーセス) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 TELSR (可搬型) による 原子炉注水 原子力災害対策本部 「水量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域)	3 2 2 2	3 2 2 2	3 1 1	〇 〇 〇	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1	1 1 1 2 2 1 1 0 0 0 1 1 2 1 2	計器故障等	SBO	
											判断基準 (1 / 3)										
											直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能										
											原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水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、原子炉圧力 (SA) とサブプレッシャ、原子炉圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能										
											ホプレッション・チェンバ 圧力 (SA)										

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				計器故障等	評価																
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後			負荷切り離し後															
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由													
事故時操作要領書（確保ベークス） 「水圧確保」等 AM設備別操作要領書（FLSR（可搬型）による原子炉注水） 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	原子炉圧力容器内の水位	①	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認															
				原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2		2 2	2 2	2 2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能											
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能										
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能									
				低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2		2 2	2 2	2 2				原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能								
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1					原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能							
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1						原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能						
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	3	3	3		3	3	3							原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能					
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1								原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能				
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1									原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
				原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2										原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・ポンプ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
				原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1											原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・ポンプ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
				サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2												原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・ポンプ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能

別冊基準 (2 / 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		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		SBO影響	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後
事故時操作要領書（確保 ベークス） 「水圧確保」等 AM設備別操作要領書 「FLSR（可搬型）」 による原子炉注水 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	判断 基 準（ 3 / 3）	電源	緊急用メタクラ電圧	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を 確認するパラメータ					
			S Aロードセントラ母線電圧	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ					
		水源の確保	輪谷貯水槽（西1）				「緊急時対策本部」に確認					
			輪谷貯水槽（西2）				「緊急時対策本部」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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
事故時操作要領書（攪炭ペーンズ）「水圧確保」等 ANI設備別操作要領書「FLSR（可搬型）」による原子炉注水」 原子力災害対策手順書「水量送水車を使用した送水」	操作 (1 / 3)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（攪炭機）] [原子炉水位（圧機）] [原子炉水位（燃料架）]	3 2 2	3 2 2	3 1 1	0 0 0	— — —	— — —	— — —				
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			1		1	1	1
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1			1				
			代替注水流量（常設）	1	1	1	1			1				
			低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （快停減用）	2 2	2 2	2 2	2 2			2 2			2 2	2 2
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1			1				1
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1			0				0
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3			0				0
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1			0				0
			残留熱代離除去系原子炉注水流量	1	1	1	1			1				1
			原子炉圧力	2	2	2	2			2				2
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			1				1
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2			2				2

直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能

原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能

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 事故時操作要領書（確保ベークス） 「水圧確保」等 AM図（個別操作要領書） JFLSR（可搬型）による原子炉注水 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	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		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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後				
	操作 (2 / 3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1				
								代替注水流量 (常設)	1	1	1				
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2				
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2				
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1				
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0				
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1				
								原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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 (S.A)	1	1	1				
								ホプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2				

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（攪拌ペーンズ） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 JFLSR（可搬型）による原子炉注水 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後
	操作（3 / 3）	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 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	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	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	2	2	2	① ①	—	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2	① ①	—	監視事項は主要パラメータにて確認	
補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認	③	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—		—
水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認 「緊急時対策本部」に確認	③ ③	代替送水車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				計器故障等	SBO							
		分類	計器名称	計器数	直後 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後 負荷切り離し後	SBO影響									
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由					
1.4.2.1 発電用原子炉運転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 (g) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 事故時運転操作要領書(敬 候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「RHRによる原子炉注 水」	判 断 基 準 (1 / 4)											原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
												高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
												代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
												低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
												低圧原子炉代替注水流量 (燃料減速)	2	2	2	2		
												原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能	
												高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0		
												残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
												低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0		
												残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1		
												原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・ チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能	
												原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
												サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2		

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				補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響		評価		SBO		
		分類	計器数	直後	負荷切り離し後			計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等			
													計器名称	計器名称
事故時重電機作要領書（敬 称ベネス）等 AM設備別操作要領書 「RHR」による原子炉注 水」	判 断 基 準 （ 2 ／ 4	原子炉圧力容 器内の水位	1	1	1	①	-	原子炉水位（広帯域）	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
								代替注水流量（常設）	1	1	1			
								低圧原子炉代替注水流量（実帯域用）	2	2	2			
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
								原子炉圧力	2	2	1			
								原子炉圧力（SA）	1	1	1			
								ホプレッション・チェンバ 圧力（SA）	2	2	2			

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 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	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		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	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
事故時重監操作要領書(微欠ベース)等 AMR(個別機作要領書「RHR」による原子炉注水)	補機監視機能	原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ							
		喪失熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	①	—							
	電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ							
		D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ							
		C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ							
		D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ							
		緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ							
		SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラ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

1.4 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重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時運転要領書(敬 儀<ベ>ス) 「水圧確保」等 AMR(個別機作運継書 「RHR」による原子炉注 水)	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	SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後			負荷切り離し後	SBO影響						
									直後			負荷切り離し後			
	判 断 基 準 (4 / 4)	水質の確保	サブレーション・プール水 位(SA)	1	1	1	①		高圧原子炉代替注水流量	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認			
					原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1			1						
					高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1			0						
					残留熱除去ポンプ出口流量	3			0	0	0		0	サブレーション・プールを水源とするポンプの注水量 よりサブレーション・プール水位(SA)の代替監視可 能	
					低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1			0	0	0		0		
					残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1			1	1	1		1		
					残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	1			1	1	1		1		
					原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1			1	1	1		1		
					高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1			1	1	1		0	0	サブレーション・プールを水源とするポンプが正常に 動作していることを確認することにより代替監視可能
					残留熱除去ポンプ出口圧力	3			3	3	3		3	3	
					低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1			1	1	1		0	0	
					残留熱代替除去系ポンプ出 口圧力	2			2	2	2		2	2	

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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
事故時重蒸餾作要領書（敬 称ベセス） 「水圧確保」等 AM段（個別操作要領書） 「RHRによる原子炉注 水」	操 作 (1 / 5)	原子炉圧力容 器内の水位	「原子炉水位（燃料棒域）」 原子炉水位（燃料棒 域）」 原子炉水位（燃料棒 域）」	3	3	3	3	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することがで き、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減 熱除去に必要な水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		
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時重電機作要領書（敬 称へんす）等 「水圧確保」等 AMI（個別機作要領書） 「RHR」による原子炉注 水」	操作 (2 / 5)		原子炉圧力容 器内の水位	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能			
				2	2	2	2	2				
				2	2	2	2	2				
				1	1	1	1	1				
				3	3	3	3	3				
				1	1	1	1	1				
				1	1	1	1	1				
				2	2	2	2	2				
				1	1	1	1	1				
				2	2	2	2	2				
				2	2	2	2	2				
				1	1	1	1	1				
				2	2	2	2	2				

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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時運転要領書（敬 称ベセス）等 「水位確保」等 ANI図（個別操作手順書 「RHRによる原子炉注 水」）	操作 (3 / 5)	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	2	直後 2	負荷切り離し後 1	補助パラメータ 分類理由 —	原子炉圧力 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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	
									2	2			
									2	2			
									1	1			
								原子炉水位 (江口排機) 原子炉水位 (燃料機)	2 2	2 2	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		
							原子炉水位 (SA)	1	1				
								原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		

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 事故時運転要領書（敬 称ベネス）等 AMR（個別操作手順書 「RHRによる原子炉注 水」）	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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後			負荷切り離し後
操 作 （ <u>4</u> / <u>5</u> ）	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力容 器内の圧力 (S.A)	1	1	1	-	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認
							原子炉水位 (圧排機) 原子炉水位 (燃料機)	2 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 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 (S.A)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		
	原子炉圧力容 器への注水量	機器脱除去ポンプ出口流量 (A系、B系のみ)	2	0	0	-	サブプレッション・プール水 位 (S.A)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S.A) の水 位変化より代替監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認
							原子炉水位 (圧排機) 原子炉水位 (燃料機)	2 2	2 2	1 1	機器脱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能	
							原子炉水位 (S.A)	1	1	1		
	補機監視機能 (A系、B系のみ)	2	2	2	0	2	0	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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時運転要領書(敬 儀<ベ>ス) 「水圧確保」等 AMR(個別操作要領書 「RHRによる原子炉注 水」)	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	計器故障等				SBO				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO							
					直後					負荷切り離し後						
操 作 (5 / 5)		水質の確保	サプレッション・プール水 位(SA)	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			
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
				原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
				高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	3	3	3	3		3	3	3
				低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
				残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
				残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
				原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
				高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
				残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3	3	3	3		3	3	3
低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1					
残留熱代替除去系ポンプ出 口圧力	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

1.4 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				計器故障等	SBO	
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器名称	計器数	直後			SBO影響
1.4.2.1 発電用原子炉運転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 (b). 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 事故時運転操作要領書(敬 候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「LLPCS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 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域)]	3 2 2	3 2 2	3 1 1	○ ○ ○	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2 2	2 2	2 2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2		
原子炉圧力 (SA)	1	1	1									
ホプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2									

判
断
基
準 (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	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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													パラメータ分類
事故時重蒸餾作要領書（敬 称ベネス）等 「水圧確保」等 AM設備別操作要領書 [ILPCS]による原子炉注 水]	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	1	1	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			1	1	1	1	1	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			1	1	1	1	1	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			1	1	1	1	1	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3	3		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			1	1	1	1	1	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			1	1	1	1	1	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			1	1	1	1	1	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能

別
冊
第
2
巻
の
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 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

項目	対応手段 事故時運転要領書(敬 儀<ベ>ス) 「水圧確保」等 AM設備別操作要領書 [LPCS]による原子炉注 水]	抽出パラメータを計測する計器				計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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
監視監視機能	原子炉補機冷却ポンプ圧力 (A系のみ)	③	0	1	0	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1
		③	1	1	1	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1
		③	1	1	1	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0
		③	1	1	1	緊急用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0
		③	1	1	1	緊急用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0
		③	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1
		①	1	1	1	残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	1	1	1	1	1
		①	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1	1	1	1	1
電源	C-メタクラ母線電圧	③	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	1	0	0
		③	1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	1	0	0
		③	1	1	1	残留熱除去ポンプ出口圧力	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3
		③	1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	1	0	0
		③	1	1	1	残留熱代替除去系ポンプ出 口圧力	残留熱代替除去系ポンプ出 口圧力	2	2	2	2	2
水源の確保	サブレーション・プール水 位(SA)	①	1	1	1	緊急用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1
		①	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1
		①	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0
		①	3	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0
		①	1	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0
		①	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1
		①	1	1	1	残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	1	1	1	1	1
		①	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1	1	1	1	1
		①	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	1	0	0
		①	3	3	3	残留熱除去ポンプ出口圧力	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3
サブレーション・プールを水源とするポンプは正常に 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												

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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO						
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後								
事故時重灌作要領書（敬 称ベセス）等 「水圧確保」等 ANI図（個別操作要領書 [LPCS]による原子炉注 水）	原子炉圧力容 器内の水位	[原子炉水位（燃料棒域）] 原子炉水位（燃料棒 域） 原子炉水位（燃料棒 域）	3	3	3	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することがで き、監視可能							
			2	2	2	2	2	2	2	2			2					
			2	2	2	2	2	2	2	2			2					
			3	3	3	1	1	1	1	1			1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減 熱除去に必要な水量より代替監視可能				
			3	3	3	0	0	0	0	0			0					
			2	2	2	0	0	0	0	0			0					
			操作 (1 / 4)			3	3	3	1	1			1	1	1	監視事項は主要ハラ メータにて確認		
						2	2	2	0	0			0	0	0			
						2	2	2	0	0			0	0	0			
						1	1	1	1	1			1	1	1			1
						2	2	2	2	2			2	2	2			2
						2	2	2	1	1			1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力（SA）とサブプレッジョン・ チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の潤 水を推定可能		
						2	2	2	2	2			2	2	2			2

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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													パラメータ分類
事故時重蒸餾作要領書(微気・ベネス)「水圧確保」等 AM(個別機作要領書 [ILPCS]による原子炉注水)	操作 (2 / 4)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	1	2	2	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	2	2	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	2	2	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	2	2	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	2	2	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	2	2	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	2	2	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	2	2	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	2	2	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	2	2	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	2	2	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	2	2	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	2	2	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
1	1	1	1	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能					

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 事故時運転要領書(微 欠ベース) 「水圧確保」等 AN(個別)操作手順書 (JLPCS)による原子炉注 水)	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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
操 作 (3 / 4)		原子炉圧力 容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
			原子炉圧力 (圧力検出機)	2	2	2	2	原子炉圧力 (圧力検出機)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力 (燃料棒)	2	2	2	2	原子炉圧力 (燃料棒)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力 (燃料棒)	2	2	2	2	原子炉圧力 (燃料棒)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力 (燃料棒)	2	2	2	2	原子炉圧力 (燃料棒)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力 (燃料棒)	2	2	2	2	原子炉圧力 (燃料棒)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力 (燃料棒)	2	2	2	2	原子炉圧力 (燃料棒)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力 (燃料棒)	2	2	2	2	原子炉圧力 (燃料棒)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力 (燃料棒)	2	2	2	2	原子炉圧力 (燃料棒)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力 (燃料棒)	2	2	2	2	原子炉圧力 (燃料棒)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	①	—	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) 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	
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1		副機熱除去に必要な水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

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重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時運転要領書(敬 儀<ベ>ス) 「水圧確保」等 AM(設備別操作要領書 JLPCS)による原子炉注 水)	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	SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後			負荷切り離し後					
								直後	負荷切り離し後				
	操 作 (4 / 4)	水質の確保	サブレーション・プール水 位(SA)	1	1	1	①		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認
									原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	
									高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
									低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	
									残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	
									残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	1	1	1	
									原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1	1	1	
									高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	
									残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	
									低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	
									残留熱代替除去系ポンプ出 口圧力	2	2	2	

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	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	評価	SBO		
				計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後					
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (g) 低圧原子炉代替注水系（常設）による既存溶融炉心の冷却 事故時操作要領書（シビアアクシデント）等 「注水-4」等 AM設備別操作要領書（FLSR（常設）による原子炉注水）	原子炉圧力容器の水位 原子炉圧力容器の水位	原子炉圧力容器の水位 原子炉圧力容器の水位 原子炉圧力容器の水位	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 2 2	3 2 2	3 1 1	〇 〇 〇	ー ー ー	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
									低圧原子炉代替注水流量（燃料域用）	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1		
									原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
									ホプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		

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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AMI（個別操作要領書「FLSR（常設）」による原子炉注水）	原子炉圧力容器の水位	①	原子炉圧力容器の水位	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
				原子炉水位（燃料域）	2	2	1	2	1			
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1				
				代替注水流量（常設）	1	1	1	1				
				低圧原子炉代替注水流量（実帯域用）	2	2	2	2	2			
				低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2			
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1			
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0			
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0			
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0			
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1			
				原子炉圧力	2	2	2	2	1			
				原子炉圧力（SA）	1	1	1	1	1			
ホプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	2	2							

別冊基準（2/5）

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										評価			
		分類	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM設備別操作要領書「FLSR（常設）」による 原子炉注水	判断基準 (3/5)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2		①	-	原子炉圧力 (S.A)	1	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の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		
								原子炉水位 (圧帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	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容器温度より代替監視可能			
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1				
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2				
								原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
								原子炉水位 (圧帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	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容器温度より代替監視可能			
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1				
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2				

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 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	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		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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後						
事故時操作要領書（シビアアクシデント） （注水-4）等 AM図（個別操作要領書） JFLSR（併設）による 原子炉注水	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認			
								ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能				
								ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	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				
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
								サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ温度 (SA) により代替監視可能			
								ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	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			
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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	
									サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能		
									サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	2	2	2		サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能
									ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能		
ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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				
						サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能					
						ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、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		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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビア アクシデント 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「FELSR（常設）」による 原子炉注水	電源		緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	緊急用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	1	1	1	—	—
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	緊急用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	1	1	1	—	—
判 別 基 準 （ 5 ／ 5）	水源の確保	水源の確保	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	①	—	—	1	1	1	低圧原子炉代替注水水位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槽水位の代替監視 可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			代替注水流量（常設）	1	1	1				1	1	1		
			原子炉水位（広帯域）	2	2	2				2	2	2		
			原子炉水位（燃料域）	2	2	2				2	2	2		
			原子炉水位（SA）	1	1	1				1	1	1		
			サブプレッション・ブール水 位（SA）	1	1	1			1	1	1			
			低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	0	0			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	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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後			負荷切り離し後
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM図（個別操作要領書「FLSR（常設）」による原子炉注水）	操作 (1) / (4)	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）	3	3	3	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
				2	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能			
				2	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能			
				3	3	3	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能			
				2	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能			
				2	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能			
				2	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能			
				2	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能			
				2	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能			
				2	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能			
				2	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能			
				2	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能			
				2	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能			

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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO				
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM（個別操作要領書「FLSR（常設）」による原子炉注水）	操作 (2) / (4)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	2	2	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認			
				原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
				低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	
				低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	0	0		0	0	
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	3	3	0	0		0	0	
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	0	0		0	0	
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
				原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2						

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 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										評価				
		分類	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM設備別操作要領書「FLSR（常設）」による原子炉注水	操作（3 / 4）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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			
				2	2	2		2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2		2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2		2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2		2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2		2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2		2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2		2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2		2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2		2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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		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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM設備別操作要領書「FLSR（常設）」による原子炉注水	原子炉圧力容器への注水量	代替注水流量（常設）	1	1	①	-	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1	水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水位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（圧差検） 原子炉水位（燃料検）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
							原子炉水位（SA）	1	1	1	1			
							-							
操作（4 / 4）	機械監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	2	①	-	代替注水流量（常設）	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水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量より復水時滿槽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	
		水源の確保	原子炉水位（圧差検） 原子炉水位（燃料検）	2 2	2 2	1 1	1 1	原子炉水位（SA）	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能		
			原子炉水位（SA）	1	1	1	1	サブプレッショングローブ・ブール水位（SA）	1	1	1			
			低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	0	0	0	低圧原子炉代替注水ポンプを水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽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

1.4 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				計器故障等	SBO						
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器名称	計器数	直後			SBO影響					
													負荷切り離し後	負荷切り離し後			
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (b) 復水輸送系による既存溶融炉心の冷却 事故時操作要領書（シビア アクシデント）等 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注 水」	原子炉圧力容 器内の水位	[原子炉水位 (燃料減)] 原子炉水位 (燃料減) 原子炉水位 (燃料減)	3 2 2	3 2 2	3 1 1	〇 〇 〇	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1 1 1 1 2 2	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1 2 1 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1 2 1 1 2 1 2	計器故障等	SBO						
												原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
												高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
												代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	
												低圧原子炉代替注水流量 (燃料減)	2	2	2	2	
												低圧原子炉代替注水流量 (燃料減)	2	2	2	2	
												原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
												高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
												残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
												低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
												残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
												原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッシャ・ポンプ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
												原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	
サブプレッシャ・ポンプ圧力 (SA)	2	2	2	2													

判 断 基 準 (1 / 5)

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				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
		分類	計器名称	計器数	直後			負荷切り離し後	SBO影響			
									直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM図（個別操作要領書） 「CWTによる原子炉注水」	判 断 基 準 （ <u>2</u> / <u>5</u> ）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1				
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1				
				低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2				
				低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2				
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0				
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0				
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0				
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1				
				原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバール圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
				原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1				
				サブプレッジョン・チェンバール圧力 (S.A)	2	2	2	2				

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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 ANM図（個別操作要領書） 〔CWTによる原子炉注水〕	判 断 基 準 （ 3 ／ 5）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (S.A)	2		①	-	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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	
								原子炉水位 (圧力機)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
								原子炉水位 (燃料機)	2	2	1			
								原子炉水位 (S.A)	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容器温度より代替監視可能		
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉圧力	2	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉水位 (圧力機)	2	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉水位 (燃料機)	2	2	2	1		
								原子炉水位 (S.A)	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容器温度より代替監視可能
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） （注水-4）等 AM図（個別操作要領書） （CWTによる原子炉注 水）	項目	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		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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2		2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認
									ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2		2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認
									サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ温度 (SA) により代替監視可能	
		ドライウエル温度 (SA)	7		7	7	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認
									サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ温度 (SA) により代替監視可能	
		サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2		2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
									サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能	
		原子炉格納容 器内の温度	2	ベデスタル温度 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
									ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能	
		ベデスタル水温度 (SA)	2	2	①	—	ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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		
							サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能			
			2	2	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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等		SBO
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（シビアアクシデント「注水-4」等AMR（個別機名）作要領書（CWTによる原子炉注水）	判断基準（5 / 5）	電源	C-メタタクラ母線電圧	1	1	③	補助パラメータ分類理由 非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等	—	
			D-メタタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—			
			C-ローロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—			
			D-ローロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—			
			復水貯蔵タンク水位	1	0	③	復水貯蔵タンクの運転状態を確認するパラメータ	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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 ANI図（個別操作要領書） 「CWT」による原子炉注 水	原子炉圧力容 器の水位	「原子炉水位（燃料棒域）」 「原子炉水位（圧棒域）」 「原子炉水位（燃料域）」	3	3	3	1	原子炉水位（SA）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認		
			2	2	2	2	2	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
			2	2	2	2	2	代替注水流量（常設）	1	1	1			
			2	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （圧棒域用）	2	2	2		2	
			2	2	2	2	2	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1		1	
			3	3	3	3	3	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0		0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減 熱除去に必要な水量より代替監視可能
			2	2	2	2	2	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		0	
			2	2	2	2	2	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0		0	
			2	2	2	2	2	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1		1	
			2	2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2		2	
			1	1	1	1	1	原子炉圧力（SA）	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力（SA）とサブプレッション・ チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の注 水を推定可能
			2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力（SA）	2	2	2		2	

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				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			
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響						
								負荷切り離し後	計器故障等					
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM図（個別操作要領書） 「CWT」による原子炉注水	操作 (2 / 3)	原子炉圧力容器の水位	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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			
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	1	1			1		
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1			1	1	
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1			1	1	
			低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2	2	2	2	2			2	2	
			低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2	2	2	2	2			2	2	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1			1	1	1
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1			1	1	1
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	3	3			3	3	3
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1			1	1	1
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1			1	1	1
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2			2	2	2
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1			1	1	1
			ホプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2			2	2	2

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		SBO		
		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			
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 ANM（個別操作要領書） （CWTによる原子炉注水）	操作（3/2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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	
								原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	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 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
								原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
								原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
								原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	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容器温度より代替監視可能		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
								原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
								原子炉圧力容器への注水量	1	1	0	③		復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ
								補機監視機能	1	1	0	③		復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ
水源の確保	1	1	0	③	復水輸送ポンプ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

1.4 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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													パラメータ分類
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM図（個別操作要領書）「関係系による注水」	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 (S.A)	1	1	1	1	2	2	1	原子炉圧力容器内の水位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	
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	2	2	1			
			低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	2	2			
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1			
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0			
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0			
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1			
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2	2		

別冊基準 (2/5)

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		SBO
		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	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AMI（個別操作要領書） 「炉心系による注水」	原子炉圧力 原子炉圧力容器 内の圧力	① ①	原子炉圧力 (S.A) 原子炉水位 (圧力) 原子炉水位 (燃料棒)	2	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
				2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
				2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
				2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
				2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
				2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
				2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
				2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
				2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
				2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	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		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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（シビアアクシデント） （注水-4）等 AM（個別機作要領書） （関係系による注水）	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 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	
			サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ温度 (SA) により代替監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	7	7	7	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	
			ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	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	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	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	
			ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能	

判断基準 (4/5)

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	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		計器名称	計器数	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後	
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水-4」等 AM（緊急用操作要領書） 「関係系による注水」	電源 判断基準 (5 / 5)	電源	C-メタタクラ母線電圧	1	1	1	1	計器故障等		SBO	
			D-メタタクラ母線電圧	1	1	1	1				
		C-ローロードセンタ母線電圧	1	1	1	1					
		D-ローロードセンタ母線電圧	1	1	1	1					
		補助消火水槽水位	2	0	0	0					
		ろ過水タンク水位	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	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		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AMI（個別操作要領書）「炉心系による注水」	操作 (1 / 3)	原子炉圧力容器の水位	[原子炉水位 (燃料棒)]	3	3		原子炉水位 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
			[原子炉水位 (燃料棒)]	2	2		高圧原子炉代替注水流量	1	1				
			[原子炉水位 (燃料棒)]	2	2		代替注水流量 (常設)	1	1				
			[原子炉水位 (燃料棒)]	2	2		低圧原子炉代替注水流量 (燃料棒用)	2	2	2	2		
			[原子炉水位 (燃料棒)]	2	2		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
			[原子炉水位 (燃料棒)]	3	3	3	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			[原子炉水位 (燃料棒)]	2	2	2	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
			[原子炉水位 (燃料棒)]	2	2	2	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱代用除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2	2	2	
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	

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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM（特別な操作要領書）「関係系による注水」	操作（2） ①	原子炉圧力容器の水位	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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 (S.A)	1	1	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバール圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
			ボプレッション・チェンバール圧力 (S.A)	2	2	2	2		2	2		
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1		1	1		
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		1	1		
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		1	1		
			低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2		2	2		
			低圧原子炉代替注水流量 (実帯域)	2	2	2	2		2	2		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		1	1		
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1		1	1		
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3		3	3		
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1		1	1		
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		1	1		
			原子炉圧力	2	2	2	2		2	2		

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										評価					
		分類	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後					
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM（個別）操作要領書 「関係系による注水」	操作 (3 / 3)	原子炉圧力容器の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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			
				2	2	2	2		2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	1	1		1	1	1	1	1		1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2		2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2		2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2		2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2		2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2		2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2		2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2		2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
補機監視機能 水源の確保	R P V / P C V 注入流量 消火ポンプ出口圧力 補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	③	1	1	0	0	-	-	-			
		2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	③	2	2	2	2	-	-				
		2	2	0	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	③	2	2	0	0	-	-				
		1	1	1	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	③	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	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	計器故障等				SBO						
		分類	計器数	SBO影響			計器名称	計器数	SBO影響								
				直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後							
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM（個別操作要領書 JFLSR（可搬型））に よる原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力容 器内の水位	①	1	1	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	2 2	2 2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認				
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1		1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能
						代替注水流量（常設）	1	1	1	1	1	1		1	1	1	
						低圧原子炉代替注水流量 （実帯域用）	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2		2 2	2 2	2 2	
						原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1		1	1	1	
						高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0	0		0	0	0	
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0		0	0	0	
						低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0	0		0	0	0	
						残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1		1	1	1	
						原子炉圧力	2	2	2	2	2	2		2	2	2	
						原子炉圧力（SA）	1	1	1	1	1	1		1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力（SA）とサブプレッジョン・ ポンプ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能
						サブプレッジョン・チェンバ 圧力（SA）	2	2	2	2	2	2		2	2	2	

判
断
基
準
(2 / 5)

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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 ANI設備別操作要領書「FELSR（可搬型）」による原子炉注水」 原子力災害対策手順書「水量送水車を使用した送水」	原子炉圧力 原子炉圧力容器内の圧力	補助パラメータ分類理由 原子炉圧力 (S.A)	パラメータ分類 ①	SBO影響 直後 1	SBO影響 負荷切り離し後 1	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
						原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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容器温度より代替監視可能	
						原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1		
						原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2		
						原子炉圧力	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
						原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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容器温度より代替監視可能	
						原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1		
						原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2		

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	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		SBO影響	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「FLSR（可搬型）」 による原子炉注水 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	電源	緊急用メタクラ電圧	1	1	③	緊急用メタクラの発電状態 を確認するパラメータ			—			
		SAロードセントラ母線電圧	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ			—			
	水源の確保	輪谷貯水槽（西1）			「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確 認するパラメータ			—		
		輪谷貯水槽（西2）			「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確 認するパラメータ			—		

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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 ANI設備別操作要領書「FELSR（可搬型）」による原子炉注水」 原子力災害対策手順書「水量送水車を使用した送水」	原子炉圧力容器内の水位 操作 (1 / 4)	原子炉圧力容器内の水位 ① ② ③ ④	補助パラメータ分類理由	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	直接的に原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1		
				低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用))	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)	2	2		
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
				残留熱代離除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	残留熱代離除去系原子炉注水流量	1	1		
				原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力	2	2		
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力 (SA)	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能					
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2						

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				補助パラメータ 分類理由	計器故障等				SBO	
		分類	計器数	SBO影響			計器名称	計器数	計器故障等			
				直後	負荷切り離し後				計器故障等	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM（個別操作要領書 JFLSR（可搬型））に よる原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力容 器内の水位	①	1	1	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することが き、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水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	2	1	
						高圧原子炉代替注水流量	1	1				
						代替注水流量（常設）	1	1				
						低圧原子炉代替注水流量 （実帯域用）	2	2				
						低圧原子炉代替注水流量	2	2				
						原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1				
						高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0				
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0				
						低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0				
						残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1				
						原子炉圧力	2	2				
						原子炉圧力（SA）	1	1				
						ホプレッション・チェンバ 圧力（SA）	2	2				

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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 ANI（個別操作要領書「FLSR（可搬型）」による原子炉注水） 原子力災害対策手順書「水量送水車を使用した送水」	操作（3 / 4） 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	補助パラメータ分類理由	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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		
							原子炉水位 (圧差検) / 原子炉水位 (燃料検)	2 / 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 (SA)	1	1	1				
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2				
							原子炉圧力	2	2	1				直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							原子炉水位 (圧差検) / 原子炉水位 (燃料検)	2 / 2	2 / 2	1 / 1				
							原子炉水位 (SA)	1	1	1				
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2				

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										評価		
		分類	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	負荷切り離し後	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AMI（個別操作要領書） 「F.L.S.R.（可搬型）」によ る原子炉注水 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力容 器への注水量	低圧原子炉代稼注水流量 低圧原子炉代稼注水流量 （燃料風用）	2 2	2 2	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	抽換除去法に必要な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		
		大量送水車ポンプ出口圧力	2	2	③	「緊急時対策本部」に確認	原子炉水位（S.A.）	1	1	1	-			
	補機監視機能	輪谷貯水槽（西1）	2	2	③	「緊急時対策本部」に確認	代替送水車の最低状態を確 認するパラメータ	-	-	-	-			
	水源の確保	輪谷貯水槽（西2）	2	2	③	「緊急時対策本部」に確認	代替送水車の確保状態を確 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				計器故障等	SBO															
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器名称	計器数	直後			SBO影響														
													負荷切り離し後	負荷切り離し後												
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライオン事故直後の対応手順 b. 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱 (g) 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱 事故時操作要領書（取扱 ベース） 「用熱熱除去機能喪失時対 応」	判断基準 (1 / 3)		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 2 2																					
													原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
													高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		
													代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		
													低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	
													原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
													高圧心スプレイポンプ出 口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
													残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
													低圧心スプレイポンプ出 口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
													残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
													原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	
													原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
													サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	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

1.4 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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													パラメータ分類
事故時操作要領書（僅候ベークス） 加減熱除去機能喪失時対応」	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 (S.A)	1	1	1	1	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
			低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	1	0	0	0	0	0		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0	0		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	0		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			ホプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能

別冊基準 (2 / 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		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（僅候 （ベーム） 追加蒸気除去機能喪失時対 応）	原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力容 器内の温度（S A）	2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認	
							原子炉圧力 (S.A)	1	1	1			
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2			2
							原子炉水位 (S.A)	1	1	1			1
							残留蒸気冷却系熱交換器入口 温度	2	2	2			2
	電源	D-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセンタの受電 状態を確認するパラメータ						
	補機監視機能	原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状 況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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO			
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	
事故時操作要領書（僅候（ベーム）） 「加減熱除去機能喪失時対応」	操作 (1) / (3)	原子炉圧力容器内の水位	[「原子炉水位（燃料棒域）」 「原子炉水位（圧棒域）」 「原子炉水位（燃料棒）」]	3	3	3	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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				
				2	2	2	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1		1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能		
				2	2	2	1	1	代替注水流量（常設）	1		1			
				2	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（圧棒域用）	2		2	2		
				2	2	2	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1		1	1		
				3	3	3	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1		0	0		
				2	2	2	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3		0	0		
				2	2	2	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1		0	0		
				1	1	1	1	1	残留熱代用熱除去系原子炉注水流量	1		1	1		
				2	2	2	2	2	原子炉圧力	2		2	2	1	
				1	1	1	1	1	原子炉圧力 (SA)	1		1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能
				2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2		2	2	2	

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				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						
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響									
								負荷切り離し後	計器数			直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書（僅候 ベークス） 「加減熱除去機能喪失時対 処」	原子炉圧力容 器内の水位 操作 (2 / 3)											原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	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	
												高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
												代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	
												低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2	2	2	
												低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2	2	2	
												原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	
												高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	
												残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
												低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	
												残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	
												原子炉圧力	2	2	2	1	
												原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	
												ホプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	

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	抽出パラメータを非測する計器				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 負荷切り離し後	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 負荷切り離し後	計器故障等	SBO			
事故時操作要領書（僅候 （ベーム） 「加減熱除去機能喪失時対 処」	操作 (3 / 3)	原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力容 器温度 (S A)	2	2	①	—	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	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	監視事項は主要パラ メータにて確認		
				1	1	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	2		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	
				1	0	③	原子炉浄化系の運転状態を 確認するパラメータ	原子炉浄化系の運転状態を 確認するパラメータ	1	0	0	0		—	—
				1	0	③	原子炉浄化系の運転状態を 確認するパラメータ	原子炉浄化系の運転状態を 確認するパラメータ	1	0	0	0		—	—
				1	0	③	原子炉浄化系非再生熱交出 口温度	原子炉浄化系非再生熱交出 口温度	1	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				計器故障等	評価	SBO											
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器名称	計器数	直後				SBO影響										
														負荷切り離し後	負荷切り離し後								
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (2) サポート系放熱時の対応手順 a. 復旧 (g) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 事故時操作要領書（撤除ベース） 「用熱熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書「RHRHによる原子炉除熱」	判断基準 (1 / 5) 原子炉圧力容器内の水位 [原子炉水位 (終止域)] [原子炉水位 (終止域)] [原子炉水位 (終止域)] [原子炉水位 (定検時水張り)]																						
													原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
													高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
													代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
													低圧原子炉代替注水流量 (終止域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	
													原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
													高圧心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	0	0	
													残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0	0	0	
													低圧心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	0	0	
													残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッシャ・原子炉圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能													
サブプレッシャ・チェンバ	2	2	2	2	2	2	2	2	2														

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				補助パラメータ 分類理由	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
		分類	計器名称	計器数	直後			負荷切り離し後			
									パラメータ 分類		
事故時操作要領書（攪拌 （ベーン） 「加減熱除去機能喪失時対 応」 AMM個別操作要領書 「RHRによる原子炉除 熱」	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することが でき、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱 熱除去に必要な水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	2	1		
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	2	1		
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	2	1		
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2		
			低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	2		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1		
			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0	0		
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0		
			低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0	0		
			残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1		
			原子炉圧力	2	2	2	2	1	1		
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1		
ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2					

判
断
基
準
(2 / 5)

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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
事故時操作要領書（攪拌ペーシング） 「加減熱除去機能喪失時対応」 AMM図（個別操作要領書） 「RHRによる原子炉除熱」	原子炉圧力容器内の圧力 判断基準（3 / 5）	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
			原子炉水位 (圧排機)	2	2	1	—	原子炉水位 (圧排機)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉水位 (燃料機)	2	2	1	—	原子炉水位 (燃料機)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	—	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉圧力	2	2	1	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉水位 (圧排機)	2	2	1	—	原子炉水位 (圧排機)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉水位 (燃料機)	2	2	1	—	原子炉水位 (燃料機)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	—	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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	抽出パラメータを非測する計器				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		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（僅候（ベークス）追加除熱除去機能喪失時対応） AMR（個別操作要領書「RHRによる原子炉除熱」）	判 別 基 準 （ 4 / 5 ）	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（S/A）	2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	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 監視事項は主要パラメータにて確認	
			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（S/A）	1	1	1		
			原子炉圧力（S/A）	1	1	1	1	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2		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（S/A）	2	2	2	2	原子炉圧力容器温度（S/A） ホプレッション・プール水温度（S/A）	2 2	2 2	2 2		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

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 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	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		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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（僅候（ベーム）追加燃除去機能喪失時対応） AMR設備別操作要領書 「RHRによる原子炉除熱」	判 断 基 準 (5 / 5)	補機監視機能	原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ							
			喪失燃除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	①	—							
		電 源	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ							
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ							
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ							
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ							
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ							
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラ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

1.4 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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
事故時操作要領書（攪拌ベーンス） 「加減熱除去機能喪失時対応」 AMM個別操作要領書 「RHRによる原子炉除熱」	操 作 (1 / 5)		【原子炉水位（表帯域）】 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 【原子炉水位（停止域）】 【原子炉水位（定額時水張用）】	3	3	3	3	3	3	3	原子炉水位	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水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
				3	3	3	3	3	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水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	2	2	2	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
				2	2	2	2	2	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
				1	1	1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
				1	1	1	1	1	残留熱代用除去系原子炉注水流量	1	1	1		
				1	1	1	1	1	原子炉圧力	2	2	1		
				1	1	1	1	1	原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
				1	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		
				1	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
				1	1	1	1	1	代替注水流量（常設）	1	1	1		
				2	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量（表帯域用）	2	2	2		
				2	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
				1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
				1	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	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	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	計器故障等				SBO
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO			
					直後				負荷切り離し後		
事故時操作要領書（僅候 ベークス） 「加減熱除去機能喪失時対 処」 AMM個別操作要領書 「RHRによる原子炉除 熱」	原子炉圧力容 器内の水位	①	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1			
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1			
				低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2			
				低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2			
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1			
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0			
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1			
				原子炉圧力	2	2	2	2			
				原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1			
				ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2			

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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後	
事故時操作要領書（僅候 <ベーク> 「加減熱除去機能喪失時対 応」 AMR個別操作要領書 「RHRによる原子炉除 熱」	操作 (3 / 5)	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	補助パラメータ 分類理由	原子炉圧力 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することがで き、監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和蒸気によると 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	SBO 監視事項は主要パラ メータにて確認
				2	2	2		2				
				2	2	2		2				
				2	2	2		2				
								原子炉圧力 (SA)	1	1		
								原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	

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										評価				
		分類	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	直後	負荷切り離し後	計器数	計器名称	計器故障等		SBO	
					直後	負荷切り離し後							計器故障等	計器故障等		
事故時操作要領書（僅候 ベークス） 「加減熱除去機能喪失時対 処」 AMM図（個別操作要領書） 「RHRによる原子炉除 熱」	補機監視機能	残留熱除去系熱交換器入口 圧力	2	2	2	①	—	—	—	2	原子炉圧力容器温度（S A）	2	2	—	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	2	2	①	—	—	—	2	サブプレッショ・プール水 温度（S A）	2	2	—		
	操作 （ 5 / 5 ）	最終ヒートシ ングの確保	残留熱除去系熱交換器出口 温度	2	2	2	①	—	—	—	2	残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2	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 水流量	2	0	0	①	—	—	—	2	残留熱除去系熱交換器冷却 水流量	2	0	0	
			原子炉補機冷却ポンプ出口 圧力	2	0	0	③	—	—	—	2	原子炉補機冷却ポンプ出口圧力	2	2	2	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 水流量	2	0	0	①	—	—	—	2	残留熱除去系熱交換器冷却 水流量	2	0	0	
			RCW熱交換器出口 温度	2	0	0	③	—	—	—	2	残留熱除去系熱交換器冷却 水流量	2	0	0	監視事項は主要パラ メータにて確認
			原子炉補機冷却ポンプ出口 圧力	2	0	0	③	—	—	—	2	原子炉補機冷却ポンプ出口圧力	2	2	2	

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				計器故障等	SBO										
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	直後	SBO影響												
												負荷切り離し後	負荷切り離し後								
1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準地震）による対応手順 (1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉压力容器への注水 事故時操作要領書（敬称ベース） 「水位確保」等	判断基準 (1 / 3)																				
													原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能
													高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	
													代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	
													低圧原子炉代替注水流量 (燃料減)	2	2	2	2	2	2	2	
													低圧原子炉代替注水流量 (燃料減)	2	2	2	2	2	2	2	
													原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
													高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	
													残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0	
													低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	
													残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	
													原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッシャ・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能
													原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッシャ・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能
													サブプレッシャ・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	

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 事故時操作要領書（僅候 ペーセス） 「水位確保」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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
	電源		C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ				
		D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ					
		C-ロードセントタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントタの受電状態を確認するパラメータ					
		D-ロードセントタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントタの受電状態を確認するパラメータ					
	水源の確保											
			サブプレッション・プール水位 (S.A)	1	1	1	①	—				
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1						
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1						
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0						
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0						
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0						
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1						
			残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1						
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1						
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0						
			残留熱代替除去ポンプ出口圧力	3	3	3						
		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0							
		残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2							

判断基準 (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

1.4 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 事故時操作要領書（僅候 ペーセス） 「水位確保」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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													パラメータ 分類
操作 (1 / 5)	原子炉圧力容 器内の水位	「原子炉水位（燃料棒域）」 「原子炉水位（圧棒域）」 「原子炉水位（燃料域）」	3	3	3	3	原子炉水位（SA）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
			2	2	2	2	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			2	2	2	2	代替注水流量（常設）	1	1	1			
			2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （圧棒域用）	2	2	2	2		
			2	2	2	2	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1		
			3	3	3	3	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0		
			2	2	2	2	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
			2	2	2	2	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0		
			2	2	2	2	残留熱代離除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1		
			2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2	2		
			1	1	1	1	原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の潤水を推定可能
			2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力（SA）	2	2	2	2		

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 事故時操作要領書（僅候 ベークス） 「水位確保」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				計器故障等	評価	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後			負荷切り離し後
操作 (2 / 5)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
						代替注水流量 (常設)	1	1	1			
						低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2 2	2 2	2 2			
						原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1			
						高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
						低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
						残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1			
						原子炉圧力	2	2	1			
						原子炉圧力 (S.A)	1	1	1			
						ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2			

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 事故時操作要領書（僅候 ペーシス） 「水位確保」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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO			
													パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	
操作 (3 / 5)	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 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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		
								原子炉水位 (江口排域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2			1	1
								原子炉水位 (SA)	1	1	1			1	1
								原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2			2	2

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 事故時操作要領書（僅候 ペーセス） 「水位確保」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		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
操作（4 / 5）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	①	-	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の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	
								原子炉水位 (圧力換算)	2	2	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容器温度より代替監視可能
								原子炉水位 (燃料棒)	2	2	1			
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1			
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2		2	2	2				
													サブプレッション・プールの水位 (S.A)	1
		原子炉圧力容器への注水量	残熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	-	原子炉水位 (圧力換算)	2	2	1	残熱除去に必要な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
									原子炉水位 (燃料棒)	2	2	1		
			原子炉水位 (S.A)	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	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		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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（僅候 ペーセス） 「水位確保」等	補機監視機能	機械監視機能	残置熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	高圧原子炉代替注水流速	1	1	1	—	監視事項は主要パラメータにて確認
			残置熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	—	
			残置熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	—	
			残置熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	残置熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	—	
			残置熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	—	
			残置熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	残置熱代替除去系原子炉注水流速	1	1	1	—	
			残置熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	残置熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	—	
			残置熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	—	
			残置熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	—	
			残置熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	残置熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	—	
操作（5/5）	水源の確保	水源の確保	サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	①	—	サブプレッション・プールを水源とするポンプの注水量よりサブプレッション・プール水位（SA）の体積監視可能	1	1	1	—	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	①	—	サブプレッション・プールを水源とする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償監視可能	1	1	1	—	
			サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	①	—	サブプレッション・プールを水源とする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償監視可能	1	1	1	—	
			サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	①	—	サブプレッション・プールを水源とする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償監視可能	1	1	1	—	
			サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	①	—	サブプレッション・プールを水源とする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償監視可能	1	1	1	—	
			サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	①	—	サブプレッション・プールを水源とする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償監視可能	1	1	1	—	
			サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	①	—	サブプレッション・プールを水源とする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償監視可能	1	1	1	—	
			サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	①	—	サブプレッション・プールを水源とする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償監視可能	1	1	1	—	
			サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	①	—	サブプレッション・プールを水源とする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償監視可能	1	1	1	—	
			サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	①	—	サブプレッション・プールを水源とする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償監視可能	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	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	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後								
												SBO影響	SBO影響				
1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準地震）による対応手順 (2) 残留蒸気系（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 事故時操作要領書（撤除 ベース） 「減圧冷却」等	判断基準 (1 / 5)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位 (稼働域)] [原子炉水位 (圧縮域)] [原子炉水位 (標準域)] [原子炉水位 (停止域)] [原子炉水位 (定検時水張用)]	3 2 2 1 1	3 2 2 1 1	3 1 1 0 0	① ① ① ① ①	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (SA) 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用) 低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧心スプレイポンプ出口流量 残留蒸気系ポンプ出口流量 低圧心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) ホプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	1 1 1 2 2 1 1 1 1 1 2 1 2 2	1 1 1 2 2 1 0 0 1 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 0 0 0 1 1 2 1 2	計器故障等	SBO			
															直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とホプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能

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 事故時操作要領書（僅候 ベース） 「減圧冷却」等	項目	抽出パラメータを計測する計器				項目	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		負荷切り離し後	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	負荷切り離し後
	原子炉圧力容 器内の水位		原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1		1	
				1	1	1	—	代替注水流量 (常設)	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1		1	
				2	2	2	—	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2		2	
				1	1	1	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		0	
				3	3	3	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		0	
				1	1	1	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		0	
				1	1	1	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1		1	
				2	2	2	—	原子炉圧力	2	2	原子炉圧力	2	2		1	
				1	1	1	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				2	2	2	—	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2		2	

別冊基準 (2/5)

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 事故時操作要領書（確保 ペーパ） 「減圧冷却」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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO				
													パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由		
	判断基準 (3 / 5)	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 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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		
									原子炉水位 (圧力機)	2	2	1			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
									原子炉水位 (燃料機)	2	2	1				
									原子炉水位 (SA)	1	1	1				
									原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2				
									原子炉圧力	2	2	1				
									原子炉水位 (圧力機)	2	2	1				直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
									原子炉水位 (燃料機)	2	2	1				
									原子炉水位 (SA)	1	1	1				
									原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2				

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 事故時操作要領書（僅候 ベース） 「減圧冷却」等	項目	抽出パラメータを非測する計器				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		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
判断基準（4/5）	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（S/A）	2	2	①	-	原子炉圧力	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉圧力（S/A）	1	1	1		
							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（S/A）	1	1	1		
							残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2		
		残留熱除去系熱交換器入口温度（S/A）	2	2	2		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（S/A）	2	2	①	-						
		残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2								

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 事故時操作要領書（僅候ベース） 「減圧冷却」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		計器数	計器名称	SBO影響			計器故障等
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
	補機監視機能	原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	—	—	—	SBO	
		喪失熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	
	電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
		D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
		C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
		D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラ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

1.4 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 事故時操作要領書（僅候 ベース） 「減圧冷却」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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													補助パラメータ 分類理由
<p style="text-align: center;">操 作 ① ② ③ ④</p>	<p style="text-align: center;">原子炉圧力容 器内の水位</p>	<p>【原子炉水位（燃料域）】 【原子炉水位（広帯域）】 【原子炉水位（燃料域）】 【原子炉水位（停止域）】 【原子炉水位（定額時水張 用）】</p>	3	3	3	3	1	1	1	1	<p>直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能</p> <p>原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能</p> <p>監視事項は主要パラメータにて確認</p>		
			3	3	3	3	3	1	1	1		1	
			2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
			2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
			2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
			2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
			2	2	2	2	2	2	2	2		2	2

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉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 事故時操作要領書（僅候 ベース） 「減圧冷却」等	項目	抽出パラメータを計測する計器				項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	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	負荷切り離し後
<p style="text-align: center;">操作 (2 / 4)</p>	<p style="text-align: center;">原子炉圧力容 器内の水位</p>	<p style="text-align: center;">原子炉水位 (S.A)</p>	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1				
								代替注水流量 (常設)	1	1	1				
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2	2				
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2	2				
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1				
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0				
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1				
								原子炉圧力	2	2	2	1			
								原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
								サブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A)	2	2	2	2			

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 事故時操作要領書(攪拌ベーンス) 「減圧冷却」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		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
操作 (3 / 4)	原子炉圧力容器内圧力	原子炉圧力	補助パラメータ分類理由	パラメータ分類	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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	
							原子炉水位 (広帯域) / 原子炉水位 (燃料域)	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 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							原子炉水位 (広帯域) / 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2		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
							原子炉圧力	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
		原子炉圧力容器内の温度	-	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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		
						原子炉水位 (広帯域) / 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	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			
						原子炉圧力	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
						原子炉水位 (広帯域) / 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	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			
原子炉圧力	2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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

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										評価			
		分類	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	計器数	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（僅候 ペーセス） 「減圧冷却」等	補機監視機能	残留熱除去系熱交換器入口 （A系、B系のみ）	2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	—	—	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	2	2	①	—	2	2	2	2	2	—	—	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器流量より代替監視可能
	最終ヒートシ ングの確保	残留熱除去系熱交換器出口 温度	2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器流量より代替監視可能
		残留熱除去系熱交換器冷却 水流量	2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	2	残留熱除去系熱交換器冷却水流量が確保されていることにより、最終ヒートシングが確保されていることを代替監視可能
		残留熱除去ポンプ出口流量	2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	2	残留熱除去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
	原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	2	2	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	—	2	2	2	2	2	—	—	—
	残留熱除去系熱交換器冷却 水流量	2	2	2	①	—	—	2	2	2	2	2	—	—	—
	RCW熱交換器出口温度	2	2	2	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	—	2	2	2	2	2	—	—	—

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				計器故障等	SBO
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	直後	SBO影響		
1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準地震）による対応手順 (3) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 事故時操作要領書（敬称ベース） 「水位確保」等	判断基準 (1 / 3)	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 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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		
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1				
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1				
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2				
			低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2				
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0				
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0				
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0				
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1				
			原子炉圧力	2	2	2	2				
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッシャ・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
			サブプレッシャ・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2				

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 事故時操作要領書（僅候 ペーパークラス） 「水位確保」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				計器故障等	評価			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後			負荷切り離し後		
													パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
<p style="text-align: center;">別 冊 基 準 (2 / 3)</p>	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
								代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2	2	2		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
								原子炉圧力	2	2	2	1		
								原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1		
								ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2		

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 事故時操作要領書（確保 ベークス） 「水位確保」等	項目	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		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	計器数																																																																																																																		
					直後	負荷切り離し後							計器数	直後	負荷切り離し後																																																																																																																
	監視監視機能	原子炉補機冷却ポンプ圧力 (A系のみ)	1	0	1	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	0	1	—	—	—	1	1	高圧原子炉代替注水流量																																																																																																																
																電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	1	1	—	—	—	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量																																																																																																		
																														電源	C-ロードセント母線電圧	1	1	③	非常用ロードセントの受電 状態を確認するパラメータ	1	1	—	—	—	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量																																																																																				
																																												水源の確保	サブプレッション・プール水 位(SA)	1	1	①	—	1	1	—	—	—	1	1	残留熱代排除ポンプ出口流量																																																																						
																																																										水源の確保	サブプレッション・プール水 位(SA)	1	1	①	—	1	1	—	—	—	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量																																																								
																																																																								水源の確保	サブプレッション・プール水 位(SA)	1	1	①	—	1	1	—	—	—	1	1	残留熱代排除系原子炉注 水流量																																										
																																																																																						水源の確保	サブプレッション・プール水 位(SA)	1	1	①	—	1	1	—	—	—	1	1	残留熱代排除系格納容器 スプレイ流量																												
																																																																																																				水源の確保	サブプレッション・プール水 位(SA)	1	1	①	—	1	1	—	—	—	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力														
																																																																																																																		水源の確保	サブプレッション・プール水 位(SA)	1	1	①	—	1	1	—	—	—	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力
水源の確保	サブプレッション・プール水 位(SA)	1	1	①	—	1	1	—	—	—	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力																																																																																																																		
														水源の確保	サブプレッション・プール水 位(SA)	1	1	①	—	1	1	—	—	—	1	1	残留熱代排除系ポンプ出 口圧力																																																																																																				

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 事故時操作要領書（確保 ベークス） 「水位確保」等	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		計器数		計器故障等	SBO
		分類	計器名称	計器数	直後			負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後		
<p>操作 ① ② ③ ④ ⑤</p>		<p>原子炉圧力容 器内の水位</p>	<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（燃料域）〕 〔原子炉水位（燃料域）〕</p>	3	3	3	<p>① ① ① ① ①</p>		1	1	<p>直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能</p>	<p>監視事項は主要パラメータにて確認</p>	
				2	2	2			1	1			<p>原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能</p>
				2	2	2			1	1			
				2	2	2			2	2			
				2	2	2			2	2			
				1	1	1			1	1			
				3	3	3			0	0			
				2	2	2			0	0			
				2	2	2			0	0			
				1	1	1			1	1			
				2	2	2			2	2			
				1	1	1			1	1			
				2	2	2			2	2			
				2	2	2			2	2			

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 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 事故時操作要領書（僅候 ベークス） 「水圧確保」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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
操作 (2 / 5)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力 (S.A)	1	1	1		
							ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2		

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 事故時操作要領書（僅候 ペーパー） 「水位確保」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		計器名称	計器数	SBO影響					
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後			
操作 (3 / 5)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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		
							原子炉水位 (江口排機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	2			2	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
							原子炉水位 (SA)	1	1	1			1	
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2			2	

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 事故時操作要領書（循環 ペーセス） 「水位確保」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		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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後									
操 作 （ 4 ／ 5 ）		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	①		原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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 水源であるサブプレッション・プールの水位 (S.A) の水位変化より代替監視可能 揚水機除去に必要な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							
				1	1	1	①		原子炉水位 (圧力機) 原子炉水位 (燃料機)	2 2	2 2	1 1									
				1	1	1	①		原子炉水位 (S.A)	1	1	1			1						
				2	2	2	①		原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2			2						
				1	1	1	①		サブプレッション・プール水位 (S.A)	1	1	1			1						
				1	1	1	①		低圧抑心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			0	0	0	0	0	0	0
				1	1	1	①		低圧抑心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0			0	1	1	1	1	1	
				1	1	1	①		補機監視機能	1	1	0			0	1	1	1	1	1	
				1	1	1	①			1	1	0			0	1	1	1	1	1	
				1	1	1	①			1	1	0			0	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 事故時操作要領書（僅候 ペーセス） 「水位確保」等	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	SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響					
								負荷切り離し後	計器故障等				
	操作 (5 / 5)	水質の確保	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	①	-	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		1				
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		0				
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		0	サブレーション・プールを水源とするポンプの注水量よりサブレーション・プール水位 (SA) の代替監視可能			
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		0				
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1		1				
					残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1		1				
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1		1				
					高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1		0				
					残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3		3	サブレーション・プールを水源とする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			
					低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1		0				
					残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2		2				

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	SBO影響	計器数	直後		負荷切り離し後										
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由								
1.5.2.J、フロントライン系統間の対応手順 (1) 最終ヒートシンク(後)への代替熱輸送 8. 残留熱代解除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 事故時操作要領書(復核ベース) 「PCV圧力制御」等 AM設備別操作要領書 CHARACTERによる格納容器除熱	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル)	2	2	1	—	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	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	格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	—	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	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	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	—	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	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 (S/A)	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力 (S/A)	監視事項は主要パラメータにて確認				
									原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	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
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (S/A)	2	2	2	—	①	—	格納容器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	2	2	2	2	2	2	2	格納容器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			
									サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
									ドライウェル温度 (S/A)	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度 (S/A) 又はベダスタル温度 (S/A) により代替監視可能
	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	—	①	—	ベダスタル温度 (S/A)	2	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認			
									ドライウェル圧力 (S/A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	—	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (S/A)	2	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (S/A) 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				

別冊基準 (1 / 3)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO	
		分類	計器数	SBO影響		計器数	計器故障等		計器故障等		
				直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（復旧ペーパー） 「PCV圧力制御」等 AM設備別操作要領書 「RHARによる格納容器除熱」	原子炉格納容器内の温度 判断基準 (2 / 3)	格納容器内の温度	サブレーション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	サブレーション・チェンバ温度 (SA) 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・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	格納温度/圧力の関係から、サブレーション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能			
		原子炉格納容器内の温度	サブレーション・プール水温度 (SA)	2	2	2	2	サブレーション・プール水温度 (SA) 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		
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能			
		最終ヒートシンクの確保	乾燥除去系熱交換器冷却水流量 (B系のみ)	ドライウエル圧力 (SA)	7	7	2	2	格納温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブレーション・チェンバ圧力 (SA) 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	
				サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2			
		電源	電源	緊急熱除去系熱交換器冷却水流量 (B系のみ)	1	0	0	0	—	—	—
				緊急ヒートシンク	1	1	1	1	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—
				SAロードセンタ母線電圧	1	1	1	1	緊急用ロードセンタ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

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（攪拌ベース） （PCV圧力制御）等 AM設備別操作要領書 （RIHARによる格納容器除熱）	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		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
	判断基準 (3 / 3)	水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	①		補助パラメータ 分類理由		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	サブプレッション・プールを水源とするポンプの注水量よりサブプレッション・プール水位 (SA) の体積監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
										高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
										残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
										低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
										残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
										残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	
										原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	
										高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	
										残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	
										低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	
										残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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		計器故障等	SBO								
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後										
事故時操作要領書（復旧ベース） 「PCV圧力制御」等 AM設備別操作要領書 「RIHARによる格納容器熱熱」	操作 (1 / 5)					原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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							
							高圧原子炉代替注水流	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能								
							代替注水流 (常設)	1	1	1	1									
							低圧原子炉代替注水流 (燃料域)	2	2	2	2									
							低圧原子炉代替注水流 (燃料域)	2	2	2	2									
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1									
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0									
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0									
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0									
							残留熱代替除去系原子炉注水流	1	1	1	1									
							原子炉圧力	2	2	2	2									
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能						
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2									

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（復旧ベース） （PCV圧力制御）等 AM設備明操作要領書 （RTHARによる格納容器除熱）	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		
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後
	操作 (2 / 5)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と加減熱除去に必要な水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	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1			
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1			
				低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2			
				低圧原子炉代替注水流量 (軟帯域用)	2	2	2	2			
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1			
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0			
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1			
				原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバース圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
				原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			
				サブプレッション・チェンバース圧力 (SA)	2	2	2	2			

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	SBO	
事故時操作要領書(徴候ベース) (PCV圧力制御)等 AM設備別操作要領書 (R.H.A.Rによる格納容器熱熱)	操作 (3 / 5)	原子炉圧力容器内の圧力	ドラウウェル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドラウウェル温度 (SA)	7	7	7	—	飽和温度/圧力の関係から、ドラウウェル温度 (SA) 又はベテスタル温度 (SA) により代替監視可能	2	2	2	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		
			ベテスタル温度 (SA)	2	2	2	—	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	2	2	2	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		
			ドラウウェル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	
			原子炉圧力	2	2	2	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	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	
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	—	直接的に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	1	1	1	直接的に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		
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	—	直接的に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	1	1	1	直接的に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		
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	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		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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書(復旧ペーパー) (PCV圧力制御)等 AM設備別操作要領書 (RHARによる格納容器除熱)	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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		
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ圧力 (SA) により代替監視可能			
		サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) 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		
		ベテスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベテスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能			
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能			
		操作 (4 / 5)	原子炉圧力容 器への注水量	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	①	—	原子炉水位 (燃料域) 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
				原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水 位変化により代替監視可能	
		最終ヒートシンク の確保	残留熱代替除去系格納容器 スプレッド	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	残留熱除去系原子炉注水流量と残留熱代替除去系ボン プ出口圧力、サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)、サブプレッション・プール水位 (SA) と残留熱 代替除去系ポンプの注水特性から推定した総流量によ り代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
				残留熱代替除去系ポンプ出 口圧力	2	2	2	①	—	残留熱代替除去系ポンプ出 口圧力	2	2	2		
サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2			2	2	①	—	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	原子炉格納容器内の温度変化により代替監視可能			
ドライウエル温度 (SA)	7			7	7	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7				
残留熱代替除去系熱交換器冷却 水流量 (B系のみ)	1	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—			
残留熱代替除去系熱交換器出口 温度 (B系のみ)	1	1	1	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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		
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後
事故時操作要領書（復旧ベース） (PCV圧力制御)等 AM設備別操作要領書 (RHARによる格納容器除熱)	補機監視機能	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	①	—	—	—	—	—	
		残留熱代替除去系ポンプ出口流量	1	1	③	残留熱代替除去系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
	水源の確保	サプレッション・プール水	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主源パラメータにて確認
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0	
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	
			残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1	1	1	1	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1	
操作 (シ / 予)	水源の確保	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0	0	0	0	サプレッション・プールを水源とする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	
		残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3	3	3		
		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0	0	0	0		
		残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	2	2		

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.5.2.1 フロントライン系統時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (交流動力電源が健全である場合) a. 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 b. 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 c. 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 事故時操作要領書 (直後) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベン ト」 「格納容器フィラメントベン ト系」 系停止後の窒素ガスハ ンダ 原子力災害対策手順書 「可動式窒素供給装置を 用いたた格納容器フィラ ント系の窒素ガス置換」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器壁面放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 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	格納容器壁面放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 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	原子炉格納容器壁面放射線モニタ (S/A)	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力の上昇より代替監視可能
									原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	原子炉圧力の上昇より代替監視可能
	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器壁面放射線モニタ (S/A)	2	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	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
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	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
	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器壁面放射線モニタ (S/A)	2	2	2	2	①	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	原子炉水位の上昇より代替監視可能
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	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
	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器壁面放射線モニタ (S/A)	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S/A)	2	2	2	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
									ドライウエル温度 (S/A)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S/A) 又はベデスタル温度 (S/A) により代替監視可能
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器壁面放射線モニタ (S/A)	2	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (S/A)	2	2	2	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	
								ドライウエル圧力 (S/A)	2	2	2	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	
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器壁面放射線モニタ (S/A)	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S/A)	2	2	2	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	
								ドライウエル温度 (S/A)	2	2	2	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	

判断基準 (1 / 2)

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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		計器故障等	SBO			
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
事故時操作要領書（復旧ベース） (PCV圧力制御) AM設備別操作要領書 (FCUSによる格納容器ベント) 「格納容器フィルタベント」 承停止後の蒸着ガスバードシ」 原子力災害対策手順書 「可搬式蒸着器格納装置を使用した格納容器フィルタベント系の蒸着ガス置換」	判断基準 種 (2 / 3)	原子力格納容器内の水位	カプレション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (保供域用), 格納容器代替注水流量, (低圧域用), 低圧原子炉代替注水流量, ベンゾスタル代替注水流量, (低圧域用), 動中状態にある流量は監視可能 監視可能			
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1			1	
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1			1	1
			C-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1			1	1
			D-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1			1	1
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	1	1	1	1	1			1	1
			SAロードセンタ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1			1	1
			非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	1	1	1	1			1	1
			非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	1	1	1	1			1	1
			非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	1	1	1	1			1	1
非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	1	1	1	1	1	1					
緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	1	1	1	1	1	1					
緊急用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	1	1	1	1	1	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後
事故時操作要領書（置換ベーンズ） (PCV圧力制御) AM設備別操作要領書 (FCUSによる格納容器ベント) 「格納容器フイタルタバント」 承印後の窒素ガスバーシ。	原子炉格納容器内の放射線濃度 原子炉格納容器内の放射線濃度	格納容器内放射線濃度 (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内放射線濃度 (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能		
		格納容器内放射線濃度 [格納容器内放射線濃度]	1	0	0	0	①	—	格納容器内放射線濃度 (SA)	1	0	0		直接的に格納容器内放射線濃度を計測することができ、監視可能
		格納容器内放射線濃度 (SA)	1	0	0	0	①	—	格納容器内放射線濃度	1	0	0		直接的に格納容器内放射線濃度を計測することができ、監視可能
原子炉格納容器内の放射線濃度	操作 (1 / 3)	格納容器内放射線濃度 [格納容器内放射線濃度]	1	0	0	①	—	格納容器内放射線濃度 (SA)	1	0	0	直接的に格納容器内放射線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	
		格納容器内放射線濃度 (SA)	1	0	0	0	①	—	格納容器内放射線濃度	1	0	0		直接的に格納容器内放射線濃度を計測することができ、監視可能
		格納容器内放射線濃度 (SA)	2	2	1	1	①	—	格納容器内放射線濃度 (SA)	2	2	1		直接的に格納容器内放射線濃度を計測することができ、監視可能
		格納容器内放射線濃度 (SA)	2	2	1	1	①	—	格納容器内放射線濃度 (SA)	2	2	1		直接的に格納容器内放射線濃度を計測することができ、監視可能
原子炉格納容器内の放射線濃度	操作 (1 / 3)	格納容器内放射線濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器内放射線濃度	1	0	0	直接的に格納容器内放射線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	
		格納容器内放射線濃度 (SA)	2	2	1	1	①	—	格納容器内放射線濃度 (SA)	2	2	1		直接的に格納容器内放射線濃度を計測することができ、監視可能
		格納容器内放射線濃度 (SA)	2	2	1	1	①	—	格納容器内放射線濃度 (SA)	2	2	1		直接的に格納容器内放射線濃度を計測することができ、監視可能
		格納容器内放射線濃度 (SA)	2	2	1	1	①	—	格納容器内放射線濃度 (SA)	2	2	1		直接的に格納容器内放射線濃度を計測することができ、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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			
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後	
事故時操作要領書（復旧ベース） (PCV圧力制御) AM設備別操作要領書 (FCSによる格納容器ベント) 「格納容器ファイラタベント 承弁止後の蒸着ガスバージ」 原子力災害対策手順書 「可搬式蒸着係数装置を使用した格納容器ファイラタベント系の蒸着ガス置換」	原子炉格納容器内の水位 操作 (2 / 3)	サプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)、格納容器代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (ベデスタル代替注水流量)、低圧原子炉代替注水流量 (常設域用) による格納容器内の水位に代る注水量は、格納容器内の低圧原子炉代替注水流量により代 監視可能	
			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
			1	1	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	2	2	2	2	2	2	2		2
			2	2	2	2	2	2	2	2		2
		原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	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	
		原子炉格納容器内の圧力	7	7	7	7	7	7	7	7	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	
		原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	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	
		原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	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	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	計器故障等	SBO			
															直後	負荷切り離し後	
事故時操作要領書（徴候ペーセス） (PCV圧力制御) AM設備別操作要領書 「FCSによる格納容器ベント」 「格納容器ファイラタベント」 承継直後の蒸着ガスバーシ 原子力災害対策手順書 「可搬式蒸着体蒸着装置を使用した格納容器ファイラタベント系の蒸着ガス置換」	最終ヒートシンクの確保	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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			
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能				
			サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能				
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ベテスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能				
			スクラバ容器水位	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上昇により代替監視可能				
			スクラバ容器圧力	4	4	4	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	—				
			スクラバ容器温度	4	4	4	①	—	—	—	—	—	—		—	—	
			第1ベントファイラタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2 1	2 1	2 1	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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ, ④補助パラメータ

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		計器故障等	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1 フロントライン系統機時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (次次) への代替熱輸送 (空冷動力電源が健全である場合) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 b) 第1ベントフィルタスタスクラ容器水位調整 (水抜き) 事故時操作要領書 (仮) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスタスクラ容器水位調整」 原子力災害対策手順 「第1ベントフィルタスタスクラ容器への水補給」	相機監視機能	スクラ容器水位	8	8	8	①	—	—	—	計器故障等		
	操作	相機監視機能	スクラ容器水位	8	8	①	—	—	—			
1.5.2.1 フロントライン系統機時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (次次) への代替熱輸送 (空冷動力電源が健全である場合) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 b) 第1ベントフィルタスタスクラ容器水位調整 (水抜き) 事故時操作要領書 (仮) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスタスクラ容器水位調整」	相機監視機能	スクラ容器水位	8	8	8	①	—	—	—	計器故障等		
	操作	相機監視機能	スクラ容器水位	8	8	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り直し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り直し後	計器故障等	SBO							
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類					
1.5.2.1 プロントライン系統稼働時の初志手順 (2) 最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(空流動力電源が健全である場合) a. 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蒸 (d) 格納容器フィラメント系停止後の蒸発ガスバーン 事故時操作要領書(確保) 「PCV圧力制御」 AM設備印刷作業要領書 格納容器フィラメント系停止後の蒸発ガスバーン 原子炉及び蒸発器手順 「可動式蒸発器供給装置を使用した格納容器フィラメント系の蒸発ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線	格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	0	0	原子炉格納容器内放射線モニタの上昇より代替監視可能	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	格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	0	0	0	原子炉格納容器内放射線モニタの上昇より代替監視可能	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(SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1	1	1	1	原子炉圧力	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(SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力(SA)	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(SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力(SA)	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(SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力(SA)	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(SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力(SA)	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(SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力(SA)	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(SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力(SA)	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(SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力(SA)	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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		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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（徴候 ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「格納容器フィルタイベント 発生直後の窒素ガスバー ジ」 原子力災害対策手順 「可搬式窒素供給装置を使 用した格納容器フィルタベ ント系の窒素ガス置換」	補機監視機能 操作	第1ベントフィルタ出口水 濃度	1	0	0	①	格納容器水素濃度	1	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	SBO 監視事項は主要パラ メータにて確認		
			4	4	4	①	格納容器水素濃度 (S A) トライウエル圧力 (S A) サプレッション・チェンバ ー圧力 (S A)	2	2	2			原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器 フィルタイベント系の健全性を代替監視可能	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
1.5.2.1 フロントライン系設備の対応手順 (2) 燃料ペレットトランスポーツの代替輸送（空流動力電圧が健全である場合） (3) 格納容器フィルタイベントによる燃料ペレットトランスポーツの代替輸送 (4) 第1ベントフィルタスタックが格納容器スタックより水p H調整	基判 判断	補機監視機能 操作	第1ベントフィルタ出口水 濃度	1	0	0	①	第1ベントフィルタ出口水 濃度	1	0	0	SBO 監視事項は主要パラ メータにて確認		
事故時操作要領書（徴候 ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスタ ック容器水位調整」 原子力災害対策手順 「第1ベントフィルタスタ ック容器への水供給」	基判 判断	補機監視機能 操作	スクラフ水p H スクラフ容器水位	2	2	2	③	スクラフ水p H スクラフ容器水位	2	2	2		格納容器フィルタイベント系 の運転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 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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					SBO					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後						
													補助パラメータ 分類理由				
1.5.2.1. フロントライン系統間の対応手順 ② 最終ヒートシンク（水電）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） b. 可搬式蒸着供給装置による原子炉格納容器への蒸着ガス供給 事故時操作要領書（徴収） 「PCV圧力制御」 原子炉蒸着装置取組手順書 原子炉蒸着装置取組要領書 原子炉蒸着装置取組要領書 原子炉蒸着装置取組要領書	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	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	格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	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	原子炉圧力容器格納容器内の温度	原子炉圧力容器格納容器内の温度（S/A）	2	2	2	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	
									原子炉圧力（S/A）	1	1	1	1	原子炉圧力（S/A）	監視事項は主要パラメータにて確認		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	2 2	1 1	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位（S/A）	1	1	1	1	2	2	熱留熱除去系熱交換器入口温度	2
	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	サプレッション・チェンバ圧力（S/A）	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力（S/A）	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
									ドライウエル温度（S/A）	7	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度（S/A）又はペダスタル温度（S/A）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	
									ペダスタル温度（S/A）	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
									ドライウエル圧力（S/A）	2	2	2	2	2	2	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	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	サプレッション・チェンバ圧力（S/A）	2	2	2	①	—	—	サブプレッション・チェンバ圧力（S/A）	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度（S/A）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	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（復旧ベース） (PCV圧力制御) 原子力発電所管理用図書 (可搬式蒸発器内液位装置を使用した格納容器の産業ガス置換)	操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル温度 (SA)	7	7		ドライウエル温度 (SA) 又はベテスタル温度 (SA) により代替監視可能	2	2	2	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	
			ベテスタル温度 (SA)	2	2			2	2	2	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	
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	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	2	2	2	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	
		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 (SA)	2	2	①	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器水素濃度 [格納容器水素濃度]	1	0	①	格納容器水素濃度 (SA)	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	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	①	格納容器水素濃度 (SA)	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
			格納容器水素濃度 (SA)	1	0	①	格納容器水素濃度 (SA)	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	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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			
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後	
事故時操作要領書（攪拌ペーンズ）（PCV圧力制御） 原子力発電所対応専用帳簿（可搬式蒸着体測定装置を使用した格納容器の産業ガス置換）	原子炉格納容器内の職業濃度 操作（2 / 2）		格納容器職業濃度 [格納容器職業濃度]	1	0	1	0	格納容器職業濃度 (SA)	1	0	直接的に格納容器内職業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
				1	0	2	2	格納容器蒸気開放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	格納容器蒸気開放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器蒸気開放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器職業濃度の代替監視可能	
				1	0	2	2	格納容器蒸気開放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	格納容器蒸気開放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器職業濃度の代替監視可能	
				2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の蒸気 (職業) の流入の有無により、水素暴発の可能性を把握可能	
				2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の蒸気 (職業) の流入の有無により、水素暴発の可能性を把握可能	
				1	0	1	0	格納容器職業濃度	1	0	直接的に格納容器内職業濃度を計測することができ、監視可能	
				2	2	2	2	格納容器蒸気開放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	格納容器蒸気開放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器蒸気開放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器職業濃度 (SA) の代替監視可能	
				2	0	2	2	格納容器蒸気開放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	格納容器蒸気開放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器職業濃度 (SA) の代替監視可能	
				2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の蒸気 (職業) の流入の有無により、水素暴発の可能性を把握可能	
				2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の蒸気 (職業) の流入の有無により、水素暴発の可能性を把握可能	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（攷候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「配圧強化ポンプラインによる格納容器ベント」	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	計器数	SBO影響		計器数	SBO影響		計器故障等												
				直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後													
原子炉格納容器内の水位	カプレション・プール水位 (SA)	原子炉格納容器内の水位	1	1	①	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)、格納容器代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量、ベントライン代替注水流量、ベントライン代替注水流量 (常設域用)、動向機能による流量は監視可能である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能									
								低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)	2	2	2										
								格納容器代替注水流量	2	2	2										
								ベントライン代替注水流量	2	2	2										
								ベントライン代替注水流量 (低圧域用)	2	2	2										
								低圧原子炉代替注水流量	1	1	1										
								電源	C-メタクラ母線電圧	C-メタクラ母線電圧	1		1	③	1	1	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—
																	D-メタクラ母線電圧	1	1	1	
																	C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	
																	D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	
緊急用メタクラ電圧	1	1	1																		
SAロードセントラ母線電圧	1	1	1																		
緊急用ロードセントラ母線電圧	1	1	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	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		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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（攪拌ペーンズ） （PCV圧力制御） AM設備別操作要領書 （配圧強化ベントライオンによる格納容器ベント）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		格納容器水素濃度 [格納容器水素濃度]	1	0	0	①	—	格納容器水素濃度 (SA)	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		
		原子炉格納容器内の水素濃度	1	0	0	①	—	格納容器水素濃度	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		
		操作 (1 / 3)		格納容器酸素濃度 (SA)						格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	
				格納容器窒素放射線モニタ (ドライウエル)	2	2				格納容器窒素放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	格納容器窒素放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器窒素放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器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
				格納容器窒素放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	1	0	0	①	—	格納容器窒素放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1		
				格納容器酸素濃度	1	0	0			格納容器酸素濃度	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	
			原子炉格納容器内の酸素濃度	ドライウエル圧力 (SA)	2	2				ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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、水素濃度の可能性を把握可能	
				サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2				サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		
格納容器酸素濃度	1			0	0			格納容器酸素濃度	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能			
格納容器窒素放射線モニタ (ドライウエル)	2			2				格納容器窒素放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	格納容器窒素放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器窒素放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (SA) の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		格納容器窒素放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	1	0	0	①	—	格納容器窒素放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1				
		ドライウエル圧力 (SA)	2	2				ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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、水素濃度の可能性を把握可能			
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2				サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2				

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（復旧ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「配圧強化ベントライオンによる格納容器ベント」	操作 (2 / 3)	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)、格納容器代替注水流量、(低圧域用)、ベントライオンによる注水流量、(低圧域用)の動作機能にある流量は、低圧原子炉代替注水流量にあり得る低圧原子炉代替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	1	1	1	1			
				2	2	2	2	2	2			
				2	2	2	2	2	2			
				1	1	1	1	1	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	
														計器故障等
事故時操作要領書（復旧ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「配圧強化ベントラインによる格納容器ベンント」	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	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	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	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	
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	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	
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能	
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能	
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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	非常用ガス処理装置ガス・モニタ	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上昇により代替監視可能
			3	3	0	③								—

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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											
		分類	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		SBO						
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後							
1.5.2.1 プロントライン系設備時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(交流動力電源が健全である場合) c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) 耐圧強化ベントライン停止後の蒸発ガスバーン 事故時操作要領書(確保) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 耐圧強化ベント停止後の 蒸発ガスバーン」 原子力災害対策本部 「可動式蒸発器供給装置を 用いた格納容器フイルタベ ント系の蒸発ガス置換」	原子炉格納容器内の放射線量	格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	放射線モニタの上昇より代替監視可能 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	格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	放射線モニタの上昇より代替監視可能 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 原子炉圧力容器温度 (S/A)	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	1	原子炉圧力の上昇より代替監視可能					
								原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	原子炉圧力 (S/A)の上昇より代替監視可能						
								原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	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
								原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力の上昇より代替監視可能
	原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	①	—	熱留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	熱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				
								サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	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	
								ドライウェル温度 (S/A)	7	7	7	7	7	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度 (S/A) 又はベダスタル温度 (S/A) により代替監視可能	
								ベダスタル温度 (S/A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	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
	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	2	2	2	①	—	ドライウェル圧力 (S/A)	2	2	2	2	2	2	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				
								サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (S/A) 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.5.2.1 フロントライン系統間の対応手順 (3) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器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) b. 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) (c) 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) 事故時操作要領書 (既設) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 (FVS (遠隔自動弁操作機 構) による格納容器ベン	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器熱交換放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器熱交換放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	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	原子炉圧力容器温度 (S/A)	原子炉圧力	2	2	2	—	—	原子炉圧力 (S/A)	2	2	1	原子炉圧力容器内の温度と圧力と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 (S/A)	1	1	1	—	—	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	原子炉圧力容器内の温度と圧力と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
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の温度と圧力と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
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の温度と圧力と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	ドライウエル圧力 (S/A)	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	—	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	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
			サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル温度 (S/A)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (S/A)	2	2	2	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	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	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	ベデスタル温度 (S/A)	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (S/A)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
ドライウエル圧力 (S/A)			2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (S/A)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	

判断基準 (1 / 2)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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		計器故障等	SBO				
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
事故時操作要領書（攪拌ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVS（遠隔手動弁操作機構）による格納容器ベント」	原子炉格納容器内の水位 電源		カプレクション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)、格納容器代替注水流量、(低帯域用)、格納容器代替注水流量、(低帯域用)、動中状態にある流量は監視可能である低圧原子炉代替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				
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	—	—			
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	—	—			
			C-ロードセントタ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	—	—			
			D-ロードセントタ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	—	—			
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	—	—			
			SAロードセントタ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	—	—			
			ベゾスタル代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
			ベゾスタル代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	
			低圧原子炉代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
			低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	
格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2				
ベゾスタル代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2				
低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	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

1.5 最終ヒーティングへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO							
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後				
事故時操作要領書（攪拌ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCS（遠隔手動弁操作機）による格納容器ベン」	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度	原子炉格納容器内の放射線	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	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	格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能		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度	格納容器放射線度 [格納容器放射線度]	1	0	0	①	—	格納容器放射線度 (S A)	1	1	0	0	直接的に格納容器内放射線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放射線度	格納容器放射線度 (S A)	1	0	0	①	—	格納容器放射線度	1	1	0	0	直接的に格納容器内放射線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		
		操作 (1 / 3)	原子炉格納容器内の放射線度	原子炉格納容器内の放射線度	格納容器放射線度 [格納容器放射線度]	1	0	0	①	—	格納容器放射線度 (S A)	1	0	0		直接的に格納容器内放射線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放射線度	格納容器放射線度 (S A)	1	0	0	①	—	格納容器放射線度	1	0	0	直接的に格納容器内放射線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放射線度	格納容器放射線度 (S A)	2	2	1	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	2	1		格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器放射線度の代替監視可能
				原子炉格納容器内の放射線度	格納容器放射線度 (S A)	2	2	1	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	2	1	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器放射線度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				原子炉格納容器内の放射線度	格納容器放射線度 (S A)	1	0	0	①	—	格納容器放射線度	1	0	0	0	直接的に格納容器内放射線度を計測することができ、監視可能	
				原子炉格納容器内の放射線度	格納容器放射線度 (S A)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) 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、放射線量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放射線度	格納容器放射線度 (S A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) 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、放射線量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

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（復旧ベース） 「PCV圧力制御」 AM図解別操作要領書 「FCVS（遠隔手動弁操作機構）による格納容器ベント」	原子炉格納容器内の水位 操作（2） 3	サプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（常設域用）、格納容器代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（常設域用）、ベスタスタル代替注水流量（常設域用）、動弁機能にある流量は以上のいずれかである低圧原子炉代替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	
			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
			1	1	1	1	1	1	1	1			1
			2	2	2	2	2	2	2	2			2
			7	7	7	7	7	7	7	7			7
			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

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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						SBO
		分類	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		
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（復旧ペーセス） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FQIS（遠隔手動弁操作機構）による格納容器ベント」	最終ヒートシンクの確保	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	—	サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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	
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能		
		スクラバ容器水位	ドライウエル温度 (SA)	サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) 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
				ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	ベテスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
		スクラバ容器圧力	スクラバ容器温度	スクラバ容器水位	8	8	8	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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
				スクラバ容器圧力	4	4	4	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	—	
		第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器温度	4	4	4	—	スクラバ容器圧力 (SA)	2	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器フィルタメント系の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				スクラバ容器温度	4	4	4	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	—	
				第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2 1	2 1	2 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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ, ④補助パラメータ

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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後
1.5.2.1 フロントライン系統運転時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク(2次)への代替熱輸送(全交流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器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) b. 第1ベンチフィラメント系による原子炉格納容器水位調整(水張り) 事故時操作要領書(仮) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベンチフィラメント系」 「原子炉格納容器水位調整」 「原子炉格納容器水位調整」 「第1ベンチフィラメント系」 「原子炉格納容器水位調整」	判断基準	相機監視機能	スクラ容器水位	8	8	8	①	—	—	—	—	—		
	操作	相機監視機能	スクラ容器水位	8	8	8	①	—	—	—	—	—		
1.5.2.1 フロントライン系統運転時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク(2次)への代替熱輸送(全交流動力電源喪失時の場合) (4) 最終ヒートシンク(2次)への代替熱輸送(全交流動力電源喪失時の場合) 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) (c) 第1ベンチフィラメント系による原子炉格納容器水位調整(水張り) 事故時操作要領書(仮) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベンチフィラメント系」 「原子炉格納容器水位調整」	判断基準	相機監視機能	スクラ容器水位	8	8	8	①	—	—	—	—	—		
	操作	相機監視機能	スクラ容器水位	8	8	8	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO						
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類				
1.5.2.1 プロントライン系統稼働時の初志手順 (3) 最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(全交流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器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) (d) 格納容器フィラメント系停止後の蒸発ガスバース 事故時操作要領書(確保) 「PCV圧力制御」 AM設備印刷作業要領書 格納容器フィラメント系停止後の蒸発ガスバース 原子力災害対策手順 「可動式蒸発器併設装置を使用 した格納容器フィラメント系 の蒸発ガス置換」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	0	0	原子炉格納容器内放射線モニタの上昇より代替監視可能	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	格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	0	0	原子炉格納容器内放射線モニタの上昇より代替監視可能	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	原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	1	1				
	判断基準	原子炉圧力容器内の圧力	2	2	2	①	—	原子炉水位(広帯域)	2	2	2	2	2	2	2	2	熱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
								原子炉水位(燃料域)	2	2	2	2	2	2	2			
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1	1	1	1			
								熱留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2			
	原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
								ドライウェル温度(SA)	7	7	7	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度(SA)又はベダスタル温度(SA)により代替監視可能		
ベダスタル温度(SA)								2	2	2	2	2	2	2	2			
原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	2	①	—	ドライウェル圧力(SA)	2	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
							サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度(SA)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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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		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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「格納容器フィルタバベント系停止後の窒素ガスバージ」 原子力災害対策手順 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタバベント系の窒素ガス置換」	補機監視機能 操作	第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0	0	①	格納容器水素濃度	1	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	SBO 監視事項は主要パラメータにて確認		
			4	4	4	①	スクラハ容器圧力	2	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器フィルタバベント系の健全性を代替監視可能			
1.5.2.1 フロントライン系設備間の対応手順 (3) 燃料ヒートシンク（PCX）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合） a. 格納容器フィルタバベント系による格納容器内の冷却除熱（現場操作） b. 第1ベントフィルタスタックが格納容器スクラハpH調整													SBO 監視事項は主要パラメータにて確認	
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」	基判 判断	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスタック容器水位調整」 原子力災害対策手順書 「第1ベントフィルタスタック容器への水供給」	操作	スクラハ水pH 補機監視機能	2	2	2	③	スクラハ水pH	2	2	2	格納容器フィルタバベント系運転監視機能を確認するパラメータ	-		
	操作	スクラハ容器水位	8	8	8	①	スクラハ容器水位	2	2	2	原子炉格納容器内圧力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

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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													
		分類	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		SBO									
					直後	負荷切り直し後				直後	負荷切り直し後										
事故時操作要領書（確保） 「PCV圧力制御」 原子力災害対策指針第5章 原子力災害対策指針第5章を 用いた格納容器の窒素ガス 置換	1.5.2.J、フロントライン系統間の対応手順 (3) 最終ヒートシンク（水電）への代替熱輸送 b. 可換式窒素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量	格納容器 空気放射線モニタ（ドライウェル）	2	2	1	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	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	格納容器 空気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）	2	2	1	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	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	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認				
									原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1								
									原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2	2
			原子炉圧力容器内の圧力	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	1	1	熱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				
									熱留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2	2
			原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	7	7	7	7	7	7	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	監視事項は主要パラメータにて確認				
									ドライウェル温度 (S/A)	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度 (S/A) 又はベダスタル温度 (S/A) により代替監視可能
									ベダスタル温度 (S/A)	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2	2
			原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	①	—	ドライウェル圧力 (S/A)	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認				
サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2								2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (S/A) 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	計器名称	計器数	計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					
事故時操作要領書（復旧ベース） 「PCV圧力制御」 原子力災害対策手順図書 「可搬式蒸発器供給装置を使用した格納容器の産業ガス置換」	操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベテスタル温度 (SA) により代替監視可能	
			ベテスタル温度 (SA)	2	2		ベテスタル温度 (SA)	2	2		
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2		ドライウエル圧力 (SA)	2	2	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	
		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 (SA)	2	2		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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 (SA)	2	2		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水蒸気 温度	格納容器水蒸気温度 [格納容器水蒸気温度]	1	0		格納容器水蒸気温度 (SA)	1	0	直接的に格納容器内水蒸気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
			格納容器水蒸気温度 (SA)	1	0		格納容器水蒸気温度 (SA)	1	0	直接的に格納容器内水蒸気度を計測することができ、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	計器数	SBO影響		計器数	SBO影響		計器故障等	SBO			
				直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後					
事故時操作要領書（攪拌ペーンズ）（PCV圧力制御） 原子力災害対策本部（原子力災害対策本部） 原子力災害対策本部（原子力災害対策本部） 原子力災害対策本部（原子力災害対策本部） 原子力災害対策本部（原子力災害対策本部） 原子力災害対策本部（原子力災害対策本部） 原子力災害対策本部（原子力災害対策本部） 原子力災害対策本部（原子力災害対策本部） 原子力災害対策本部（原子力災害対策本部） 原子力災害対策本部（原子力災害対策本部）	原子炉格納容器内の酸素濃度 操作（2 / 2）		格納容器酸素濃度 [格納容器酸素濃度]	1	0	1	0	1	0	0	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能 格納容器酸素濃度計測モニタ（ドラワイウエル）又は格納容器酸素濃度計測モニタ（サブプレッション・チェンバ）の解析結果により、格納容器酸素濃度の代替監視可能 ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）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、酸素暴発の可能性を把握可能 直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能 格納容器酸素濃度計測モニタ（ドラワイウエル）又は格納容器酸素濃度計測モニタ（サブプレッション・チェンバ）の解析結果により、格納容器酸素濃度の代替監視可能 ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）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、酸素暴発の可能性を把握可能
				1	0	1	0	1	0	0	0		
				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		

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	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	計器故障等		SBO		
											直後	負荷切り離し後			
1.5.2.1 フロントライン系統稼働時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク (S/A) への代替熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) d. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) 事故時操作要領書 (復核 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作要領書 1. 耐圧強化ベントラインに よる格納容器へント」)	原子炉格納容 器内の放射線 量率	格納容器 雰囲気放射線モニ タ (ドライウェル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認		
			2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 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 器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	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 監視事項は主要パラ メータにて確認	
				2	2	1	1	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1			
		原子炉圧力容 器内の圧力	ドライウェル温 度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 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 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	
				2	2	1	1	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1			
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2
		原子炉格納容 器内の圧力	ドライウェル温 度 (S/A)	2	2	2	①	—	サブレーション・チェンバ 圧力 (S/A)	2	2	2	2	2	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 監視事項は主要パラ メータにて確認
				2	2	2	①	—	ドライウェル温度 (S/A)	7	7	7	7		
				2	2	2	①	—	ベダスタル温度 (S/A)	2	2	2	2		
				2	2	2	①	—	ドライウェル圧力 (S/A)	2	2	2	2		
	原子炉格納容 器内の圧力	サブレーション・チェンバ 圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	サブレーション・チェンバ 圧力 (S/A)	2	2	2	2	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 監視事項は主要パラ メータにて確認		
			2	2	2	①	—	サブレーション・チェンバ 圧力 (S/A)	2	2	2	2			

別
冊
基
準
(
1
/
2)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（攷候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「配圧強化ポンプラインによる格納容器ベント」	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										
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後								
原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	カプレション・プール水位 (SA)	1	1	①	-	代替注水流量 (常設)	1	1	1	計器故障等	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)、格納容器代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)、格納容器代替注水流量 (常設域用)、ベゾスタル代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設域用) 動作機能にある流量は監視可能である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能							
							低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)	2	2	2									
							格納容器代替注水流量	2	2	2									
							ベゾスタル代替注水流量	2	2	2									
							ベゾスタル代替注水流量 (低圧域用)	2	2	2									
							低圧原子炉代替注水流量	1	1	1									
							電源												
							判断基準 (2 / 3)	-	C-メタクラ母線電圧	1	1		③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ					
									D-メタクラ母線電圧	1	1		③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ					
									C-ロードセンタ母線電圧	1	1		③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ					
D-ロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ															
緊急用メタクラ電圧	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ															
SAロードセンタ母線電圧	1	1	③	緊急用ロードセンタ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

1.5 最終ヒーティングへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	SBO			
													直後	負荷切り離し後	
事故時操作要領書（攪拌ペーンズ） （PCV圧力制御） AM設備別操作要領書 （配圧強化ベントライオンによる格納容器ベント）	操作（1 / 3）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）	2	2	1	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）	2	2	1	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能			
			格納容器水素濃度 [格納容器水素濃度]	1	0	0	—	格納容器水素濃度 (SA)	1	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	
			格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	—	格納容器水素濃度	1	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	
			格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	—	格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	0		直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	
			格納容器湿度 (SA)	1	0	0	—	格納容器湿度 (SA)	1	0	0	0		直接的に格納容器内湿度を計測することができ、監視可能	
			格納容器圧力 (SA)	1	0	0	—	格納容器圧力 (SA)	1	0	0	0		直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
			格納容器温度 (SA)	1	0	0	—	格納容器温度 (SA)	1	0	0	0		直接的に格納容器内温度を計測することができ、監視可能	
			格納容器放射線モニタ（ドライウエル）	2	2	2	1	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）	2	2	2	2		1	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）の解析結果により、格納容器酸素濃度の代替監視可能
			格納容器放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）	2	2	2	1	格納容器放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）	2	2	2	2		1	格納容器放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）の解析結果により、格納容器湿度の代替監視可能
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量	1	0	0	—	原子炉格納容器内の放射線量	1	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内放射線量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放射線量	原子炉格納容器内の放射線量	2	2	2	—	原子炉格納容器内の放射線量	2	2	2	2	原子炉格納容器内の放射線量を計測することができ、監視可能				
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量	2	2	2	—	原子炉格納容器内の放射線量	2	2	2	2	原子炉格納容器内の放射線量を計測することができ、監視可能				
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量	2	2	2	—	原子炉格納容器内の放射線量	2	2	2	2	原子炉格納容器内の放射線量を計測することができ、監視可能				
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量	2	2	2	—	原子炉格納容器内の放射線量	2	2	2	2	原子炉格納容器内の放射線量を計測することができ、監視可能				
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量	2	2	2	—	原子炉格納容器内の放射線量	2	2	2	2	原子炉格納容器内の放射線量を計測することができ、監視可能				
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量	2	2	2	—	原子炉格納容器内の放射線量	2	2	2	2	原子炉格納容器内の放射線量を計測することができ、監視可能				
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量	2	2	2	—	原子炉格納容器内の放射線量	2	2	2	2	原子炉格納容器内の放射線量を計測することができ、監視可能				
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量	2	2	2	—	原子炉格納容器内の放射線量	2	2	2	2	原子炉格納容器内の放射線量を計測することができ、監視可能				
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量	2	2	2	—	原子炉格納容器内の放射線量	2	2	2	2	原子炉格納容器内の放射線量を計測することができ、監視可能				
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量	2	2	2	—	原子炉格納容器内の放射線量	2	2	2	2	原子炉格納容器内の放射線量を計測することができ、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	計器名称	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書（復旧ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「配圧強化ベントドラインによる格納容器ベント」	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)、格納容器代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (ベントドライン)、格納容器代替注水流量 (低圧域用)、動弁機能にある流量は、低圧原子炉代替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		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2				
							低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)	2	2	2				
							格納容器代替スプレイ流量	2	2	2				
							ベントドライン代替注水流量	2	2	2				
							ベントドライン代替注水流量 (低圧域用)	2	2	2				
							低圧原子炉代替注水水位	1	1	1				
							サプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2			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	監視事項は主要パラメータにて確認
							ドライウエル温度 (S A)	7	7	7			飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベントドライン温度 (S A) により代替監視可能	
							ベントドライン温度 (S A)	2	2	2				
ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	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										
サプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サプレッション・チェンバ温度 (S A) により代替監視可能										

操作 (2 / 3)

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
		分類	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（復旧ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「超圧強化ベンントライインによる格納容器ベンント」	操作 (3 / 3)	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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	
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能		
			サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	①		サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能		
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	①		ベテスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能		
		最終ヒートシンクの確保	非常用ガス処理装置ガスモニタ	3	3	③	超圧強化ベンントライインの運転状態を確認するパラメータ	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	計器故障等	SBO					
															計器数	直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1 プロントライン系統臨時の対応手順 (最終ヒートシンク (気) への代替熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (見張操作) b). 耐圧強化ベントライン停止後の蒸発ガスバーン 事故時操作要領書 (確保 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 耐圧強化ベント停止後の 蒸発ガスバーン」) 原子力災害対策手順 「可動式蒸発供給装置を使 用した格納容器フイルタベ ント系の蒸発ガス置換」	原子炉格納容器内の放射線量	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	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	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	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	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	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 (S/A)	1	1	1	原子炉圧力 (S/A)	1	1	原子炉圧力 (S/A)	監視事項は主要パラメータにて確認			
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (S/A)	1	1	1	原子炉水位 (S/A)	1	1	原子炉水位 (S/A)	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	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	原子炉格納容器圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	格納容器蒸発系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	格納容器蒸発系熱交換器入口温度	監視事項は主要パラメータにて確認				
								サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
								ドライウェル温度 (S/A)	7	7	7	7	7	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度 (S/A) 又はベダスタル温度 (S/A) 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
								ベダスタル温度 (S/A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度 (S/A) 又はベダスタル温度 (S/A) 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	原子炉格納容器圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	ドライウェル圧力 (S/A)	2	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認			
							サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	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	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO								
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後					
														計器故障等				
1.5.2.2. サポート系統機器の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (熱) への代替熱輸送 a. 原子炉補機代替冷却系による除熱 事故時操作要領書 (機敏ベークス) 「S/C温度制御」等 AM設備別操作要領書 「AHFEFまたは大型送水 ポンプ車によるRCW代替 冷却」 原子力災害対応要領書 「移動式熱交換器車および 大型送水ポンプ車を使用し た最終ヒートシンク確保 (OBS補) 」 「大型送水ポンプ車を使用 した海水供給 (ハイドロサ ンプ補) 」	別冊 基準 (1 / 2)	原子炉格納容 器内の温度	サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブレーション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	サブレーション・チェンバ温度 (SA) 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・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	—	—	船舶温度/圧力の関係から、サブレーション・チェン バ圧力 (SA) 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・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブレーション・プール水温度 (SA) 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							
			原子炉格納容 器内の温度	7	7	7	①	—	直接的に原子炉格納容器内の温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						
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブレーション・チェンバ圧力 (SA) 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					
			サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	—	—	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						監視事項は主要パラ メータにて確認			
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) 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	2	2	2	①	—	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								監視事項は主要パラ メータにて確認	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	—	船舶温度/圧力の関係から、サブレーション・チェン バ温度 (SA) 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 (SA)	2	2	2	—	—	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									

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 [事故ベース] (S/C速度制御)等 AM設備別操作手順書 「AHLEFまたは大形送水ポンプ車によるRCW代替冷却」 原子力災害対策手順書 「移動式熱交換器車および大形送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保(UIS確保)」 「大形送水ポンプ車を使用した海水供給(ハイトロウプ備)」	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			
					直後	負荷切り直し後			直後		負荷切り直し後	
	電源		C-メタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	計器故障等	SBO	
			D-メタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—			
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—			
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—			
			緊急用メタクラ電圧	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—			
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—			
			水源の確保	RCWクーゼンク水位	2	0	③	原子炉補給冷却系の動作状態を確認するパラメータ	—	—		
			最終ヒートシンクの確保	残置熱除去系熱交換器冷却水流重	2	0	①	—	—	—		
			補機監視機能	移動式代替熱交換器淡水ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認	③	移動式代替熱交換器の運転状態を確認するパラメータ	—	—			
					「緊急時対策本部」に確認	③	大形送水ポンプ車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

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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				SBO				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り離し後					
1.5.2.2 サポート系設備時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (海) への代熱輸送 b. 大型送水ポンプ車による除熱	事故時操作要領書 (機敏ベース) 「S/C温度制御」等 AM設備別操作要領書 「AHFFまたは大型送水 ポンプ車によるRCW代替 冷却」 原子力災害対応手順書 「大型送水ポンプ車を使用 した海水供給 (ハイドロサ プ編)」	原子炉格納容 器内の温度	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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		
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		船和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ圧力 (SA) により代替監視可能	
別 冊 基 準 (1 / 2)		原子炉格納容 器内の温度	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) 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	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能		
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7	7	7	7	7	船和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	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	
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	船和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) 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
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	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	
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	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
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	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

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後			
														計器故障等	SBO	
事故時操作要領書 (原燃ベース) 「S/C温度制御」等 AM設備別操作要領書 「AHLEFまたは大型送水ポンプ車によるSRCW代替冷却」 原子力災害対策手順書 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ編）」	電源 最終ヒートシンクの確保 機械監視機能	C-メタタラ母線電圧 D-メタタラ母線電圧 C-ロードセントラ母線電圧 D-ロードセントラ母線電圧 緊急用メタタラ電圧 SAロードセントラ母線電圧 残母熱除去系熱交換器冷却水流量 大型送水ポンプ車出口圧力	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	C-メタタラ母線電圧	1	1	—	計器故障等	SBO			
			1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	D-メタタラ母線電圧	1	1	—	—	—	—		
			1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	C-ロードセントラ母線電圧	1	1	—	—	—	—		
			1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	D-ロードセントラ母線電圧	1	1	—	—	—	—		
			1	1	1	③	緊急用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	緊急用メタタラ電圧	1	1	—	—	—	—		
			1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	SAロードセントラ母線電圧	1	1	—	—	—	—		
			2	0	0	①	—	残母熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	—	—	—	—	—	
			「緊急時対策本部」に確認	③	大型送水ポンプ車の運転状態を確認するパラメータ	大型送水ポンプ車出口圧力	1	1	—	—	—	—	—	—	—	
			1.5.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1)原子炉機械冷却系による除熱 事故時操作要領書（原燃ベース） 「S/C温度制御」	原子炉格納容器内の温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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
					2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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	2			①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) 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			
7	7	7			①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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			
7	7	7			①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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	2			①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後				
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		
事故時操作要領書（攪拌ベース） 「S/C温度制御」	判断基準種 (2 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認			
			トライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7	7	7	7		船舶温度/圧力の関係から、トライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能		
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2				
			トライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		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		
			サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2	2	2	2	2		船舶温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能		
			RCWサージタンク水位	2	0	0	0	0	0	0	0		—		
			原子炉格納容器内の温度	2	2	2	2	2	2	2	2		2	サブプレッション・プール水温度 (SA) 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
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2	2		2	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
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	2	2	2	2	2		2	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量算出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
			最終ヒートシンクの確保	2	0	0	0	0	0	0	0		0	残留熱除去系熱交換器冷却水流速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	監視事項は主要パラメータにて確認
操作	原子炉格納冷却ポンプ圧力	原子炉格納冷却ポンプ出口流量	2	0	0	0	0	0	0	0	残留熱除去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			
		原子炉格納冷却ポンプ圧力	2	0	0	0	0	0	0	0	—				
		残留熱除去系熱交換器冷却水流速	2	0	0	0	0	0	0	0	—				
		RCW熱交換器出口温度	2	0	0	0	0	0	0	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	直後	計器数	負荷切り離し後			
												パラメータ分類
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン事故直後の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ (a) 格納容器代替スプレイ系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書 (徹底ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM設備別操作要領書 「ACSS (常設)」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 原子炉格納容器内の水位	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	—	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	—	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	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	
		サブプレッション・チェンバ	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ	2	2	2	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	
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	—	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
		ドライウエル圧力 (SA)	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
		サブプレッション・チェンバ	2	2	—	—	サブプレッション・チェンバ	2	2	2	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	
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	—	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
		ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上	
		サブプレッション・チェンバ	2	2	—	—	サブプレッション・チェンバ	2	2	2	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	
判断基準 (1 / 2)	原子炉格納容器内の水位	代替注水流量 (常設)	1	1	—	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)	2	2	—	—	低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	
		格納容器代替スプレイ流量	2	2	—	—	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	
		ベデスタル代替注水流量 (低圧域用)	2	2	—	—	ベデスタル代替注水流量 (低圧域用)	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	
		低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)	2	2	—	—	低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	
		格納容器代替スプレイ流量	2	2	—	—	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	
		ベデスタル代替注水流量 (低圧域用)	2	2	—	—	ベデスタル代替注水流量 (低圧域用)	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	
		低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)	2	2	—	—	低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	
		格納容器代替スプレイ流量	2	2	—	—	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	
		ベデスタル代替注水流量 (低圧域用)	2	2	—	—	ベデスタル代替注水流量 (低圧域用)	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水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

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

項目	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						
		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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
電源	事故時操作要領書（確保ベース） 「DCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AMR個別操作要領書 「ACSSS（蒸設）」による格納容器スプレイ	電源	緊急用メタクラ電圧	1	1	1	1	③	緊急用メタクラの発電状態を確認するパラメータ	補助パラメータ 分類理由	緊急用メタクラの発電状態を確認するパラメータ	—	—			
			SAロードセンター母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用ロードセンターの発電状態を確認するパラメータ	補助パラメータ 分類理由	緊急用ロードセンターの発電状態を確認するパラメータ	—	—			
判別基準（2/2）		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1	①	—	—	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	低圧原子炉代替注水槽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時蒸餾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	
				2	2	2	2	—	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	—	—	—	—	—	
				1	1	1	1	—	—	原子炉水位（SA）	—	—	—	—	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能	—
				1	1	1	1	—	—	サブプレッション・ブール水位（SA）	—	—	—	—	—	—
				2	0	0	0	—	—	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	—	—	—	—	—	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽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

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO					
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響						
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後				
事故時操作要領書(徴候ベース)、「PCV」圧力加算、「D/W」温度加算、AMM(個別操作要領書「ACSS」(蒸気)による格納容器スプレイ)	操作 1 / 2	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7		総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2		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	
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		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	
			サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	7	7	—	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	7	7	7	7		総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	—	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			ドライウエル圧力 (SA)	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	7	7	7	7		7	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
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	—	—	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		2	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
			サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	7	7	—	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	7	7	7	7		7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	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		負荷切り離し後	計器故障等
事故時操作要領書（確保ベース） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AMR個別操作要領書 「ACSS（常設）」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 (S A)	1	1	1	-	①	代替注水流速 (常設)	1	1	1	1	代替注水流速 (常設)、低圧原子炉代替注水流速、低圧原子炉代替注水流速 (常設/常用)、格納容器代替注水流速、ベデスタル代替注水流速 (常設/常用)、格納容器代替注水流速、ベデスタル代替注水流速 (常設/常用)のいずれかがある低圧原子炉代替注水流速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
								低圧原子炉代替注水流速 (常設/常用)	2	2	2	2		
								格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	2		
								ベデスタル代替注水流速 (常設/常用)	2	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流速	1	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流速	1	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流速	1	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流速	2	2	2	2		
								ドラライウェル圧力 (S A)	2	2	2	2		
								サブプレッション・プールの圧力 (S A)	2	2	2	2		
原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器への注水量	1	1	1	-	①	代替注水流速 (常設)	3	3	3	3	水源である低圧原子炉代替注水流速の水位変化より代替監視可能 ドラライウェル圧力 (S A) とサブプレッション・プールの圧力 (S A) の差圧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	
							ドラライウェル水位	3	3	3	3			
							サブプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	1			
							ベデスタル水位	4	4	4	4			
補機監視機能	補機監視機能	2	2	2	-	①	低圧原子炉代替注水流速	4	4	4	4	注水先のドラライウェル水位、サブプレッション・プール水位 (S A)、ベデスタル水位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	
							出口圧力	4	4	4	4			

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO					
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響						
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後				
事故時操作要領書（徴候ベース）、「PCV圧力制御」「D/W温度制御」AMM設備別操作要領書「ACSSS(蒸設)」による格納容器スプレイ	操作 (3 / 3)	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽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槽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			
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能	
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能
事故時操作要領書（徴候ベース）、「PCV圧力制御」「D/W温度制御」AMM設備別操作要領書「CWT」による格納容器スプレイ	判断基準 (1 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認			
				7	7	7	7	7	7	7	7		7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	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	
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	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	
事故時操作要領書（徴候ベース）、「PCV圧力制御」「D/W温度制御」AMM設備別操作要領書「CWT」による格納容器スプレイ	判断基準 (1 / 2)	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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			
				7	7	7	7	7	7	7	7		7	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上昇により代替監視可能	
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ、④補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（確保ベース） 〔PCV圧力制御〕 〔D/W温度制御〕 AMM個別操作要領書 〔CWTによる格納容器スプレィ〕	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	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後							
													パラメータ 分類	計器故障等	SDO				
	原子炉格納容器内の水位	格納容器 内の水位	カプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	計器故障等 代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)、格納容器代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)、格納容器代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)、格納容器代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)の代替注水流量による流量不足を検出できる低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	SDO						
							低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2								
							格納容器代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2								
							ベズスタル代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2								
							ベズスタル代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2								
							低圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1								
							判断基準 (2 / 2)												
							電源												
							水源の確保												
							非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ												
非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ																			
非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ																			
非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ																			
復水貯蔵タンク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

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（確保ベーンズ） 【PCV圧力制御】 【D/W温度制御】 AMR個別操作要領書 【CWTによる格納容器スプレッド】	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			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後		
操作（1 / 2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
							ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2		
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
							サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
							ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上昇により代替監視可能	
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		
							サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2		

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器				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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後
事故時操作要領書（復旧ベース） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM設備別操作要領書 「CWTによる格納容器スプレイ」	原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)、格納容器代替注水流量、ベダスタル代替注水流量、ベダスタル代替注水流量 (常設域用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量水位により代替監視可能		
							低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)	2	2	2	2			
							格納容器代替注水流量	2	2	2	2			
							ベダスタル代替注水流量 (常設域用)	2	2	2	2			
事故時操作要領書（復旧ベース） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM設備別操作要領書 「消火系による格納容器スプレイ」	原子炉格納容器への注水量 復水輸送ポンプ出口ホッダ圧力 復水貯蔵タンク水位	1	1	0	③	—	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
							復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—			
							復水貯蔵タンク水位	1	0	0	0			
事故時操作要領書（復旧ベース） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM設備別操作要領書 「消火系による格納容器スプレイ」	原子炉格納容器内の圧力 サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	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		
							ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベダスタル温度 (SA) により代替監視可能		
							ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	2	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		
							ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	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		
事故時操作要領書（復旧ベース） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM設備別操作要領書 「消火系による格納容器スプレイ」	原子炉格納容器内の温度 サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	7	7	7	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能		
							ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上層により代替監視可能		
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能		
							ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（確保ベース） 【PCV圧力制御】 【D/W温度制御】 AMM個別操作要領書 【潤滑系による格納容器スプレイ】	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														
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響															
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後													
判断基準 (2 / 2)	原子炉格納容器内の水位	格納容器内の水位 (S A)	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	計器故障等 代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設及び用)、格納容器代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設及び用)、格納容器代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設及び用)、格納容器代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設及び用)の代替注水流量による流量は監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認													
							低圧原子炉代替注水流量 (常設及び用)	2	2	2														
							格納容器代替スプレイ流量	2	2	2														
							ベズスタル代替注水流量 (常設及び用)	2	2	2														
							ベズスタル代替注水流量 (常設及び用)	2	2	2														
							低圧原子炉代替注水水位	1	1	1														
							電源	C-メタクラ母線電圧	1	1		③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—							
																		D-メタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—
																		D-ロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—	—
水源の確保	補助消火水槽水位	2	0	③	代替注水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—																
									ろ過水タンク水位	1	1	③	代替注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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（確保ベークス） 【PCV圧力制御】 【D/W温度制御】 AMM階個別操作要領書 【制気系による格納容器スプレィ】	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							
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後				
														計器故障等	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	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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	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	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) 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	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		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	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	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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		
			原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能			
		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 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温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温度	ベデスタル温度 (常設)	1	1	1	①	—	ベデスタル温度 (常設)	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、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	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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位	原子炉格納容器内の水位	ベデスタル代替注水流量 (常設成用)	2	2	2	①	—	ベデスタル代替注水流量 (常設成用)	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設成用)、格納容器代替注水流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (常設成用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水水位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	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
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（僅候 ベース）、（PCV圧力制御） （D/W温度制御） AMM図個別操作要領書 （炉気系による格納容器ス プレィ）	原子炉格納容 器への注水量	R PV/PCV注入流量	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ							
	補機監視機能	消火ポンプ出口圧力	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確 認するパラメータ							
		補助消火水槽水位	2	0	③	代替送水源の確保状態を確 認するパラメータ							
	水源の確保	ろ過水タンク水位	1	1	③	代替送水源の確保状態を確 認するパラメータ							

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器				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	計器数	直後	SBO影響					
												補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	補助理由
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライトン系故障時の対応手順 a. 代格納容器スプレイ b. 格納容器代格納容器スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ (淡水/海水) 事故時操作要領書 (徴収) ベーベース 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AMI(強制閉鎖)要領書 「MCS/S/A(強制)」によ る格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	—	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	7	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能		
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	—	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2		—
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	—	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2		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
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	—	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2		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
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	—	—	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2		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
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	—	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2		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
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	—	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2		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
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	—	—	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2		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
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	—	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2		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
別冊 基準 (1 / 2)	原子炉格納容器内の水位	代格納容器 (常設)	1	1	1	—	—	代格納容器 (常設)	1	1	1	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	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		低圧原子炉代格納容器注水流量 (低圧域用)	2	2	2	—	—	—	低圧原子炉代格納容器注水流量 (低圧域用)	2	2	2		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
		低圧原子炉代格納容器注水流量 (低圧域用)	2	2	2	—	—	—	低圧原子炉代格納容器注水流量 (低圧域用)	2	2	2		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
		格納容器代格納容器注水流量	2	2	2	—	—	—	格納容器代格納容器注水流量	2	2	2		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
		ベデスタル代格納容器注水流量 (低圧域用)	2	2	2	—	—	—	ベデスタル代格納容器注水流量 (低圧域用)	2	2	2		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
		ベデスタル代格納容器注水流量 (低圧域用)	2	2	2	—	—	—	ベデスタル代格納容器注水流量 (低圧域用)	2	2	2		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
		低圧原子炉代格納容器注水水位	1	1	1	—	—	—	低圧原子炉代格納容器注水水位	1	1	1		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
		代格納容器注水流量 (常設)	1	1	1	—	—	—	代格納容器注水流量 (常設)	1	1	1		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
		低圧原子炉代格納容器注水流量 (低圧域用)	2	2	2	—	—	—	低圧原子炉代格納容器注水流量 (低圧域用)	2	2	2		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
		格納容器代格納容器注水流量	2	2	2	—	—	—	格納容器代格納容器注水流量	2	2	2		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

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器						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	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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書（僅候ベセス）、「圧力制御」(D/W)温度制御] AMR個別操作要領書「ACSS（可搬型）」による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書「水量送水車を使用した送水」	判断基準 (2 / 2)	電源	緊急用メタクラ電圧	1	1	1	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	緊急用メタクラ電圧	1	1	1	—	—		
			SAロードセンタ母線電圧	1	1	1	緊急用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	SAロードセンタ母線電圧	1	1	1	—	—		
		水源の確保	輪谷貯水槽（西1）	「緊急時対策本部」に確認				代替水源の確保状態を確認するパラメータ	輪谷貯水槽（西1）	—	—	—	—	—	
			輪谷貯水槽（西2）	「緊急時対策本部」に確認				代替水源の確保状態を確認するパラメータ	輪谷貯水槽（西2）	—	—	—	—	—	
操作 (1 / 2)	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 (SA)	2	2	2	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) 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
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	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	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

項目	対応手段	抽出パラメータを監視する計器										抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO
		分類	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	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	
					直後	負荷切り離し後							直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（循環ベーンS）、圧力制御（PCV/圧力制御）（D/W温度制御） AMI個別操作要領書「ACSSS（可搬型）」による格納容器スプレイ 原子力災害対策手順書「水量送水車を使用した送水」	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 (SA)	7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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	サブプレッション・プールの水位 (SA)	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力 (SA) またはサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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			
		代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用) のうち動作状態にある流量およびの水準である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能				
	原子炉格納容器への注水量	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	①	—	ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用) のうち動作状態にある流量およびの水準である低圧原子炉代替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			
		格納容器代替スプレイ流量	1	1	①	—	低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用) のうち動作状態にある流量およびの水準である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能				
	操作 (2 / 2)	補機監視機能	大重量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認	2	2	①	—	ドライウェル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウェル圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧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		
				「緊急時対策本部」に確認	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	ドライウェル圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧により代替監視可能			
				「緊急時対策本部」に確認	2	2	2	2	ドライウェル水位	3	3	3	注水先のドライウェル水位、サブプレッション・プール水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能			
				「緊急時対策本部」に確認	2	2	2	2	ベデスタル水位	4	4	4	注水先のドライウェル水位、サブプレッション・プール水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能			
	水源の確保	補機監視機能	大重量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認	2	2	③	大重量送水車の運転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		
「緊急時対策本部」に確認				2	2	③	代替注水水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—				
「緊急時対策本部」に確認				2	2	③	代替注水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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器				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 負荷切り離し後	SBO影響	計器名称	計器数	直後 負荷切り離し後			
												パラメータ 分類
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 a. 復旧 (g) 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 事故時操作要領書（敬談） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/C水位制御」 「PCV水素濃度制御」 AM設備別操作要領書 RHRによる格納容器除熱	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	3 2 2 3 2 2 3 2 2 3 2 2 3 2 2	3 1 1 3 1 1 3 1 1 3 1 1 3 1 1	① ① ① ①	ー ー ー	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブレンジョン・チェンバール圧力 (SA) 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
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
							サブレンジョン・チェンバール圧力 (SA)	2	2	2		

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器				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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後
事故時操作要領書（確保ベース） 「PCV圧力制御」 「D/V減圧制御」 「S/C水位制御」 「PCV水薬液制御」 AMI個別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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			
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
								代替注水流量 (常設)	1	1	1			
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2			
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2			
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
								原子炉圧力	2	2	1			
原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッシャ・チェンジャー圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能										
サブプレッシャ・チェンジャー圧力 (S.A)	2	2	2	2										

別冊基準 (2 / 5)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	
												パラメータ分類
事故時操作要領書（確保ベークス）、圧力制御（D/C/V）、温度制御（S/C）、水位制御（P/CV）水素濃度制御（AM）設備別操作要領書（RHR）による格納容器冷却。	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエル温度 (SA)	2	2	①	—	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタタル温度 (SA) により代替監視可能	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	—	総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	—	総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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
		サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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
		サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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
		サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器				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 負荷切り離し後	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 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（確保ベース）（圧力加算） 「PCV」（圧力加算） 「D/C」（圧力加算） 「S/C」（水位加算） 「PCV」（水位加算） 「RHR」による格納容器除熱）	原子炉格納容器内の水位		サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	①	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
	原子炉格納容器内の水位		サブプレッション・プール水位（SA）	0	0	0	—	原子炉格納容器内水位	3	0	0	サブプレッション・プールを水源とするポンプの注水流量よりサブプレッション・プール水位（SA）の代替監視可能
				0	0	0		原子炉格納容器内水位	3	0	0	
	原子炉格納容器内の水位		サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
				1	1	1		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
	原子炉格納容器内の水位		サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	—	残留熱代排除去系原子炉注水流量	1	1	1	
				1	1	1		残留熱代排除去系原子炉注水流量	1	1	1	
	原子炉格納容器内の水位		サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	—	原子炉格納容器内水位	1	1	1	
				1	1	1		原子炉格納容器内水位	1	1	1	
	原子炉格納容器内の水位		サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	—	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	サブプレッション・プールを水源とする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
				1	1	1		高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	
	原子炉格納容器内の水位		サブプレッション・プール水位（SA）	3	3	3	—	残留熱代排除去系ポンプ出口圧力	3	3	3	
				3	3	3		残留熱代排除去系ポンプ出口圧力	3	3	3	
	原子炉格納容器内の水位		サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	—	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	
				1	1	1		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	
	原子炉格納容器内の水位		サブプレッション・プール水位（SA）	2	2	2	—	残留熱代排除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	
				2	2	2		残留熱代排除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	
	原子炉格納容器内の水位		サブプレッション・プール水位（SA）	2	0	0	③	原子炉格納容器内水位	2	0	0	原子炉格納容器内水位の動作状況を監視するパラメータ
				2	0	0		①	原子炉格納容器内水位	2	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	直後	負荷切り離し後	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		負荷切り離し後
事故時操作要領書（僅候ベース）、圧力加増、「D」VVR（仮加増）、「S」/「C」水位加増、「PCV」水素濃度抑制、「AM」設備別操作要領書、「RHR」による格納容器除熱。	判断基準（5 / 5）	電源	C-メタタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	計器故障等	計器故障等	SBO	
			D-メタタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ				
			C-ローロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ				
			D-ローロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセンタ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

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（復旧ベース）、「圧力制御」(PCV)、「水位制御」(S/C)、「水取制御」(PCV)水素濃度制御)AM設備別操作要領書「RHRによる格納容器除熱」	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					
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響						
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後				
操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	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	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	ドライウエル温度 (SA)	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	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	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	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	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	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	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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温度	ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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温度	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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温度	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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温度	残熱除去ポンプ出口流量 (A系、B系のみ)	2	0	①	—	原子炉水位 (圧力)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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温度	原子炉水位 (圧力)	1	1	①	—	原子炉水位 (圧力)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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温度	原子炉水位 (圧力)	1	1	①	—	原子炉水位 (圧力)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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温度	原子炉水位 (圧力)	1	1	①	—	原子炉水位 (圧力)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

項目	対応手段	抽出パラメータを監視する計器				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		
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後
事故時操作要領書（復原ベース）（圧力制御） 「D/V」注（圧力制御） 「S/V」注（水位制御） 「PCV」水素濃度制御 AM設備別操作要領書 「RHR」による格納容器除熱	補助監視機能	残留熱除去ポンプ出口圧力（A系、B系のみ）	2	2	①	補助パラメータ分類理由	—	—	—	—	
	操作 (2 / 2)						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1
							残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1
							高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0
					残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3		
					低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0		
					残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	2		
										サブプレッション・プールを水源とするポンプの注水量よりサブプレッション・プールの水位（SA）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・プールを水源とする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	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器				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 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		SBO影響 負荷切り離し後			
												補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	バラムメータ 分類
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 A. 復旧 (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッジョン・プールの除熱 事故時操作要領書（取扱 ペーパー） 「S/C温度制御」 AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除 熱」	原子炉格納容 器内の温度	サブプレッジョン・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) 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			
			サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、サブプレッジョン・チェン バ圧力 (SA) により代替監視可能		
		電源	C-メタカラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	非常用メタカラの受電状態 を確認するパラメータ	—	
				D-メタカラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	非常用メタカラの受電状態 を確認するパラメータ		
				C-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1		非常用ロードセンタの受電 状態を確認するパラメータ
				D-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1		非常用ロードセンタの受電 状態を確認するパラメータ
		最終ヒートシ ンクの確保	原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	0	0	0	0	0	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	—	
				2	0	0	0	0	0	0	0	0		原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ
		原子炉格納容 器内の水位	サブプレッジョン・プールの 水位 (SA)	代替注水流速 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流速 (常設)、低圧原子炉代替注水流速、低 圧原子炉代替注水流速 (喪失減圧)、格納容器代替ス プレイ流量、ベデスタル代替注水流速、ベデスタル代 替注水流速 (喪失減圧) のうち動作状態にある流量お よび水源である低圧原子炉代替注水流速により代替 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
					2	2	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				
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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

項目	対応手段	抽出パラメータを非測する計器										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		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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書（僅候ベーン） 「S/C温度制御」 AM（個別操作要領書） 「RHRによる格納容器除熱」	事故時操作要領書（僅候ベーン） 「S/C温度制御」 AM（個別操作要領書） 「RHRによる格納容器除熱」	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プールの温度（SA）	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度（SA）	2	2	2	サブプレッション・プールの温度（SA）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			
		補機監視機能	残留熱除去ポンプ出口圧力（A系、B系のみ）	2	2	①	—	—	—	—	—	—	—	—		
		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	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度（SA）	2	2	2	2	2	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	
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換率準備より代替監視可能	2	2	2	2	2	残留熱除去系熱交換器冷却水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	監視事項は主要パラメータにて確認	
			残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	①	—	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	2	2	残留熱除去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	
			原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を監視するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	
		操作	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			RCW熱交換器出口温度	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を監視するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	
		原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	代替注水流量（常設）	1	1	1	—	代替注水流量（常設）	1	1	1	1	1	代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（低圧域用）、格納容器代替注水流量、ベダスタル代替注水流量、ベダスタル代替注水流量（低圧域用）のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量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
				低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	—	低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	—	—
低圧原子炉代替注水流量（低圧域用）	2			2	2	—	低圧原子炉代替注水流量（低圧域用）	2	2	2	2	2	—	—		
格納容器代替注水流量	1			1	①	—	格納容器代替注水流量	2	2	2	2	2	—	—		
ベダスタル代替注水流量	2			2	2	—	ベダスタル代替注水流量	2	2	2	2	2	—	—		
低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	—	低圧原子炉代替注水水位	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器				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 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後			SBO影響 負荷切り離し後	
													補助パラメータ 分類理由
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障直後の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ (b) 格納容器代替スプレイ系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書 (シビア アクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AN設備別操作要領書 「ACSS (常設)」による格 納容器スプレイ	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 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	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 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	原子炉圧力容器温度 (S/A)	原子炉圧力	2	2	2	2	—	原子炉圧力	2	2	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 監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1	原子炉圧力 (S/A)					
				2	2	2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)					
				2	2	2	2	原子炉水位 (S/A)					
	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 (S/A)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (S/A)	2	2	2	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 残置熱除去系が運転状態ではない場合は、残置熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能 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、ドライウエル温度 (S/A) 又はサブスタル温度 (S/A) 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	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S/A)					
				2	2	2	2	ドライウエル温度 (S/A)					
				2	2	2	2	サブスタル温度 (S/A)					
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (S/A)	2	2	2	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、サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A) 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	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S/A)						

判断基準 (1 / 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(シビア アクシデント) 「図表-1」 「図表-2」 AMM(個別操作要領書) 「ACSSS(常設)」による格 納容器スプレイ」	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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
	原子炉格納容 器内の温度	サブレーション・チェンバ 温度(SA)	2	2	2	①		サブレーション・プール水 温度(SA)	2	2	2	サブレーション・チェンバ温度(SA)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	
			7	7	7	①		ドライウエル温度(SA)	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、サブレーション・チェン バ圧力(SA)により代替監視可能		
判断基準 (2 / 3)	原子炉格納容 器内の水位	サブレーション・プール水 位(SA)	1	1	1	①		代替注水流量(常設)	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の温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	
			2	2	2			低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (非常域用)	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力(S A)又はサブレーション・チェンバ圧力(SA)の上 昇により代替監視可能		
			1	1	1			格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	代替注水流量(常設)、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量(非常域用)のいずれも格納容器代替 注水流量(非常域用)の流量が異常な値を示す場合は、代 替注水流量(非常域用)のうち動作可能になる流量を もとより監視する。また、低圧原子炉代替注水流量に よる水位変動がある低圧原子炉代替注水水位により代替 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			2	2	2			ベダスタル代替注水流量 ベダスタル代替注水流量 (非常域用)	2	2	2			
			1	1	1			低圧原子炉代替注水水位	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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(シビア アクシデント) 「操規-1」 「操規-2」 AM設備別操作要領書 「ACSSS(常設)」による格 納容器スプレィ	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		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
		電源	緊急用メタクラ電圧	1	1	緊急用メタクラの受電状態を 確認するパラメータ	③	1	1	—	—	
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	緊急用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	③	1	1	—	—	
	判断基準 (3 / 3)	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	①	①	1	1	低圧原子炉代替注水槽と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槽水位の代替監視 可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
	操作 (1 / 3)	原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	①	2	2	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注 水槽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	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	①	1	1	低圧原子炉代替注水槽と水源とする低圧原子炉代替注 水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位 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	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	①	①	7	7	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	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	①	①	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A)又はベデスタル温度 (SA)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・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	①	2	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	①	①	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ温度 (SA)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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「図紙-1」 「図紙-2」 AMM図（個別操作要領書） 「ACSS（常設）」による格 納容器スプレイ」	項目	抽出パラメータを監視する計器				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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後			負荷切り離し後
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (S.A)	7	7	①	—	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
							2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S.A) 又はサブプレッション・チェンバ	
							2	2	2	2	界により代替監視可能	
	操作 (2 / 3)						1	1	1	1		
							2	2	2	2		
							2	2	2	2		
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (S.A)	1	1	①	2	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (実帯域用)のうち動作状態にある流量およびの水源である低圧原子炉代替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
							2	2	2	2		
							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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「操規-1」 「操規-2」 AMM(個別操作要領書 「ACSS(常設)」による格 納容器スプレイ)	項目				抽出パラメータを非測する計器				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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	計器故障等		
		原子炉格納容 器への注水量	1	1	①	—	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1	水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水位変化より 代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		原子炉格納容 器への注水量	1	1	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッション・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代替監視可能		
		原子炉格納容 器への注水量	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッション・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代替監視可能		
		原子炉格納容 器への注水量	1	1	①	—	ドライウエル水位	3	3	3	3	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代替 監視可能		
		補機監視機能	2	2	①	—	低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	4	4	4	4	—		
		水源の確保	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽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槽水位の代替監視 可能		
		水源の確保	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注 水槽水位の代替監視可能		
		水源の確保	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注 水槽水位の代替監視可能		
		水源の確保	1	1	①	—	サブプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注 水槽水位の代替監視可能		
		水源の確保	1	1	①	—	低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	0	0	0	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注 水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位 が確保されていることを監視可能		

操作 (3 / 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器				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	計器数	直後	SBO影響							
												負荷切り離し後	負荷切り離し後			
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系放熱器の対応手順 a. 代置格納容器スプレイ (b). 復元輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書 (シビア アクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AN設備別操作要領書 「CWTによる格納容器ス プレイ」	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圧力	格納容器蒸気放熱器モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		格納容器蒸気放熱器モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉圧力	原子炉圧力 (S.A)	2	2	2	1	—	原子炉圧力	2	2	2	1	原子炉圧力	原子炉圧力の上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	原子炉圧力 (S.A)	原子炉圧力の上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	—	原子炉水位 (広帯域)	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
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	—	原子炉水位 (燃料域)	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
		残置熱除去系熱交換器入口温度	残置熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	—	残置熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	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
			サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	—	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル圧力 (S.A)	2	2	2	2	①	ドライウエル圧力 (S.A)	7	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S.A) 又はベダスタル温度 (S.A) 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
			ベダスタル温度 (S.A)	2	2	2	2	—	ベダスタル温度 (S.A)	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	①	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	—	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認		

判断基準 (1 / 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 【図紙-1】 【図紙-2】 AMM図個別操作要領書 【CWTによる格納容器ス トレイ】	項目	抽出パラメータを非測する計器				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	計器数	SBO影響		計器数	SBO影響		計器故障等		
				直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後			
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	①	-	-	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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
		ベダスタル温度 (SA)	2	2	-	-	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
											ドライウエル圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	1	1	-	-	-	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)、格納容器代替注水流量 (低圧域用)、格納容器代替注水流量 (低圧域用)のうち動作可能になる流量および水位である低圧原子炉代替注水水位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	1	1	-	-	-	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)、格納容器代替注水流量 (低圧域用)、格納容器代替注水流量 (低圧域用)のうち動作可能になる流量および水位である低圧原子炉代替注水水位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	1	1	-	-	-	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)、格納容器代替注水流量 (低圧域用)、格納容器代替注水流量 (低圧域用)のうち動作可能になる流量および水位である低圧原子炉代替注水水位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	1	1	-	-	-	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)、格納容器代替注水流量 (低圧域用)、格納容器代替注水流量 (低圧域用)のうち動作可能になる流量および水位である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能			

判断基準 (2 / 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	計器故障等	SBO						
																計器数	直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「図表-1」 「図表-2」 AM図個別操作要領書 「CWTによる格納容器ブレイ」	電圧	判断基準（3 / 3）	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	—	—	監視事項は主要パラメータにて確認							
				D-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	—		—						
				C-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	—		—						
				D-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	—		—						
				復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水貯蔵タンクの運転状態を確認するパラメータ	1	0	0	—		—						
				原子炉格納容器内の圧力	操作（1 / 2）	監視事項は主要パラメータにて確認	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ		2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	—	—		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		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
							サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	①	—	—		サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2		サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	—	—		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の温度変化により代替監視可能
				原子炉格納容器内の温度	監視事項は主要パラメータにて確認	操作（1 / 2）	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	—		2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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	
サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	7	7	7				①	—	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「図表-1」 「図表-2」 AMM図解別操作要領書 「CWT」による格納容器ス トレイ」	項目	抽出パラメータを制御する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		SBO影響				
											直後	負荷切り離し後			
操作 (2 / 2)	原子炉格納容 器内の水位	サブプレッショ ン・ブール水 位 (S A)	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	計器故障等 代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量 (常設兼用)、格納容器代替注 水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設兼用)、格納 容器代替注水流量 (常設兼用)、格納容器代替注水 流量 (常設兼用)、格納容器代替注水流量 (常設兼 用)、格納容器代替注水流量 (常設兼用)による流量 監視可能 監視可能 監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
								低圧原子炉代替注水流量 (低圧兼用)	2	2	2				
								格納容器代替スプレ イ流量	2	2	2				
								ベズスタル代替注水流量 ベズスタル代替注水流量 (低圧兼用)	2	2	2				
								低圧原子炉代替注水 槽水位	1	1	1				
								原子炉格納容 器への注水量	1	1	0			③	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ
								補機監視機能 圧力	1	1	0			③	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ
								水源の確保	1	1	0			③	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器				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	計器数	直後	SBO影響							
												負荷切り離し後	負荷切り離し後			
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代監視格納容器スプレイ (c) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書 (シビア アクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 (甲火系による格納容器ス プレイ)	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	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	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S A)	2	2	2	1	原子炉圧力	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 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	
			原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	1	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	原子炉圧力		
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	2	2	原子炉圧力 (S A)	2	2	2	2	原子炉圧力		
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	2	2	原子炉圧力 (S A)	2	2	2	2	原子炉圧力		
		原子炉格納容器内の圧力	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	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
			サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	2	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	
			ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (S A)	7	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベダスタル温度 (S A) により代替監視可能	
			ベダスタル温度 (S A)	2	2	2	2	2	ベダスタル温度 (S A)	2	2	2	2	2	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	
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (S A) により代替監視可能			

判断基準 (1 / 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 【図表-1】 【図表-2】 AMM図個別操作要領書 （関係系による格納容器ス プレイ）	項目	抽出パラメータを非測する計器				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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
															SBO影響	
	判 断 基 準 (2 / 3)	原子炉格納容 器内の温度	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	①	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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		
			ベデスタル温度 (SA)						サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ圧力 (SA) により代替監視可能	
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能	
									ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能	
									サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2			
									代替注水流量 (常設)	1	1	1	1			
									低圧原子炉代替注水流量 (低帯域用)	2	2	2	2		2	
									格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	2		2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量 (低帯域用) のうち、格納容器代替注 水流量 (低帯域用) のうち、動作可能になる流量にお よび水源である低圧原子炉代替注水水位により代替 監視可能
									ベデスタル代替注水流量 ベデスタル代替注水流量 (低帯域用)	2	2	2	2		2	
									低圧原子炉代替注水水位	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを監視する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 〔標準-1〕 〔標準-2〕 AMI個別別操作要領書 〔別添系による格納容器スプレイ〕	操作（2 / 3）	原子炉格納容器内の水位	ガブレーション・プールの水位（S A）	1	1	1	1	代替注水流量（常設）	1	1	計器故障等 代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（常設及び用）、格納容器代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（常設及び用）、格納容器代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（常設及び用）、格納容器代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（常設及び用）の代替注水流量による監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （常設及び用）	2	2			
				1	1	2	2	格納容器代替スプレイ流量	2	2			
				2	2	2	2	ベズスタル代替注水流量 ベズスタル代替注水流量 （常設及び用）	2	2			
		原子炉格納容器への注水量	R P V / P C V 注入流量	1	1	1	0	③	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	
				2	2	2	2	③	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	
		水源の確保	補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位	2	2	2	0	③	③	代替注水流量の確保状態を確認するパラメータ	—	—	
				1	1	1	1	③	③	代替注水流量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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器				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 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後			SBO影響 負荷切り離し後		
													パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障直後の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ (g). 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ (淡水/海水) 事故時操作要領書 (シビア アンデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AN設備別要領書 (TACS S (可搬型) による 格納容器スプレイ) 原子炉送水車を使用した送 水	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 器内の圧力	格納容器内放射線モニ タ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			格納容器内放射線モニ タ (サブプレッション・チェ ンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	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 器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 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 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
			原子炉圧力容 器内の圧力	2	2	2	①	—	原子炉水位 (S A)	1	1	1	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	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	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	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	2	①	—	ドライウエル温度 (S A) ベダスタル温度 (S A)	7 2	7 2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベダスタル温度 (S A) 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	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	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	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	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ温度 (S A) 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

判断基準 (1 / 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器				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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	
												パラメータ分類
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「図表-1」 「図表-2」 AMI個別要領書 「ACSS（可搬型）」による格納容器スプレイ 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の水位	サブレーション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	サブレーション・チェンバ温度 (SA) 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・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		総和温度/圧力の関係から、サブレーション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能
		ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7	7	7	7		総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブレーション・チェンバ圧力 (SA) の上昇により代替監視可能
		代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1		代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)、格納容器代替注水流量 (低圧域用) のうち、動作機能にある流量および水量である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能
		格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	2	2	2	2	2		代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)、格納容器代替注水流量 (低圧域用) のうち、動作機能にある流量および水量である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能
		ベダスタル代替注水流量 (低圧域用)	2	2	2	2	2	2	2	2		代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)、格納容器代替注水流量 (低圧域用) のうち、動作機能にある流量および水量である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能
		ベダスタル代替注水流量 (低圧域用)	2	2	2	2	2	2	2	2		代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)、格納容器代替注水流量 (低圧域用) のうち、動作機能にある流量および水量である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能
		低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1	1	1	1	1		代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)、格納容器代替注水流量 (低圧域用) のうち、動作機能にある流量および水量である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能
		低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1	1	1	1	1		代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)、格納容器代替注水流量 (低圧域用) のうち、動作機能にある流量および水量である低圧原子炉代替注水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

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器						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	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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「図表-1」 「図表-2」 AMM図（別添録） 「ACSS（可搬型）」による格納容器スプレイ 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	判断基準 (3 / 3)	電源	緊急用メタクラ電圧	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	緊急用メタクラ電圧	1	1	—	—	—
			SAロードセンタ母線電圧	1	1	③	緊急用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	SAロードセンタ母線電圧	1	1	—	—	—
			輪谷貯水槽（西1）	「緊急時対策本部」に確認		③	代替液水源の確保状態を確認するパラメータ	輪谷貯水槽（西1）	—	—	—	—	—
			輪谷貯水槽（西2）	「緊急時対策本部」に確認		③	代替液水源の確保状態を確認するパラメータ	輪谷貯水槽（西2）	—	—	—	—	—
操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の圧力		ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	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
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	—	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	—	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	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
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	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
	原子炉格納容器内の温度		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	—	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	—	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能
			ドライウエル圧力 (SA)	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	7	7	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 記により代替監視可能
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

項目	対応手段	抽出パラメータを監視する計器				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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等	SBO			
														パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「図表-1」 「図表-2」 AMI個別要領書 「ACSS（可搬型）」による格納容器スプレイ 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位（SA） 格納容器代替スプレイ流量 ベンズタル代替注水流量 ベンズタル代替注水流量（袋帯域用） 低圧原子炉代替注水水位 ドライウエル圧力（SA） サプレッション・チェンバ圧力（SA） ドライウエル水位 サプレッション・プール水位（SA） ベンズタル水位	1 1 1 2 2 1 2 2 3 1 4	直後 1 1 2 2 2 2 2 3 1 4	負荷切り離し後 1 2 2 2 2 2 2 3 1 4	① ① ③ ③ ③	① ③ ③ ③	① ③ ③ ③	① ③ ③ ③	格納容器代替スプレイ流量、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（袋帯域用）、格納容器代替注水流量、サプレッション・プール水位、ベント注水流量、サプレッション・チェンバ圧力、動弁機能による流量注水流量、ある低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能 低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（袋帯域用）、格納容器代替注水流量、サプレッション・プール水位、ベント注水流量、サプレッション・チェンバ圧力、動弁機能による流量注水流量、ある低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能 ドライウエル圧力（SA）とサプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧により代替監視可能 注水先のドライウエル水位、サプレッション・プール水位（SA）、ベンズタル水位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						
											相繼監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認	③	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ	—
											水源の確保	輪谷貯水槽（西1）	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水車の確保状態を確認するパラメータ	—
												輪谷貯水槽（西2）	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水車の確保状態を確認するパラメータ	—

操作（2/2）

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器					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		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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 格納容器代替除熱 (g) ドライウェル管束系による原子炉格納容器内の代替除熱 事故時操作要領書 (シビア アクシデント) [除熱-1] [除熱-2] AW設備別操作要領書 [HVD]による格納容器冷 却]	原子炉格納容 器内の放射線 量率		格納容器雰囲気放射線モニ タ (ドライウェル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	
			格納容器雰囲気放射線モニ タ (サブプレッジョン・チエ ンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 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 器内の温度	原子炉圧力容 器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	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 監視事項は主要パラ メータにて確認
					2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	
					2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	
					2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	
	電源			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	2	2	2	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	
					1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—		
					1	1	1	③	非常用ロードセントタの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—		
					1	1	1	③	非常用ロードセントタの受電 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

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 【図表-1】 【図表-2】 AMM(個別操作要領書 【HVVDによる格納容器冷 却】)	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	計器故障等
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	—	①	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	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	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	2	—	①	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	—	①	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	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	
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	—	①	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	7	7	7	—	①	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	7	7	7	—	①	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度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	7	7	7	—	①	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上昇により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	7	7	7	—	①	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	7	7	7	—	①	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度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	7	7	7	—	①	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上昇により代替監視可能	
		原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	③	原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	—	原子炉補機冷却系の動作状態を確認するパラメータ		
		原子炉補機冷却系常用流量	1	0	0	③	原子炉補機冷却系常用流量	1	0	0	—	原子炉補機冷却系の動作状態を確認するパラメータ		

判
断
基
準
(
2
/
2
)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	
												パラメータ分類
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 【図表-1】 【図表-2】 AMM(個別操作要領書) 【HVDによる格納容器冷却】	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) 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・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温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	
	補機監視機能	原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	0	0	0	0	原子炉補機冷却系の動作状況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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						SBO	
		分類	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			
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後				
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 a. 復旧 (g) 残留熱除去系電源復旧後の格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書 (シビア アクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AAV設備別要領書 「RHRHによる格納容器除 熱」	原子炉格納容 器内の放射 量率	格納容器内気放射線モニ タ (トライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
		格納容器内気放射線モニ タ (サブレンジオン・チエ ンバ)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
		判断 基準 (1 / 4)	原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力	2	2				原子炉圧力	2	2	1		
				原子炉圧力 (SA)	1	1				原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
		原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (圧差域) 原子炉水位 (燃料域)	2 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 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		
		原子炉水位 (SA)	1	1				原子炉水位 (SA)	1	1	1				
		残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2				残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2	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

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「図表-1」 「図表-2」 AMR設備別要領書 「RHRによる格納容器除 熱」	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	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	負荷切り離し後	
														パラメータ 分類
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	7	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認	
								ドライウエル温度 (SA)	7	7	7			飽和温度/圧力の関係から、ドライウエルの温度 (S A) 又はベダスタル温度 (SA) により代替監視可能
								ベダスタル温度 (SA)	2	2	2			
		原子炉格納容 器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	—	ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
								ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能		
								サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2			
	原子炉格納容 器内の温度	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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		
							サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ圧力 (SA) 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 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「図表-1」 「図表-2」 AMR図（個別原研書） 「RHRによる格納容器除 熱」	項目	抽出パラメータを非測する計器				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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
								高圧原子炉代替注水流速	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1			
								高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	サプレッション・プールを水源とするポンプの注水量 よりサブプレッション・プール水位（SN）の代替監視可 能		
								低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
								残留熱代解除系原子炉注 水流速	1	1	1			
				1	1	①	—	残留熱代解除系格納容 器スプレイ流量	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1	1	1			
								高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0			
								残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	サプレッション・プールを水源とするポンプが正常に 動作していることを確認することにより代替監視可能		
								低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0			
								残留熱代解除系ポンプ出 口圧力	2	2	2			

判
断
基
準
(
3
/
4
)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO				
		分類	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			
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 【図表-1】 【図表-2】 AMM図（個別要領書） 【RHRによる格納容器除熱】	最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ							
		喪失熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	①	—							
	電源	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ							
		D-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ							
		C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ							
		D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ							
	操作 (1 / 3)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はサブスタル温度 (SA) により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「図表-1」 「図表-2」 AMR（個別要領書 「RHR」による格納容器除 熱）」	項目	抽出パラメータを非測する計器						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	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		SBO	
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後		
操作（2 / 3）	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度（SA）	7	7	0	①	—	ヘッドスタル温度（SA）	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
			7	7	0	①	—	ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	総圧温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力により代替監視可能	
		サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	0	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度（SA）の温度変化により代替監視可能	
			2	2	0	①	—	サブプレッション・チェンバ温度（SA）	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力（SA）により代替監視可能	
	原子炉格納容器への注水量	機器乾燥除去ポンプ出口流量（A系、B系のみ）	2	0	0	①	—	サブプレッション・プール水	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位（SA）の水	監視事項は主要パラメータにて確認
			2	0	0	①	—	原子炉水位（圧差感） 原子炉水位（燃料感）	2 2	2 2	2 2	機器乾燥除去に必要な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（A系、B系のみ）	機器乾燥除去ポンプ出口圧力（A系、B系のみ）	2	2	2	①	—	原子炉水位（SA）	1	1	1	—	監視事項は主要パラメータにて確認
			2	2	2	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「図表-1」 「図表-2」 AMR図（個別原燃棒 「RHR」による格納容器除 熱）」	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		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
	操 作 （ 3 ／ 3）	原子炉格納容 器内の水位	サブレーション・プール水 位（SA）	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	監視事項は主要ハラ メータにて確認
								原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	
								高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
								低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	
								残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	
								残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	1	1	1	
								原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1	1	1	
								高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	
								残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	
								低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	
								残留熱代替除去系ポンプ出 口圧力	2	2	2	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後	SBO
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 a. 復旧 (g) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プールの除熱 事故時操作要領書 (シビア アクシデンツ) 「除熱-1」 「除熱-2」 AW設備別操作要領書 「RHRHによる格納容器除 熱」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線モニタ (トライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 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	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S/A)	2	2	1	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 (S/A)	1	1	1	—	—	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	—
			原子炉水位 (S/A)	1	1	1	—	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	—
			残留熱除去系熱交換器入口温度 (S/A)	2	2	2	—	—	残留熱除去系熱交換器入口温度 (S/A)	2	2	2	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
	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ温度 (S/A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度 (S/A)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (S/A) 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
			サブプレッション・プール水温度 (S/A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A) により代替監視可能
	電源	電源	C-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
			D-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
			C-ローセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ローセント母線電圧の状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
			D-ローセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ローセント母線電圧の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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを制御する計器				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			
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後	
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 【図表-1】 【図表-2】 AMR個別操作要領書 【RHRによる格納容器除熱】	最終ヒートシシンの確保	原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	—	—	—	—	
		喪失熱除去系熱交換器冷却水量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	
		RCHW熱交換器出口温度	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	—	—	—	—	
判断基準（2/2）	原子炉格納容器内の水位	代替注水流速（常設）	1	1	1	①	—	代替注水流速（常設）、低圧原子炉代替注水流速、低圧原子炉代替注水流速（喪失期）、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流速、ベデスタル代替注水流速（喪失期）のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流速により代替監視可能	1	1	1	—
		低圧原子炉代替注水流速（喪失期）	2	2	2	—	—	—	2	2	2	—
		低圧原子炉代替注水流速（喪失期）	2	2	2	—	—	—	2	2	2	—
		格納容器代替スプレイ流量	1	1	1	—	—	—	2	2	2	—
		ベデスタル代替注水流速（喪失期）	2	2	2	—	—	—	2	2	2	—
		低圧原子炉代替注水流速	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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

項目	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				SBO
		分類	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「図表-1」 「図表-2」 AMI図個別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」	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（SA）	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度（SA）	2	2	2	サブプレッション・プール水温度（SA）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			
	補機監視機能	残留熱除去ポンプ出口圧力（A系、B系のみ）	2	2	2	①	—	—	—	—	—	—	—			
	残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度（SA）	2	2	2	2	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		
		残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量評価より代替監視可能			
	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	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	残留熱除去系熱交換器冷却水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	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—			
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—		
		RCW熱交換器出口温度	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—		
	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	①	—	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	2	残留熱除去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		

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器				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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後
事故時操作要領書（僅候 ベークス）、「圧力加増」 「PCV注水（燃料）」 「D/V注水（燃料）」 「S/C水位加増」 「PCV水素濃度抑制」 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1				
								代替注水流量 (常設)	1	1	1				
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2				
								低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2				
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1				
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0				
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1				
								原子炉圧力	2	2	1				
								原子炉圧力 (S.A)	1	1	1				
ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2												

別冊基準(2/5)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後
事故時操作要領書（僅候ベークス）、圧力制御（D/C/V）、水位制御（S/C）、水取制御（P/CV） 事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエル温度 (SA)	2	2	①	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) 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・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	①	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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			
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後	
事故時操作要領書（僅候） ベース）圧力制御] 「D/V注水制御」] 「S/C水抜制御」] 「PCV水蒸気制御」] 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「除熱-1」] 「除熱-2」]	判断基準（5 / 5） 電源		C-メタタクラ母線電圧	1	1	③	補助パラメータ 分類理由	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	1	—	計器故障等	SBO
			D-メタタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	1	—			
			C-ロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセンタの受電 状態を確認するパラメータ	1	—			
			D-ロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセンタの受電 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

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO
		分類	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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後					
事故時操作要領書（僅候ベークス） 「PCV圧力制御」 「D/V注水制御」 「S/C水位制御」 「PCV水素濃度制御」 事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認			
		ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	船形温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタタル温度 (SA) により代替監視可能				
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	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				
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	船形温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能				
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	7	7	7	①	—	ベデスタタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能				
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	船形温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能				
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能				
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	船形温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能				
		サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水 圧力 (SA)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能				
		サブプレッション・プール水 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能				
							原子炉水位 (SA)	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを監視する計器				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		計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後			負荷切り離し後
事故時操作要領書（僅候ベース）：圧力加算機「D/V」圧力加算機「S/C」水位加算機「PCV」水素濃度制御機 事故時操作要領書（シビアアクシデント）「除熱-1」「除熱-2」	補機監視機能 原子炉格納容器内の水位 操作 (2 / 2)	残留熱除去ポンプ出口圧力 (A系、B系のみ)	2	2	2	①	—	—	—	—	—	
		高圧原子炉代替注水流	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	0	0	0	0	0	0	0	0
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0
		残留熱代替除去系原子炉注水流	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
		残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
		高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3		
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器						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	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準地震）による対応手順 (2) 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）によるサブプレッション・プール水の除熱 事故時操作要領書（敬談 ペーパース） 「S/C温度制御」	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ 温度 (S A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水 温度 (S A)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (S A) 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	
		サブプレッション・プール水 温度 (S A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ圧力 (S A) 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	
	電圧	C-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		D-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		C-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセンタの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		D-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセンタの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
	最終ヒートシ ンクの確保	原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		残留熱除去系熱交換器冷却 水流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	
		RCW熱交換器出口温度	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状 況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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器				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	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後	SBO
事故時操作要領書（僅候ベース） （S/C温度制御）	判断基準 (2 / 2)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認	
			低圧原子炉代替管注水流速 (燃料減)	2	2	2	2	2	2	2	2		2
			格納容器代替スプレッド流量	2	2	2	2	2	2	2	2		2
			ベズスタル代替管注水流速 (燃料減)	2	2	2	2	2	2	2	2		2
			ベズスタル代替管注水流速 (燃料減)	2	2	2	2	2	2	2	2		2
			低圧原子炉代替管注水流速	1	1	1	1	1	1	1	1		1
			サブプレッション・プール水位 (S A)	2	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去ポンプ出口圧力 (A系、B系のみ)	2	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	2	2	2	2	2		2
操作 (1 / 2)	最終ヒーティングの確保	原子炉水位 (S A)	サブプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位 (燃料減)	2	2	2	2	2	2	2	2		
			原子炉水位 (燃料減)	2	2	2	2	2	2	2	2		
			原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	1		
			原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	2	2	2	2		
			サブプレッション・プール温度 (S A)	2	2	2	2	2	2	2	2		
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2	2		
			残留熱除去系熱交換器冷却水量	2	0	0	0	0	2	2	0		
			サブプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	1		
			原子炉水位 (S A)	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを制御する計器				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				
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後		
事故時操作要領書（僅候ベース） （S/C温度制御）	最終ヒートシシ ンクの確保	原子炉補機冷却ポンプ圧力 換気熱除去系熱交換器冷却 水流量 RCW熱交換器出口温度	原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	—	—	
			換気熱除去系熱交換器冷却 水流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	
			RCW熱交換器出口温度	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	—	—	—	—	
	原子炉格納容 器内の水位	操作 (2 / 2)	サブレーション・プール水 位 (SA)	原子炉格納容器内の水位	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	—	—	—	—	—	—
				低圧原子炉代替注水流量 (低帯域用)	2	2	2	—	—	—	—	—	—
				低圧原子炉代替注水流量 (低帯域用)	2	2	2	—	—	—	—	—	—
				格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	—	—	—	—	—	—
				代替注水流量 (常設)	2	2	2	—	—	—	—	—	—
				ベデスタル代替注水流量 (低帯域用)	2	2	2	—	—	—	—	—	—
低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—			
<p style="text-align: center;">代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量 (低帯域用)、格納容器代替ス プレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代 替注水流量 (低帯域用) のうち動作状態にある流量お よび水源である低圧原子炉代替注水水位により代替 監視可能</p> <p style="text-align: right;">監視事項は主要パラ メータにて確認</p>													

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
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) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 事故の操作要領書 (シビアアクシデント) AM設備別操作要領書 (F.C.V.S)による格納容器ベント)	原子炉格納容器内の放射線濃度	格納容器窒素放射線モニタ (ドライウェル)	2	2	1	①	[エア]放射線モニタ	18	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器窒素放射線モニタ (サブプレッシャ・チェンバ)	2	2	1	①	[エア]放射線モニタ	18	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	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	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	①	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にある温度及び圧力の関係から原子炉圧力は代替監視可能	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 (S A)	2	2	2	2	①	原子炉圧力 (広帯域)	2	2	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にある温度及び圧力の関係から原子炉圧力は代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	①	原子炉圧力 (S A)	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温度及び圧力の関係から原子炉圧力は代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	①	原子炉圧力 (S A)	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温度及び圧力の関係から原子炉圧力は代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		残留熱除去系入口温度	2	2	2	2	①	残留熱除去系入口温度	2	2	2	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圧力	サブプレッシャ・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	①	サブプレッシャ・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウェル圧力 (S A)	2	2	2	2	①	ドライウェル温度 (S A)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (S A) 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
		ベデスタル温度 (S A)	2	2	2	2	①	ベデスタル温度 (S A)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッシャ・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	①	サブプレッシャ・チェンバ圧力 (S A)	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
				2	2	2	①	サブプレッシャ・チェンバ圧力 (S A)	2	2	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	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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ, ④補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクションメント） AM設備（作業者用） （FCV/Sによる格納容器 ベント）	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		SBO
		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	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
	原子炉格納 容器内の水 位	ホプレーション・ブール 水位（SA）	1	1	1	-	代替注水流量（常設）	1	1	1	代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、 低圧原子炉代替注水流量（快帯域）のうち動作状態による 流量および水頭である低圧原子炉代替注水流量水位 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
							低圧原子炉代替注水流量 （快帯域）	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（快帯域） のうち動作状態による流量および水頭である低圧原子炉代替注水流量水位 により代替監視可能	
							格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	格納容器代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量、 低圧原子炉代替注水流量（快帯域）のうち動作状態による 流量および水頭である低圧原子炉代替注水流量水位 により代替監視可能	
							ベダスタル代替注水流量 （快帯域）	2	2	2	ベダスタル代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量、 低圧原子炉代替注水流量（快帯域）のうち動作状態による 流量および水頭である低圧原子炉代替注水流量水位 により代替監視可能	
	原子炉建屋 の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	1	0	0	-	静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	2	2	2	静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水 素処理装置出口温度の温度差により原子炉建屋水素 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
		静的触媒式水素処理装置 入口温度 静的触媒式水素処理装置 出口温度	2	2	2	-	-	2	2	2	2	

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	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	計器名称	計器数	SBO影響		評価	SBO					
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後							
														パラメータ 分類	計器数			
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「放出」AM設備別操作要領書（FCS）による格納容器（ベント）	判断基準（3 / 3）	電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ		1	1	—						
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ		1	1	—						
			C-ロードセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントの受電状態を確認するパラメータ					—					
			D-ロードセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントの受電状態を確認するパラメータ					—					
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ					—					
			SAロードセント母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントの受電状態を確認するパラメータ					—					
			原子炉格納容器内の放射線量率	操作（1 / 3）		格納容器監視放射線モニタ（ドライウエル）	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認	
						格納容器監視放射線モニタ（サフレーション・チェンバ）	2	2	1	①	—	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認
						原子炉建屋の放射線量率	1	6	0	①	—	—	原子炉建屋の放射線量率	2	2	2	2	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） AM設備別操作要領書 （FCV/SIによる格納容器 ベント）	項目	抽出パラメータの代償パラメータを計測する計器										SBO		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類	相対パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	計器故障等			
					直後	負荷切り離し後					直後		負荷切り離し後	
操作 (2 / 3)	原子炉格納 容器内の水 位	サブプレッション・プール 水位 (SA)	1	1	1	1	-	-	代替注水流量 (常設)	1	1	1	計器故障等	監視事項は主要パ ラメータにて確認
									低圧原子炉代替注水流量 (低圧域)	2	2	2		
									格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
									ベデスタル代替注水流量 (低圧域 用)	2	2	2		
									低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1		
									サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2		
									ドライウエル温度 (SA)	7	7	7		
									ベデスタル温度 (SA)	2	2	2		
									ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2		
									サブプレッション・チェン バ圧力 (SA)	2	2	2		
原子炉格納 容器内の圧 力														

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

項目	対応手段	抽出パラメータの代償パラメータを計測する計器										SBO影響		SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後		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		計器故障等			
					負荷切り離し後	負荷切り離し後					負荷切り離し後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書（シビアアクシデント） AM設備別操作要領書（FCV/SIによる格納容器ベント）		原子炉格納容器内の温度	ベドスタル温度 (S A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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		
			ドライウエル圧力 (S A)	7	7	7	7	①	—	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) 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・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	①	—	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (S A) 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	
			サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	①	—	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (S A) 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・プールの水温度 (S A)	2	2	2	2	①	—	2	2	2	2	サブプレッション・プールの水温度 (S A) 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	
			スクラフ容器水位	8	8	8	8	①	—	—	—	—	—	—	—	—
			スクラフ容器圧力	4	4	4	4	①	—	—	2	2	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器フィルタベント系の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			スクラフ容器温度	4	4	4	4	①	—	—	—	—	—	—	—	—
			第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ、低レンジ)	2 1	2 1	2 1	2 1	①	—	—	—	—	—	—	—	—

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対芯手順	項目	分類	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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「放出」 原子炉災害対策手順書 「第1ベントフィルタスクラップ容器内の水補給」 「大電送水車を使用した送水」	判 断 基 準	補機監視機 能	スクラップ容器水位	8	8	①	—	—	—	—	—	—	—
				8	8	①	—	—	—	—	—	—	—
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスクラップ容器水位調整」	判 断 基 準	補機監視機 能	スクラップ容器水位	8	8	①	—	—	—	—	—	—	—
				8	8	①	—	—	—	—	—	—	—
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 原子炉災害対策手順書 「可視式重蒸餾装置を使用した格納容器スクラップ系の重蒸ガス駆換」	判 断 基 準	原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	①	—	—	—	—	—	—	—
				2	2	①	—	—	—	—	—	—	—

1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対芯手順
(1) 交流動力電源が健全である場合の対芯手順
a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
b. 第1ベントフィルタスクラップ容器水位調整（水送り）

1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対芯手順
(1) 交流動力電源が健全である場合の対芯手順
a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
b. 第1ベントフィルタスクラップ容器水位調整（水抜き）

1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対芯手順
(1) 交流動力電源が健全である場合の対芯手順
a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
b. 格納容器フィルタベント系停止後の重蒸ガススキャン

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	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	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	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
													直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「放出」 原子炉異常対処手順書 「可搬式商業供給装置を使用中に格納容器フィルタベント系の系系がスウェッチ」	判断基準 (2 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①		7	7	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (S A) により代替監視可能		
				2	2	2	①		2	2	2	2	2	2	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	
				2	2	2	①		2	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (S A) により代替監視可能	
AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスクラフ容器水位調整」	操作	機械監視機能	第1ベントフィルタ出口水蒸気濃度	1	0	0	①	—	1	0	格納容器水蒸気濃度	1	0	0	原子炉格納容器内の水蒸気濃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
				4	4	4	①		2	2	2	2	2	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		
				4	4	4	①		2	2	2	2	2	2	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	
				4	4	4	①		2	2	2	2	2	2	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	
AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスクラフ容器水位調整」	操作	機械監視機能	スクラフ容器圧力	4	4	4	①	—	2	2	スクラフ容器圧力 (S A)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	③		2	2	2	2	2	2	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	
				8	8	8	①		8	8	8	8	8	8	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	
				8	8	8	①		8	8	8	8	8	8	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	

1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順
 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順
 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 (6) 第1ベントフィルタスクラフ容器水位調整

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO				
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 事故の操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AMR個別操作要領書 「RHAR」による格納容器除熱	原子炉格納容器内の放射線運搬	格納容器空気放射線モニタ (ドライウェル)	2	2	2	1	①	-	[エア]放射線モニタ	18	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
									[エア]放射線モニタ	18	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能			
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	2	2	①	-	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和温度にあると想定し、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	
										原子炉圧力 (S/A)	1	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		
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (S/A)	2	2	2	2	2	①	-	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	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	
										サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	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		
										ドライウェル温度 (S/A)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度 (S/A)又はベドスタル温度 (S/A)により代替監視可能		
	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	2	2	①	-	ドライウェル温度 (S/A)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
ベドスタル温度 (S/A)										2	2	2				

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

項目	分類	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		評価		SBO
				計器数	直後			負荷切り直し後	計器数	計器故障等		
											直後	
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AMR時機別操作要領書 「RHAKKによる格納容器 除熱」	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（SA）	2	2	2	—	①	2	2	計器故障等 サブプレッション・プール水温度（SA）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	
		サブプレッション・チェン バ温度（SA）	2	2	2	—	①	2	2	計器故障等 サブプレッション・チェンバ温度（SA）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	
		ドライウエル温度（S A）	7	7	7	—	①	2	2	計器故障等 飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェ ンバ圧力（SA）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	
最終セー ト リンクの風 俵	電源	残厚熱除去系熱交換器冷 却水流量（B系のみ）	1	0	0	—	①	—	—	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測すること ができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
		緊急用メタタラ電圧	1	1	1	緊急用メタタラの受電状 態を確認するパラメータ	③	—	—	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力（S A）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）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	
	電源	SAロードセンタ母線電 圧	1	1	1	緊急用ロードセンタの受 電状態を確認するパラ メータ	③	—	—			

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										SBO	
		分類	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		
					直後	負荷切り離し後					直後		負荷切り離し後
事故時操作要領書（ンピア アクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AMI特別操作要領書 「RHAKによる格納容器 除熱」	判 断 基 準 (3 / ~)	水源の確保	① ②	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	監視事項は主要パ ラメータにて確認
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
								残留熱代替除去系格納容器スプレイ 流量	1	1	1	1	
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1	
								高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0	
								残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	
								低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0	
								残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	2	

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータの代数パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代数パラメータを計測する計器				SBO				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響					
					直後	負荷切り離し後			計器故障等		直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「除熱-1」「除熱-2」 AM設備別操作要領書「RHAKKによる格納容器除熱」	原子炉圧力 容器内の水位	「原子炉水位（除熱破）」 「原子炉水位（除熱破）」 「原子炉水位（燃料破）」	3 2 2	3 2 2	3 1 1	① ① ①	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
								代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2	2 2		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
								原子炉圧力	2	2	2	2		
								原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1		
								サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2		

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータの代償パラメータを計測する計器										SBO
		分類	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	計器数		計器故障等	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「RHAKKによる格納容器 除熱」	操作 (2 / 5) 原子炉圧力 容器内の水 位		原子炉圧力	1	1	①		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することが でき、監視可能		
			原子炉水位 (S.A)	1	1	①		2	2			
			原子炉水位 (燃料域)	2	2			2	2			
			原子炉水位 (燃料域)	2	2			2	2			
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1			1	1			
			原子炉水位 (S.A)	1	1			1	1			
			原子炉水位 (S.A)	1	1			1	1			
			原子炉水位 (S.A)	1	1			1	1			
			原子炉水位 (S.A)	1	1			1	1			
			原子炉水位 (S.A)	1	1			1	1			
			原子炉水位 (S.A)	1	1			1	1			
			原子炉水位 (S.A)	1	1			1	1			
			原子炉水位 (S.A)	1	1			1	1			
			原子炉水位 (S.A)	1	1			1	1			

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	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	計器数	計器故障等		SBO	
					直後	負荷切り離し後				計器数	計器故障等		
													SBO影響 直後
事故時操作要領書 (シビア アクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AMR機別操作要領書 「RHAKRによる格納容器 除熱」	原子炉格納 容器内の圧 力	原子炉格納 容器内の圧 力	原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	
操作 (3 / 5)	原子炉格納 容器内の圧 力	原子炉格納 容器内の圧 力	原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

項目	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			SBO			
			計器数	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器数	SBO影響					
							直後	負荷切り離し後				
対応手段 事故時操作要領書（シビアアクシデント）「除熱-1」「除熱-2」 AM取組引操作要領書「RHAAR」による格納容器除熱	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	①	—	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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		
		ドライウエル温度 (SA)	7	①	—	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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		
	原子炉格納容器への注水量	残留熱代除去系原子炉注水流量	1	①	—	1	1	2	1	前線除去に必要な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	
		残留熱代除去系原子炉注水温度 (SA)	2	①	—	2	2	2	2	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位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	
	最終ヒートシンクの確保	残留熱代除去系熱交換器出口温度 (B系のみ)	1	①	—	1	1	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) 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	
		残留熱代除去系格納容器スプレイ流量	1	①	—	1	1	2	2	残留熱代除去系原子炉注水流量と残留熱代除去系ポンプ出口圧力 (SA)、サブプレッション・プール水位 (SA) と残留熱代除去系ポンプの注水特性から推定した総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	
	—	—	残留熱代除去系熱交換器冷却水流量 (B系のみ)	1	①	—	0	0	2	2	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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

項目	分類	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	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	SBO影響		計器故障等	SBO			
				直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後									
対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備引操作要領書 「RHAKKによる格納容器 除熱」	補機監視機 能	残留熱代替除去系ポンプ 出口圧力	2	2	2	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
		残留熱代替除去系ポンプ出 口流量	1	1	1	③	残留熱代替除去系の運転 状態を確認するパラメー タ	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
機 作 (5 / 5)	水源の確保	サブプレッジョン・プー ル水位 (SA)	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	サブプレッジョン・プー ルを水源とするポンプの注水 停止サブプレッジョン・プー ル水位 (SA) の代替監 視可能
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			残留熱代替除去系格納容器スプレ イ流量	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	サブプレッジョン・プー ルを水源とするポンプが正 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
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	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		詳細	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.0.1. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 アクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 PFCによるコアフロー シヨノンブームル水D1H制 御」	原子炉格納 容器の放射 熱線量率	格納容器空相気放射線モ ニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
		格納容器空相気放射線モ ニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
判 断 基 準	原子炉圧力 容器内の温 度	原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力の上昇より代替監視可能	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 (S A)	2	2	2	—	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力の上昇より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
		原子炉圧力	2	2	2	—	—	原子炉圧力 (燃料藏)	2	2	2	原子炉圧力の上昇より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
		原子炉圧力	2	2	2	—	—	原子炉圧力 (燃料藏)	2	2	2	原子炉圧力の上昇より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
操 作	補機監視機 能	葉液タンク水位	1	1	1	③	原子炉格納容器内のD H を確認するパラメータ	原子炉水位 (S A)	1	1	1	原子炉水位の上昇より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
		葉液タンク水位	1	1	1	③	原子炉格納容器内のD H を確認するパラメータ	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	2	2	2	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

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重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		抽出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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
														パラメータ分類
1.7.0.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (1) 不凝縮力電線断線等である場合の対応手順 d. ドライウェルP H制御 事故的操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM手順別操作要領書 「格納容器スプレッドによるドライウェルP H制御」	原子炉格納容器内の放射線量率	2	格納容器黎明気放射線モニタ (ドライウェル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 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
	原子炉格納容器内の温度	2	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	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 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
	最終ヒートシンクの確係	1	残留熱除去系熱交換器冷却水流量 (B系のみ)	1	0	0	①	—	原子炉水位 (S A)	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	
														原子炉格納容器への注水量
	補機監視機能	2	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	①	—	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	7	2	

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
1.7.6.1. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (1) 本機動力電源供給装置の名称を、並びに手順 e. 可搬式薬液供給装置による原子炉格納容器への薬液ガス供給 事故的操作要領書（シビア アクシデント） 原子炉薬液対策手順書 原子炉格納容器内の放 射線濃度を、使用 した格納容器の薬液ガス 置換]	原子炉格納 容器内の放 射線濃率	格納容器内気放射線モ ニタ（ドライウエル）	2	2	1	①	—	[エア]放射線モニタ]	18	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パ ラメータにて確認	
		格納容器内気放射線モ ニタ（サブプレッション・ チェンバ）	2	2	1	①	—	[エア]放射線モニタ]	18	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能 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	原子炉圧力容器温度（S A）	原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にある 飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力は、 代替監視可能
			原子炉圧力（S A）	1	1	1	①	—	原子炉圧力（S A）	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 飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力は、 代替監視可能
			原子炉圧力（燃料域）	2	2	2	①	—	原子炉圧力（燃料域）	2	2	2	原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にある 飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力は、 代替監視可能
			原子炉圧力（燃料域）	2	2	2	①	—	原子炉圧力（燃料域）	2	2	2	原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にある 飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力は、 代替監視可能
	明 瞭 基 準	原子炉格納 容器内の圧 力	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	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
			サブプレッション・チェンバ圧力（S A）	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力（S A）	2	2	2	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
		原子炉格納 容器内の圧 力	ドライウエル圧力（S A）	2	2	2	①	—	ドライウエル温度（S A）	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度（S A）又はベデスタル温度（S A）により代替監視可 能
			サブプレッション・チェン バ圧力（S A）	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェン バ圧力（S A）	2	2	2	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

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータの代償パラメータを計測する計器										SBO	
		分類	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	計器故障等		
					直後	負荷切り離し後					直後		負荷切り離し後
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「放出」 原子炉異常対処手順書 「可搬式営業供格納容器使用した格納容器の営業ガス置換」	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバール圧力 (S A)	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバール圧力 (S A)	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			2	2	2	2	①	—	ドライウェル温度 (S A)	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度 (S A) 又はベドスタル温度 (S A) により代替監視可能	
			2	2	2	2	①	—	ベドスタル温度 (S A)	2	2		
			2	2	2	2	①	—	ドライウェル圧力 (S A)	2	2	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	
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバール圧力 (S A)	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバール圧力 (S A)	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバール温度 (S A) 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	2	2	①	—	サブプレッション・プールの水温度 (S A)	2	2	サブプレッション・プールの水温度 (S A) の温度変化により代替監視可能	
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 [格納容器水素濃度]	1	0	0	0	①	—	格納容器水素濃度 (S A)	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
			1	0	0	0	①	—	格納容器水素濃度 (S A)	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	

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

項目	分類	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		計器故障等	SBO
				直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「放出」 原子炉異常対処手順書 「可搬式営業用格納容器を 用いた格納容器の営業ガス 置換」	原子炉格納 容器内の 蒸気濃度	格納容器蒸気濃度 〔格納容器蒸気濃度〕	1 1	0 0	0 0	—	①	0 0	0 0	直接的に格納容器内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
		格納容器蒸気濃度 〔格納容器蒸気濃度〕	1 1	0 0	0 0	0 0	—	①	0 0	0 0	
操作 (2 / 2)	原子炉格納 容器内の 蒸気濃度	ドライウェル圧力 (SA)	2	2	2			2	2	ドライウェル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の蒸気 (蒸液) の流入の有無により、水蒸気発生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
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2			2	2	ドライウェル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の解析結果により、格納容器蒸気濃度の代替監視可能	
	原子炉格納 容器内の 蒸気濃度	格納容器蒸気濃度	1	0	0			0	0	直接的に格納容器内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
		格納容器蒸気濃度	1	0	0			0	0	直接的に格納容器内蒸気濃度を計測することができ、監視可能	
	原子炉格納 容器内の 蒸気濃度	格納容器蒸気濃度 〔格納容器蒸気濃度〕	2	2	2			2	2	格納容器蒸気濃度監視モニタ (ドライウェル) 又は格納容器蒸気濃度監視モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器蒸気濃度 (SA) の代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
		格納容器蒸気濃度 〔格納容器蒸気濃度〕	2	2	2			2	2	格納容器蒸気濃度監視モニタ (ドライウェル) 又は格納容器蒸気濃度監視モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器蒸気濃度 (SA) の代替監視可能	
	原子炉格納 容器内の 蒸気濃度	ドライウェル圧力 (SA)	2	2	2			2	2	ドライウェル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の蒸気 (蒸液) の流入の有無により、水蒸気発生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
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2			2	2	ドライウェル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の解析結果により、格納容器蒸気濃度の代替監視可能	

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ, ④補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクション） AM設備（機体監視用） （TRIS）（遠隔手動操作機 ）による格納容器へ 「放し」 AM設備（機体監視用） （TRIS）（遠隔手動操作機 ）による格納容器へ 「放し」	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		SBO	
		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		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
	原子炉格納 容器内の水 位	ホプレッション・ブール 水位（SA）	1	1	1	-	代替注水流量（常設）	1	1	1	代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、 低圧原子炉代替注水流量（快帯域）のうち動作可能に なる流量および水頭である低圧原子炉代替注水水位 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	
							低圧原子炉代替注水流量 （快帯域）	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量、 低圧原子炉代替注水流量（快帯域）のうち動作可能に なる流量および水頭である低圧原子炉代替注水水位 により代替監視可能		
							格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	格納容器代替注水流量、 低圧原子炉代替注水流量（快帯域）のうち動作可能に なる流量および水頭である低圧原子炉代替注水水位 により代替監視可能		
							ペダスタル代替注水流量 （快帯域）	2	2	2	ペダスタル代替注水流量、 低圧原子炉代替注水流量（快帯域）のうち動作可能に なる流量および水頭である低圧原子炉代替注水水位 により代替監視可能		
	原子炉建屋 の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	1	0	0	-	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	低圧原子炉代替注水流量、 低圧原子炉代替注水流量（快帯域）のうち動作可能に なる流量および水頭である低圧原子炉代替注水水位 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	
		静的触媒式水素処理装置 入口温度 静的触媒式水素処理装置 出口温度	2	2	2	2	2	2	2	2	2		静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水 素処理装置出口温度の温度差により原子炉建屋水素 濃度の代替監視可能
			2	2	2	①	①	①	①	①			
			2	2	2	①	①	①	①	①			

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクションメント） AMR設備別操作要領書 （FRS）（SWS）（SWS操作機 ）による格納容器へン ト）	項目	分類	計器名称	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	計器名称	計器数			計器数	SBO影響		計器故障等	SBO			
				計器数	直後	負荷切り離し後			計器数	直後	負荷切り離し後								
													パラメータ 分類	計器数			直後	負荷切り離し後	
判断基準 (3 / 3)	電源		C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③ 非常用メタクラの受電状 態を確認するパラメータ		1	1	1	1	0	0					
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③ 非常用メタクラの受電状 態を確認するパラメータ		1	1	1	1	0	0					
			C-ロードセント母線電圧	1	1	1	③ 非常用ロードセントの受 電状態を確認するパラ メータ		1	1	1	1	0	0					
			D-ロードセント母線電圧	1	1	1	③ 非常用ロードセントの受 電状態を確認するパラ メータ		1	1	1	1	0	0					
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③ 緊急用メタクラの受電状 態を確認するパラメータ		1	1	1	1	0	0					
			S Aロードセント母線電 圧	1	1	1	③ 緊急用ロードセントの受 電状態を確認するパラ メータ		1	1	1	1	0	0					
			原子炉格納 容器内の放 射線量率	操作 (1 / 3)		格納容器監視放射線モ ニタ（ドライブウエル）	2	2	1	①	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
						格納容器監視放射線モ ニタ（サフレーション・ チェンバ）	2	2	1	①	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
						原子炉建屋 の水蒸気濃度	1 6	0	0	①		静的触媒式水蒸気処理装置入口温度 静的触媒式水蒸気処理装置出口温度	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	静的触媒式水蒸気処理装置入口温度及び動的触媒式水 蒸気処理装置出口温度の温度差により原子炉建屋水蒸 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

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「放出」 AM設備別操作要領書 TRYS（遠隔手動弁操作機 構）による格納容器ベ ン	項目	抽出パラメータの代償パラメータを計測する計器										SBO		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類	計器名称	計器数	計器故障等			計器故障等	
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
操作 (2 / 3)	原子炉格納 容器内の水 位	原子炉格納 容器内の水 位	サブプレッション・プール 水位 (SA)	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	
				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
操作 (2 / 3)	原子炉格納 容器内の圧 力	原子炉格納 容器内の圧 力	サブプレッション・チェン バ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
				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

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

項目	対応手段	抽出パラメータの代償パラメータを計測する計器										SBO						
		分類	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後						
事故時操作要領書（シビアアクシデント） AM設備別操作要領書 TRYS（遠隔手動弁操作機 構）による格納容器ベント		原子炉格納 容器内の温 度	ドライウエル温度（S A）	7	7	7	①	—	ベドスタル温度（S A）	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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				
				7	7	7	①		ドライウエル圧力（S A）	2	2	2	2			飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力（S A）又はサブプレッション・チェンバ圧力（S A）の 上昇により代替監視可能		
				7	7	7	①		サブプレッション・チェンバ圧力（S A）	2	2	2	2			同上		
			原子炉格納 容器内の温 度	サブプレッション・チェン バ温度（S A）	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度（S A）	2	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度（S A）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
				サブプレッション・プール 水温度（S A）	2	2	2	①		サブプレッション・チェンバ圧力（S A）	2	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェ ンバ圧力（S A）により代替監視可能	
				スクラフ容器水位	8	8	8	①		—	—	—	—	—	—	—	—	
			最終ヒート シシクスの確 係	スクラフ容器圧力	4	4	4	①	—	スクラフ容器圧力（S A）	2	2	2	2	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器 フィルタベント系の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
				スクラフ容器温度	4	4	4	①		—	—	—	—	—	—	—	—	
				第1ベントフィルタ出口 放射線モニタ（高レン シ、低レンジ）	2 1	2 1	2 1	①		—	—	—	—	—	—	—	—	

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器			評価			SBO					
					パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	SBO影響		計器故障等						
								直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器フィルタバ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) b. 第1ベントフィルタスクラフ容器水位調整 (水張り) c. 第1ベントフィルタスクラフ容器水位調整 (水抜き)	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 原子炉災害対策手順書 「第1ベントフィルタスクラフ容器への水補給」	補機監視機能	スクラフ容器水位	8	8	①	—	—	—	—	—					
		補機監視機能	スクラフ容器水位	8	8	①	—	—	—	—	—					
	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器フィルタバ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) b. 第1ベントフィルタスクラフ容器水位調整 (水抜き)	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」	補機監視機能	スクラフ容器水位	8	8	①	—	—	—	—	—				
			補機監視機能	スクラフ容器水位	8	8	①	—	—	—	—	—				
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器フィルタバ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) b. 第1ベントフィルタスクラフ容器水位調整 (水張り)	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」	補機監視機能	スクラフ容器水位	8	8	①	—	—	—	—	—					
		補機監視機能	スクラフ容器水位	8	8	①	—	—	—	—	—					
	AM設備別要領書 「第1ベントフィルタスクラフ容器水位調整」	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」	補機監視機能	スクラフ容器水位	8	8	①	—	—	—	—	—				
			補機監視機能	スクラフ容器水位	8	8	①	—	—	—	—	—				
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器フィルタバ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) b. 第1ベントフィルタスクラフ容器水位調整 (水張り)	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 原子炉災害対策手順書 「可搬式蒸発供給装置を使用した格納容器フィルタバント系の蒸発ガス置換」	格納容器空気放射線モニタ (トワイエール)	格納容器空気放射線モニタ (トワイエール)	2	2	①	—	—	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		格納容器空気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)	格納容器空気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)	2	2	①	—	—	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
	判断基準 (1) / (2)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	①	—	—	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
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力 (S/A)	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	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	2	①	—	—	2	2	2	2	2	2	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

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重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	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	SBO影響		計器故障等	SBO			
					パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
															パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「放出」 原子炉異常対処手順書 「可搬式商業用格納容器を使用した格納容器フィルタシステム系の蒸発ガス燃焼」	判断基準 (2 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバース圧力 (S A)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバース圧力 (S A)	2	2	2	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認				
			ドラライウェル温度 (S A)	7	7	7	7	ドラライウェル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (S A) により代替監視可能	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドラライウェル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (S A) により代替監視可能					
			ベデスタル温度 (S A)	2	2	2	2	ベデスタル温度 (S A)	2	2	2	ベデスタル温度 (S A) により代替監視可能					
			ドラライウェル圧力 (S A)	2	2	2	2	ドラライウェル圧力 (S A)	2	2	2	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					
AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスクラム容器水位調整」	操作	機械監視機能	サブプレッション・チェンバース圧力 (S A)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバース圧力 (S A)	2	2	2	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認				
			第1ベントフィルタ出口水蒸気濃度	1	0	0	0	第1ベントフィルタ出口水蒸気濃度 (S A)	1	0	0	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバース圧力 (S A) により代替監視可能					
			スクラム容器圧力	4	4	4	4	スクラム容器圧力 (S A)	2	2	2	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					
			スクラム容器水位	8	8	8	8	スクラム容器水位 (S A)	2	2	2	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					
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交換動力電源喪失時の対応手順 a: 格納容器フィルタシステム系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) b: 第1ベントフィルタスクラム容器水位調整 (6) 第1ベントフィルタスクラム容器スクラム水位調整	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交換動力電源喪失時の対応手順 a: 格納容器フィルタシステム系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) b: 第1ベントフィルタスクラム容器水位調整 (6) 第1ベントフィルタスクラム容器スクラム水位調整	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスクラム容器水位調整」	操作	機械監視機能	スクラム容器水位	8	8	8	スクラム容器水位 (S A)	2	2	2	計器故障等	スクラム容器水位 (S A)	2	2	2	スクラム容器フィルタシステム系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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	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			
					SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器数	計器名称	計器数	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手順 (c) 全自動制御装置を起動して監視手続 b. 可搬式薬液供給装置による原子炉格納容器への薬液ガス供給 事故的操作要領書（シビア アクシデント） 原子炉薬液対策手順書 を用いた格納容器の薬液ガス 置換]	原子炉格納 容器内の放 射線濃度	格納容器黎明気放射線モ ニタ（ドライウエル）	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
														格納容器黎明気放射線モ ニタ（サブプレッション・ チェンバ）
	原子炉圧力 容器内の温 度	原子炉圧力 容器内の温 度	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力 容器内の温度が飽和状態にある ため監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
									原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にある 原子炉温度/圧力の関係から原子炉圧力は、 代替監視可能	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (S A)	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	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	
									サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	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	
	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 (S A)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (S A)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (S A) 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
ベデスタル温度 (S A)									2	2	2			
ドライウエル圧力 (S A)									2	2	2	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		
サブプレッション・チェン バ圧力 (S A)									2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェ ンバ温度 (S A) 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータの代償パラメータを計測する計器										SBO			
		分類	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	計器故障等				
					直後	負荷切り離し後					直後		負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「放出」 原子炉異常対処手順書 「可搬式営業供送装置を使 用した格納容器の営業ガス 置換」	原子炉格納 容器内の圧 力 機 作 (1 / 2)	原子炉格納 容器内の圧 力	サブプレッション・チェン バ圧力 (S A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	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	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
			ドライウエル温度 (S A)	2	2	—	—	ドライウエル温度 (S A) 又はベドスタル温度 (S A) により代替監視可 能	7	7	2	2			
			ベドスタル温度 (S A)	2	2	—	—	—	2	2	2	2		2	
			サブプレッション・チェン バ圧力 (S A)	2	2	—	—	—	2	2	2	2		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	
		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 (S A)	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (S A)	2	2	2	2	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
			格納容器水素濃度 〔格納容器水素濃度〕	1	1	0	0	①	—	サブプレッション・プール水温度 (S A) の温度変化 により代替監視可能	2	2	2	2	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
		原子炉格納 容器内の水 素濃度	格納容器水素濃度 (S A)	1	1	0	0	①	—	格納容器水素濃度 (S A)	1	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
			格納容器水素濃度 (S A)	1	1	0	0	①	—	格納容器水素濃度	1	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

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

項目	分類	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		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
				直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
												直後	負荷切り離し後		
対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「放出」 原子炉異常対処手順書 「可搬式営業用格納容器を 使用した格納容器の営業ガス 置換」	原子炉格納 容器内の 蒸気濃度	格納容器蒸気濃度 〔格納容器蒸気濃度〕	1 1	0 0	0 0	—	①	0 0	0 0	格納容器蒸気濃度 (S A)	1	0 2	0 2	直接的に格納容器内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
		格納容器蒸気濃度 〔格納容器蒸気濃度〕	1 1	0 0	0 0	—	①	0 0	0 0	格納容器蒸気濃度 (S A)	1	0 2	0 2	直接的に格納容器内蒸気濃度を計測することができ、監視可能	
操作 (2 / 2)	原子炉格納 容器内の 蒸気濃度	ドライウェル圧力 (S A)	2	2	2	—	—	2	2	ドライウェル圧力 (S A)	2	2	2	ドライウェル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) により、事故後の格納容器内の蒸気 (蒸液) の流入の有無により、水蒸気発生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
		サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	—	—	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の流入の有無により、水蒸気発生の可能性を把握可能	
		格納容器蒸気濃度 (S A)	1	0	0	—	—	0	0	格納容器蒸気濃度	1	0	0	直接的に格納容器内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
		格納容器蒸気濃度 (S A)	1	0	0	—	—	0	0	格納容器蒸気濃度	1	0	0	直接的に格納容器内蒸気濃度を計測することができ、監視可能	
		格納容器蒸気濃度 (S A)	2	2	2	—	—	2	2	格納容器蒸気濃度 (ドレイウェル)	2	2	2	格納容器蒸気濃度 (ドレイウェル) 又は格納容器蒸気濃度 (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器蒸気濃度 (S A) の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		格納容器蒸気濃度 (S A)	2	2	2	—	—	2	2	格納容器蒸気濃度 (サブプレッション・チェンバ)	2	2	2	格納容器蒸気濃度 (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器蒸気濃度 (S A) の代替監視可能	
		ドライウェル圧力 (S A)	2	2	2	—	—	2	2	ドライウェル圧力 (S A)	2	2	2	ドライウェル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) により、事故後の格納容器内の蒸気 (蒸液) の流入の有無により、水蒸気発生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
		サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	—	—	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の流入の有無により、水蒸気発生の可能性を把握可能	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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 負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離し後		
													項目	項目
1.8.2.1 ベンデスタル内に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)ベンデスタル内注水 a. ベンデスタル代替注水系（常設）によるベンデスタル内への注水	原子炉格納容器内の放射線量率	放射線監視器 （トワイエール）	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能		
事故時操作要領書 （シリアクシデント） 【注水-3a】 【注水-3b】 AW設備別操作要領書 【APFS（常設）による ベンデスタル注水】	判断基準 （1 / 6）	原子炉圧力容器内の温度	2	2		①	—	原子炉圧力	2	2	1		監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1			
								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
								原子炉水位 (SA)	1	1	1			
		残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2		残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	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

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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シリアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMN(個別操作手順書) 「APFS (省設)」による ベントスタル注水)	項目	抽出パラメータを計測する計器											
		分類	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	計器故障等			SBO	
					直後	負荷切り離し後			計器故障等	直後	負荷切り離し後		
	判断基準 (2 / 6)	原子炉圧力容器 内の圧力	原子炉圧力 (SA)	1						1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
			原子炉水位 (圧力機)	2						2	2	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	
			原子炉水位 (燃料機)	2						2	2	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	
			原子炉圧力 (SA)	1						1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力容器温度 (SA)	2						2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2						2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (圧力機)	2						2	2	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	
			原子炉水位 (燃料機)	2						2	2	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	
			原子炉水位 (SA)	1						1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力容器温度 (SA)	2						2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ、④補助パラメータ

対応手段 (シビアアクシデント) [注水-3 a] [注水-3 b] AMN(個別操作手順書) [APFS (常設)]による ベントスタル注水]	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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	SBO
	判 断 基 準 (3 / 6)	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)	3 2 2	3 2 2		原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料棒用)	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料棒用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代離除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2									

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO				
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMI個別操作要領書 「APFS (常設) による ベンスタル注水」	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 (S.A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1		1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
				1	1	1	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1		1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
				2	2	2	—	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2		2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
				1	1	1	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1		1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1		0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
				3	3	3	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3		0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1		0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1		1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
				2	2	2	—	原子炉圧力	2	2	2	原子炉圧力	2		2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				1	1	1	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				2	2	2	—	サブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A)	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A)	2		2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能

別冊基準 (4 / 6)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕 AMM(個別操作要領書) 〔APFS (常設)〕による ベデスタル注水)	項目	抽出パラメータを計測する計器											
		分類	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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) 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・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
		サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) 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
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
		ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
		ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
		ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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

別
冊
第
5
巻
の
2

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										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					SBO影響				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	計器故障等	SBO							
事故時操作要領書 (シリアクシデント) [注水-3 a] [注水-3 b] AMR個別操作要領書 [APFS (常設)]による ベプスタル注水	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 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器水素濃度	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								
		制御棒の位置	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	②	—	中生子源領域計装	4	0	0	中生子源領域計装又は平均出力領域計装により、未懸架維持の確立可能	監視事項は代替パラメータにて確認							
	電源	緊急用メタクラ電圧	緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—								
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—								
	水源の確保	代替注水流量	代替注水流量 (常設)	1	1	1	—	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	低圧原子炉代替注水罐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時灌漑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							
			原子炉水位 (圧蒸域)	2	2	2	—	—	原子炉水位 (圧蒸域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	—	—							
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水罐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							
			サブプレッショヨン・プール水位 (SA)	1	1	1	—	—	サブプレッショヨン・プール水位 (SA)	1	1	1	—	—							
			低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0	—	—	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0	低圧原子炉代替注水罐を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水罐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							

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										SBO	
		分類	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	計器故障等		監視事項は主要パラ メータにて確認		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕 AMR(個別操作要領書) 〔APFS (常設)〕による ベデスタル注水)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) 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・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ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
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 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
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温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
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 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
		ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	—	—

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕〕 AMM図別操作要領書 〔APFS (常設) による ベデスタル注水〕	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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
															SBO影響
	操 作 (2 / 3)	原子炉格納容 器内の水位	ベデスタル水位	4	4	4	①	-	代替注水流量 (常設)	1	1	1	ベデスタルへ注水している系統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	
									格納容器代替スプレイ流量	2	2	2			
									ベデスタル代替注水流量	2	2	2			
									低圧原子炉代替注水水位	1	1	1			水源である低圧原子炉代替注水水位の水位変化より代替監視可能
									低圧原子炉代替注水水位	1	1	1			水源である低圧原子炉代替注水水位の水位変化より代替監視可能
									ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2			ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧により代替監視可能
									サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2			
									ドライウエル水位	3	3	3			
									サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1			注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能
									ベデスタル水位	4	4	4			
									ベデスタル水位	4	4	4			

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕 AMM(個別操作要領書 「APFS (常設) による ベンダスタル注水)〕	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	計器故障等				SBO	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	計器数	計器故障等			
					直後					負荷切り離し後	直後		負荷切り離し後
	補機監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	2	①	—	—	—	—	—	—	—	
操 作 (3 / 2)	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽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槽水位の代替監視可能
			2	2			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	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能
			1	1			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能
			1	1			サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能
		低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	0			低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0	0	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽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

1.8 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	SBO
1.8.2.1 ベンデスタル内に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (シリアアクシデント) [注水-1] [注水-2] AW設備別操作要領書 (CWTによるベンデスタル 注水) (CWTによる格納容器ス プレイン)	原子炉格納容 器内の放射線 量率	格納容器内放射線モニ タ (トライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ]	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	
		格納容器内放射線モニ タ (サブプレッジョン・チエ ンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ]	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	
判断基準 (1 / 6)	原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力容 器内温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力 監視可能	
								原子炉圧力 (S A)	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 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	
								原子炉水位 (圧差域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	
								原子炉水位 (S A)	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	
	残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	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

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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ、④補助パラメータ

対応手段 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMM(個別操作手順書) 「CW-T」によるベアスタル注水」 「CW-T」による格納容器スプレイ」	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	負荷切り離し後	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
														パラメータ分類	SBO影響
	判 断 基 準 (2 / 6)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位 (燃料棒)] [原子炉水位 (圧縮機)] [原子炉水位 (燃料棒)] [原子炉水位 (燃料棒)]	3	3	3	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
				2	2	2	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1				
				2	2	2	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1				
				2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (燃料棒用)	2	2	2	2			
				2	2	2	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1			
				3	3	3	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
				2	2	2	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0			
				2	2	2	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
				2	2	2	1	残留熱代離除去系原子炉注水流量	1	1	1	1			
				2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2	2		1	
				2	2	2	1	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能
				2	2	2	1	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		2	

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 「シビアアクシデント」 「注水-1」 「注水-2」 AMM個別操作要領書 「CWLTによるペダスタル注水」 「CWT」による格納容器ス 「トレイ」	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	評価	
		分類	計器名称	計器数			直後	負荷切り離し後	SBO影響			
									直後			負荷切り離し後
	原子炉圧力容器 炉内の水位	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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		
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1					
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1					
			低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2 2	2 2	2 2	2 2					
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1					
			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0					
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0					
			低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0					
			残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1					
			原子炉圧力	2	2	2	2					
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1					
			ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2					

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シリアクシダント) 「注水-1」 「注水-2」 AMM個別操作手順書 「注水」によるベガスタル 「CWTT」による格納容器ス 「トレイ」	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		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
	判断基準 (4 / 6)	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
								原子炉水位 (圧蒸機)	2	2	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	
								原子炉水位 (燃料機)	2	2		
								原子炉水位 (SA)	1	1		
								原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2		
								原子炉圧力	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
								原子炉水位 (圧蒸機)	2	2	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	
								原子炉水位 (燃料機)	2	2		
								原子炉水位 (SA)	1	1		
								原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2		

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										計器		SBO			
		分類	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	計器数		計器故障等	SBO					
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後							
事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM図(個別操作要領書) 〔CWTによるベデスタル注水〕 〔CWTによる格納容器スプレイ〕	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	7	7	7	7	7	7	7		総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	2	2	2	2	2	2	2		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	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
				サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	—	2	2	2	2	2	2	2		総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能
				ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度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	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	7	7	7	7	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温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
				サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	—	2	2	2	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 程により代替監視可能	
				サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
ドライウエル圧力 (SA)	2			2	2	—	2	2	2	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 程により代替監視可能			
サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2			2	2	—	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能			
		ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	—				

別
冊
第
5
巻
の
2

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	直後	負荷切り離し後	計器数	SBO影響						
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後					
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMM個別操作要領書 「注水」 「CWT」によるベガスタル 「レイ」による格納容器ス 「レイ」	原子炉格納容 器内の水素濃 度	格納容器水素濃度 (S/A)	1	0	0	①	0	0	1	0	格納容器水素濃度	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		
		制御棒の位置 [制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	②	0	0	4	0	中生子源領域計装 平均出力領域計装	6	6	0	中生子源領域計装又は平均出力領域計装により、未懸 界維持の確立可能	監視事項は代替パラ メータにて確認		
	電源	C-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	1	1	1	1	非常用メタカラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			D-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	1	1	1	1	非常用メタカラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			C-ロードセントタ母線電圧	1	1	1	③	1	1	1	1	非常用ロードセントタの受電 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	D-ロードセントタ母線電圧	1	1	1	③	1	1	1	1	非常用ロードセントタの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			1	1	0	③	0	0	1	1	1	復水貯蔵タンクの運転状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM図解別操作要領書 〔CWTによるベズスタル 注水〕 〔CWTによる格納容器ス プレイ〕	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	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		SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
	操作 1 2	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			ベズスタル温度 (SA)	2	2	—	—	ベズスタル温度 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベズスタル温度 (SA) 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・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			ベズスタル温度 (SA)	2	2	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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 (SA)	2	2	①	—	ベズスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	—	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ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
			ベズスタル温度 (SA)	2	2	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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 (SA)	2	2	①	—	ベズスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	—	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 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
			ベズスタル温度 (SA)	2	2	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ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 (SA)	2	2	①	—	ベズスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	—	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 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

1.8 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM図(個別操作要領書) 〔CWT〕によるベデスタル注水〕 〔CWT〕による格納容器スプレイ〕	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	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後
操作 ② ③	原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位	4	4	4	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	ベデスタルへ注水している系統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
								格納容器スプレイ流量	2	2	2	
								ベデスタル代替注水流量	2	2	2	
								低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	
	原子炉格納容器への注水量	RPV/PCV注入流量	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
								ベデスタル注入流量	1	1	0	③
	補機監視機能	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転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	1	0	0	③	復水輸送ポンプ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

1.8 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重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	SBO	
															原子炉格納容器内の放射線量率
1.8.2.1. ベデスタル内に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (シリアアクト) [注水-3a] ベデスタル内注水 [注水-3b] AM設備別操作要領書 (注水系によるベデスタル注水) [注水-3c] 消火系によるベデスタル内への注水	原子炉格納容器内の放射線量率	2	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		2	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	判断基準 (1 / 6)	原子炉圧力容器内の温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	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
			2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S/A)	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			2	2	2	2	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	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			2	2	2	2	①	—	原子炉水位 (S/A)	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	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

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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ、④補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕 AMM個別操作要領書 〔炉心系によるベガスタル注水〕 〔炉心系による格納容器スプレイ〕	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		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			SBO
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後		
	判断基準 (2 / 6)	原子炉圧力容器内の水位 [原子炉水位 (燃料棒束)] 原子炉水位 (圧縮機) 原子炉水位 (燃料棒束)	3 2 2	3 3 1	① ① ①	- - -	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (待機減用)	2	2	2	2		
							原子炉降熱時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱代離除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMM(個別操作要領書) 「注水」 「注水」 「注水」による格納容器ス 「注水」 「注水」 <th rowspan="3">項目 <th colspan="6">抽出パラメータを計測する計器</th> <th colspan="6">抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器</th> <th rowspan="3">評価</th> </th>	項目 <th colspan="6">抽出パラメータを計測する計器</th> <th colspan="6">抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器</th> <th rowspan="3">評価</th>	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		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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後				
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2		2 2	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
							高圧原子炉代替注水流量	1		1	1				
							代替注水流量 (常設)	1		1	1				
							低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2 2		2 2	2 2				
							原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1		1	1				
							高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	①	0	0				
							残留熱除去ポンプ出口流量	3		0	0				
							低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1		0	0				
							残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1		1	1				
							原子炉圧力	2		2	2				
							原子炉圧力 (S.A)	1		1	1				
							ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2		2	2				

別冊基準 (3) / (2)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シリアクシメント) 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕 AMM個別操作要領書 〔関係系によるベガスタル注水〕 〔関係系による格納容器スプレイ〕	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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後			直後			負荷切り離し後	
	判断基準 (4 / 6)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
				2	2	2	2	原子炉水位 (圧巻域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	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	
				1	1	1	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
				2	2	2	2	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
				1	1	1	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
				2	2	2	2	原子炉水位 (圧巻域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	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	
				2	2	2	2	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
				1	1	1	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
				2	2	2	2	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
				2	2	2	2	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕 AMM(個別操作要領書) 〔注水〕 〔注水〕による格納容器ス プレッド	項目	抽出パラメータを計測する計器										
		分類	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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタタル温度 (SA) 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・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温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
		サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) 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
		ベデスタタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタタル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
		ベデスタタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタタル水温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
		ベデスタタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタタル水温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
		ベデスタタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタタル水温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
		ベデスタタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタタル水温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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

別
冊
第
5
巻
の
②

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	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		補助パラメータ 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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書 (シリアクシデント) [注火-3 a] [注火-3 b] AMM(個別操作要領書 [注水] [注火系による格納容器ス アレイ])	原子炉格納容 器内の水素濃 度	格納容器水素濃度 (S A)	1	0	0	①	—	格納容器水素濃度	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	
		制御棒の位置 [制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	②	—	中生子源領域計装 平均出力領域計装	4 6	0 6	0 0	中生子源領域計装又は平均出力領域計装により、未懸 界維持の確立可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
	電源	C-メタカラ母線電圧	C-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			D-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
		C-ロードセント母線電圧	C-ロードセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			D-ロードセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
	水源の確保	補助消火水槽水位	2	0	0	③	代替排水源の確保状態を確 認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
		ろ過水タンク水位	1	1	1	③	代替排水源の確保状態を確 認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
	操 作 (1 / 2	原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認
			ドライウエル温度 (S A)	7	7	7	①	—	ドライウエル温度 (S A)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はペダスタル温度 (S A) 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
ペダスタル温度 (S A)			2	2	2	①	—	ペダスタル温度 (S A)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ温度 (S A) 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 (S A)			2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	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	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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									
		分類	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	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO					
					直後	負荷切り離し後							直後	負荷切り離し後							
事故時操作要領書 (シリアクランド) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMM(個別操作要領書 「炉心系によるベズスタ ル注水」) 「炉心系による格納容器ス トレイ」	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 (SA)	7	7	①	—	ベズスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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					
			ベズスタル温度 (SA)	2	2	①	—	ベズスタル温度 (SA)	7	7	7	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能						
			ベズスタル水位	4	4	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	ベズスタルへ注水している系の注水流量より代替監視可能						
			RPV/PCV注入流量	1	1	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	4	4	①	—	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		2	2	2	ベズスタルへ注水している系の注水流量より代替監視可能	
			ベズスタル注入流量	1	1	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	2	2	③	—	ベズスタル代替注水流量	2	2	2		2	2	2	2	水源地である低圧原子炉代替注水槽水位の水位変化より代替監視可能
			消火ポンプ出口圧力	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	2	2	③	—	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1		1	1	1	1	—
			補助消火槽水位	2	0	③	代替注水槽の確保状態を確認するパラメータ	2	0	③	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—
			ろ過水タンク水位	1	1	③	代替注水槽の確保状態を確認するパラメータ	1	1	③	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—

操作 (2 / 2)

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	SBO	
															計器数
1.8.2.1. ベンデスタル内に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (シリアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AN設備別操作要領書 TACS (0取型) による 格納容器スプレイ 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	原子炉格納容 器内の放射線 量率	格納容器内気放射線モニ タ (トライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ]	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認		
		格納容器内気放射線モニ タ (サブプレッジョン・チエ ンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ]	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	
判断 基準 準 (1 / 6)	原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力容 器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	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であると 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	
			2	2	2	①	—	原子炉水位 (圧力減) 原子炉水位 (燃料減)	2 2	2 2	2 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態であると 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	
			2	2	2	①	—	原子炉圧力 (SA)	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であると 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
			2	2	2	①	—	原子炉圧力 (SA)	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であると 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
		残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2	2	—	残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2	2	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

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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ、④補助パラメータ

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				
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後		
事故時操作要領書 (シリアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMI個別操作要領書 「ACSS (可搬型)」による格納容器スプレイ 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	原子炉圧力容器内の水位 〔原子炉水位 (燃料床)〕 原子炉水位 (燃料床) 原子炉水位 (燃料床)	3 2 2	3 2 2	3 1 1	① ② ③	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
							代替注水流量 (常設)	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用))	2 2	2 2	2 2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱代離除去系原子炉注水流量	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	2	1		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能
							サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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			
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後	
事故時操作要領書 「シビアアクシデント」 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMI個別操作要領書 「ACSS (可搬型)」による格納容器スプレイ 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	①	補助パラメータ分類理由	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	
							低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	
							低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
							原子炉圧力	2	2	2	1	
							原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	
ホプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2								
											監視事項は主要パラメータにて確認	

別冊基準 (3/2)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO						
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響							
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後					
事故時操作要領書 (シリアクシメント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 ANM図(個別操作要領書) 「ACSS (可搬型)」による格納容器スプレイ 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	判断基準 (4 / 6)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	補助パラメータ分類理由 -	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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			
								原子炉水位 (圧差検) / 原子炉水位 (燃料検)	2 / 2	2 / 2	1 / 1			2 / 2	2 / 2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉水位 (SA)	1	1	1			1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2			2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉圧力	2	2	2			2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉水位 (圧差検) / 原子炉水位 (燃料検)	2 / 2	2 / 2	1 / 1			2 / 2	2 / 2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉水位 (SA)	1	1	1			1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2			2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉圧力	2	2	2			2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉水位 (圧差検) / 原子炉水位 (燃料検)	2 / 2	2 / 2	1 / 1			2 / 2	2 / 2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) [注水-3 a] [注水-3 b] AMM(個別操作要領書) 「ACSSS (可搬型)」による格納容器スプレイ 原子力災害対策手順書 [水量送水車を使用した送水]	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				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響					
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後			
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	-	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
							ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタタル温度 (SA) により代替監視可能		
							ベデスタタル温度 (SA)	2	2	2	2			
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	-	-	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
								ベデスタタル温度 (SA)	2	2	2	2		
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	-	-	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
								サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 程により代替監視可能	
								ベデスタタル温度 (SA)	2	2	2	2		
		サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	①	-	-	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) 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
								ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
								ベデスタタル温度 (SA)	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 程により代替監視可能	
ベデスタタル水温度 (SA)	2	2	①	-	-	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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		
						ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 程により代替監視可能			
						ベデスタタル水温度 (SA)	2	2	2	2				

別
冊
基
準
(
5
/
6
)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 (シリアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMM個別操作要領書 「ACSS (可搬型)」による格納容器スプレイ 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	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	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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後		
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	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	
	制御棒の位置	【制御棒手動操作・監視系】	1	1	0	②	—	4	0	0	中生子源領域計装又は平均出力領域計装により、未懸界維持の確立可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
電源	緊急用メタタク電圧	緊急用メタタク電圧	1	1	1	③	緊急用メタタクの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
		SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラ電圧状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
水源の確保	輪谷貯水槽 (西1)	輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シリアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMM(個別操作手順書) 「ACSS (可搬型)」による格納容器スプレー 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	項目	抽出パラメータを計測する計器											
		分類	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	計器故障等		SBO		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
① ② ③	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) 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・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエル圧力 (SA)	7	7	7	—	—	ドライウエル圧力 (SA)	7	7	7	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ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
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	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	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										SBO
		分類	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	計器故障等			
					直後	負荷切り離し後			計器名称	計器数	直後	
事故時操作要領書 (シリアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMM個別操作要領書 「ACSS (可搬型)」によ る格納容器スプレイ 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送 水」	原子炉格納容 器内の水位	ベデスタル水位	4	4	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	ベデスタルへ注水している系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	
							格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
							ベデスタル代替注水流量	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水水位	1	1	1		
	原子炉格納容 器への注水量	格納容器代替スプレイ流量	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェン ハ圧力 (SA) の差法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	
							サブプレッジョン・チェンハ 圧力 (SA)	2	2	2		
							ドライウエル水位	3	3	3		
							サブプレッジョン・プール水 位 (SA)	1	1	1		
	補機監視機能	水量送水車ポンプ出口圧力	2	2	③	大水量送水車の運転状態を確 認するパラメータ	—	—	—	—	—	
							輪谷貯水槽 (西1)	—	—	—		
輪谷貯水槽 (西2)							—	—	—			

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後	SBO		
														分類	計器名称
1.8.2.1. ベデスタル内に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (シリアクシメント) 【注水-3a】 【注水-3b】 AV設備別操作要領書 【注水-3a】 【注水-3b】 TAPFS (可搬型) によるベデスタル注水 原子力災害対処手順書 【大量送水車を使用した送水】	原子炉格納容器内の放射線量率	放射線モニタ (トワイエール)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			放射線モニタ (オプティカル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0		エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能
判断基準 (1 / 6)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2		①		原子炉圧力	2	2	1			監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2				原子炉圧力 (S/A)	1	1	1				
			2	2	2			原子炉水位 (圧力)	2	2	2	2	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
			2	2	2			原子炉水位 (燃料)	2	2	2	2	1		
								原子炉水位 (S/A)	1	1	1				
								残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	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

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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ、④補助パラメータ

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										
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後								
事故時操作要領書 (シリアクシメント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 ANM個別操作要領書 「APFS (可搬型)」による ペンスタル注水」 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送 水」	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)」	3	3	補助パラメータ 分類理由	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	SBO							
			2	2		1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1									
			2	2		1	1	代替注水流量 (常設)	1	1									
			2	2		2	2	低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量))	2	2									
			2	2		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1									
			3	3		0	0	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0									
			2	2		3	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0									
			2	2		1	0	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0									
			2	2		1	1	残留熱代離除去系原子炉注 水流量	1	1									
			2	2		2	2	原子炉圧力	2	2									
			2	2		1	1	原子炉圧力 (SA)	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・ チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の潤 水を推定可能						
			2	2		2	2	サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2									
			2	2		2	2		2	2									
						判 断 基 準 (2 / 6)											監視事項は主要ハラ 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後			負荷切り離し後
事故時操作要領書 「シビアアクシデント」 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMI個別操作要領書 「APFS (可搬型)」による ベンチスタル注水」 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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		
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	1				
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1					
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1					
			低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	2			
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1			
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0			
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0			
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0			
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1			
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2			
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1			
			ホプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2			

別冊基準 (3/2)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後			負荷切り離し後
事故時操作要領書 〔シリアクシメント〕 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕 ANN設備別操作要領書 〔APFS (可燃型)〕による ベントスタル注水〕 原子力災害対策手順書 〔水量送水車を使用した送水〕		原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
							原子炉水位 (圧差検) 原子炉水位 (燃料検)	2 2	2 2	2 2		
	判断基準 (4 / 6)	原子炉圧力容器内の圧力	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
							原子炉水位 (圧差検) 原子炉水位 (燃料検)	2 2	2 2	2 2		

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 (シリアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMM(個別操作要領書) 「APFS (可搬型)」による ベデスタル注水」 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	項目	抽出パラメータを計測する計器											
		分類	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	計器故障等		SBO		
					直後	負荷切り離し後			計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) 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・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
		サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) 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
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
		ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
		ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
		ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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

別
冊
基
準
(
5
/
6
)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	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		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後							直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書 (シリアクシデント) 「注文-3 a」 「注文-3 b」 ANM図(個別操作要領書) 「APFS (可搬型)」によ るベグスタル注水 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送 水」	原子的格納容 器内の水素濃 度	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	1	0	格納容器水素濃度	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	
		制御棒の位置 [制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	②	—	4	0	0	中生子源領域計装	4	0	0	中生子源領域計装又は平均出力領域計装により、未懸 界維持の確立可能	監視事項は付帯パラメータにて確認
	電源	緊急用メタタクテ電圧	1	1	1	③	緊急用メタタクテの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	水源の確保	輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シリアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMM(個別操作手順書) 「APFS (可搬型)」によるベデスタル注水」 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	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			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後		
① ② ③	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能
		ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		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
		サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		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
		ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		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
		サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能
		ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能
		サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7	7	7	7	7		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能
		ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										SBO	
		分類	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	計器故障等		計器故障等		SBO
					直後	負荷切り離し後			計器名称	計器数			
事故時操作要領書 (シリアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMI個別操作要領書 「APFS (可搬型)」によ るベデスタル注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	原子炉格納容 器内の水位	ベデスタル水位	4	4	4	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	ベデスタルへ注水している系統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	
		格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	2	—	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
		ベデスタル代替注水流量	2	2	2	2	—	ベデスタル代替注水流量	2	2	2		
		低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1	—	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1		
	原子炉格納容 器への注水量	ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	① ①	—	ドライウエル水位	3	3	3	水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水位変化より 代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	
		ベデスタル代替注水流量	2	2	2	① ①	—	ベデスタル水位	4	4	4		
	補機監視機能 水源の確保	大量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認		③	大量送水車の運転状態を確 認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認		③	代替送水車の確保状態を確 認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認		③	代替送水車の確保状態を確 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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後	SBO		
														計器数	直後
1.8.2.2 溶融炉心のバドスタル内への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 a. 高圧原子炉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量率	放射線監視装置 放射線モニタ (トライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AW設備別操作要領書 [注水-1] [注水-2] H.P.A.Cによる原子炉注水	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1			
			1	1	1	①	—	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1			
			2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 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
			1	1	1	①	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1			
	判断基準 (1 / 5)							残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	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

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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シビアアクシデント) [注水-1] [注水-2] AMM個別操作手順書 [HPACによる原子炉注 水]	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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等	SBO			
														パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	
	判 断 基 準 (2 / 5)	原子炉圧力容 器内の水位	[原子炉水位 (燃料棒)] [原子炉水位 (圧棒)] [原子炉水位 (燃料棒)]	3	3	3	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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				
				2	2	2	2	2	2	2			2	2		
				2	2	2	2	2	2	2			2	2		
				1	1	1	1	1	1	1			1	1	1	
				0	0	0	0	0	0	0			0	0	0	
				3	3	3	3	3	3	3			3	3	3	
				1	1	1	1	1	1	1			1	1	1	1
				0	0	0	0	0	0	0			0	0	0	0
				1	1	1	1	1	1	1			1	1	1	1
				2	2	2	2	2	2	2			2	2	2	2
				1	1	1	1	1	1	1			1	1	1	1
				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

1.8 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) [注水-1] [注水-2] AMM(個別操作要領書) [HPAC]による原子炉注 水]	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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等	SBO
	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	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	2	1	
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2	2	1	
原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・ ポンプ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能							
サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	2								

判
断
基
準
(3 / 5)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シリアクシダント) [注水-1] [注水-2] AMM(個別操作手順書) [HPACによる原子炉注水]	項目	抽出パラメータを計測する計器													
		分類	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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			SBO			
					直後	負荷切り離し後			計器数	直後	負荷切り離し後				
	判断基準(4/5)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	1				原子炉圧力 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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		
				原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2				原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
				原子炉水位 (SA)	1				原子炉水位 (SA)	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
				原子炉圧力容器温度 (SA)	2				原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
				原子炉圧力	2				原子炉圧力	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
				原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2				原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	2		2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				原子炉水位 (SA)	1				原子炉水位 (SA)	1	1	1		1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				原子炉圧力容器温度 (SA)	2				原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				原子炉圧力	2				原子炉圧力	2	2	2		2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2				原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	2		2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後 負荷切り離し後	計器故障等	SDO			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM(個別操作要領書) 〔HPACによる原子炉注水〕	判 断 基 準 (5/5)	水質の確保	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	1						
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1						
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1						
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0						
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0				サブレーション・プールを水源とするポンプの注水量よりサブレーション・プール水位 (SA) の代替監視可能		
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0						
				残留熱代解除系原子炉注水流量	1	1	1						
				残留熱代解除系格納容器スプレイ流量	1	1	1						
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1						
				高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0						
				残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3				サブレーション・プールを水源とする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		
				低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0						
				残留熱代解除系ポンプ出口圧力	2	2	2						
													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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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			
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後	
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI個別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位 操作 (1) / (5)	原子炉圧力容器内の水位	「原子炉水位 (燃料棒)」 「原子炉水位 (圧棒)」 「原子炉水位 (燃料棒)」	3	3	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	SBO 監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
				2	2	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
				2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (燃料棒用)	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
				2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (燃料棒用)	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
				3	3	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
				3	3	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相減算除去に必要な水量より代替監視可能	
				2	2	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
				2	2	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
				1	1	1	1	残留熱代補除去系原子炉注水流量	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
				2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
				1	1	1	1	原子炉圧力 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) [注水-1] [注水-2] AMM(個別操作要領書) [HPAC]による原子炉注 水]	項目	抽出パラメータを計測する計器				項目	評価				
		分類	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等	SBO	SBO影響	
										直後	負荷切り離し後
	操作 (2 / 5)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
				高圧原子炉代替注水流量	1	1					
				代替注水流量 (常設)	1	1					
				低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2					
				低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2					
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1					
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0					
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0					
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0					
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1					
				原子炉圧力	2	2					
				原子炉圧力 (S.A)	1	1					
				ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2					

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シリアクシダント) 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM個別操作手順書 〔HPACによる原子炉注水〕	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							
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響								
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後						
	操作 (3 / 5)	原子炉圧力容器 内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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			
								原子炉水位 (圧蒸機)	2	2	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
								原子炉水位 (燃料機)	2	2	1	1					
								原子炉水位 (圧蒸機)	2	2	1	1				直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
								原子炉水位 (燃料機)	2	2	1	1					
								原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2					
								原子炉圧力容器温度 (S)	2	2	2	2					
								原子炉圧力	2	2	2	2					直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉水位 (圧蒸機)	2	2	2	2					
								原子炉水位 (燃料機)	2	2	2	2					
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1													
原子炉圧力容器温度 (S)	2	2	2	2													
原子炉圧力容器温度 (A)	2	2	2	2													
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1													
原子炉圧力容器温度 (S)	2	2	2	2													
原子炉圧力容器温度 (A)	2	2	2	2													

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 (シビアアクシデント) 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM図個別操作手順書 〔H.P.A.Cによる原子炉注 水〕	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
		分類	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		
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後	
操作 (4 / 5)	原子炉圧力降 器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	1	1	①	—	サブプレッション・プール水 位 (S.A)	1	1	1	水頭であるサブプレッショ ン・プール水位 (S.A) の水 位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
			1	1	①	—	原子炉水位 (圧排機) 原子炉水位 (燃料機)	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能	
			1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運 転状態を確認するパラメー タ	高圧原子炉水位 (S.A)	1	1	1	—	
			1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運 転状態を確認するパラメー タ	高圧原子炉代替注水系の運 転状態を確認するパラメー タ	1	1	1	—	
			1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運 転状態を確認するパラメー タ	高圧原子炉代替注水系の運 転状態を確認するパラメー タ	1	1	1	—	
		補機監視機能	1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運 転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

1.8 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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMM(個別)操作要領書 「HPACによる原子炉注 水」	水質の確保 操作 (5 / 5)		サブプレッション・プールの水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1		1	
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1		1	
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0		0	
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0		0	サブプレッション・プールを水源とするポンプの注水量よりサブプレッション・プール水位 (SN) の代替監視可能
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0		0	
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1		1	
				残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1	1	1	1		1	
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1		1	
				高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1		0	
				残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3	3	3		3	サブプレッション・プールを水源とする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
				低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1		0	
				残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	2	2		2	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを制御する計器						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	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		SBO				
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後					
1.8.2.2 溶融炉心のバドスタル内への落下遅延・防止のための対応手順 (シリアクシデント) a. 原子炉圧力容器への注水 b. ほう機水注入系による原子炉圧力容器へのほう機水注入	原子炉格納容器内の放射線量率	放射線量率	格納容器内気放射線モニタ (トライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			格納容器内気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
判断基準 (1 / 4)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	原子炉圧力	2	2	2	1	—	原子炉圧力	2	2	2	1	—	—	—	
			原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	—	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	—	—		
			原子炉水位 (圧差検) 原子炉水位 (燃料検)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (圧差検) 原子炉水位 (燃料検)	2	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
			原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1	—	—		
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	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

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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	負荷切り離し後			
														パラメータ 分類	SBO影響	
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AMI(個別機作要領書) 「SILICによる原子炉注 水」	原子炉圧力容 器内の水位	〔原子炉水位 (燃料棒)〕 原子炉水位 (燃料棒) 原子炉水位 (燃料棒)	3	3	3	① ② ③	補助パラメータ 分類理由	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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				
			2	2	2			1	1	1			1	1	1	
			2	2	2			1	1	1			1	1	1	1
			2	2	2			1	1	1			1	1	1	1
			3	3	3			1	1	1			1	1	1	1
			3	3	3			1	1	1			1	1	1	1
			3	3	3			1	1	1			1	1	1	1
			3	3	3			1	1	1			1	1	1	1
			3	3	3			1	1	1			1	1	1	1
			3	3	3			1	1	1			1	1	1	1
			3	3	3			1	1	1			1	1	1	1
			3	3	3			1	1	1			1	1	1	1
			3	3	3			1	1	1			1	1	1	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後													
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器故障等	SBO									
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM(警報)作業者要領書 (SILC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水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認													
				原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能										
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2		2	2		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能									
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1		1	1			原子炉圧力容器の満水を推定可能								
				代注注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1		1	1				原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能							
				低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2	2	2	2	2		2	2					原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能						
				低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2	2	2	2	2		2	2						原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能					
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1		1	1							原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能				
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1		1	1								原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	3	3		3	3									原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1		1	1										原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1		1	1											原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				原子炉圧力	2	2	2	2	2	2		2	2											
原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能															
サブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能														

別冊基準 (3) / 4

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM(陽極処理)要領書 (SILICによる原子炉注水)	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					
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後			
	判断基準 (4 / 4)	電源	C-メタタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	③	非正常メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	計器故障等	SBO
			D-メタタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	③	非正常メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—		
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—		
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	③	非常用ロードセントラ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

1.8 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													パラメータ分類
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AMI(個別操作要領書) 「SILIC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	3	3	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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		
			2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			2	2	2	2	2	2	2	2		2	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後			
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM(個別機作動)編纂 (SILICによる原子炉注水)	操作 (2 / 3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認			
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2		2 2	2 2	2 2
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
			低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2		2 2	2 2	2 2
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	3	3	3		3	3	3
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
			ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO				
		分類	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響						
				直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AMM(個別操作要領書) (SILIC)による原子炉注 水	原子炉圧力容 器への注水量	ほう酸水貯蔵タンク液位	1	0	③	ほう酸水注入系の運転状態 を確認するパラメータ	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認		
		原子炉圧力	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態であると 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	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態であると 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	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	
		原子炉圧力	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	
		原子炉圧力	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 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であると 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	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態であると 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	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	
		操作 (3 / 3)												

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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					
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後			
1.8.2.2. 溶融炉心のバドスタル内への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 e. 制御棒駆動圧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量率	放射線監視装置 （トライウエル）	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	
事故時操作要領書 (シリアアクシデント) [注水-1] [注水-2] AW設備別操作要領書 (CRDによる原子炉注水)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認
			2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	原子炉圧力 (S/A)	
			2	2	2	①	—	原子炉水位 (圧差域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	
			2	2	2	①	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1	原子炉水位 (S/A)	
	判断基準 (1/4)							残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	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

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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMM(個別操作手順書) 「CRD」による原子炉注水	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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	SBO	
													補助パラメータ 分類理由
	<p>判断基準 (2/4)</p>	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位 (燃料棒域)] [原子炉水位 (圧棒域)] [原子炉水位 (燃料域)]	3	3	3	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水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	2	2	2	2	2		2	
				2	2	2	2	2	2	2		2	
				3	3	3	1	1	1	1		1	
				3	3	3	0	0	0	0		0	
				3	3	3	0	0	0	0		0	
				3	3	3	0	0	0	0		0	
				3	3	3	0	0	0	0		0	
				3	3	3	1	1	1	1		1	
				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

1.8 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重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) [注水-1] [注水-2] AMM(個別操作要領書) [CRD]による原子炉注水	項目	抽出パラメータを計測する計器										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					計器故障等					SBO
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	計器故障等									
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能									
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2										
		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1										
		代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		代替注水流量 (常設)	1	1	1	1										
		低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2	2	2		低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2	2	2										
		低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2										
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1										
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	①	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0										
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0										
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0										
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1										
		原子炉圧力	2	2	2	2		原子炉圧力	2	2	2	2										
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1												
ホプレッション・チェンバ	2	2	2	2		ホプレッション・チェンバ	2	2	2	2												
												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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM図(個別操作要領書) 〔CRDによる原子炉注水〕	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		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		SBO影響		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後	
	判断基準 (4 / 4)	電源	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ			計器故障等	SBO	
			D-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ					
			C-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ローロードセントラの受電状態を確認するパラメータ					
			D-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ローロードセントラの受電状態を確認するパラメータ					
			原子炉補機冷却系常用流量	1	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状態を確認するパラメータ					
			復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水貯蔵ポンプ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

1.8 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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		
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI個別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料床) 原子炉水位 (燃料床) 原子炉水位 (燃料床)	3	3	3	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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	2	2	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
			2	2	2	2	代替注水流量 (常設)	1	1	1	
			2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (燃料床用)	2	2	2	
			2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (燃料床用)	2	2	2	
			1	1	1	1	原子炉降熱時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
			1	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
			3	3	3	3	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
			1	1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
			1	1	1	1	残留熱代用除去系原子炉注水流量	1	1	1	
			2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2	
			1	1	1	1	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	
			2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	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	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		負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後				
														SBO影響
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI個別操作要領書 「CRD」による原子炉注 水	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
								代替注水流量 (常設)	1	1	1			
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			
								低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2			
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
								原子炉圧力	2	2	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
								原子炉圧力 (S.A)	1	1	1			
ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	監視事項は主要パラ メータにて確認										

操作 (2) / (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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シリアクシダント) 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMN個別操作手順書 〔CRDによる原子炉注水〕	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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO								
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類						
	操 作 (3 / 4)	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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							
				2	2	1	1		1	1	1			1	1	1				
				2	2	1	1		1	1	1			1	1	1	1	1	1	
				2	2	1	1		1	1	1			1	1	1	1	1	1	
				2	2	1	1		1	1	1			1	1	1	1	1	1	
				2	2	1	1		1	1	1			1	1	1	1	1	1	
				2	2	1	1		1	1	1			1	1	1	1	1	1	
				2	2	1	1		1	1	1			1	1	1	1	1	1	1
				2	2	1	1		1	1	1			1	1	1	1	1	1	1
				2	2	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

1.8 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重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 (シリアクシダント) 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM個別操作手順書 〔CRDによる原子炉注水〕	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		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
	操作 (4 / 4)		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器溶融温度 (S/A)	2	2	2	2	2	2	2	2	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 監視事項は主要パラメータにて確認
					0	2	0	2	0	2	0	2	
					0	0	0	0	0	0	0	0	
					1	1	1	1	1	1	1	1	
					0	0	0	0	0	0	0	0	
					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	0	0	0	0	0	0	
					0	0	0	0	0	0	0	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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	SBO
1.8.2.2 溶融炉心のバスタスタル内への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 (常設) による原子炉圧力容器への注水 d. 低圧原子炉注水 事故時操作要領書 (シリアアクシデント) [注水-1] [注水-2] AW設備別操作要領書 (PLSR (常設) による 原子炉注水)	原子炉格納容器内の放射線量率	放射線監視用放射線モニタ (トワイエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
		放射線監視用放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
	判断基準 (1 / 4)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S/A)	2	2	2	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 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 (A)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (圧差域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 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
		原子炉圧力容器温度 (S/A)	1	1	1	1	—	原子炉水位 (S/A)	1	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	2	2	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	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

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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	計器数	SBO影響		計器数	SBO影響		計器故障等												
				直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後													
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI改修(補助操作要領書) 「FLSR (常設)」による 原子炉注水	原子炉圧力容器 器内の水位	① ② ③	3 2 2	3 2 2	3 2 2	3 2 2	3 2 2	1 1 1	1 1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	SBO										
												「原子炉水位 (燃料棒域)」	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
												原子炉水位 (圧棒域)	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
												原子炉水位 (燃料棒域)	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
												原子炉水位 (圧棒域)	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
												原子炉圧力容器内の水位	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
												原子炉圧力容器内の水位	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
												原子炉圧力容器内の水位	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
												原子炉圧力容器内の水位	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
												原子炉圧力容器内の水位	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
												原子炉圧力容器内の水位	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
												原子炉圧力容器内の水位	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
												原子炉圧力容器内の水位	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
												原子炉圧力容器内の水位	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シビアアクシデント) [注水-1] [注水-2] AMR(溶融炉心冷却) MELSR (常設)による 原子炉注水	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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													パラメータ分類
	別冊 基準 (3) / 4		原子炉圧力容器内の水位	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水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	
				2	2	2	2	2	2	2		2	2
				2	2	2	2	2	2	2		2	2
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				3	3	3	3	3	3	3		3	3
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	2	2	2		2	2
				1	1	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

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シビアアクシデント) 「注水-2」 「注水-3」 AMU(使用開始作業者) 「FLESR (常設)」による 原子炉注水	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	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
電源			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を 確認するパラメータ								
			SAロードセンター母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセンターの受電 状態を確認するパラメータ								
別冊 基準 (4/4)	水源の確保		低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽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時蒸発水位の代替監視 可能			
										原子炉水位 (広帯域)	2	2	2			
											原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		
											原子炉水位 (SA)	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注 水槽水位の代替監視可能	
											サブプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	0	0	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注 水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位 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

1.8 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シビアアクシデント) [注水-1] [注水-2] AMR(補助冷却作業者) [FLSR(常設)]による 原子炉注水]	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		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
	操作 (1) / (4)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位 (燃料棒)] [原子炉水位 (圧棒)] [原子炉水位 (燃料棒)]	3	3	3	1	原子炉水位 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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		
				2	2	2	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1				
				2	2	2	1	代替注水流量 (常設)	1	1				
				2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (燃料棒用)	2	2	2			
				2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (圧棒用)	2	2	2			
				1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
				1	1	1	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能	
				3	3	3	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
				1	1	1	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
				1	1	1	1	残留熱代補除去系原子炉注水流量	1	1	1			
				2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2		1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能
				1	1	1	1	原子炉圧力 (SA)	1	1	1		1	
				2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		2	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シビアアクシデント) [注水-1] [注水-2] AMR(補助冷却作業者) MELSR (常設) による 原子炉注水	項目	抽出パラメータを計測する計器				項目	評価							
		分類	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			
											直後	負荷切り離し後	SBO	計器故障等
	操作 (2 / 4)	原子炉圧力容器 内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								高圧原子炉代替注水流量	1	1				
								代替注水流量 (常設)	1	1				
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域目)	2	2				
								低圧原子炉代替注水流量	2	2				
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1				
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0				
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0				
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0				
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1				
								原子炉圧力	2	2				
								原子炉圧力 (S.A)	1	1				
								ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2				

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器											
		分類	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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			SBO	
					直後	負荷切り離し後			計器数	直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) [注水-1] [注水-2] AMT(緊急時操作要領書) AMT(常設)による 原子炉注水]	操作 (3 / 4)	原子炉圧力容器下部の圧力	原子炉圧力	2	1	①	—	原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
			原子炉水位 (圧力)	2	2	—	—	原子炉水位 (圧力) (燃料棒)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (燃料棒)	2	2	—	—	原子炉水位 (燃料棒)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (燃料棒)	2	2	—	—	原子炉水位 (燃料棒)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	—	—	原子炉圧力	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力容器温度 (S.A.)	2	2	—	—	原子炉圧力容器温度 (S.A.)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	—	—	原子炉圧力	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (圧力) (燃料棒)	2	2	—	—	原子炉水位 (圧力) (燃料棒)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (燃料棒)	2	2	—	—	原子炉水位 (燃料棒)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (燃料棒)	2	2	—	—	原子炉水位 (燃料棒)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シビアアクシデント) [注水-2] [注水-3] AMT(個別機作運継書) [FLSR (常設)]による 原子炉注水	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		
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後
	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	1	代替注水流量 (常設)	①	-	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水位変化より代替監視可能
							原子炉水位 (圧蒸域)	2	2	1	副蒸熱除去に必要な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 (SA)	1	1	1	
	機械監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	①	-	-				
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	低圧原子炉代替注水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量より復水貯留槽水位の代替監視可能
	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	①	-	原子炉水位 (圧蒸域)	2	2	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	低圧原子炉代替注水ポンプを水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能
							サブプレッシャロン・プール水位 (SA)	1	1	1	
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0	0	低圧原子炉代替注水ポンプを水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽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

1.8 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重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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								
		分類	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
1.8.2.2 溶融炉心のバスタスタル内への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 e. 復水輸送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量率	放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (トライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
判断基準 (1 / 4)	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	2	2	2	1	—	原子炉圧力	2	2	2	1	—	—	—
			原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	—	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	—	—	
			原子炉水位 (圧差域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	①	—	原子炉水位 (圧差域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1	—	—	
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	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

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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ、④補助パラメータ

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	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
											パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI図(個別操作要領書) 「CWT」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	3	3	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	SBO		
			2	2	2	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減 熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			2	2	2	1	1	1				監視事項は主要ハラ メータにて確認
			2	2	2	1	1	1				
			3	3	3	1	1	1				
			2	2	2	1	1	1				
			2	2	2	1	1	1				
			3	3	3	1	1	1				
			2	2	2	1	1	1				
			2	2	2	1	1	1				
			2	2	2	1	1	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM(個別操作要領書) 〔CWT〕による原子炉注水	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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後			
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	
	原子炉圧力容器 炉内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	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	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
			1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1			
			1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1			
			2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2			
			1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			1	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
			3	3	3	3	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0			
			1	1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
			1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1			
			2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2	2			
			1	1	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			2	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A)	2	2	2	2			

別冊基準 (3) / 4

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シリアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMM(個別操作手順書) 「CWT」による原子炉注 水)	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		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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後		
	電源		C-メタタラ母線電圧	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ						
			D-メタタラ母線電圧	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ						
			C-ローロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ローロードセンタの受電状態を確認するパラメータ						
			D-ローロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ローロードセンタの受電状態を確認するパラメータ						
			復水貯蔵タンク水位	1	0	③	復水貯蔵タンクの運転状態を確認するパラメータ						
		水源の確保											

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	SBO		
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI図(個別操作要領書) 「CWT」による原子炉注 水)	原子炉圧力容 器内の水位	〔原子炉水位 (燃料棒)〕 〔原子炉水位 (圧棒)〕 〔原子炉水位 (燃料棒)〕	3	3	3	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
			2	2	2	2	2	2	2	2		2		
			2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	3	
			0	0	0	0	0	0	0	0		0	0	
			0	0	0	0	0	0	0	0		0	0	
			0	0	0	0	0	0	0	0		0	0	
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
			2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2
操作 (1 / 3)	原子炉圧力 容器内の水位	〔原子炉水位 (燃料棒)〕 〔原子炉水位 (圧棒)〕 〔原子炉水位 (燃料棒)〕	3	3	3	1	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
			2	2	2	2	2	2	2	2		2		
			2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	3	
			0	0	0	0	0	0	0	0		0	0	
			0	0	0	0	0	0	0	0		0	0	
			0	0	0	0	0	0	0	0		0	0	
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
			2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2
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 (燃料棒)〕 〔原子炉水位 (圧棒)〕 〔原子炉水位 (燃料棒)〕	3	3	3	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能			
			2	2	2	2	2	2	2	2		2		
			2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	3	
			0	0	0	0	0	0	0	0		0	0	
			0	0	0	0	0	0	0	0		0	0	
			0	0	0	0	0	0	0	0		0	0	
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
			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

1.8 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM個別操作要領書 〔CWTによる原子炉注水〕	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	SBO
		分類	計器名称	計器数	直後			負荷切り離し後	SBO影響			
									直後	負荷切り離し後		
	操作 (2 / 3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	1			
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1				
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1				
				低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2			
				低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2			
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0			
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0			
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0			
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1			
				原子炉圧力	2	2	2	2	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
				原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1			
サブプレッジョン・チェンバレン圧力 (S.A)	2	2	2	2	2							

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMM図(個別操作要領書) 「CWT」による原子炉注 水	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			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後		
<p style="text-align: center;">操作 (3/2)</p>		原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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	
							原子炉水位 (圧巻機)	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 (燃料機)	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 (SA)	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							原子炉圧力	2	2	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							原子炉水位 (圧巻機)	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 (燃料機)	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 (SA)	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
原子炉圧力容器への注水量	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ							
補機監視機能	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ							
水源の確保	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	復水輸送ポンプ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

1.8 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを制御する計器						評価							
		分類	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	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後			
1.8.2.2. 溶融炉心のバズスタル内への落下遅延・防止のための対応手順 (シリアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「注水」による原子炉注水	原子炉格納容器内の放射線量率	放射線モニタ (トライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
判断基準 (1 / 4)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			1	1	1	—	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	1	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			2	2	2	①	—	原子炉水位 (圧力減) 原子炉水位 (燃料減)	2 2	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			1	1	1	—	原子炉水位 (S/A)	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	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	2	2	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	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

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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMM(個別操作手順書) 「関係系による原子炉注 水」	項目	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		補助パラメータ 分類理由	計器故障等	SBO					
					直後	負荷切り離し後								
	原子炉圧力容 器内の水位 (原子炉圧力 (後:燃料)) 原子炉水位 (燃料床) 原子炉水位 (燃料床) 原子炉水位 (燃料床)	原子炉圧力容 器内の水位 (原子炉圧力 (後:燃料)) 原子炉水位 (燃料床) 原子炉水位 (燃料床) 原子炉水位 (燃料床)	3 2 2	3 2 2	3 2 2	3 1 1	① ① ①	— — —	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
									代替注水流量 (常設)	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量 (燃料床用))	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0		
									残留熱代用除去系原子炉注 水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	2		
									原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
									サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2		

判
断
基
拠
(2 / 4)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シビアアクシデント) 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM個別操作手順書 〔関係系による原子炉注水〕	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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	
												パラメータ分類
	原子炉圧力容器 炉内の水位		原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水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	2	2	2	2	2		2
				2	2	2	2	2	2	2		2
				1	1	1	1	1	1	1		1
				1	1	1	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	2	2	2		2
				2	2	2	2	2	2	2		2
				1	1	1	1	1	1	1		1
				1	1	1	1	1	1	1		1
				3	0	0	0	0	0	0		0
				1	0	0	0	0	0	0		0
				1	1	1	1	1	1	1		1
2	2	2	2	2	2	2	2					
1	1	1	1	1	1	1	1					
2	2	2	2	2	2	2	2					

別冊基準 (3) / 4

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シリアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMM(個別操作手順書) 「炉心系による原子炉注水」	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		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後				直後		負荷切り離し後	
	判断基準 (4 / 4)	電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ						
			D-メタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ						
			C-ローロードセントラ母線電圧	1	1	③	非常用ローロードセントラの受電状態を確認するパラメータ						
			D-ローロードセントラ母線電圧	1	1	③	非常用ローロードセントラの受電状態を確認するパラメータ						
			補助消火水槽水位	2	0	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ						
			ろ過水タンク水位	1	1	③	代替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

1.8 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													パラメータ分類
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI個別操作要領書 「潤水」による原子炉注 水	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (燃料棒) 原子炉水位 (燃料棒) 原子炉水位 (燃料棒)	3	3	3	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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		
			2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			2	2	2	2	2	2	2	2		2	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3		3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	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	SBO影響				計器故障等	SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後		計器数	直後		負荷切り離し後				
					直後			負荷切り離し後	直後				負荷切り離し後	
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI個別操作要領書 「関係系による原子炉注 水」	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	2 2	2 2	1 1	2 2	2 2	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	0	0	0	0	0	0		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	0	0	0	0	0	0		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	0	0	0	0	0	0		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM(個別操作要領書) 〔潮気系による原子炉注 水〕	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					
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響						
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後				
操作 (3 / 3)		原子炉圧力容器 内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	補助パラメータ 分類理由	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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		
								原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	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 (SA)	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
								原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
								原子炉圧力	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
								原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	2	2		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	
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
								原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
								原子炉圧力容器への注水量	1	1	0	0		③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ
								補機監視機能	2	2	2	2		③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ
水質の確保	補助消火水槽水位	2	2	0	0	③	代替排水源の確保状態を確認するパラメータ								
	ろ過水タンク水位	1	1	1	1	③	代替排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

1.8 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重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後	SBO				
														計器数	直後	負荷切り離し後	
1.8.2.2 溶融炉心のバドスタル内への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水) 事故時操作要領書 (シリアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AAV設備別操作要領書 TFLSR (可搬型) による 原子炉注水 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	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温度	格納容器内放射線モニタ (トライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		格納容器内放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	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	2	2	2	1	①	—	原子炉圧力	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であると想定し、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
			原子炉圧力容器内の温度	2	2	2	2	①	—	原子炉水位 (圧力減) 原子炉水位 (燃料減)	2 2	2 2	2 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態であると想定し、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
判断基準 (1 / 4)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内の温度 (S)	2	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA)	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であると想定し、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	
		原子炉圧力容器内の温度 (A)	2	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA)	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であると想定し、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	
								残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	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

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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ、④補助パラメータ

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		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AAM設備別操作要領書 「FLSR (可搬型)」による原子炉注水 原子炉災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	原子炉圧力容器内の水位 (原子炉圧力容器)	① ② ③	① ② ③ ④ ⑤	① ② ③ ④ ⑤	① ② ③ ④ ⑤	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
						代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
						低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用))	2	2	2	2		
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相関関係に必要な水量より代替監視可能	
						高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
						低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
						残留熱代離除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
						原子炉圧力	2	2	2	2		
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能	
						サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	負荷切り離し後
事故時操作要領書 「シビアアクシデント」 「注水-1」 「注水-2」 AMI個別操作要領書 「FLSR (可搬型)」によ る原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することが き、監視可能	SBO	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
							代替注水流量 (常設)	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			
							低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	1			
原子炉圧力 (S.A)	1	1	1										
ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2										

別
冊
第
3
／
4

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 (シリアリアクシデント) 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM個別操作手順書 〔FLSR (可搬型)〕による原子炉注水 原子力災害対策手順書 〔水量送水車を使用した送水〕	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	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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
	電源	緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ							
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ						
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1)				③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ						
			輪谷貯水槽 (西2)				③	代替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

1.8 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアクレンジメント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM個別操作要領書 〔FLSR (可搬型)〕による原子炉注水〕 原子炉災害対策手順書 〔水量送水車を使用した送水〕	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		
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後
						原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
						代替注水流量 (常設)	1	1	1		
						低圧原子炉代替注水流量 (低圧成用)	2	2	2		
						低圧原子炉代替注水流量 (低圧成用)	2	2	2		
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
						高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
						低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
						残留熱代替熱除去系原子炉注水流量	1	1	1		
						原子炉圧力	2	2	1		
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能
						サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		
	操作 (1) / (4)	原子炉圧力容器内の水位	3 2 2	3 3 1	① ② 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

1.8 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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			
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後	
事故時操作要領書 「シビアアクシデント」 「注水-1」 「注水-2」 AMM個別操作要領書 「FLSR (可搬型)」による原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	①	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	
							高圧原子炉代替注水流量	1	1			
							代替注水流量 (常設)	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2			
							低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		0	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		0	
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		0	
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1		1	
							原子炉圧力	2	2		1	
							原子炉圧力 (S.A)	1	1		1	
ホプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2		2								
監視事項は主要パラメータにて確認												

操作
② / ③

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										SBO		
		分類	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	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			
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書 〔シリアクシダント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM個別操作要領書 〔FLSR (可搬型)〕による 原子炉注水〕 原子炉災害対策手順書 〔水量送水車を使用した送 水〕		原子炉圧力	2	1	①	—		1	1	原子炉圧力 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
			2	2	2			2	2	2	2	2		
	操作 (3 / 4)	原子炉圧力容器内の圧力	1	1	①	—		2	2	原子炉圧力	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
			2	2	2			2	2	2	2	2	2	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		SBO影響 負荷切り離し後
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI個別操作要領書 「FLSR (可搬型)」によ る原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力容 器への注水量	原子炉圧力容器 への注水量 (燃料風用)	2	2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	抽換熱除去に必要な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
		低圧原子炉代替注水量 低圧原子炉代替注水量 (燃料風用)	2	2	2	2	2	1	1		
	補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認	③	大量送水車の運転状態を確 認するパラメータ	—	—	—	—		
	水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認 「緊急時対策本部」に確認	③ ③	代替送水車の最低状態を確 認するパラメータ 代替送水車の確保状態を確 認するパラメータ	— —	— —	— —	— —		

重大事故等対処に係る監視事項

1.9 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	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償パラメータを計測する計器				計器故障等	SBO					
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響								
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後							
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 (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 b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 運転時操作要領書 (シビアアクシデント) 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス濃度」	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	ドラウウェル圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッシャ・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認				
			ドラウウェル温度 (SA)	7	7	7	7	ドラウウェル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	7	7	7	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					
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	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					
			ドラウウェル圧力 (SA)	2	2	2	2	ドラウウェル圧力 (SA)	2	2	2	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					
	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量率	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドラウウェル)	2	2	1	0	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
				格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッシャ・チェンバ)	2	2	1	0	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能				
				原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2	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		
				原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力 (SA)	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		
	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温度 (SA)	原子炉水位 (圧蒸減)	2	2	2	2	原子炉水位 (燃料減)	2	2	2	2	2	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		
				原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1
				残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2	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

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	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償パラメータを計測する計器				SBO				
			計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後					
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 原子力災害対策本部様式「可燃式蒸気発生装置を使用した格納容器の産業ガス置換」	操作 (1) / (4)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7		船舶温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2		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
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2		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
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2		船舶温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2		船舶温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2		船舶温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能
			サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2		船舶温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2		船舶温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能
原子炉格納容器内温度	操作 (1) / (4)	原子炉格納容器内温度	サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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	
			格納容器熱素濃度 (SA)	1	0	0	0	格納容器熱素濃度 (SA)	1	0	0	0	0		直接的に格納容器内熱素濃度を計測することができ、監視可能
			格納容器窒素放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	2	2	格納容器窒素放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	2	2	2		格納容器窒素放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器窒素放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器熱素濃度の代替監視可能
			格納容器窒素放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	1	0	0	0	格納容器窒素放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	1	0	0	0	0		格納容器窒素放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器熱素濃度の代替監視可能
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2		ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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
			格納容器熱素濃度	1	0	0	0	格納容器熱素濃度	1	0	0	0	0		直接的に格納容器内熱素濃度を計測することができ、監視可能
			格納容器窒素放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	2	2	格納容器窒素放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	2	2	2		格納容器窒素放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器窒素放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器熱素濃度 (SA) の代替監視可能
			格納容器窒素放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	1	0	0	0	格納容器窒素放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	1	0	0	0	0		格納容器窒素放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器熱素濃度 (SA) の代替監視可能
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2		ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	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	計器故障等			SBO	
					直後	負荷切り離し後	計器数			計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 放出 原子炉災害対策手順書 「可燃式蒸気発生装置を使用した格納容器の産業ガス置換」	操作 (2 / 4)	原子炉格納容器への注水量	代替注水流速 (省設)	1	1	①	—	—	1	1	1	水源地である低圧原子炉代替注水流速水位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	
			原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	①	—	—	2	2	2	2		ドライウエル圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧により代替監視可能
			残留熱代替除去ポンプ出口流量 (A系、B系のみ)	2	0	①	—	—	2	2	2	2		注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (S A)、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能
			残留熱代替除去ポンプ出口流量 (A系、B系のみ)	1	1	①	—	—	1	1	1	1		注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (S A)、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能
			原子炉水位 (S A)	1	1	①	—	—	1	1	1	1		注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (S A)、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能
			原子炉水位 (S A)	1	1	①	—	—	1	1	1	1		注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (S A)、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能
			原子炉水位 (S A)	1	1	①	—	—	1	1	1	1		注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (S A)、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能
			原子炉水位 (S A)	1	1	①	—	—	1	1	1	1		注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (S A)、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能
			原子炉水位 (S A)	1	1	①	—	—	1	1	1	1		注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (S A)、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能
			原子炉水位 (S A)	1	1	①	—	—	1	1	1	1		注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (S A)、ベデスタル水位の水位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

1.9 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	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		計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「放出」 原子力災害対策本部圖書 「可燃式蒸発器後送装置を使用した格納容器の蒸発ガス置換」	操作 (3 / 4)	水源の確保	計器名称 低圧原子炉代替注水槽水位	計器数 1	SBO影響 直後 1	SBO影響 負荷切り離し後 1	補助パラメータ 分類理由 —	計器名称 代替注水流量（常設）	計器数 1	SBO影響 直後 1	SBO影響 負荷切り離し後 1	計器故障等 低圧原子炉代替注水槽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槽水位の代替監視可能	SBO
			計器名称 低圧原子炉代替注水槽水位	計器数 2	SBO影響 直後 2	SBO影響 負荷切り離し後 1	計器名称 原子炉水位（圧縮機） 原子炉水位（燃料機）	計器数 2	SBO影響 直後 2	SBO影響 負荷切り離し後 1	計器故障等 注水先の原子炉水位の變化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能		
			計器名称 原子炉水位（SA）	計器数 1	SBO影響 直後 1	SBO影響 負荷切り離し後 1	補助パラメータ 分類理由 —	計器名称 ホプレッション・プールの水位（SA）	計器数 1	SBO影響 直後 1	SBO影響 負荷切り離し後 1	計器故障等 低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能	
			計器名称 輪谷貯水槽（西1）	計器数 1	SBO影響 直後 「緊急時対策本部」に確認	SBO影響 負荷切り離し後 ③	補助パラメータ 分類理由 代替注水水源の確保状態を確認するパラメータ	計器名称 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	計器数 2	SBO影響 直後 0	SBO影響 負荷切り離し後 0	計器故障等 低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能	
			計器名称 輪谷貯水槽（西2）	計器数 1	SBO影響 直後 「緊急時対策本部」に確認	SBO影響 負荷切り離し後 ③	補助パラメータ 分類理由 代替注水水源の確保状態を確認するパラメータ	計器名称 —	計器数 —	SBO影響 直後 —	SBO影響 負荷切り離し後 —	計器故障等 —	

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「放出」 原子力災害対策本部様書 「可燃式蒸発係数装置を使 用した格納容器の蒸発ガス 置換」	項目	分類	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	評価		SBO		
					直後	負荷切り離し後			計器数	SBO影響			
										直後		負荷切り離し後	計器数
	操 作 (4 / 4)	水源の確保	サブレクション・プール水 位 (S A)	1	1	1	-	①	高圧原子炉代替注水流量	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認	
									原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0		
									残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1		
									残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	1	1		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1		
									残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3		
									低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1		
									残留熱代替除去系ポンプ出 口圧力	2	2		
									残留熱除去ポンプ出口圧力 (A系、B系のみ)	2	2		-
									残留熱代替除去系ポンプ出 口圧力	2	2		-
低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	2	-										

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO					
			計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等							
										計器名称		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 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの引出 車内時操作要領書（シビアアクシデント） AM図（別冊） 「FCV Sによる格納容器ベント」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		格納容器内放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	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	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (SA)	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であると想定し、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	
		原子炉圧力容器内の温度	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA)	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であると想定し、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	
		原子炉格納容器内の温度	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	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
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベダスタル温度 (SA) 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	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
			サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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温度	ドライウエル圧力 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ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		
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	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	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 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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		
原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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		
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	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	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 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「放出」 AM（個別発生要領書 TFCVS）による格納容器 イベント）	項目	分類	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	抽出パラメータを計測する計器				SBO		
			計器名称	計器数	SBO影響				計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
	判断基準 (2 / 3)	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度	1	0	0	①	格納容器水素濃度 (SA)	1	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	
			格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	格納容器水素濃度	1	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	
			格納容器水素濃度	1	0	0	①	格納容器水素濃度 (SA)	1	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	
			格納容器水素濃度	1	0	0	①	格納容器監視空気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	2	1	格納容器監視空気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器監視空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	格納容器監視空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器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
			格納容器水素濃度	1	0	0	①	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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	
			格納容器水素濃度	1	0	0	①	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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	
			格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	格納容器水素濃度	1	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	
			格納容器監視空気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	2	1	格納容器監視空気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	2	1	格納容器監視空気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器監視空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器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	
			格納容器監視空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	2	1	格納容器監視空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	2	1	格納容器監視空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器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	
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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	
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 放出 AMR（個別操作要領書 ）による格納容器 イベント）	項目	分類	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	SBO
			計器名称	計器数	SBO影響				計器数	計器名称	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
	原子炉格納容 器内の水位	サブトーション・プール水 位（SA）	1	1	1	①		代替注水流量（常設）	1	1	1	代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替器注水流量、低 圧原子炉代替器注水流量（常設）、低圧原子炉代替器注水流量、格納容器代替器 注水流量（常設）、ベデスタル代替器注水流量、ベデスタル代 替器注水流量（常設）のうち動作状態にある流量お よび水源である低圧原子炉代替器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	
低圧原子炉代替器注水流量								2	2	2				
低圧原子炉代替器注水流量 （常設機用）								2	2	2				
格納容器代替器注水流量								2	2	2				
ベデスタル代替器注水流量								2	2	2				
ベデスタル代替器注水流量 （常設機用）								2	2	2				
低圧原子炉代替器注水流量								1	1	1				
	電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ		1	1				
D-メタクラ母線電圧		1	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ		1	1				
C-ロードセント母線電圧		1	1	1	1	③	非常用ロードセントの受電 状態を確認するパラメータ		1	1				
D-ロードセント母線電圧		1	1	1	1	③	非常用ロードセントの受電 状態を確認するパラメータ		1	1				
緊急用メタクラ電圧		1	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ		1	1				
SAロードセント母線電圧		1	1	1	1	③	緊急用ロードセントの受電 状態を確認するパラメータ		1	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	SBO		
			計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	SBO影響					
									直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 放出 AM（個別発生要領書） （FCV/Sによる格納容器イベント）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器監視用放射線モニタ（ドライウエル）	2	2	1	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			2	2	1	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能			
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 [格納容器水素濃度]	1	0	0	—	格納容器水素濃度 (S.A)	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	
			格納容器水素濃度 (S.A)	1	0	0	—	格納容器水素濃度	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		
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (S.A)	格納容器水素濃度 (常設)	1	1	1	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (東帯域用)、格納容器代替スプレッド注水流量 (東帯域用)のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替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
					低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
				低圧原子炉代替注水流量 (東帯域用)	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			
				格納容器代替スプレッド注水流量	2	2	2	格納容器代替スプレッド注水流量	2	2	2			
				ベデスタル代替注水流量	2	2	2	ベデスタル代替注水流量	2	2	2			
				ベデスタル代替注水流量 (東帯域用)	2	2	2	ベデスタル代替注水流量	2	2	2			
操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (S.A)	1	0	0	—	格納容器水素濃度 (S.A)	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		
			格納容器監視用放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	格納容器監視用放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	格納容器監視用放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器監視用放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)			
		格納容器監視用放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	2	格納容器監視用放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	2	格納容器監視用放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器内水素濃度の代替監視可能				
		ドライウエル圧力 (S.A)	2	2	2	ドライウエル圧力 (S.A)	2	2	2	ドライウエル圧力 (S.A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (S.A) 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				
		サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A) の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能				
		格納容器水素濃度	1	0	0	格納容器水素濃度	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				

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	SBO				
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響							
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
事故時操作要領書（シビアアクシデント）放出 AM（総明燃作要領書（TVC/S）による格納容器ベント）	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 (SA)	2	2	①	—	—	ホプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベドスタル温度 (SA) により代替監視可能		
			ベドスタル温度 (SA)	2	2	2	—	—	ベドスタル温度 (SA)	2	2	2	2	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		
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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 (SA)	7	7	7	①	—	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			ベドスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	—	ベドスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
		操作 (2 / 2)	最終ヒーティングの確保	スクラハ容器水位	8	8	①	—	—	スクラハ容器水位	8	8	8	8	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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
				スクラハ容器圧力	4	4	①	—	—	スクラハ容器圧力	4	4	4	4	飽和温度/圧力の関係から、スクラハ容器圧力 (SA) により代替監視可能	
				スクラハ容器風速	4	4	①	—	—	スクラハ容器風速	4	4	4	4	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	
		第1ベントフィルタ出口水素濃度	第1ベントフィルタ出口水素濃度	第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0	①	—	—	格納容器水素濃度	1	0	0	0	原子炉格納容器内の傾向監視により、格納容器フィルタヘッド系の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
スクラハ容器圧力	4			4	①	—	—	スクラハ容器圧力	4	4	4	4	スクラハ容器圧力 (SA) により代替監視可能			
スクラハ容器風速	4			4	①	—	—	スクラハ容器風速	4	4	4	4	スクラハ容器風速 (SA) により代替監視可能			
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)	2	2	①	—	—	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内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		
		第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	1	1	①	—	—	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の放射線モニタにより代替監視可能			
		スクラハ容器風速	4	4	①	—	—	スクラハ容器風速	4	4	4	4	スクラハ容器風速 (SA) により代替監視可能			

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	分類	計器名称	計器数	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			
					直後	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	
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濃度抑制 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 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCSによる格納容器水素・酸素濃度抑制」	原子炉格納容器内の水素濃度 原子炉格納容器内の酸素濃度 原子炉格納容器内の放射線量		格納容器水素濃度	1	0	①	—	格納容器水素濃度 (SA)	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	
			格納容器水素濃度 (SA)	1	0	①	—	格納容器水素濃度	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	
			格納容器酸素濃度	1	0	①	—	格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	直接的に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	
			格納容器窒素濃度	1	0	①	—	格納容器窒素濃度 (SA)	2	2	1	格納容器窒素濃度放射線モニタ (ドラライウエル) 又は格納容器窒素濃度放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	格納容器窒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
			格納容器圧力	2	2	①	—	格納容器圧力 (SA)	2	2	2	ドラライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	ドラライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) 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
			格納容器温度	2	2	①	—	格納容器温度 (SA)	2	2	2	格納容器温度放射線モニタ (ドラライウエル) 又は格納容器温度放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	格納容器温度放射線モニタ (ドラライウエル) 又は格納容器温度放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器圧力	2	2	①	—	格納容器圧力 (SA)	2	2	2	格納容器圧力放射線モニタ (ドラライウエル) 又は格納容器圧力放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	格納容器圧力放射線モニタ (ドラライウエル) 又は格納容器圧力放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器圧力	2	2	①	—	格納容器圧力 (SA)	2	2	2	格納容器圧力放射線モニタ (ドラライウエル) 又は格納容器圧力放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	格納容器圧力放射線モニタ (ドラライウエル) 又は格納容器圧力放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器圧力	2	2	①	—	格納容器圧力 (SA)	2	2	2	格納容器圧力放射線モニタ (ドラライウエル) 又は格納容器圧力放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	格納容器圧力放射線モニタ (ドラライウエル) 又は格納容器圧力放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器圧力	2	2	①	—	格納容器圧力 (SA)	2	2	2	格納容器圧力放射線モニタ (ドラライウエル) 又は格納容器圧力放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	格納容器圧力放射線モニタ (ドラライウエル) 又は格納容器圧力放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) 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

1.9 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	補助パラメータ 分類理由	SBO影響		計器数	計器名称	補助パラメータ 分類理由		SBO影響			
						直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビアアクシデント） AM（個別機作要領書） TFCSSによる格納容器水素・酸素濃度制御	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内の温度	2				原子炉圧力			2	2	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	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 (S A)	2	2			原子炉圧力 (SA)			1	1	1			
	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度 (SA)	2	2			サプレッション・チェンバ温度 (SA)			2	2	2	サプレッション・プール水温度 (SA) 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	
		残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2			原子炉圧力容器温度 (S A)			2	2	2	残留熱除去系の運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能		
	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	2			残留熱除去系熱交換器入口温度			2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量準備より代替監視可能	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出口温度	2	2			サプレッション・プール水温度 (SA)			2	2	2	残留熱除去系熱交換器冷却水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		
		残留熱除去系熱交換器出口流量	残留熱除去系熱交換器出口流量	2	0			残留熱除去系熱交換器出口圧力			2	2	2	残留熱除去系熱交換器出口圧力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出口圧力	2	2			残留熱除去系熱交換器出口圧力			2	2	2		
			残留熱代替熱除去系熱交換器出口流量	1	1			残留熱代替熱除去系熱交換器出口流量			1	1	1		
			原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0			原子炉補機冷却ポンプ圧力			2	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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			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	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「放出」 AM（個別機器作頭領書「FCS」による格納容器水素・酸素濃度制御）	最終ヒーティングの確保	機器除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	2	0	0	—	—		
			RCW熱交換器出口温度	2	0	0	2	0	0	—	—	
	電源	C-メタクラ母線電圧	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	—	—	
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	—	—	
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	—	—	
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	—	—	
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	1	1	1	—	—	
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	—	—	
			補助パラメータ分類理由	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	③	0	0	2	0	0	—	—	—
非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	1	1	—	—	—			
非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	1	1	—	—	—			
緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	1	1	—	—	—			
緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	1	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				SBO
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後	
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 放出] AM図（個別操作要領書） TFC Sによる格納容器水素・酸素濃度制御]	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 [格納容器水素濃度]	1 1	0 0	0 0	格納容器水素濃度 (SA)	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
		格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	格納容器水素濃度	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
	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 [格納容器酸素濃度]	1 1	0 0	0 0	格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	直接的に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
		格納容器酸素濃度 (SA)	2	2	2	格納容器酸素濃度放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	格納容器内放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器内放射線モニタ (ドライウエル) の測定結果により、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
		ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ (酸素) の流入の有無により、水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
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	直接的に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
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	格納容器酸素濃度	1	0	0	直接的に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
		格納容器酸素濃度 (SA)	2	2	2	格納容器酸素濃度放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	格納容器内放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器内放射線モニタ (ドライウエル) の測定結果により、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
		ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ (酸素) の流入の有無により、水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
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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	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 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はヘドスタル温度 (SA) 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	
	ヘドスタル温度 (SA)	2	2	2	ヘドスタル温度 (SA)	2	2	2	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	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	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO		
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（シビアアクシデント） AM図（個別操作要領書） IFCSによる格納容器水素・酸素濃度制御	操作 (2 / 2)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	—	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	—	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 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	—	監視事項は主要パラメータにて確認	
			FCS系統入口流量	2	0	③	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	—	—	—	—	—	—
			FCSプロワ入口流量	2	0	③	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	—	—	—	—	—	—
			プロワ入口圧力	2	0	③	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	—	—	—	—	—	—
			FCS加熱器ガス温度	2	0	③	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	—	—	—	—	—	—
			FCS加熱器出口温度	2	0	③	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	—	—	—	—	—	—
			FCS加熱器壁温度	2	0	③	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	—	—	—	—	—	—
			再融合器ガス温度	2	0	③	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	—	—	—	—	—	—
			FCS再融合器壁温度	2	0	③	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	—	—	—	—	—	—

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO	
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
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 (3)原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 a. 格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度監視 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) AM設備別操作要領書 (MCAMIS)による格納容器水素・酸素濃度測定)	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	1	①	—	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	1	①	—	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 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	原子炉圧力容器温度 (SA)	原子炉圧力容器温度 (S)	2	2	①	—	2	2	2	2	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
			原子炉水位 (燃料罐)	2	2	①	—	2	2	2	2	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
			原子炉水位 (SA)	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
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	①	—	2	2	2	2	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
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	①	—	1	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
			格納容器酸素濃度	1	0	①	—	1	0	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能
	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA)	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	①	—	2	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (SA) の代替監視可能
			格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	1	0	①	—	2	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (SA) の代替監視可能
ドライウエル圧力 (SA)			2	2	①	—	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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、水素燃焼の可能性を把握可能	
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)			2	2	①	—	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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、水素燃焼の可能性を把握可能	
電源	緊急用メタクラ電圧	緊急用メタクラ電圧	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
		SAロードセンタ母線電圧	1	1	③	緊急用ロードセンタ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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	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													
					直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器数	SBO影響															
										直後			負荷切り離し後												
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 (3)原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 運転時操作手順書(シビアアクシデント) AM設備別操作要領書「CAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」	原子炉格納容器内の放射線基準 原子炉格納容器内の放射線モニタ(トプワイアエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) 原子炉圧力容器温度(SA) 原子炉圧力容器内の温度 格納容器水素濃度(SA) 格納容器水素濃度	2 2 2 2 1 1	2 2 2 2 1 1	2 2 2 2 1 1	① ① ① ① ① ①	1 1 2 2 0 0	1 1 2 2 1 1	18 18 2 1 2 2 1 1	[エリア]放射線モニタ [エリア]放射線モニタ 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉水位(圧差検) 原子炉水位(燃料減) 原子炉水位(SA) 残留熱除去系熱交換器入口温度 格納容器水素濃度(SA) 格納容器水素濃度	0 0 2 1 2 2 1 1 2 0 0 0	計器故障等	SBO 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 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 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基準	1	1	1	18	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放射線モニタ(トプワイアエル)	2	2	2	2	①	1	1	18	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認
													格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)	2	2	2	2	①	2	2	18	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認
													原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	2	①	2	2	2	2	2	2	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
													原子炉圧力容器内の温度	2	2	2	2	①	2	2	2	2	2	2	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
													格納容器水素濃度(SA)	1	0	0	0	①	0	0	1	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
													格納容器水素濃度	1	0	0	0	①	0	0	1	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
													格納容器水素濃度	1	0	0	0	①	0	0	1	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

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO		
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（シビアアクシデント） AM（個別操作要領書） （CAMSISによる格納容器水素・酸素濃度測定）	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度	1	0	0	0	格納容器酸素濃度 (S A)	1	0	0	直接的に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	
			2	2	2	2	格納容器空気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	2	格納容器空気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器空気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度の代替監視可能		
			2	2	2	2	格納容器空気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	2	2	2	同上		
			2	2	2	2	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	2		ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A) 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
			1	0	0	0	格納容器酸素濃度	1	0	0	0		直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能
			2	2	2	2	格納容器空気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	2	2		格納容器空気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器空気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (S A) の代替監視可能
			2	2	2	2	格納容器空気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	2	2	2	2		同上
			2	2	2	2	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	2		ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A) 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
			2	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2		同上
	電源	C-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ						
D-メタカラ母線電圧		1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ							
C-ロードセンタ母線電圧		1	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ							
D-ロードセンタ母線電圧		1	1	1	③	非常用ロードセンタ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	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				SBO						
			計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後							
												計器故障等					
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 放出 AM（個別操作要領書） （CAMS）による格納容器 水素・酸素濃度測定	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	格納容器水素濃度 〔格納容器水素濃度〕	1	0	0	0	格納容器水素濃度（SA）	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				
			格納容器水素濃度（SA）	1	0	0	0	格納容器水素濃度	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					
			格納容器窒素濃度 〔格納容器窒素濃度〕	1	1	0	0	0	格納容器窒素濃度（SA）	1	0	0		直接的に格納容器内窒素濃度を計測することができ、監視可能			
															格納容器窒素濃度 〔格納容器窒素濃度〕	2	2
			格納容器酸素濃度 〔格納容器酸素濃度〕	1	1	0	0	0	格納容器酸素濃度（SA）	2	2	2		2	ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッジョン・チェンバ圧力（SA）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		
																格納容器酸素濃度 〔格納容器酸素濃度〕	2
			操作	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	格納容器酸素濃度	1	0	0	0	格納容器酸素濃度	1		0	0	直接的に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
						格納容器窒素濃度 〔格納容器窒素濃度〕	2	2	2	2	格納容器窒素濃度計測モニタ（ドライウエル）又は格納容器窒素濃度計測モニタ（ドライウエル）又は格納容器窒素濃度計測モニタ（サブプレッジョン・チェンバ）の解析結果により、格納容器窒素濃度（SA）の代替監視可能						
						ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	2	ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッジョン・チェンバ圧力（SA）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						
						サブプレッジョン・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバ圧力（SA）	2		2	2	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	
ドライウエル圧力（SA）	2	2				2	2	ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッジョン・チェンバ圧力（SA）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									
サブプレッジョン・チェンバ圧力（SA）	2	2				2	2	サブプレッジョン・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	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					
ドライウエル温度（SA）	2	2				2	2	ドライウエル温度（SA）	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度（SA）又はベデスタル温度（SA）により代替監視可能					
ベデスタル温度（SA）	2	2				2	2	ベデスタル温度（SA）	2	2	2	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					
ドライウエル圧力（SA）	2	2				2	2	ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	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					
サブプレッジョン・チェンバ圧力（SA）	2	2				2	2	サブプレッジョン・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッジョン・チェンバ温度（SA）により代替監視可能					
最終ヒートシフトの確保	RCW熱交換器出口温度	RCW熱交換器出口温度	RCW熱交換器出口温度	2	0	0	0	RCW熱交換器出口温度	2	0	0	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	監視事項は主要パラメータにて確認				
			RCW熱交換器出口温度	2	0	0	0	RCW熱交換器出口温度	2	0	0	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					

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	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	計器名称	計器数	SBO影響		評価	SBO			
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し					
														事後	事後	
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順 (1) 原子炉ウエル注水 事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-4」 原子炉異常対策手順書 水大量送水車を使用した送水 AWRF(可搬型)による原子炉ウエル注水	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	格納容器黎明気放射線モニタ(ドライウエル)	2	1	2	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			格納容器黎明気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)	2	1	2	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉圧力	原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力	2					原子炉圧力	2	2	1		
					原子炉圧力(SA)	1					原子炉圧力(SA)	1	1	1		
			原子炉圧力	原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	①	—	原子炉水位(広野城) 原子炉水位(燃料城)	2 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
					原子炉圧力(SA)	1					原子炉圧力(SA)	1	1	1		
			原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	残留熱除去系熱交換器入口温度	2					残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	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	
					ベデスタル温度(SA)	2					ベデスタル温度(SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度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	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度(SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2 2	2 2	2 2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力(SA)又はサブプレッション・チェンバ圧力(SA)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
					水元の確保						水元の確保					
操作 (1) (2)	原子炉格納容器内の温度	備付水槽(図1)				③	「緊急時対策本部」に確認	備付水槽(図1)								
		備付水槽(図2)				③	「緊急時対策本部」に確認	備付水槽(図2)								
		原子炉格納容器内の温度	7	7	7	①	—	ベデスタル温度(SA) ドライウエル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2 2 2	2 2 2	2 2 2	直接的に原子炉格納容器内の温度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(SA)又はサブプレッション・チェンバ圧力(SA)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

1.10 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重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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					SBO		
		分類	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				
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-4」 原子炉廃棄物対策手順書 「大量送水車を使用した送水」 「HMF(可換型)」による原子炉ワウエル注水	機械監視機能 水源の確保	大量送水車ポンプ出口圧力	大量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認	③	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
			輪谷貯水槽(西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水車の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
			輪谷貯水槽(西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水車の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (1) 原子炉建物内の水素濃度監視														
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「水素」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線モニタ(ドライウエール)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		格納容器内放射線モニタ(サブレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
別冊基準(1/2)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	2 1	2 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は代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			2	2	2	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	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は代替監視可能	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(SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	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	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	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

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										評価				
		分類	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し				
事故初期作動手順書（シビアアクシデント「水素」）	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	1 6	0	0	①	—	原子炉建屋水素処理装置入口温度 原子炉建屋水素処理装置出口温度	2 2	2 2	2 2	2 2	原子炉建屋水素処理装置入口温度及び原子炉建屋水素処理装置出口温度の温度差により原子炉建屋水素濃度の大幅監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
			静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	2 2	2 2	① ①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
		電源	緊急用メタカタ電圧	1	1	1	③	緊急用メタカタの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
			S.A.ロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	1 6	0	0	①	—	原子炉建屋水素処理装置入口温度 原子炉建屋水素処理装置出口温度	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	原子炉建屋水素処理装置入口温度及び原子炉建屋水素処理装置出口温度の温度差により原子炉建屋水素濃度の大幅監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
			静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	2 2	2 2	① ①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
		補機監視機能	非常用ガス処理系流量	非常用ガス処理系流量	2	0	0	③	非常用ガス処理系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

1.10 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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						
		分類	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		計器数	計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し			
1.10.0.0 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (2) 原子炉建屋プロローグアウトパネル開放	事故対応要領書（シビアアクシデント） 「水素」 原子炉異常対策手順書 「プロローグアウトパネル開放」	静的触媒式水素処理装置内の水素濃度監視	静的触媒式水素処理装置入口温度	2	2	①	—	静的触媒式水素処理装置入口温度	2	2	—	静的触媒式水素処理装置入口温度及び動的触媒式水素処理装置出口温度の代替監視可能	2	2
			静的触媒式水素処理装置出口温度	2	2	①			2	2				
			動的触媒式水素処理装置出口温度	2	2	①			2	2				
判断基準	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋水素濃度	1	0	①	—	静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	2	2	—	静的触媒式水素処理装置入口温度及び動的触媒式水素処理装置出口温度の代替監視可能	2	2
			原子炉建屋水素濃度	6	0	①			2	2				
操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋水素濃度	1	0	①	—	静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	2	2	—	静的触媒式水素処理装置入口温度及び動的触媒式水素処理装置出口温度の代替監視可能	2	2
			原子炉建屋水素濃度	6	0	①			2	2				

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器					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		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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
1.11.2.1 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 a. 消火系による燃料プールへの注水 事後明確作業図書（原簿） 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 （消火系による燃料プール注水）	燃料プールの監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	
		燃料プール温度高警報	1	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—
		燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	1	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
		燃料プール水位 (S A)	1	0	0	0	①	—	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	①	—	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
		C-メタタラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
		D-メタタラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
		C-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
		D-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
補助消火水槽水位	2	0	0	0	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
ろ過タンク水位	1	1	1	1	③	代替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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを監視する計器										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	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後									
事故時操作要領書（僅装ベース） 「燃料プールの制御」 AM（個別操作要領書） （関係系による燃料プール注水）	操作	燃料プールの監視	燃料プール水位監視報	1	1	1	1	①	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、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							
			燃料プール温度高警報	1	1	1	1	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	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							
			燃料プール水位・温度 (S A)	1	0	0	0	①	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、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							
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	1	0	0	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							
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	①	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、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							
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	②	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、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							
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	③	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	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							
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	①	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、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							
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	1	0	0	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							
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	①	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、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							
補機監視機能	水源の確保	水源の確保	消火ポンプ出口圧力	2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	1	0	0	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、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								
			補助消火水槽水位	2	0	0	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	1	1	1	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								
			ろ過水タンク水位	1	1	1	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	1	0	0	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

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器					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		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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
1.11.2.1 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 b. 燃料プールのスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水（淡水/海水） 事故時操作要領書（原簿） 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大流量注水車を使用した送水」	燃料プールの監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	1	—	燃料プール水位 (S.A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
		燃料プール温度高警報	1	1	1	1	—	燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
		燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	1	①	燃料プール水位・温度 (S.A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
		燃料プール水位 (S.A)	1	0	0	0	①	燃料プール水位 (S.A)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
		燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
		燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
		燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
		燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
		燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
		燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
判断基準	電源	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		D-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		緊急用メタタラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		S Aロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		輪谷貯水槽 (西1)				③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		輪谷貯水槽 (西2)				③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		輪谷貯水槽 (西3)				③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		輪谷貯水槽 (西4)				③	代替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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	排出パラメータを監視する計器										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	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後									
事故時操作要領書（簡潔ベース） 「燃料プールの冷却」 原子力災害対策用マニュアル 「大量送水車を使用した送水」	燃料プールの監視	燃料プール水位監視報	1	1	1	1	①	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
			1	1	1	1	①	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
			1	0	0	0	①	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
			1	0	0	0	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	1	0	0	燃料プールの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	0	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
			2	0	0	0	②	燃料プールの状態を確認するパラメータ	1	0	0	燃料プールの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	4	0	0	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	1	0	0	燃料プールの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	1	1	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
			2	0	0	0	②	燃料プールの状態を確認するパラメータ	1	0	0	燃料プールの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	4	0	0	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	1	0	0	燃料プールの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								
事故時操作要領書（簡潔ベース） 「燃料プールの冷却」 原子力災害対策用マニュアル 「大量送水車を使用した送水」	補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	4	4	4	4	③	「緊急時対策本部」に確認	4	4	4	大量送水車の運転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	4	4	4	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	4	4	4	燃料プールの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	4	4	4	③	代替液水源の確保状態を確認するパラメータ	4	4	4	代替液水源の確保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								
事故時操作要領書（簡潔ベース） 「燃料プールの冷却」 原子力災害対策用マニュアル 「大量送水車を使用した送水」	水源の確保	輪谷貯水槽 (西1)	4	4	4	4	③	「緊急時対策本部」に確認	4	4	4	代替液水源の確保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	4	4	4	③	代替液水源の確保状態を確認するパラメータ	4	4	4	代替液水源の確保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

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器				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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
																SDO影響
1.11.2.1 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 c. 燃料プールスプレイ系による可搬型スプレインゾルを使用した燃料プールへの注水(淡水/海水) 事故時操作要領書(原簿「燃料プール制御」) 原子力災害対策手順書 「大流量注水車を使用した送水」 「原子力発電所内トランスミタによる燃料プールへの注水及びスプレイ」	燃料プールの監視	燃料プールの監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	1	1	1	0	0	0	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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		
			燃料プール温度高警報	1	1	1	1	1	1	1	0	0	0	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	
			燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	1	1	①	燃料プール水位 (S A)	1	1	1	1	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
			燃料プール水位 (S A)	1	0	0	0	0	①	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	1	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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	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
判断基準	電源	電源	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	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		
			D-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	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		
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	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		
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	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		
			緊急用メタタラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	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		
			S Aロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	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		
			輪谷貯水槽 (西1)					③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ						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
			輪谷貯水槽 (西2)					③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ						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
			輪谷貯水槽 (西3)					③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ						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
			輪谷貯水槽 (西4)					③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ						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

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	排出パラメータを監視する計器				排出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
														直後
事故時操作要領書（備後ベース） 「燃料プール脚削」 原子力災害対策本部様書 「大量送水車を使用した送水」 「原子炉建屋内ホース脚削による燃料プールへの注水及びスプレイ」	燃料プールの監視 操作		燃料プール水位監視報	1	1	1	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	—	—	
			燃料プール温度高警報	1	1	1	—	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	—	—	—
			燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	①	—	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			燃料プール水位 (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			スキヤージャータンク水位	1	0	0	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	—	—
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視が可能	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」(燃料取替階)「エリア放射線モニタ」	2	0	0	②	—	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			燃料取替階放射線モニタ	4	4	0	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	—	—
			燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1	1	1	①	—	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			大量送水車ポンプ出口圧力				③	「緊急時対策本部」に確認	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	—	—
補機監視機能				③		燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
燃料プールスプレイ流量				③	「緊急時対策本部」に確認	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	—	—			
輪谷貯水槽 (西1)				③	「緊急時対策本部」に確認	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	—	—			
輪谷貯水槽 (西2)				③	「緊急時対策本部」に確認	燃料プール監視カメラ (S A)	1	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器				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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	
												パラメータ分類
1.11.2.2 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. 燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへのスプレイ (放水/海水) 事故時操作要領書 (原燃「燃料プール制御」) 原子力災害対策手順書「大流量水を発生させた送水」	燃料プールの監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	1	—	—	—	—	—	
		燃料プール温度高警報	1	1	1	1	—	—	—	—	—	—
		燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	1	①	—	—	—	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	—	—	—	—	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能
		燃料プール水位 (S A)	1	0	0	0	①	—	—	—	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	—	—	—	—	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能
		C-メタタラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—
		D-メタタラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—
		C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—
		D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—
電源	緊急母線電圧	1	1	1	1	③	緊急母線電圧の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
	S Aロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
	輪谷貯水槽 (西1)					③	「緊急時対策本部」に確認	—	—	—	—	
	輪谷貯水槽 (西2)					③	「緊急時対策本部」に確認	—	—	—	—	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	排出パラメータを監視する計器						排出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
		分類	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		SBO				
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後					
事故時操作要領書(簡潔ベース) 「燃料プールの制御」 原子力災害対応マニュアル 「大量送水車を使用した送水」	燃料プールの監視	燃料プール水位監視報	1	1	1	1	1	0	0	0	0	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
			1	1	1	1	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ(SA)	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの監視カメラ(SA)	燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの監視カメラ(SA)	燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの監視カメラ(SA)	燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの監視カメラ(SA)	燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの監視カメラ(SA)	燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの監視カメラ(SA)	燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの監視カメラ(SA)	燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの監視カメラ(SA)	燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認
操作	燃料プールの監視	燃料プール水位	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの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	0	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの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	0	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの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	0	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの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	0	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの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	0	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの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	0	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの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	0	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの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	0	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの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	0	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの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		
補機監視機能	補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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	輪谷貯水槽(西1)	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	大量送水車の運転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

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器					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		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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
1.11.2.2 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 (2) 燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへのスプレイ (放水/海水) 事故時操作要領書 (原燃「燃料プール制御」) 原子力災害対策手順書 1次駆逐水車をを使用した送水 1号原子炉建屋内ホース駆逐による燃料プールへの注水及びスプレイ	燃料プールの監視	燃料プール監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
			燃料プール温度高警報	1	1	1	—	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
			燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	①	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
			燃料プール水位 (S A)	1	0	0	①	燃料プール水位 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
判断基準	電源	電源	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	C-メタタラ母線電圧 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
			D-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	D-メタタラ母線電圧 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	C-ロードセントラ母線電圧 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	D-ロードセントラ母線電圧 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
			緊急用メタタラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタタラ電圧 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
			S Aロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	S Aロードセントラ母線電圧 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
			輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	「緊急時対策本部」に確認	「緊急時対策本部」に確認	③	輪谷貯水槽 (西1) (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
			輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	「緊急時対策本部」に確認	「緊急時対策本部」に確認	③	輪谷貯水槽 (西2) (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
			輪谷貯水槽 (西3)	「緊急時対策本部」に確認	「緊急時対策本部」に確認	「緊急時対策本部」に確認	③	輪谷貯水槽 (西3) (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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	
			輪谷貯水槽 (西4)	「緊急時対策本部」に確認	「緊急時対策本部」に確認	「緊急時対策本部」に確認	③	輪谷貯水槽 (西4) (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、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

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	補出パラメータを非測する計器			補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	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後					
												SBO影響		
事故時操作要領書（備後ベース） 「燃料プール制御」 原子力災害対策用マニュアル 「大量送水車を使用した送水」 「原子炉建屋内ホース降下による燃料プールへの注水及びスプレイ」	操作	監視	燃料プール水位監視報	1	1	1	1	0	0	—	—			
			燃料プール温度高警報	1	1	1	—	—	—	—	—	—		
			燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	①	—	—	—	—	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール水位 (S A)	1	0	0	①	—	—	—	—	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			スキヤージャータンク水位	1	0	0	③	—	—	—	—	—	—	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	—	—	—	—	—	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視が可能	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（燃料取替階エリア放射線モニタ）	2	0	0	②	—	—	—	—	—	—	
			燃料取替階放射線モニタ	4	4	0	③	—	—	—	—	—	—	
			燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）(S A)	1	1	1	①	—	—	—	—	—	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			大量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認	—	—	③	—	—	—	—	—	—	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ
補機監視機能	燃料プールスプレイ流量	4	4	4	③	—	—	—	—	—	燃料プールの状態を確認するパラメータ	—		
水源の確保	輪谷貯水槽（西1）	「緊急時対策本部」に確認	—	—	③	—	—	—	—	—	—	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	
	輪谷貯水槽（西2）	「緊急時対策本部」に確認	—	—	③	—	—	—	—	—	—	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを非測する計器				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						
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
1.11.2 燃料プールの水からの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (2) 漏えい緩和 a. 燃料プール漏えい緩和 「燃料プール相押」 原子力災害対策手順書 「燃料プール漏えい緩和」	燃料プールの監視	燃料プールの監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	1	—	—	—	—	—	—		
			燃料プール温度高警報	1	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	
			燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	1	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
			燃料プール水位・温度 (S A)	1	0	0	0	①	—	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	—	—	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	—	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	①	—	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	—	—	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	—	—	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	—	—	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
操作 (1) / (2)	燃料プールの監視	燃料プールの監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	1	—	—	—	—	—	—		
			燃料プール温度高警報	1	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	
			燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	1	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	—	—	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
			スキマセンサータンク水位	1	0	0	0	③	燃料プールの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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	補出パラメータを計測する計器				評価			
				計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース） 「燃料プールの制御」 原子力災害対策本部 「燃料プール漏えい緩和」	操作 ① ②	燃料プールの監視	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	1	0	0	燃料プール内の燃料混合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	1	1	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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	1	1	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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	1	1	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
1.11.2.4 燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 代替交流電源設備を使用した燃料プールの除熱 事故時操作要領書（徴候ベース） 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「F P C による燃料プール除熱」	判断基準 ① ②	燃料プールの監視	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	1	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	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	1	1	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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	1	1	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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	1	1	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
1.11.2.4 燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 代替交流電源設備を使用した燃料プールの除熱 事故時操作要領書（徴候ベース） 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「F P C による燃料プール除熱」	判断基準 ① ②	燃料プールの監視	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	1	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	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	1	1	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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	1	1	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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	1	1	1	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

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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		計器名称	計器数	SBO影響						
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
事故時操作要領書(僅候ベース) 「燃料プールの制御」 AM図(個別操作要領書) 「T.P.C.による燃料プールの除熱」	判断基準 (2/2)	電源	C-メタタカ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	計器故障等	SBO		
			D-メタタカ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1			
			C-ロードセントタ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1			
			D-ロードセントタ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1			
			原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	0	0	0	0	0	0			
			移動式代替熱交換設備淡水ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認											
			燃料プール水位低警報	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		
			燃料プール温度高警報	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		
			燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の凍結状況及び隔壁の防止状況を確認することができ、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
			燃料プールの監視	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0		
操作	燃料プールの監視	スキマサージタンク水位	1	0	0	0	0	0	0	0	0				
		燃料プール冷却ポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	0	0				
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	0	0	0	0	0				
		燃料プールの状態を確認するパラメータ	「緊急時対策本部」に確認												
			燃料プール水位 (S A)	1	0	0	0	0	0	0					
			燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1	1	1	1	1	1	1					
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	0	0	0					
			燃料プールの状態を確認するパラメータ	「緊急時対策本部」に確認											
			燃料プール水位 (S A)	1	0	0	0	0	0	0					
			燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	1	1	1	1					
			燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1	1	1	1	1	1	1					
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	0	0	0					
			燃料プールの状態を確認するパラメータ	「緊急時対策本部」に確認											
			燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の凍結状況及び隔壁の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能												
			燃料プールの状態を確認するパラメータ	「緊急時対策本部」に確認											
			燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の凍結状況及び隔壁の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能												

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO								
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	直後	計器故障等									
											負荷切り離し後	負荷切り離し後						
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体系等の著しい損傷時の手順 (1) 大気への放射性物質の拡散抑制 a. 大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	原子炉災害対策手順書 「放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
			格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッシャジョン・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0		エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能			
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2		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		
				原子炉圧力 (S A)	1	1	1			原子炉圧力 (S A)	1	1	1		1			
				残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2		2	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 (S A)	1	1	1			原子炉水位 (S A)	1	1	1		1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		1			
				代替注水流量 (常設)	1	1	1			代替注水流量 (常設)	1	1	1		1			
				低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		2			
				低圧原子炉代替注水流量 (軟蒸気用)	2	2	2			低圧原子炉代替注水流量 (軟蒸気用)	2	2	2		2			
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と均等に熱除去に必要な水量より代替監視可能	
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		0	0		
			原子炉圧力容器内の水位	残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	0			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		0	0		
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		0	0		
				残留熱代用除去系原子炉注水流量	1	1	1			残留熱代用除去系原子炉注水流量	1	1	1		1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
原子炉圧力	2	2		2			原子炉圧力	2	2	2	2	2						
判断基準 (1 / 4)											サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	2		

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
														パラメータ 分類	SBO影響
原子力災害対策手順書 （放水砲による大気への放 射性物質の拡散抑制）	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と換熱器除去に必要な水量より代替監視可能	
								代替注水流量 (常設)	1	1	1				
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2				
								低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2				
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1				
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
								残留除去ポンプ出口流量	3	0	0				
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
								残留熱代善除去系原子炉注水流量	1	1	1				
								原子炉圧力	2	2	1				原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッション・チェンバース圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
								原子炉圧力 (S.A)	1	1	1				
								サブプレッション・チェンバース圧力 (S.A)	2	2	2				
								サブプレッション・プール水位 (S.A)	1	1	1				
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1												
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1												
原子炉水位 (S.A)	1	1	1												
低圧原子炉代替注水流量	1	1	1	副機熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能											
低圧原子炉代替注水水位	1	1	1												
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1												
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1												
原子炉水位 (S.A)	1	1	1		副機熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能										
原子炉水位 (S.A)	1	1	1												

判断基準 (2 / 4)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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		計器名称	計器数	SBO影響					
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
原子力災害対策手順書 1)放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	原子炉圧力容器への注水量	判断基準 (3 / 4)	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
			低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2	① ①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な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	
			R P V / P C V 注入流量	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	原子炉水位 (S A)	1	1	-	-	
			凝留熱代替除去ポンプ出口流量	1	1	1	③	凝留熱代替除去系の運転状態を確認するパラメータ	原子炉水位 (S A)	1	1	-	-	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	①	-	サブプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S A) の水位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	
			制御棒駆動水圧系統流量	1	0	0	③	制御棒駆動水圧系の動作状態を確認するパラメータ	サブプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S A) の水位変化より代替監視可能	
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	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	崩壊熱除去に必要な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	
			低圧停心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	-	原子炉水位 (S A)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S A) の水位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	
			高圧停心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	-	サブプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S A) の水位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 (S A)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
									サブプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S A) の水位変化より代替監視可能
									原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水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

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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを監視する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO			
			計器数	計器名称	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					
							直後	負荷切り離し後						
原子力災害対策手順書 （放水砲による大気への放射 性物質の拡散抑制）	燃料プールの 監視	燃料プール水位監視警報	1	燃料プール水位・温度 (S A)	—	—	1	1	1	1	—	監視事項は主要パラ メータにて確認		
		燃料プール水位 (S.A)	1	燃料プール水位・温度 (S A)	①	—	0	0	1	1	1		燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	燃料プール監視カメラ (S A)	—	—	1	0	0	0	0		燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	燃料プール監視カメラ (S A)	①	—	1	1	1	1	1		燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	燃料プール監視カメラ (S A)	—	—	0	0	0	0	0		燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	燃料プール監視カメラ (S A)	①	—	1	1	1	1	1		燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	燃料プール監視カメラ (S A)	—	—	1	0	0	0	0		0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	燃料プール監視カメラ (S A)	①	—	1	1	1	1	1		1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	燃料プール監視カメラ (S A)	—	—	1	0	0	0	0		0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	燃料プール監視カメラ (S A)	①	—	1	1	1	1	1		1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	燃料プール監視カメラ (S A)	—	—	1	0	0	0	0		0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	燃料プール監視カメラ (S A)	①	—	1	1	1	1	1		1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	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		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	抽出パラメータ 分類理由	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
原子力災害対策手順書 1)放水器による大気への放射 性物質の拡散抑制			代管注水流量 (管設)	1	1	①	-		低圧原子炉代管注水槽水位	1	1	1	1	水源である低圧原子炉代管注水槽水位の水位変化より 代管監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
									ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッション・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代管監視可能	
									サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッション・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代管監視可能	
									ドライウエル水位	3	3	3	3	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代管 監視可能	
									サブプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1	1	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代管 監視可能	
									ベデスタル水位	4	4	4	4	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代管 監視可能	
									ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッション・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代管監視可能	
									サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッション・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代管監視可能	
									ドライウエル水位	3	3	3	3	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代管 監視可能	
									サブプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1	1	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代管 監視可能	
操作 (1 / 2)			格納容器代管スプレイ流量	2	2	①	-		ドライウエル水位	3	3	3	3	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代管 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 位 (SA)	1	1	1	1	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代管 監視可能	
									ベデスタル水位	4	4	4	4	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代管 監視可能	
									ドライウエル水位	3	3	3	3	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代管 監視可能	
									サブプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1	1	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代管 監視可能	
									ベデスタル水位	4	4	4	4	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代管 監視可能	
									ドライウエル水位	3	3	3	3	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代管 監視可能	
									サブプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1	1	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代管 監視可能	
									ベデスタル水位	4	4	4	4	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代管 監視可能	
									ベデスタル注水流 量 (稼働域)	2	2	2	2	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代管 監視可能	
原子炉格納容 器への注水量			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	-		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認
									ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代管監視可能	
									ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代管監視可能	
									ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	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	
									サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッショ ン・チェンバ圧力 (SA) により代管監視可能	
									サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッ ション・チェンバ温度 (SA) により代管監視可能	
									ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	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	
									サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッ ション・チェンバ圧力 (SA) により代管監視可能	
									サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッ ション・チェンバ温度 (SA) により代管監視可能	
									静的触媒式水素処理装置入 口温度	2	2	2	2	静的触媒式水素処理装置入口温度及び動的触媒式水素 処理装置出口温度の温度差により原子炉建物の水素濃度 の代管監視可能	
原子炉建体内 の水素濃度			原子炉建体内の水素濃度	1	0	①	-		静的触媒式水素処理装置入 口温度	2	2	2	2	静的触媒式水素処理装置入口温度及び動的触媒式水素 処理装置出口温度の温度差により原子炉建物の水素濃度 の代管監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
									動的触媒式水素処理装置出 口温度	2	2	2	2	静的触媒式水素処理装置入口温度及び動的触媒式水素 処理装置出口温度の温度差により原子炉建物の水素濃度 の代管監視可能	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	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		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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子力災害対策手順書 「放水による大気への放射 性物質の拡散抑制」	燃料プールの 監視 操 作 (2 / 2)	燃料プールの 監視	燃料プール水位監視警報	1	1	1	—	—	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能 燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能 燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能 燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能
			燃料プール水位 (S.A)	1	0	0	—	①	燃料プールエリア放射線モニ タ (高レンジ・低レン ジ) (S.A)	1	1	1	—	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	—	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	—	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	—	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	—	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	—	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	—	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	—	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	—	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	—	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	—	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	—	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	—	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	—	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	—	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	—	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	—	
屋外の放射線 量	屋外の放射線量	「緊急時対策本部」に確認	③	屋外の放射線量を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO									
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後								
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由						
1.12.2.1 著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体系等の著しい損傷時の手順 (1) 大気への放射性物質の拡散抑制 b. ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所 の取り込み 原子力災害対策手順書「放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	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量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (トワイエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	エアリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
				2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	エアリア放射線モニタの上昇より代替監視可能					
				2	2	原子炉圧力容器温度 (S/A)	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	1		2	2	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
									原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	1		2	2	1	1
				2	2	原子炉圧力容器温度 (S/A)	①	—	原子炉水位 (圧滞域)	2	2	2	2	2		2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2		2	2	2	2
				2	2	原子炉圧力容器内の水位	①	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1	1		1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1		1	1	1	1
				2	2	原子炉圧力容器内の水位	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1		1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
									低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2		2	2	2	2
				2	2	原子炉圧力容器内の水位	①	—	低圧原子炉代替注水流量 (軟滞域用)	2	2	2	2	2		2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1		1	1	1	1
				2	2	原子炉圧力容器内の水位	①	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1		1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	3		3	3	3	3
				2	2	原子炉圧力容器内の水位	①	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1		1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1						1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
2	2	原子炉圧力容器内の水位	①	—	原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
					原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
2	2	サブプレッション・チェンバ	①	—	サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
					圧力 (S/A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		

判断基準 (1 / 4)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後		計器故障等	
														パラメータ 分類
原子力災害対策手順書 1)放水砲による大気への放 射性物質の拡散抑制	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と換熱 熱除去に必要な水量より代替監視可能
								代替注水流量 (常設)	1	1	1			
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			
								低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2			
								原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1			
								高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
								低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1											
原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・ チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能										
判 断 基 準 (2 / 4)	原子炉圧力容 器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	1	1	①	-	サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S.A) の水 位変化より代替監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認		
							サブプレッジョン・プール水 位 (S.A)	1	1	1				
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1				
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
							原子炉水位 (S.A)	1	1	1				
							低圧原子炉代替注水流量	1	1	1				
							低圧原子炉代替注水流量	1	1	1			副熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能	
							原子炉水位 (S.A)	1	1	1				
							低圧原子炉代替注水流量	1	1	1				
							低圧原子炉代替注水流量	1	1	1				
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1											
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1											
原子炉水位 (S.A)	1	1	1											
原子炉水位 (S.A)	1	1	1	副熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能										
原子炉水位 (S.A)	1	1	1											
原子炉水位 (S.A)	1	1	1											
原子炉水位 (S.A)	1	1	1											
原子炉水位 (S.A)	1	1	1											
原子炉水位 (S.A)	1	1	1											
原子炉水位 (S.A)	1	1	1											
原子炉水位 (S.A)	1	1	1											
原子炉水位 (S.A)	1	1	1											
原子炉水位 (S.A)	1	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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		計器故障等		SBO				
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後							
原子力災害対策手順書 (放水砲による大気への放射性物質の監視抑制)	原子炉圧力容器への注水量		低圧原子炉代替注水流速 (燃料域用)	2	2		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な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	
				2	2		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1						
				1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
					R PV / P CV 注水流速	1	1	0									
					残留熱代替除去ポンプ出口流量	1	1	1									
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1									
					制御棒駆動水圧系統流量	1	0	0									
					原子炉圧力容器への注水量	3	0	0									
					低圧停止スプレイポンプ出口流量	1	0	0									
					高圧停止スプレイポンプ出口流量	1	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	SBO		
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響					
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
原子力災害対策手順書 (放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制)	燃料プールの監視	燃料プール	燃料プール水位監視警報	1	1	1	1	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の蒸発状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能 燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の蒸発状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能 燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の蒸発状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能 燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の蒸発状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能 燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の蒸発状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能 燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の蒸発状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能 燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の蒸発状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	
			燃料プール水位 (S.A)	1	0	0	0	1	1	1	1	1		1
			燃料プール監視カメラ (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1
			燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1
			燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	0	1	1	1	1	1		1
			燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1
			燃料プール監視カメラ (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1
			燃料プール水位・温度 (S.A)	1	0	0	0	1	1	1	1	1		1
			燃料プール監視カメラ (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1
			燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1
			燃料プール監視カメラ (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1
			燃料プール監視カメラ (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 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重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO									
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後								
												項目	補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類					
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体系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. 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	原子炉格納容器内の放射性物質の拡散抑制	原子炉格納容器内の放射性物質の拡散抑制	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エアリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッシャジョン・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エアリア放射線モニタの上昇より代替監視可能		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	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1		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温度	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		原子炉圧力 (SA)				
			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	原子炉圧力容器温度 (燃料域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (圧滞域) 原子炉水位 (燃料域)	2		2	2	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	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 (燃料域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA)	1		1	1	1	原子炉水位 (SA)	
						原子炉圧力容器温度 (燃料域)	2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2		2	2	2	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 (燃料域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA)	1		1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
			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	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	①	—	高圧原子炉代替注水流量	1		1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
						代替注水流量 (常設)	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1		1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
低圧原子炉代替注水流量	2	2				2	①	—	低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2				2	①	—	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1				1	①	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1				1	①	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
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	残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	①	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	直接的に原子炉圧力容器内の水位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				
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	①	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
			残留熱代用ポンプ出口流量	1	1	1	①	—	残留熱代用ポンプ出口流量	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
			原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
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	サブプレッジョン・チェンバ	2	2	2	①	—	サブプレッジョン・チェンバ	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位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				
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					

判断基準 (1 / 4)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
														SBO影響	SBO影響
原子力災害対策手順書 「放射性物質拡散器材による 施設への放射性物質の拡散 抑制」	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 (S.A)	1	1	1	①	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
				1	1	1		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1				
				1	1	1		代替注水流量 (常設)	1	1	1				
				2	2	2		低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2		
				1	1	1		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1		
				1	1	1		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0		
				3	0	0		残留除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0		
				1	0	0		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0		
				1	1	1		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1		
				2	2	2		原子炉圧力	2	2	2	2	2		
				1	1	1		原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1		
				2	2	2		サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	2		
				1	1	1		サブプレッション・プール水 位 (S.A)	1	1	1	1	1		
				1	1	1		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1		
				1	1	1		原子炉圧力容器への注水流量	1	1	1	1	1		
				代替注水流量 (常設)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	1 1	副熱除去に必要な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			
				原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	1 1	副熱除去に必要な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			
				原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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						
			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	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後				
原子力災害対策手順書 「放射性物質拡散器材による 施設への放射性物質の拡散 抑制」	原子炉圧力容 器への注水量		低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	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	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認	
			R P V / P C V 注水流量	1	1	③	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S A) の水 位変化より代替監視可能		
			凝留熱代替除去ポンプ出口 流量	1	1	③	凝留熱代替除去系の運転状態 を確認するパラメータ	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	①	-	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S A) の水 位変化より代替監視可能		
			制御駆動水圧系統流量	1	0	③	制御駆動水圧系の動作状 態を確認するパラメータ	サブプレッジョン・プール水 位 (S A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S A) の水 位変化より代替監視可能		
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	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	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認	
			低圧停心スプレイポンプ出 口流量	1	0	①	-	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S A) の水 位変化より代替監視可能		
			高圧停心スプレイポンプ出 口流量	1	0	①	-	サブプレッジョン・プール水 位 (S A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S A) の水 位変化より代替監視可能		
									原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S A) の水 位変化より代替監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認
									原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S A) の水 位変化より代替監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認

判断基準 (3 / 4)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	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		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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子力災害対策手順書 「放射線物質拡散材料による 施設への放射性物質の拡散 抑制」	燃料プールの 監視	燃料プールの 監視	燃料プール水位監視報	1	1	1	—	—	燃料プール水位 (SA)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
			燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	①	—	燃料プールエリア放射線モニ タ (高レンジ・低レン ジ) (SA)	1	1	1	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
			燃料プール水位・温度 (SA)	1	0	0	①	—	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	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
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	①	—	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	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
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	①	—	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	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
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	①	—	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	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
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	①	—	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	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
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	①	—	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	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
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	①	—	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	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
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	①	—	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	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
操作														

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器名称	計器数	直後		SBO影響		
												負荷切り離し後	負荷切り離し後
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体系等の著しい損傷時の手順 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制 b. シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制 原子力災害対策手順書 「シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル) 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	18	0	0	エア放熱線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
			2	2	1	①	—	18	0	0	エア放熱線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
			2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	原子炉圧力 監視可能
			2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	原子炉水位(圧滞域) 原子炉水位(燃料域) 監視可能
			2	2	1	①	—	1	1	1	1	1	原子炉圧力(SA) 監視可能
			2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	原子炉水位(圧滞域) 原子炉水位(燃料域) 監視可能
			2	2	1	①	—	1	1	1	1	1	原子炉圧力(SA) 監視可能
			2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度 監視可能
			2	2	1	①	—	1	1	1	1	1	原子炉水位(SA) 監視可能
			2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	高圧原子炉代替注水流量 監視可能
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体系等の著しい損傷時の手順 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制 b. シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制 原子力災害対策手順書 「シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器温度(SA) 原子炉水位(圧滞域) 原子炉水位(燃料域)	2	2	1	①	—	2	2	2	2	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と増熱除去に必要な水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	—	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と増熱除去に必要な水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	1	1	1	1	原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			2	2	1	①	—	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			2	2	1	①	—	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			2	2	1	①	—	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			2	2	1	①	—	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			2	2	1	①	—	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			2	2	1	①	—	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			2	2	1	①	—	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体系等の著しい損傷時の手順 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制 b. シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制 原子力災害対策手順書 「シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器温度(SA) 原子炉水位(圧滞域) 原子炉水位(燃料域)	2	2	1	①	—	2	2	2	2	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と増熱除去に必要な水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	—	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と増熱除去に必要な水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	1	1	1	1	原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			2	2	1	①	—	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			2	2	1	①	—	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			2	2	1	①	—	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			2	2	1	①	—	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			2	2	1	①	—	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			2	2	1	①	—	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			2	2	1	①	—	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能

判断基準 (1 / 4)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
														SBO影響	SBO影響
原子力災害対策手順書 （シフトフェーズによる海 津への放射性物質の拡散抑 制）	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測すること ができ、監視可能		
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と換 熱除去に必要な水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
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1			
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2			
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2			
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1			
			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0			
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0			
			低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0			
			残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1			
			原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2	2			
原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッショ ン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能					
サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2						
		高圧原子炉代替注水流量	サブプレッジョン・プール水 位 (S.A)	1	1	1	1	サブプレッジョン・プール水 位 (S.A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S.A) の水 位変化より代替監視可能		
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2			
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2			
	原子炉圧力容 器への注水流量	代替注水流量 (常設)	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な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	
			低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1			
			高圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1			
		代替注水流量 (常設)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	崩壊熱除去に必要な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	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2			
			原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	原子炉水位 (S.A)	1	1	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	SBO				
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響							
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
原子力災害対策手順書 （インシデント・フェーズによる海 津への放射性物質の拡散抑 制）」	原子炉圧力容 器への注水量	原子炉圧力容 器への注水量	低圧原子炉代替注水流 量 (狭帯域用)	2 2	2 2	① ①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域)	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認		
			R P V / P C V 注 入 流 量	1	1	③	-	原子炉水位 (S A)	1	1	1	-	-	-	-	
			凝留熱代替除去ポンプ出 口流量	1	1	③	-	原子炉水位 (S A)	1	1	1	-	-	-	-	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域)	2 2	2 2	1 1	1 1	1 1	1 1	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S A) の水 位変化より代替監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認
			制御駆動水圧系統流量	1	0	③	-	原子炉水位 (S A)	1	1	1	-	-	-	-	
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	①	-	サブプレッジョン・プール水 位 (S A)	1	1	1	1	1	1	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S A) の水 位変化より代替監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認
			低圧停心スプレイポンプ出 口流量	1	0	①	-	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S A) の水 位変化より代替監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認
			高圧停心スプレイポンプ出 口流量	1	0	①	-	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S A) の水 位変化より代替監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認

判断基準 (3 / 4)

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	抽出パラメータを非測する計器			補助パラメータ 分類理由	計器故障等			SBO	
				計器数	SBO影響			計器数	計器故障等			
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
原子力災害対策手順書 [インシデントフェーズによる海 津への放射性物質の拡散抑 制]	燃料プールの 監視 判 断 基 準 (4 / 4)	燃料プールの 監視	燃料プール水位監視報	1	1	1	—	1	0	0	—	—
			燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	—	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
			燃料プール水位・温度 (S A)	1	0	0	—	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	—	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	—	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	—	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	—	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	—	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	—	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	—	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
原子力災害対策手順書 [軽微燃料火災時等にお ける初動対応]	操作	燃料プールの 監視	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	—	1	1	1	—	—
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	—	1	1	1	—	—
原子力災害対策手順書 [放水砲による消火活動]	操作	燃料プールの 監視	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	—	1	1	1	—	—
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	—	1	1	1	—	—

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となる水の供給手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	計器数	直後			SBO影響	負荷切り離し後		
														パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (2) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順 a. 原子炉冷却炉圧力バウナダリ・高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 (g) 原子炉隔離時停炉系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 事故時操作要領書（確保 「水位確保」等	判断基準 (1 / 2)	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	3	3	3	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水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	2	2	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	1	1	1	1	1		1	1
				3	3	3	3	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	1	1	1	1	1		1	1

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となる水の供給手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（復旧ページ） 「水位確保」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				計器故障等	SBO		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後			直後			負荷切り離し後	
判断基準 準 (2 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	①	1	1	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2	1		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
							サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2		
復水貯蔵タンク水位	1	0	0	0	③	復水貯蔵ポンプ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

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ, ④補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(僅候 ペーセス) 「水位確保」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	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		SBO影響	
											直後	負荷切り離し後
操作 (1 / 3)	原子炉圧力容器 内水位	[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	3	3	①	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱 熱除去に必要な水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	2	①	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
			2	2	2	①	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	
			2	2	2	①	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	
			2	2	2	①	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	
			2	2	2	①	原子炉補償時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	
			3	3	3	①	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	
			2	2	2	①	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
			2	2	2	①	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	
			2	2	2	①	残留熱代替熱除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	
			2	2	2	①	原子炉圧力	2	2	2	2	
			2	2	2	①	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	
			2	2	2	①	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	2	

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となる水の供給手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（僅候 ページ） 「水位確保」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				計器故障等	SBO															
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後												
															計器数	直後	負荷切り離し後									
	操作 (2 / 3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	2	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能													
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	2	1	2	2			1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と均等熱除去に必要な水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										
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1			1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と均等熱除去に必要な水量より代替監視可能									
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1			1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と均等熱除去に必要な水量より代替監視可能								
				低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2	2			2				原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と均等熱除去に必要な水量より代替監視可能							
				低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	2	2	2	2			2					原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と均等熱除去に必要な水量より代替監視可能						
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1			1						原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と均等熱除去に必要な水量より代替監視可能					
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1			1							原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と均等熱除去に必要な水量より代替監視可能				
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0	0			0								原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と均等熱除去に必要な水量より代替監視可能			
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	0			0									原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と均等熱除去に必要な水量より代替監視可能		
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1			1										原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブレーション・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
				原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2			2											原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブレーション・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1			1											
サブレーション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブレーション・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能																

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（確保 ペーパー） 「水位確保」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				SBO		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後	
操作 (3 / 3)	原子炉圧力容器内の注水量	原子炉圧力容器内の注水量	原子炉圧力	2	1	①	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直後に原子炉圧力容器内の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
				2	2	2	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	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	
				1	1	1	原子炉水位 (SA)	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容器温度より代替監視可能	
				2	2	2	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	直後に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
				1	1	1	原子炉圧力	2	2	2	直後に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
				2	2	2	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	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	
				1	1	1	原子炉水位 (SA)	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容器温度より代替監視可能	
				2	2	2	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	直後に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
				1	1	1	サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	
				2	2	2	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	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	
機械監視機能	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力	1	1	①	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認	
				1	0	③	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	0		0
				1	0	③	原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	1	1	0		0
				3	0	③	原子炉隔離時冷却系タービン回転速度	3	0	0		0
水源の確保	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力	原子炉圧力	1	0	③	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	0	③	原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	1	1	0	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となる水の供給手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (2) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順 b. 原子炉格納炉圧力パワントラリ・高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 (b) 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 事故時操作要領書（確保「水位確保」等）	電源	HPC S-メータクラ付線電圧	1	1	③	非常用メータクラの受電状態を確認するパラメータ	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	
							低圧原子炉代替注水流量 (軟着床用)	2	2	2	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力	2	2	1							
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能						
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2							
原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力	3	3	①	監視事項は主要パラメータにて確認						
	原子炉水位 (軟着床)	2	2	①							
	原子炉水位 (硬着床)	2	2	①							

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となる水の供給手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（復旧ページ） 「水位確保」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				計器故障等	SBO						
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後			
															計器数	直後	負荷切り離し後
	判断基準 準 (2 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
				1	1	1			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1					
				1	1	1			代替注水流量 (常設)	1	1	1					
				2	2	2			低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2					
				1	1	1			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1					
				1	1	1			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相線熱除去に必要な水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
				3	3	3			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0					
				1	1	1			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0					
				1	1	1			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1					
				2	2	2			原子炉圧力	2	2	2	1				
				1	1	1			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能	
				2	2	2			サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2				
				1	1	1			復水貯蔵タンク水位	1	0	0					
									水源の確保								
									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となる水の供給手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(僅候 ペーセス) 「水位確保」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		計器名称	計器数	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後
操作 (1 / 3)	原子炉圧力容器 内水位	[原子炉水位 (燃料域)] [原子炉水位 (圧縮域)] [原子炉水位 (燃料域)]	3	3	3	3	原子炉水位 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱 熱除去に必要な水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	2	2	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
			2	2	2	2	代替注水流量 (常設)	1	1	1	
			2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2	
			2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2	
			1	1	1	1	原子炉補給時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	
			3	3	3	3	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	
			2	2	2	2	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
			2	2	2	2	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	
			2	2	2	2	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	
			2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2	
			1	1	1	1	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	
			2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	

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となる水の供給手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（僅候 ペーセス） 「水位確保」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				計器故障等	SBO		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	負荷切り離し後
	操作 (2 / 3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	直線的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と均等熱除去に必要な水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	2	2	2	2	2	2		2
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				1	1	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
				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		3
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	2	2	2	2		2
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
2	2	2	2	2	2	2	2	2					

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（復旧ペーパー） 「水位確保」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				SBO			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後		
操作 (3 / 3)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	直後	負荷切り離し後	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直後に原子炉圧力容器内の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
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	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	
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	2	2	1	直後に原子炉圧力容器内の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			
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	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				
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	1					
		原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2	2	2					
		サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能				
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2		炉内熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1						
補機監視機能 口圧力	補機監視機能 口圧力	1	1	0	0	0	0	0	0	0	—		
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0	0	0	0	0	0	—	復水貯蔵ポンプ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

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器				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 負荷切り離し後	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 負荷切り離し後	
													SBO影響
原子力災害対策手順書 （大量送水車を使用した送水／補給）	水源の確保	判断基準	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	①	—	代替注水流量（常設）	1	1	低圧原子炉代替注水槽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槽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	
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	—	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	—		注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能
			原子炉水位（SA）	1	1	—	—	原子炉水位（SA）	1	1	—		—
			サブプレッジョン・プール水位（SA）	1	1	—	—	サブプレッジョン・プール水位（SA）	1	1	—		—
操作	水源の確保	操作	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	—	—	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能	—	
			輪谷貯水槽（西1）	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
			輪谷貯水槽（西2）	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
			輪谷貯水槽（西1）	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
			輪谷貯水槽（西2）	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		

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となる水の供給手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	挿入パラメータを非測する計器				挿入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	計器数	直後	SBO影響			
												挿入パラメータ分類
原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」 1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (7) 海を水源とした対応手順 a. 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による送水	判断基準 水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽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後水貯蔵槽水位の代替監視可能 注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽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	
			2	2	2	2	2	2	2			2
			1	1	1	1	1	1	1			1
			2	0	2	0	2	0	2			0
操作	水源の確保	海を利用	「緊急時対策本部」に確認	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となる水の供給手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	挿入パラメータを非測する計器				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 負荷切り離し後	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 負荷切り離し後
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (1) 低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応手順 原子炉災害対策手順書 ("大規模送水車を使用した送水/補給")	水源の確保 判断基準	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽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後水貯留槽水位の代替監視可能 注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽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	
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1		1 1
	水源の確保	輪谷貯水槽 (西1)	1	1	③	「緊急時対策本部」に確認	原子炉水位 (SA)	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能	
							サブプレッジョン・プールの水位 (SA)	1	1	1		1
		輪谷貯水槽 (西2)			③	「緊急時対策本部」に確認	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0		
					③	「緊急時対策本部」に確認	代替注水流量 (常設)	1	1	1		
					③	「緊急時対策本部」に確認	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2		
					③	「緊急時対策本部」に確認	サブプレッジョン・プールの水位 (SA)	1	1	1		
					③	「緊急時対策本部」に確認	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	挿入パラメータを非測する計器				挿入パラメータを計測する計器				SBO		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後	
原子力災害対策手順書 「大気送水車を使用した送水手順」	操作	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽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時満槽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	2	2	2	2	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能		
				1	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能		
			補助パラメータ分類理由									
			③	「緊急時対策本部」に確認	③	③	③	③	③	③	③	③
			③	「緊急時対策本部」に確認	③	③	③	③	③	③	③	③
			③	「緊急時対策本部」に確認	③	③	③	③	③	③	③	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	抽出パラメータを監視する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			SBO
				計器数	SBO影響		計器数	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後	
補助パラメータ 分類理由	補助パラメータ 分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	
1.13.2.2 水源への水を補給するための対応手順 (2) 輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)へ水を補給するための対応手順 原子力災害対策手順書 [大量送水車を使用した送水/補給]	判断基準	水源の確保	輪谷貯水槽(西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			輪谷貯水槽(西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			輪谷貯水槽(東1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			輪谷貯水槽(東2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			輪谷貯水槽(西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	
	操作	水源の確保	輪谷貯水槽(西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—
			輪谷貯水槽(東1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—
			輪谷貯水槽(東2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—
			輪谷貯水槽(西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—
			輪谷貯水槽(西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—
判断基準	水源の確保	輪谷貯水槽(西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
		輪谷貯水槽(西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
		輪谷貯水槽(西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
		輪谷貯水槽(西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
		輪谷貯水槽(東1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを監視する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後	
1.13.2 水源を切り替えるための対応手順 (3) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手順 原子力災害対策手順書 〔大規模送水車を使用した送水/補給〕	水源の確保	判断基準	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—
			輪谷貯水槽 (西1)			「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—
			輪谷貯水槽 (西2)			「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—
			ろ過水タンク水位	1	1	1	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—
			1号ろ過水タンク水位			「緊急時対策本部」に確認	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—
			非常用ろ過水タンク水位			「緊急時対策本部」に確認	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—
			純水タンク水位	1	1	1	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—
			復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—
			輪谷貯水槽 (西1)			「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—
			輪谷貯水槽 (西2)			「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—
			ろ過水タンク水位	1	1	1	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—
			1号ろ過水タンク水位			「緊急時対策本部」に確認	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—
非常用ろ過水タンク水位			「緊急時対策本部」に確認	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—			
純水タンク水位	1	1	1	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—			
	水源の確保										
	操作										

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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		
		分類	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子力災害対策手順書 「断水を利用した水源の補 給」	基判 判断	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ	1	0	0	—	—
			復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ	1	0	0	—	—
	操作	水源の確保					③	代替水源の確保状態を確 認するパラメータ	代替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

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後			
													パラメータ 分類	計器数	直後
1.13.2.3 水源を切替えるための対応手順 (解除ベース) 「水位確保」等 事故時操作要領書	基判 判断	水質の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を 確認するパラメータ	サブプレッジョン・チェーンバ 温度 (SA)	2	2	2	サブプレッジョン・プール水温度 (SA) 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	
		原子炉格納容 器内の温度	サブプレッジョン・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	—		
	操 作	原子炉格納容 器内の水位	原子炉格納容 器内の水位	サブプレッジョン・プール水 位 (SA)	1	1	1	①	—	低圧原子炉代替注水流量 (稼働後月)	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量 (稼働後月)、格納容器代替注ス レイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代 替注水流量 (稼働後月)のうち動作状態にある流量お よび水源である低圧原子炉代替注水流量水位により代替 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
										格納容器代替注スレイ流量	2	2	2		
										ベデスタル代替注水流量 (稼働後月)	2	2	2		
										低圧原子炉代替注水流量 (稼働後月)	2	2	2		
										低圧原子炉代替注水流量	1	1	1		

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となる水の供給手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後		
													パラメータ 分類	SBO影響
1.13.2.3 水源を切替えるための対応手順 (除酸ベーンズ) 「水位確保」等	基判 判断 操作	水質の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を 確認するパラメータ	サブプレッジョン・チェーンバ 温度 (SA)	2	2	2	サブプレッジョン・プール水温度 (SA) 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
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッジョン・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 (稼働後月) 格納容器代替注水流量 (稼働後月) ベデスタル代替注水流量 (稼働後月)	1 2 2 2	1 2 2 2	1 2 2 2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量 (稼働後月)、格納容器代替注水 流量 (稼働後月)、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代 替注水流量 (稼働後月) のうち動作可能にある流量お よび水源である低圧原子炉代替注水水位により代替 監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッジョン・プール水 位 (SA)	1	1	1	①	—	格納容器代替注水流量 ベデスタル代替注水流量 (稼働後月)	2 2	2 2	2 2	—	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となる水の供給手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	挿入パラメータを非測する計器				挿入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 負荷切り離し後	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 負荷切り離し後
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (2) 送水から海水への切替え a. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした送水中の場合 原子炉災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」 「海水を利用した水源の補給」	判断基準	水源の確保	輸谷貯水槽 (四1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確保するパラメータ	輸谷貯水槽 (四1)	1	1	—	—	
	操作	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	「緊急時対策本部」に確認	①	代替水源の確保状態を確保するパラメータ	代替注水流量 (常設)	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽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槽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
							原子炉水位 (圧差検) 原子炉水位 (燃料検)	2 2	2 2	2 2	2 2	
							原子炉水位 (SA)	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能		
							サブプレッジョン・ブール水位 (SA)	1	1			
							低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0			
			海を利用	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確保するパラメータ					—	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを監視する計器				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	計器名称	計器数	SBO影響		
									直後		負荷切り離し後
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 「大量送水車を使用した送水/補給」 「海水を利用した水源の補給」	判断基準	水源の確保	輸谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			輸谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
	操作	水源の確保	輸谷貯水槽 (東1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			輸谷貯水槽 (東2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			輸谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			輸谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
	操作	海を利用	海を利用	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			復水貯蔵タンク水位	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			輸谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			輸谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		

1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順
 (1) 大量送水車を使用した送水/補給
 (2) 海水から海水への切替え
 b. 輸谷貯水槽 (西1) 及び輸谷貯水槽 (西2) を水源とした大量送水車による送水中の場合

1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順
 (2) 海水から海水への切替え
 c. 復水貯蔵タンクを水源とした送水中の場合

原子力災害対策手順書
 「大量送水車を使用した送水/補給」
 「海水を利用した水源の補給」

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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 0内はPM	SBO影響		計器名称	計器数 0内はPM	SBO影響		計器故障等			
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
1.14.2.1 代替電源(交流)による対応手順 (1) 代替交流電源設備による発電 a. ガスタービン発電機によるM/C C系及OM/C D系発電 事後時操作要領書(既録) 「外部電源喪失時対応手順」 (電源後田) AM設備別操作要領書 G/T/Gによる非常用母線受電)	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧	1	1	1	1	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	—	—	
			220kV 第2原子力幹線2L送電電圧	1	1	1	1	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	—	—
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	1	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	—	—
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	—	—
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	—	—
			HPCS-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	—	—
			ガスタービン発電機電圧	1	1	1	1	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	—	—
			ガスタービン発電機電流	1	1	1	1	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	—	—
			ガスタービン発電機電力	1	1	1	1	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	—	—
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	1	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	—	—
操作	電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	—	—	
		D-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	—	—	
		C-ロードセントタ母線電圧	1	1	1	1	非常用ロードセントタの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	—	—	
		D-ロードセントタ母線電圧	1	1	1	1	非常用ロードセントタの受電状態を確認するパラメータ	③	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器						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 0内はPAM	SDO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 0内はPAM	SDO影響		
					直後	負荷切り離した後				直後		負荷切り離した後
1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電 b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電 事故時操作要領書（既録） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 高圧発電機車による非常 用電源受電装置取組による緊急 原動力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急 用メタクラ母線ブラグ盛か らの電源確保」 「タンクローリから各機器 等への給油」	電源 判断基準		220kV 第2原子力母線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			220kV 第2原子力母線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			HPCS-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			高圧発電機車電圧				③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			高圧発電機車周波数				③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
電源	操作		D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			C-ロードセンター母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセンターの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			D-ロードセンター母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセンターの受電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

1.14 電源の確保に関する手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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 0内はPAM	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 0内はPAM	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後			
事故時操作要領書（復旧 マニュアル） 外部電源喪失時対応手 順 「電源復旧」 AMI設備別操作要領書 「高圧発電機車による非常 用母線受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車によるメタ クラフ警報を使用したM/C C系又はM/C D系 電源確保」 「タンクローリから各機器 等への給油」	電源 電源	220 kV 第2原子力幹 線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ								
		220 kV 第2原子力幹 線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ								
		6.6 kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ								
		C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ								
		D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ								
		HPCS-メタクラ母線電 圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ								
		高圧発電機車電圧				③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ								
		高圧発電機車周波数				③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ								
		C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ								
		D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ								
操作	電源	C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ								
		D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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 0内はPM	直後 負荷切り離した後	計器名称	計器数 0内はPM	直後 負荷切り離した後	計器故障等	
1.14.2.1 代替電源(交流)による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電 e. 劣化間電力超過ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電 事故時操作要領書(既録) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源後戻り」 AM監視簡易操作要領書 劣化間電力超過による非常用 母線受電	電源	判断基準	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—
			220kV 第2原子力幹線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—
			C-メタクラ母線電圧(他号)			「緊急時対策本部」に確認	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—
			D-メタクラ母線電圧(他号)			「緊急時対策本部」に確認	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—
			HPC S-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—
			ディーゼル発電機電圧(他号等)(A, B系のみ)			「緊急時対策本部」に確認	③	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	—	—
			ディーゼル発電機電力(他号等)(A, B系のみ)			「緊急時対策本部」に確認	③	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	—	—
ディーゼル発電機周波数(他号等)(A, B系のみ)			「緊急時対策本部」に確認	③	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	—	—			

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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			SBO	
		分類	計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響		計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 （1）代替直流電源設備による給電 a. 所内常設蓄電池直流電源設備及び所設代替直流電源設備による給電 事後時操作要領書（抜粋） 「電源復旧」	電源	判断基準	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等
			220kV 第2原子力幹線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	
			B-115V系直流線母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	
	電源	操作	B-115V系直流線母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	
			B-115V系直流線母線電圧 (SA) 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	1	1	—	
			SA室設置機用分電盤 (2) 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	1	1	—	
			220kV 第2原子力幹線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	
			220kV 第2原子力幹線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	
電源	判断基準	66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—		
		D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—		
	蓄電池放電継続時間					—						

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 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ, ④補助パラメータ

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 0内はPAM	SBO影響		計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書(備後ベース) A電源用 A電源用熱源用電源書 (1) B-115V系電源(SA)によるB-115V系直流整流器	電圧	B-115V系電源(SA)電圧	1	1	1	③	電源線の受電状態を確認するパラメータ	原子炉水位(SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
	操作 (1) / (2)	原子炉圧力容器内の水位	代替注水流量(常設)	1	1	1			代替注水流量(常設)	1	1	1	
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	
			低圧原子炉代替注水流量(非常設用)	2	2	2			低圧原子炉代替注水流量(非常設用)	2	2	2	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相線熱除去に必要な水量より代替監視可能
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
			原子炉圧力	2	2	2			原子炉圧力	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)とサブプレッジョン・チェンバ圧力(SA)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			原子炉圧力(SA)	1	1	1			原子炉圧力(SA)	1	1	1	
			サブプレッジョン・チェンバ圧力(SA)	2	2	2			サブプレッジョン・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器					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 0内はPAM	SBO影響		計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響		計器故障等						
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後							
事故時操作要領書 (抜粋) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 1.1.11.15V系電源 (S A) によるB-115V系直流 整流機」	操作 (2 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	SBO				
				1	1	1	1	1	1	1	1			1			
				1	1	1	1	1	1	1	1			1	1	1	1
				2	2	2	2	2	2	2	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			1	1	1	1
				3	3	3	3	3	3	3	3			3	3	3	3
				1	1	1	1	1	1	1	1			1	1	1	1
				2	2	2	2	2	2	2	2			2	2	2	2
				1	1	1	1	1	1	1	1			1	1	1	1
事故時操作要領書 (抜粋) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	基利 渾断	電源	C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	—			
				1	1	1	1	1	1	1	1						
				1	1	1	1	1	1	1	1						
事故時操作要領書 (抜粋) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	操作	電源	A-115V系充電器電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	—				
				1	1	1	1	1	1	1	1						
				1	1	1	1	1	1	1	1						
事故時操作要領書 (抜粋) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	操作	電源	A-115V系直流整流機電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	—				
				1	1	1	1	1	1	1	1						
				1	1	1	1	1	1	1	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 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ, ④補助パラメータ

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 0内はPAM	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響			計器故障等
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（復旧ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	基判 判断	電源	D-ロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
	操作	電源	B-115V系充電器電圧	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
事故時操作要領書（復旧ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	基判 判断	電源	D-ロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
	操作	電源	B-115V系充電器（SA）電圧	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
事故時操作要領書（復旧ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	基判 判断	電源	B-115V系直流盤（SA）母線電圧	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
	操作	電源	D-ロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
事故時操作要領書（復旧ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	基判 判断	電源	SA用115V系充電器電圧	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
	操作	電源	SA充電設備用分電盤（2）母線電圧	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
事故時操作要領書（復旧ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	基判 判断	電源	D-ロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
	操作	電源	230V系充電器（RC1 C）電圧	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
事故時操作要領書（復旧ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	基判 判断	電源	230V系直流盤（RC1 C）母線電圧	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
	操作	電源	C-ロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
事故時操作要領書（復旧ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	基判 判断	電源	D-ロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
	操作	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器					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 0内はPAM	直後	負荷切り離し後	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 0内はPAM	SBO影響		
											直後		負荷切り離し後
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (1). 代替直流電源設備による給電 e. 直流給電車による直流送への給電 事故時操作要領書（確保ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 AM設備別操作要領書 AM設備別操作要領書 「高圧発電機による緊急 流電機確保」 「タンクローリから各機器 等への給油」	電源	判 断 基 準	電源	b-115V系直流送母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
				B1-115V系蓄電池（SA）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	—	—	—	
				230V系直流送（RCI C）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	—	—	—	
				230V系直流送（常用） 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	—	—	—	
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (2). 非常用直流電源喪失時の補助計器用制御電源確保 a. SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流送受電 事故時操作要領書（確保ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 AM設備別操作要領書 「SA用115V系蓄電池によ るB-115V系直流送受電」	電源	操 作	電源	直流給電車連 転監視	1	「緊急時対策本部」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	—	—	—	—	
				b-115V系直流送母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
				b-115V系直流送（SA）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	—	—	—	
				230V系直流送（RCI C）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	—	—	—	
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (2). 非常用直流電源喪失時の補助計器用制御電源確保 b. 非常用直流電源喪失時のSA-115V系直流送受電 事故時操作要領書（確保ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 AM設備別操作要領書 「SA用115V系蓄電池によ るB-115V系直流送受電」	電源	操 作	電源	SA用115V系充電池器蓄電池 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	—	—	—	
				SA用115V系充電池器蓄電池 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	—	—	—	
				b-115V系直流送母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
				A-115V系直流送母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (2). 非常用直流電源喪失時の補助計器用制御電源確保 b. 非常用直流電源喪失時のSA-115V系直流送受電 事故時操作要領書（確保ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 AM設備別操作要領書 「SA用115V系蓄電池によ るB-115V系直流送受電」	電源	操 作	電源	A-115V系直流送母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
				A-115V系充電池器電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
				A-115V系直流送母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
				C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (2). 非常用直流電源喪失時の補助計器用制御電源確保 b. 非常用直流電源喪失時のSA-115V系直流送受電 事故時操作要領書（確保ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 AM設備別操作要領書 「SA用115V系蓄電池によ るB-115V系直流送受電」	電源	操 作	電源	C-ローセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ローセント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							
		分類	計器名称	計器数 0内はPAM	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 0内はPAM	SBO影響		SBO		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (3) 劣化前連絡ケーブルを使用した直流電源確保 a. 劣化前連絡ケーブルを使用したA-115V系直流電圧又はB-115V系直流電圧受電 (既述ペー ス) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 1劣化前連絡による非常用 低圧母線受電1	電源 電源	別 所 基 準	220kV 第2原子力母線 1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ							
			220kV 第2原子力母線 2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ							
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ							
			C-メタカタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカタラの受電状態 を確認するパラメータ							
			D-メタカタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカタラの受電状態 を確認するパラメータ							
			A-115V系直流送電母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ							
			B-115V系直流送電母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ							
			C-ロードセンタ母線電圧 (他号炉)				③	「緊急時対策本部」に確認							
			D-ロードセンタ母線電圧 (他号炉)				③	「緊急時対策本部」に確認							
			A-115V系直流送電母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ							
			B-115V系直流送電母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ							
			C-ロードセンタ母線電圧 (他号炉)				③	非常用ロードセンタの受電 状態を確認するパラメータ							
			D-ロードセンタ母線電圧 (他号炉)				③	非常用ロードセンタの受電 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを非測する計器				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 0内はPAM	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数 0内はPAM	直後	負荷切り離し後				
												補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	
1.14.2.3 代動室内電気設備による対応手順 (1) 代動室内電気設備による給電 a. ガスタービン発電機又は高圧発電機によるSAロードセントラ及びSAロードセントラによるSAロードセントラ受電 事後時操作要領書 (確保 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTGによる緊急用母線 受電」)	判 断 基 準	電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	計器故障等	SBO			
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—					
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	—					
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	—					
			ガスタービン発電機電圧	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	—					
			ガスタービン発電機電流	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	—					
			ガスタービン発電機電力	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—					
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—					
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	—					
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—					
事後時操作要領書 (確保 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車による緊急 用母線受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急 用メタクラ接続アララジ警小 らの電源確保」 「タンクローリー」から各機器 等への給油」	判 断 基 準	電源	D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—					
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	—					
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	—					
			高圧発電機車電圧			「緊急時対策本部」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	—					
			高圧発電機車周波数			「緊急時対策本部」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	—					
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—					
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	—					
			高圧発電機車 運転監視	操 作	電源	高圧発電機車電圧				③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—		
						高圧発電機車周波数					③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器					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 0内はPM	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 0内はPM	SBO影響			SBO				
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後						
事故時操作要領書（復旧） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機による緊急 制御」 「高圧発電機によるメタ クラフ防止」 「高圧発電機によるメタ クラフ防止」 「タンクローリから各機器 等への給油」	判断基準 操作	電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を 確認するパラメータ				—					
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を 確認するパラメータ					—				
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ					—				
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ					—				
			高圧発電機車電圧			「緊急時対策本部」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					—				
			高圧発電機車周波数			「緊急時対策本部」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					—				
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ					—				
			S Aロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ					—				
			1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替電源による対応手順 (1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 a. ガスタービン発電機によるM/C C系及GM/C D系受電 事故時操作要領書（復旧） 「外部電源喪失時対応手 順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTGによる非常用母線 受電」	判断基準 操作	電源	220 kV 第2原子力幹 線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ					—	
						220 kV 第2原子力幹 線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ					—	
66 kV 軌道支線電圧	1	1				1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ					—				
C-メタクラ母線電圧	1	1				1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ					—				
D-メタクラ母線電圧	1	1				1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ					—				
ガスタービン発電機電圧	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					—				
ガスタービン発電機電流	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					—				
ガスタービン発電機電力	1	1				1	③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ					—				
緊急用メタクラ電圧	1	1				1	③	緊急用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ					—				
C-メタクラ母線電圧	1	1				1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ					—				
1.15-615 1.15-615	判断基準 操作	電源	D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ					—				
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ					—				
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器					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 0内はPAM	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響	
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後
1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替電源による対応手順 (1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電 事故時操作要領書（既録） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源後戻り」 AM設備別操作要領書 高圧発電機車による非常用電源受電装置取組による非常 原動力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタタカラ接続プラグ取組」 らの電源確保 「タンクローリから各機器等への給油」	電源 高圧発電機車 運転監視 電源	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
		220kV 第2原子力幹線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
		66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
		C-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
		D-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
		高圧発電機車電圧				③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	
		高圧発電機車周波数				③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	
		緊急用メタタカラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
		C-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
		D-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—			
D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラ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 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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 0内はPAM	SBO影響		計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後	
事故時操作要領書（確保 （フェーズ） （外部電源喪失時対応手 順） AMM設備別操作要領書 「電源復旧」 「高圧発電機車による非常 用母線受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車によるメタ クラフ貯蔵器を使用したM/ C・C系又はM/C・D系 電源確保」 「タンクローリーから各機器 等への給油」	判断 基準	電源	220kV 第2原子力幹 線1L送電電圧	1	1	1	1	計器故障等	1	—	SBO
			220kV 第2原子力幹 線2L送電電圧	1	1	1	1	—	—		
			6.6kV 鹿島支線電圧	1	1	1	1	—	—		
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	—	—		
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	—	—		
			高圧発電機車電圧	「緊急時対策本部」に確認		—	—	—	—		
			高圧発電機車周波数	「緊急時対策本部」に確認		—	—	—	—		
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	—	—		
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	—	—		
			C-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	1	—	—		
D-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	1	—	—					
操作		電源	高圧発電機車電圧	「緊急時対策本部」に確認		—	—	—	—	—	—
			高圧発電機車周波数	「緊急時対策本部」に確認		—	—	—	—	—	—

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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			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 0内はPAM	直後	負荷切り離し後	計器数 0内はPAM	直後	負荷切り離し後		
1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替電源による対応手順 (1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 e. 高圧炉心スレーブディーゼル発電機によるM/C. C系又はM/C. D系受電 事後時操作要領書 (既録 ペーパーズ) 「外部電源喪失時対応手 順」 「電源復旧 AM設備別操作要領書 」による D/E/Gによる 非常用母線受電	電源	電源	220kV 第2原子力母線1上送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—	計器故障等	SBO
			220kV 第2原子力母線2上送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—		
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—		
			C-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—		
			D-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—		
			C-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—		
			D-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—		
			HPC S-ディーゼル発電機電圧	1	1	1	③	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	—		
			HPCS-ディーゼル発電機電力	1	1	1	③	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	—		
			HPCS-ディーゼル発電機機周波数	1	1	1	③	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	—		

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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 0内はPAM	SBO影響		計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響					
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替電源による対応手順 (1) 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替交流電源による給電 d. 劣化間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電 事後時操作要領書 (既録 ペーパーズ) 「外部電源喪失時対応手 順」 「電源復旧 AM監視簡易操作要領書 劣化間電力融通による非常用 母線受電」	電源	判 断 基 拠	220kV 第2原子力幹 線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	計器故障等	SBO		
			220kV 第2原子力幹 線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—	
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			C-メタクラ母線電圧 (他号 灯)				③	「緊急時対策本部」に確認	—	—	—	—	—	—
			D-メタクラ母線電圧 (他号 灯)				③	「緊急時対策本部」に確認	—	—	—	—	—	—
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			ディーゼル発電機電圧 (他 号灯)				③	「緊急時対策本部」に確認	—	—	—	—	—	—
操作	電源	非 常 用 デ ィ ー ゼ ル 発 電 機 運 転 監 視 (他 号 灯)	ディーゼル発電機電圧 (他 号灯)				③	非常用ディーゼル発電機後の 運転状態を確認するパラ メータ	—	—	—	—		
			ディーゼル発電機電力 (他 号灯)				③	非常用ディーゼル発電機後の 運転状態を確認するパラ メータ	—	—	—	—	—	
			ディーゼル発電機周波数 (他号灯)				③	非常用ディーゼル発電機後の 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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 0内はPAM	SBO影響		計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後	
1.14.2.5 燃料の補給手順 (1) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給 原子力災害対策手順書 「軽油タンク等を使用した タンクローリへの燃料積 載」	判断基準	補機監視機能	ガスタービン発電機用軽油 タンク油面	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認する パラメータ	-	-	-	-	
			タンクローリ油タンクレベル								燃料の確保状態を確認する パラメータ
	操作	補機監視機能	ガスタービン発電機用軽油 タンク油面	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認する パラメータ	-	-	-	-	
			タンクローリ油タンクレベル								燃料の確保状態を確認する パラメータ
1.14.2.5 燃料の補給手順 (2) タンクローリから各機器等への給油 原子力災害対策手順書 「タンクローリから各機器 等への給油」	判断基準	補機監視機能	ディーゼル燃料貯蔵タンク レベル	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認する パラメータ	-	-	-	-	
			タンクローリ油タンクレベル								燃料の確保状態を確認する パラメータ
	操作	補機監視機能	ディーゼル燃料貯蔵タンク レベル	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認する パラメータ	-	-	-	-	
			タンクローリ油タンクレベル								燃料の確保状態を確認する パラメータ
1.14.2.5 燃料の補給手順 (2) タンクローリから各機器等への給油 原子力災害対策手順書 「タンクローリから各機器 等への給油」	判断基準	補機監視機能	タンクローリ油タンクレベル	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認する パラメータ	-	-	-	-	
			各機器油タンクレベル								燃料の確保状態を確認する パラメータ
	操作	補機監視機能	タンクローリ油タンクレベル	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認する パラメータ	-	-	-	-	
			各機器油タンクレベル								燃料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

1.14 電源の確保に関する手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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						
		分類	計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響		計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
1.14.2.6 重大事故等対処設備（設計基準状態）による対応手順 (1) 非常用交流電源設備による給電 事故時操作要領書（既録 「外部電源喪失時対応手 順」 「電源復旧」	電源	判断基準	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等	SBO
			220kV 第2原子力幹線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等	SBO
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等	SBO
			C-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等	SBO
			D-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等	SBO
			HPCS-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等	SBO
			C-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等	SBO
			D-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等	SBO
			HPCS-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等	SBO
			ディーゼル発電機電圧	2	2	2	③	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	2	2	—	計器故障等	SBO
			HPCS-ディーゼル発電機電圧	1	1	1	③	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	1	1	—	計器故障等	SBO
			ディーゼル発電機電力	2	2	2	③	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	2	2	—	計器故障等	SBO
			HPCS-ディーゼル発電機電力	1	1	1	③	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	1	1	—	計器故障等	SBO
			ディーゼル発電機周波数	2	2	2	③	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	2	2	—	計器故障等	SBO
			HPCS-ディーゼル発電機周波数	1	1	1	③	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	1	1	—	計器故障等	SBO
ディーゼル燃料タンクレベル	1	1	1	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等	SBO			
ディーゼル燃料貯蔵タンクレベル	1	1	1	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等	SBO			
原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	2	0	—	計器故障等	SBO			
RCW熱交換器出口温度	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	2	0	—	計器故障等	SBO			

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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 0内はPAM	SBO影響		計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響					
					直後	負荷切り離した後			直後		負荷切り離した後			
1.14.2.6 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (2) 非常用直流電源設備による給電 事故時操作要領書(原燃 「電源復旧」)	電源	判断基準	220kV 第2原子力母線1上送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等	SBO	
			220kV 第2原子力母線2上送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	—	—	—
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	—	—	—
			C-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	—	—	—
			D-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	—	—	—
			HPCS-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	—	—	—
			A-115V系直流送電母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	—	—	—
			HPCS系直流送電母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	—	—	—
			230V系直流送電母線電圧 (RCI C) 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	1	1	—	—	—	—
			原子炉中性子計装用充電器盤母線電圧	2	2	2	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	2	2	—	—	—	—

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	6	6	0	①	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒自動操作・監視系の制御棒の位置表示により、床置界外状態が推定可能
						〔制御棒自動操作・監視系〕	1	1	0	
高圧・低圧注水機能喪失確認						原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接内に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
						代替注水流量 (常設)	1	1	1	
						低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	
						低圧原子炉代替注水流量 (稼働域用)	2	2	2	
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
						高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
						低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
						残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
						原子炉圧力	2	2	1	
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1	
						サブレンジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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		計器名称	計器数	SRO影響													
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後												
高圧・低圧注水機能喪失確認		計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	計器設備等	SRO							
														原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測すること が、監視可能	
														高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
														代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
														低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2 2	2 2	2 2	2 2		
														原子炉隔離時冷却ポンプ 出口流量	1	1	1	1		
														高圧炉心スプレイポンプ 出口流量	1	0	0	0		
														残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
														低圧炉心スプレイポンプ 出口流量	1	0	0	0		
														残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1		
														原子炉圧力	2	2	2	2		
														原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
														サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2		
														サブプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1	1		
														原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	①	—
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			水源であるサブプレッション・プール水 位変化より代替監視可能													
高圧炉心スプレイポンプ 出口流量	1	0	0	0	①	—	残留熱除去に必要な水量と原子炉水位の 変化より代替監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認												
原子炉水位 (SA)	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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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		計器設備等	SBO
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
高圧・低圧注水機能喪失確認	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	—	—	—	—	—	—
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①	—	—	—	—	—
高圧原子炉代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (S A)	1	1	1	—	—	—	—	—	—
	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	—	—	—	—	—	—
	代替注水流量 (常設)	1	1	1	—	—	—	—	—	—
	低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	—	—	—	—	—	—
	低圧原子炉代替注水流量 (稼働域用)	2	2	2	—	—	—	—	—	—
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	—	—	—	—	—	—
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	—	—	—	—	—	—
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	—	—	—	—	—	—
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	—	—	—	—	—	—
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	—	—	—	—	—	—
	原子炉圧力	2	2	1	—	—	—	—	—	—
	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	—	—	—	—	—	—
	サブレンジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	—	—	—	—	—	—

※ 有効性評価上考慮しない操作

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後								
高圧原子炉代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (S A)	1	1	1	①	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉圧力容器内の水位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				
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	高圧原子炉代替注水流量		1	1	1	
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1					
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2					
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2					
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1					
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0					
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0					
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0					
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1					
							原子炉圧力	2	2	2	2					
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1					
							サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	2					
							サブプレッジョン・プール水 位 (S A)	1	1	1	1					
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1					

※ 有効性評価上考慮しない操作

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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				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	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後											
															直後	負荷切り離し後			
逃がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉圧力	2	2	1	①	-		原子炉圧力 (S A)	1	1	1		原子炉圧力 (S A)	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の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	
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	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容器温度より代替監視可能						
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	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容器温度より代替監視可能						
								原子炉圧力 (S A)	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						
	低圧原子炉代普通注水系 (常設) による原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	-		原子炉圧力 (S A)	1	1	1		原子炉圧力 (S A)	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の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
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	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容器温度より代替監視可能					
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	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容器温度より代替監視可能					
									原子炉圧力 (S A)	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
		原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能											
		原子炉圧力	2	2	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能											
原子炉圧力 (S A)	1	1	1	①	-			原子炉水位 (広帯域)	2	2	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容器温度より代替監視可能						
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	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容器温度より代替監視可能						
								原子炉圧力 (S A)	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						
								原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	SBO 監視事項は主観パラメータにて確認
	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1		
	低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (燃料搬用)	2	2	2		
	低圧原子炉代替注水流量 (燃料搬用)	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (燃料搬用)	2	2	2		
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
	原子炉圧力	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2	原子炉圧力, 原子炉圧力 (S.A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能	
	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1		
	サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2		

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後							
低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉水位 (S A)	1	1	1	①	補助パラメータ分類理由	パラメータ分類	計器名称	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	SBO	
								計器名称	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
								計器名称	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
								計器名称	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2 2	2 2	2 2	2 2		
								計器名称	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1 1	1 0	1 0	1 0		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
								計器名称	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
								計器名称	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
								計器名称	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
								計器名称	原子炉圧力	2	2	2	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッジョン・チェンババ圧力 (S A) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能
								計器名称	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1		
代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	①	補助パラメータ分類理由	パラメータ分類	計器名称	サブプレッジョン・チェンババ圧力 (S A)	2	2	2		監視事項は主要パラメータにて確認	
								計器名称	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	本槽である低圧原子炉代替注水槽水位の水位変化より代替監視可能		
								計器名称	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	1 1		隔離熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
								計器名称	原子炉水位 (S A)	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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後							
低圧原子炉代替注水系(密設)による原子炉注水	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	①	-	-	代替注水流量(密設)	1	1	低圧原子炉代替注水槽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槽水位の代替監視可能	SBO			
								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、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能	
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1		1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1		1		
								サブプレッジョン・プール水位(SA)	1	1	1		1		
								低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0		0		低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能
								サブプレッジョン・チェンバ圧力(SA)	2	2	2		2		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
								ドライウエル温度(SA)	7	7	7		7		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度(SA)又はベデスタル温度(SA)により代替監視可能
								ベデスタル温度(SA)	2	2	2		2		
								ドライウエル圧力(SA)	2	2	2		2		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
サブプレッジョン・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッジョン・チェンバ温度(SA)により代替監視可能										
格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	①	-	-	ドライウエル圧力(SA)	2	2	ドライウエル圧力(SA)とサブプレッジョン・チェンバ圧力(SA)の差圧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			
								サブプレッジョン・チェンバ圧力(SA)	2	2	2		2		
								ドライウエル水位	3	3	3		3		
								サブプレッジョン・プール水位(SA)	1	1	1		1	注水先のドライウエル水位、サブプレッジョン・プール水位(SA)、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能	
								ベデスタル水位	4	4	4		4		

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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				SBO								
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響										
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後									
格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器冷却	サブプレッジョン・プール水位 (SA)	1	1	①	補助パラメータ分類理由	計器名称	1	1	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認							
											サブプレッジョン・プール水位 (SA)	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (格納容器代替スプレイス系), ベテスタル代替注水流量, ベテスタル代替注水流量 (格納容器代替スプレイス系)
											格納容器代替スプレイス流量	2	2	格納容器代替スプレイス流量	2	2	格納容器代替スプレイス流量 (格納容器代替スプレイス系)
											ベテスタル代替注水流量	2	2	ベテスタル代替注水流量 (格納容器代替スプレイス系)	2	2	ベテスタル代替注水流量 (格納容器代替スプレイス系)
											低圧原子炉代替注水水位	1	1	低圧原子炉代替注水水位	1	1	低圧原子炉代替注水水位
											サブプレッジョン・チェンバ	2	2	サブプレッジョン・チェンバ	2	2	サブプレッジョン・チェンバ
											ドライウエル圧力 (SA)	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	ドライウエル圧力 (SA)
											サブプレッジョン・チェンバ	2	2	サブプレッジョン・チェンバ	2	2	サブプレッジョン・チェンバ
											サブプレッジョン・チェンバ	2	2	サブプレッジョン・チェンバ	2	2	サブプレッジョン・チェンバ
											サブプレッジョン・チェンバ	2	2	サブプレッジョン・チェンバ	2	2	サブプレッジョン・チェンバ
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱	サブプレッジョン・プール水位 (SA)	1	1	①	補助パラメータ分類理由	計器名称	1	1	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認							
											サブプレッジョン・プール水位 (SA)	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (格納容器代替スプレイス系), ベテスタル代替注水流量, ベテスタル代替注水流量 (格納容器代替スプレイス系)
											格納容器代替スプレイス流量	2	2	格納容器代替スプレイス流量	2	2	格納容器代替スプレイス流量 (格納容器代替スプレイス系)
											ベテスタル代替注水流量	2	2	ベテスタル代替注水流量 (格納容器代替スプレイス系)	2	2	ベテスタル代替注水流量 (格納容器代替スプレイス系)
											低圧原子炉代替注水水位	1	1	低圧原子炉代替注水水位	1	1	低圧原子炉代替注水水位
											サブプレッジョン・チェンバ	2	2	サブプレッジョン・チェンバ	2	2	サブプレッジョン・チェンバ
											ドライウエル圧力 (SA)	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	ドライウエル圧力 (SA)
											サブプレッジョン・チェンバ	2	2	サブプレッジョン・チェンバ	2	2	サブプレッジョン・チェンバ
											サブプレッジョン・チェンバ	2	2	サブプレッジョン・チェンバ	2	2	サブプレッジョン・チェンバ
											サブプレッジョン・チェンバ	2	2	サブプレッジョン・チェンバ	2	2	サブプレッジョン・チェンバ

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
格納容器/マルチバント系による原子炉格納容器除熱	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	スクラパ容器水位	8	8	8	①	—	—	—	—	—	—	—
	スクラパ容器圧力	4	4	4	①	—	ドライウェル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器 フィルタベント系の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2 1	2 1	2 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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後		
外部電源喪失及び原子炉システム確認	平均出力領域計装	6	①	—	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未識別状態が推定可能	
高圧注水・減圧機能喪失確認	原子炉水位 (圧補装) 原子炉水位 (燃料被)	2 2	① ①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位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
					高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
					代替注水流量 (常設)	1	1	1		
					低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
					低圧原子炉代替注水流量 (燃料被用)	2	2	2		
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と噴霧熱除去に必要な水量より代替監視可能	
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
					原子炉圧力	2	2	1		
					原子炉圧力 (SA)	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能	
					サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高压注水・減圧機能喪失

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				計器故障等	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	計器名称	計器数	SBO影響			
							直後	負荷切り離し後		
高压注水・減圧機能喪失確認	原子炉水位 (S A)	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
					高压原子炉代替注水流量	1	1	1		
					代替注水流量 (常設)	1	1	1		
					低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
					低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2		
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
					高压中心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
					低圧中心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
					原子炉圧力	2	2	1		
					原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
					サブレンジョン・チェンバ	2	2	2		
					圧力 (S A)	1	1	1		
原子炉圧力 (S A)	2	2	2							
原子炉圧力 (広帯域)	2	2	1							
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1							
原子炉水位 (S A)	1	1	1							
原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2							

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高压注水・減圧機能喪失

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
高压注水・減圧機能喪失確認	計器名称	1	1	1	原子炉圧力 (S A)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	SBO	
											原子炉圧力
	原子炉圧力 (広帯域)	2	2	2	1	原子炉圧力 (広帯域)	2	2	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内の圧力を計測することと相定し、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
	原子炉圧水位 (S A)	1	1	1	1	原子炉圧水位 (S A)	1	1	1	原子炉圧水位から原子炉圧力容器内の圧力を計測することと相定し、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
	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	水源であるサブプレッション・プール水位 (S A) の水位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
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	原子炉圧水位 (広帯域)	2	2	1	加温熱除去に必要な水量と原子炉圧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
原子炉圧水位 (S A)	1	1	1	1	原子炉圧水位 (S A)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S A) の水位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	
											サブプレッション・プール水位 (S A)
高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	原子炉圧水位 (広帯域)	2	2	1	加温熱除去に必要な水量と原子炉圧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	
											原子炉圧水位 (燃料域)
残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	原子炉圧水位 (S A)	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				計器故障等	SBO	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
高圧原子炉代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (圧縮機) 原子炉水位 (燃料罐)	2 2	2 2	1 1	① ①	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (SA) 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働域) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 0 0 0 1 1 2 1 2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバール圧力 (SA) 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

※ 有効性評価上考慮しない操作

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後			
高圧原子炉代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (S A) 高圧原子炉代替注水流量	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
		1	1	1	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1		
		1	2	2	—	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2 2	2 2	2 2		
		1	1	1	—	原子炉降圧時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
		1	1	①	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
		1	3	0	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
		1	1	0	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
		1	1	1	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
		2	2	2	—	原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバハ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
		1	1	1	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
		2	2	2	—	サブプレッション・チェンバハ圧力 (S A)	2	2	2		
		1	1	1	—	サブプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1		水源であるサブプレッション・プール水位 (S A) の水位変化より代替監視可能
		1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1		崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
		1	1	1	—	原子炉水位 (S A)	1	1	1		

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高压注水・減圧機能喪失

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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		計器設備等	SBO	
			直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
代替自動減圧機能動作確認	原子炉圧力	2			①	—		1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
								2	2	2	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	
								1	1	1	原子炉水位 (S/A)	
								2	2	2	原子炉圧力容器温度 (S/A)	
								2	2	2	原子炉圧力	
								2	2	2	原子炉圧力	
	原子炉圧力 (S/A)	1			①	—		1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
								2	2	2	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	
								1	1	1	原子炉水位 (広帯域)	
								2	2	2	原子炉水位 (燃料域)	

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高压注水・減圧機能喪失

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後									
代替自動減圧機能動作確認	原子炉水位 (圧伸縮) 原子炉水位 (燃料破)	2 2							監視事項は主要パラメータにて確認								
										原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
										高压原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	
										代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	
										低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	
										低圧原子炉代替注水流量 (燃料破用)	2	2	2	2	2	2	
										原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
										高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	
										残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	
										低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	
										残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	
										原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	
										原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバール圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
										サブプレッション・チェンバール圧力 (S A)	2	2	2	2	2	2	

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高压注水・減圧機能喪失

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				計器故障等	SBO			
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
代替自動減圧機能動作確認	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
							高压原子炉代替注水流量	1	1	1			
							代替注水流量 (常設)	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2			
							原子炉降圧時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
							高压中心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧中心スプレイポンプ出口流量	1	0	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	①	-	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と残留熱除去に必要な水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	2	1			
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1			
							サブプレッション・チェンバ	2	2	2			
							圧力 (SA)	2	2	2			
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1			
							直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
							原子炉水位 (SA)	1	1	1			
原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2										

重大事故等対処に係る監視事項

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				SBO		
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
熟置熱除去系（低圧注水モータ）による 原子炉注水	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	①	—	原子炉圧力	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力を計測することと相定し、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
							原子炉水位 (広帯域)	2	2		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							原子炉水位 (S A)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高压注水・減圧機能喪失

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				計器故障等	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	計器名称	計器数	SBO影響							
							直後	負荷切り離し後						
残留熱除去系（低圧注水モーフ）による 原子炉注水	原子炉水位（圧抑域）	2	①	—	原子炉水位（S A）	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主観パラメータにて確認			
	原子炉水位（燃料域）				1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能					
	高圧原子炉代替注水流量				1	1	1	1	1	1		1	1	1
	代替注水流量（常設）				1	1	1	1	1	1		1	1	1
	低圧原子炉代替注水流量				2	2	2	2	2	2		2	2	2
	低圧原子炉代替注水流量（燃料域用）				2	2	2	2	2	2		2	2	2
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量				1	1	1	1	1	1		1	1	1
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量				1	0	0	0	0	0		0	0	0
	残留熱除去ポンプ出口流量				3	0	0	0	0	0		0	0	0
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量				1	0	0	0	0	0		0	0	0
	残留熱代替除去系原子炉注水流量				1	1	1	1	1	1		1	1	1
	原子炉圧力				2	2	2	2	2	2		2	2	2
	原子炉圧力（S A）				1	1	1	1	1	1		1	1	1
	サブレッション・チェンバ圧力（S A）				2	2	2	2	2	2		2	2	2

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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			計器設備等
							直後	負荷切り離し後		
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（SA）	3	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	①	—	代替注水流量（常設）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		2	①	—	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（燃料域用）	2 2	2 2	2 2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	①	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	①	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		3	①	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	①	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	①	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	①	—	原子炉圧力（SA）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力（SA）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
残留熱除去系（サブプレッション・プール 本冷却モード）運転	残留熱除去ポンプ出口流量	3	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	—	原子炉水位（SA）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		2	①	—	サブプレッション・プール水 温度（SA）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		2	①	—	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				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	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
	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後										
															計器名称	計器数		
残留熱除去系（原子炉停止降冷モード）運転	原子炉圧力	2	2	1	①	—		原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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				
								原子炉水位 (広帯域)	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	2	1	1						
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1						
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	—			原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の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				
									原子炉水位 (広帯域)	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	2	1	1					
									原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1					
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	—			サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (SA) 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 (広帯域)	2	2	1	1		放射熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	①	—			原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	放射熱除去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					
								サプレッション・プール温度 (SA)	2	2	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 (外部電源喪失 + DG失敗) + HPCS失敗

2.3.1 全交流動力電源喪失

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											
	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		計器設置等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域計表	6	6	0	①	—	中性子源領域計表	4	0	0	中庄子源領域計表により平均出力領域計表の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系 制御棒の制御棒の位置表示により、承認境界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0		
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水							原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (緊急域用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							蒸圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
サブプレッジョン・チェンバ	2	2	2									
圧力 (SA)	2	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 (外部電源喪失 + D/G失敗) + HPCS失敗

2.3.1 全交流動力電源喪失

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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 負荷切り離し後	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 負荷切り離し後	計器設備等
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
							代替注水流量 (常設)	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2			
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2			
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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	
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1			
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2			
							サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水脈であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	崩壊熱除去に必要な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 (SA)	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 (外部電源喪失 + DG 失敗) + HPCS 失敗

2.3.1 全交流動力電源喪失

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											
	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		計器設置等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
速がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	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容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	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
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		
サブレーション・プールの温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブレーション・プール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

2.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + HPC S 失敗

2.3.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + HPC S 失敗

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										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	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		計器設置等	SBO								
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後										
低圧原子炉代替注水系統(可搬型)による原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主配パラメータにて確認								
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、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	2	1										
							原子炉水位 (SA)	1	1	1										
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2										
	原子炉圧力	1	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主配パラメータにて確認								
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、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	2	1										
							原子炉水位 (SA)	1	1	1										
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	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 (外部電源喪失 + DG 失敗) + HPCS 失敗

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	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		計器設置等	SBO	
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
低圧原子炉代替注水系統(可搬型)による 原子炉注水	原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1	原子炉水位 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位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	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
		1	1	1	1	1	代替注水流量 (省設)	1	1	1			
		2	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (稼働兼用)	2	2	2	2		
		1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
		1	0	1	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
		3	0	3	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
		1	0	1	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
		1	1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
		2	2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2	2		原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉压力容器の潤水を推定可能
		1	1	1	1	1	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1		
		2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	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 (外部電源喪失 + DG失敗) + HPCS失敗

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	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		計器設置等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
低圧原子炉代替注水系統(可搬型)による原子炉注水	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉压力容器内の水位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
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (袋帯域用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
原子炉圧力 (S.A)	1	1	1									
サブレンジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2									
低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		①		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブレンジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉压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				
低圧原子炉代替注水流量 (袋帯域用)	2	2	2		①		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブレンジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉压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

2.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + HPCS 失敗

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	サブプレッション・チェンバ	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
						ドライウエル温度 (SA)	7	7	7			総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベテスタタル温度 (SA) により代替監視可能
						ベテスタタル温度 (SA)	2	2	2			
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
						サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能		
						原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉容器内の水位を計測することができ、監視可能		
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (検料域)	2	2	2	①	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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
						代替注水流量 (常設)	1	1	1			
						低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2			
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
原子炉圧力	2	2	2	①	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0				
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1				
					原子炉圧力	2	2	2				
					原子炉圧力 (SA)	1	1	1				
					サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	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 (外部電源喪失 + DG失敗) + HPCS失敗

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			計器設置等	
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	格納容器代替スプレイス流量	2	2	2	-	-	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) 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
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能								

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 (外部電源喪失 + DG失敗) + HPCS失敗

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	抽出パラメータの代償パラメータを計測する計器										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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	低圧原子炉代償注水流量 低圧原子炉代償注水流量 (広帯域用)	2 2	2 2	2 2	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	格納容器除去に必要な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
残留熱除去系 (格納容器冷却モード) による原子炉格納容器冷却	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	-	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
格納容器除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	原子炉注水圧力 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉注水圧力 (広帯域) 原子炉注水圧力 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉注水圧力容器内の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
残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	①	-	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	2	残留熱除去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
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉注水	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	-	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉注水	サブプレッション・プールの水 温度 (SA)	2	2	2	①	-	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・プールの水温度 (SA) 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
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉注水	原子炉注水圧力 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉注水圧力 (広帯域) 原子炉注水圧力 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉注水圧力容器内の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
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉注水	原子炉注水圧力 (SA)	2	2	2	①	-	原子炉注水圧力 (広帯域) 原子炉注水圧力 (燃料域)	2	2	2	2	直接的に原子炉注水圧力容器内の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

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 (外部電源喪失+DG失敗) + HPCS失敗

2.3.1 全交流動力電源喪失

対応手段	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		計器設置等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
残留熱除去系 (低圧注水モーフ) による 原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 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 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (省設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2	1	
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1								
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	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 (外部電源喪失 + DG失敗) + HPCS失敗

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			計器設置等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
残留熱除去系 (低圧注水モーフ) による 原子炉注水	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (袋挿管用)	2	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱除去ポンプ注水流量	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1	1		
							原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1		
							サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2		
							サブプレッジョン・プール水位 (S.A)	1	1	1	1		
残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2			原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能						
原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1			水脈であるサブプレッジョン・プール水位 (S.A) の水位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

2.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + 高圧炉心冷却失敗

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	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		計器設置等	SBO	
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	6	6	0	①	—	中性子領域計装	4	0	0	中性子領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未読状態が推定可能		
高圧原子炉代替注水系による原子炉注水							原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位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	
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
							代替注水流量 (常設)	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			
							低圧原子炉代替注水流量 (稼働域用)	2	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
							蒸圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	2	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	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 (外部電源喪失 + D/G失敗) + ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ 2.3.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D/G失敗) + ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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			計器設置等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
高圧原子炉代替普注水系による原子炉注水		1	1	1	①	-	原子炉水位 (S.A)	2	2	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位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
							高圧原子炉代替普注水流量	1	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替普注水流量 (燃料取扱い)	2	2	2	2		
							低圧原子炉代替普注水流量 (燃料取扱い)	2	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱代替普除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1	1		
							原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1		
							サブレンジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2		
							サブレンジョン・プール水位 (S.A)	1	1	1	1		
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料取扱い)	2	2	1	1									
原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1									
高圧原子炉代替普注水流量	1	1	1	1									
直流電源切替	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
低圧原子炉代替普注水系 (可搬型) による原子炉注水準備	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

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 (外部電源喪失 + D/G失敗) + 高圧炉心冷却失敗

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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										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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
速かし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	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		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2			
							原子炉水位 (SA)	1	1			
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2			
	原子炉圧力	1	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の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	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	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		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2			
							原子炉水位 (SA)	1	1			
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2			
低圧原子炉代替注水系統 (可搬型) による原子炉注水	サブレーション・プールの温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブレーション・プールの温度 (SA)	2	2	サブレーション・プール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 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
	原子炉圧力	2	2	2	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	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
								原子炉水位 (燃料域)	2	2		
								原子炉水位 (SA)	1	1		
								原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2		
								原子炉圧力	1	1		
								原子炉圧力容器温度 (SA)	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 (外部電源喪失 + D/G失敗) + ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

2.3.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D/G失敗) + ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	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		計器設置等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧原子炉代替注水系統(可搬型)による 原子炉注水	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	①	-	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の温度を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							代替注水流量 (帯設)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能								
原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能								
サブプレッション・チェンバ	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能								
圧力 (S A)												

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 (外部電源喪失 + D/G失敗) + 高圧炉心冷却失敗

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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			計器設備等	SBO			
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後						
低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (炭水酸用)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	1	直接的に原子炉压力容器内の水位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		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	1				
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1				
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2				
							低圧原子炉代替注水流量 (炭水酸用)	2	2	2	2	2				
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1				
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0				
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0				
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0				
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1				
							原子炉圧力	2	2	2	2	2				原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1				
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2				
原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	崩壊熱除去に必要な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	2	2	2											
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1											
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2		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									
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1											
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2											
原子炉水位 (SA)	2	2	2	2	2											
原子炉水位 (SA)	7	7	7	7	7			飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能								
ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7											
ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2											
原子炉水位 (SA)	2	2	2	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 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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			計器設備等		
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—		ドラフトヘル圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
								サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	絶対温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能		
	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 (SA)	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
									代替注水流量 (常設)	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
									低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									蒸圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	2		
									原子炉圧力 (SA)	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
									サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	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 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

2.3.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	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		計器設置等	SBO		
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
													計器数	計器数
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
		格納容器代替スプレイス流量	2	2	2	2			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
									代替注水流量 (常設)	1	1	1		
			2	2	2	2				低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	
										低圧原子炉代替注水流量 (袋排放用)	2	2	2	
			1	1	1	1				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
										高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
			3	0	0	0				残置熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
										低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
	1	1	1	1				残置熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
								原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
	1	1	1	1				原子炉圧力 (SA)	1	1	1			
								サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2			
	2	2	2	2				ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧により代替監視可能		
								サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2			
	2	2	2	2	①	-		ドライウエル水位	3	3	3	監視事項は主要パラメータにて確認		
								サブプレッジョン・プール水位 (SA)	1	1	1		注水先のドライウエル水位、サブプレッジョン・プール水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能	
								ベデスタル水位	4	4	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 (外部電源喪失 + D/G失敗) + 高圧炉心冷却失敗

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータを計測する計器										SBO	
	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			計器設備等
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
格納容器代替スプレイス (可搬型) による原子炉格納容器冷却	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (広帯域用)	2	2	2	-	① ①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	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
		2	2	2			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
残留熱除去系 (格納容器冷却モード) による原子炉格納容器冷却	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	-	①	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の温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
	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2		
残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	サブレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	-	①	サブレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認
	サブレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7		
残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	-	①	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	直接的に原子炉注水ポンプが正常に動作していることを確認す る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
	原子炉注水	1	1	1			原子炉注水	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 (外部電源喪失 + D/G失敗) + 高圧炉心冷却失敗

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 残留熱除去系 (低圧注水モーフ) による 原子炉注水	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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後								
原子炉注水	原子炉注水	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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				
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2		2	2	2	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
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		2	2	2	
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		1	1	1	
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		2	2	2	
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		1	1	1	
							代替注水流量 (管設)	1	1	1	1		1	1	1	
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2		2	2	2	
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2	2		2	2	2	
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	-	原子炉圧力	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0		0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0		0	0	
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0		0	0	
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1		1	1	
							原子炉圧力	2	2	2	2	2		2	2	原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	1		1	1	
							サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	2		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 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + 2.3.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
残留熱除去系 (低圧注水モーフ) による 原子炉注水	原子炉水位 (S.A) 残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位 (広帯域)	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	SBO
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	低圧原子炉代替注水流量	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
							残留熱除去ポンプ注水流量	1	1	残留熱除去ポンプ注水流量	1	1		
							原子炉圧力	2	2	原子炉圧力	2	2		
							原子炉圧力 (S.A)	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1		
							サブレンジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	サブレンジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2		
							サブレンジョン・プール水位 (S.A)	1	1	サブレンジョン・プール水位 (S.A)	1	1		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位 (広帯域)	2	2		
原子炉水位 (燃料域)	2	2	原子炉水位 (燃料域)	2	2									
原子炉水位 (S.A)	1	1	原子炉水位 (S.A)	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

2.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + 直流電源喪失 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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				計器設置等	SBO							
	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						
			直後	負荷切り離し後							直後	負荷切り離し後					
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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					
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2		2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、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	2	2	2		2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、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 (S A)	1	1	1	1		1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							原子炉圧力	2	2	2	2		2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2		2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、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	2	2	2		2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、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 (S A)	1	1	1	1		1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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 + D/G失敗) + 直流電源喪失

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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													
	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		計器設置等	SBO		
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
高圧原子炉代替管注水系による原子炉注水	原子炉水位 (圧縮機) 原子炉水位 (燃料機)	2 2					原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位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	
							高圧原子炉代替管注水流量	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
							代替管注水流量 (省設)	1	1	1	1			
							低圧原子炉代替管注水流量	2	2	2	2			
							低圧原子炉代替管注水流量 (稼働兼用)	2	2	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	2	2			原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉压力容器の潤水を推定可能
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	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 (外部電源喪失 + D/G失敗) + 直流電源喪失 (外部電源喪失 + D/G失敗) + ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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			計器設置等	SBO			
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後						
高圧原子炉代替普注水系による原子炉注水	高圧原子炉代替普注水流量	1	1	1	①	—	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	直後の原子炉圧力容器内の水位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		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2				
								高圧原子炉代替普注水流量	1	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								代替注水流量 (常設)	1	1	1	1				
								低圧原子炉代替普注水流量	2	2	2	2				
								低圧原子炉代替普注水流量 (袋排放用)	2	2	2	2				
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1				
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0				
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0				
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0				
								残留熱代替普除去系原子炉注水流量	1	1	1	1				
								原子炉圧力	2	2	1	1				原子炉圧力, 原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
								原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1				
								サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2				
								高圧原子炉代替普注水流量	1	1	1	①				—
原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2												
原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2												
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 + D/G 失効) + 直流電源喪失

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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				計器設置等	SBO	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
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	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	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	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							原子炉水位 (SA)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2		
							原子炉圧力	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
速がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	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
							原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							原子炉水位 (SA)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2		
							サブレーション・プールの温度 (SA)	2	2	サブレーション・プールの温度変化により代替監視可能	
							サブレーション・プールの温度 (SA)	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

2.3.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + 直流電源喪失

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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										計器設置等	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
低圧原子炉代替注水系統(可搬型)による 原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態であると想定し、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	2	1	1		
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2		
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	1	2	直接的に原子炉圧力容器内の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
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態であると想定し、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	2	1	1		
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	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

2.3.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + 直流電源喪失

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	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		計器設置等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
低圧原子炉代替注水系統 (可搬型) による 原子炉注水	原子炉水位 (圧縮機) 原子炉水位 (燃料機)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位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
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (省設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
							サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	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 (外部電源喪失 + D/G失敗) + 直流電源喪失 (外部電源喪失 + D/G失敗) + ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	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		計器設置等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
低圧原子炉代替注水系統(可搬型)による 原子炉注水	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉圧力容器内の水位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
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	監視可能	
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (袋帯域用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力 (S.A)	1	1	1		
							サブレンジョン・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1									
原子炉水位 (S.A)	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 (外部電源喪失 + D/G失敗) + 直流電源喪失 (外部電源喪失 + D/G失敗) + ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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											
	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		計器設置等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①		サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベテスタタル温度 (SA) により代替監視可能	
							ベテスタタル温度 (SA)	2	2	2		
							ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、サブレーション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉容器内の水位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
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量 (稼働専用))	2 2	2 2	2 2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1		
						高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
						低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
						残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1			
						原子炉圧力	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブレーション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1			
						サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	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

2.3.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + 直流電源喪失

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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														
	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		計器設置等	SBO			
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後					
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	原子炉水位 (SA)	2					原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1					
		格納容器代替スプレイス流量	2						高圧原子炉代替替注水流量	1	1	1		監視事項は主要パラメータにて確認	
									代替注水流量 (常設)	1	1	1			
			2							低圧原子炉代替替注水流量	2	2	2		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
										低圧原子炉代替替注水流量 (袋排放用)	2	2	2		
			1				①	-		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
										高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
			3							残置熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
										低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
	1							残置熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1				
								原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
	1							原子炉圧力 (SA)	1	1	1				
								サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2				
	2							ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧により代替監視可能			
								サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2				
	2							ドライウエル水位	3	3	3				
								サブプレッジョン・プール水位 (SA)	1	1	1	注水先のドライウエル水位、サブプレッジョン・プール水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能			
								ベデスタル水位	4	4	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 (外部電源喪失 + D/G失敗) + 直流電源喪失 (外部電源喪失 + D/G失敗) + ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータを計測する計器										計器設置等	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後					
格納容器代替スプレイス (可搬型) による原子炉格納容器冷却	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (広帯域用)	2	2	2	① ①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	格納容器除去に必要な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		
		2	2	2				2	2	2	2			2	
残留熱除去系 (格納容器冷却モード) による原子炉格納容器冷却	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	-	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		
残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	-	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		
残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	①	-	残留熱除去ポンプ出口圧力 原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	残留熱除去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
	1	1	1	①	-	2	2	2	2	2	2	2	2		
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態であると想定し、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 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1		
	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2			原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2	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 (外部電源喪失 + D/G失敗) + 直流電源喪失 (外部電源喪失 + D/G失敗) + ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 残留熱除去系 (低圧注水モーフ) による 原子炉注水	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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
原子炉注水	原子炉注水	2	2	1	①	原子炉注水 (広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉注水容器内の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			
						原子炉注水 (燃料域)	2	2	2	2		2	2	原子炉水位から原子炉注水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注水容器温度より代替監視可能
						原子炉注水 (SA)	1	1	1	1		1	1	
						原子炉注水容器温度 (SA)	2	2	2	2		2	2	
						原子炉注水 (SA)	1	1	1	1		1	1	直接的に原子炉注水容器内の水位を計測することができ、監視可能
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		1	1	
						代替注水流量 (管設)	1	1	1	1		1	1	
						低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2		2	2	
						低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2		2	2	
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		1	1	原子炉注水容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
原子炉注水 (広帯域) 原子炉注水 (燃料域)	2	2	2	2	① ②	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		監視事項は主要パラメータにて確認			
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		0		
						低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		0		
						残留熱代管除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		1	1	
						原子炉注水	2	2	2	2		2	2	
						原子炉注水 (SA)	1	1	1	1		1	1	原子炉注水、原子炉注水 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉注水容器の満水を推定可能
						サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		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 (外部電源喪失 + D/G失敗) + 直流電源喪失 (外部電源喪失 + D/G失敗) + ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	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		計器設置等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
残留熱除去系 (低圧注水モーフ) による 原子炉注水	原子炉水位 (S A)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (袋挿管用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
							サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2		
							サブプレッジョン・プール水位 (S A)	1	1	1		
残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	-	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	水脈であるサブプレッジョン・プール水位 (S A) 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				

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 (外部電源喪失 + DG 失敗) + SRV 再閉失敗 + HPC S 失敗

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 + HPC S 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		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後				直後		負荷切り離し後				
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム 確認	平均出力領域計表	6	6	0	①	—	中性子領域計表	4	0	0	中圧子領域計表により平均出力領域計表の代替監視 可能 制御棒手動操作・監視系 の制御棒の位置表示により、 承認境界機能が推定可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
							[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0				
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位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	
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1			
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (緊急域用)	2	2	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1		
							蒸圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0		原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・ チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉压力容器の満 水を推定可能
							サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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 (外部電源喪失 + DG失敗) + SRV再閉失敗 + HPC S失敗
 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 + HPC S失敗

対応手段	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		計器設置等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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)	2	2	1		
							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)	2	2	1		
							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)	2	2	1		
							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)	2	2	1		
直流電源切替	-	-	-	-	-	-	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) 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
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
							サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		
							サブプレッジョン・プール水位 (SA)	1	1	1	水脈であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能	
							原子炉圧力 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉圧力 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水準備	-	-	-	-	-	-	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	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 (外部電源喪失 + DG失敗) + SRV再閉失敗 + HPCS失敗

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				計器設置等	SBO	
	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			
			直後	負荷切り離し後				直後			負荷切り離し後
速がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、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	2		
							原子炉水位 (SA)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2		
							原子炉圧力	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、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
							原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							原子炉水位 (SA)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	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 (外部電源喪失 + DG失敗) + SRV再閉失敗 + HPCS失敗

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				計器設置等	SBO		
	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				
			直後	負荷切り離し後				直後			負荷切り離し後	
低圧原子炉代替注水系統(可搬型)による 原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主配パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、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	2	1		
							原子炉水位 (SA)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、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	監視事項は主配パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	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 (外部電源喪失 + DG失敗) + SRV再閉失敗 + HPC S失敗

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 + HPC S失敗

対応手段	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		計器設置等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
低圧原子炉代替注水系統(可搬型)による 原子炉注水	原子炉水位 (高圧域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2			① ①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位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
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (省設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
							原子炉圧力	2	2	2	1	
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	
							サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	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 (外部電源喪失 + DG失敗) + SRV再閉失敗 + HPC S失敗

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 + HPC S失敗

対応手段	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		計器設置等	SBO	
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
			抽出パラメータを計測する計器										
低圧原子炉代替注水系統(可搬型)による原子炉注水	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (炭水酸用)	2 2	2 2	2 2	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	1	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1		
原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1	監視事項は主要パラメータにて確認								
低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (炭水酸用)	2 2	2 2	2 2	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	1	2	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			監視事項は主要パラメータにて確認
低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (炭水酸用)	2 2	2 2	2 2	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	1	2	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバール圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	1			
						原子炉水位 (燃料域)	2	1	2	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

2.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + SRV 再閉失敗 + HPC S 失敗

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 + HPC S 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										SBO
	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		計器設置等	監視事項は主要パラ メータにて確認									
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後											
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認									
	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベテスタタル温度 (SA) 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									
	ベテスタタル温度 (SA)	2	2	2	—	—	ベテスタタル温度 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認									
	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認									
	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	—	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ温度 (SA) 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 (広帯域) 原子炉水位 (検料域)	2	2	2	① ①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉容器内の水位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									
	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	—	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1											
	代替注水流量 (帯設)	1	1	1	—	—	代替注水流量 (帯設)	1	1	1											
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	—	—	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2											
	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	—	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1											
高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	2	2	2	—	—	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水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										
残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	—	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0												
低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	—	—	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0												
残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	—	—	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1												
原子炉圧力	2	2	2	—	—	原子炉圧力	2	2	2												
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	—	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・ チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能											
サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	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 (外部電源喪失 + D/G 失効) + S/R/V 再閉失敗 + H/P/C/S 失効

2.3.4 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D/G 失効) + S/R/V 再閉失敗 + H/P/C/S 失効

対応手段	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		計器設置等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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)	2	2	1		
							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)	2	2	1		
							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)	2	2	1		
							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)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	格納容器代替スプレイス流量	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) 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
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	格納容器代替スプレイス流量	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) 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
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	2	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 (外部電源喪失 + D/G失敗) + SRV再閉失敗 + HPC S失敗

2.3.4 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D/G失敗) + SRV再閉失敗 + HPC S失敗

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		計器設備等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (広帯域用)	2	2				原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	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
		2	2				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
残留熱除去系 (格納容器冷却モード) による原子炉格納容器冷却	ドライウエル温度 (SA)	7	7		①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上界により代替監視可能	
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	ドライウエル圧力 (SA)	2	2		①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2		①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	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	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 (SA)	2	2		①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0		①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) 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
							残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	残留熱除去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 (低圧注水モード) による原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1		①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると想定し、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	2	1		
							原子炉水位 (SA)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	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 (外部電源喪失 + DG失敗) + SRV再閉失敗 + HPC S失敗

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 + HPC S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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後							
残留熱除去系 (低圧注水モーフ) による 原子炉注水	原子炉圧力	2		1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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				
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2		2	2	2	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
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		2	2	2	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
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1		1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							原子炉水位 (SA)	1	1	1		1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							代替注水流量 (管設)	1	1	1		1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		0	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相線熱除去に必要な水量より代替監視可能
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		0	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相線熱除去に必要な水量より代替監視可能
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		0	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相線熱除去に必要な水量より代替監視可能
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能								
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能								
サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能								
圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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 (外部電源喪失 + DG失敗) + SRV再閉失敗 + HPC S失敗

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 + HPC S失敗

対応手段	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		計器設置等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
残留熱除去系 (低圧注水モーフ) による 原子炉注水	原子炉水位 (S A)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (袋挿管用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
							サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2		
							サブプレッジョン・プール水 位 (S A)	1	1	1		
残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0									
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1									
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1									
原子炉水位 (S A)	1	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		計器名称	計器数	SBO影響			
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域計表	6	0	①	中性子源領域計表	4	0	0	中性子源領域計表により平均出力領域計表の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、承認状態が推定可能	
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水					原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位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
					高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
					代替注水流量 (常設)	1	1	1		
					低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
					低圧原子炉代替注水流量 (緊急域用)	2	2	2		
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
					蒸圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
					原子炉圧力	2	2	1		
					原子炉圧力 (SA)	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能	
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2							

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	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			計器設置等			
							直後	負荷切り離し後					
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉压力容器内の水位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			
					原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				SBO		
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
速がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉圧力	2		①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	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	
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		
						原子炉水位 (SA)	1	1	1		
						原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		
						原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	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	
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		
						原子炉水位 (SA)	1	1	1		
						原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		
積層熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	サブレーション・プールの温度 (SA)	2	2	①	-	サブレーション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	サブレーション・プール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 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力	2	2	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	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
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		
						原子炉水位 (SA)	1	1	1		
						原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 残留熱除去系 (低圧注水モーフ) による 原子炉注水	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	計器名称	計器数	SBO影響				
							直後	負荷切り離し後			
原子炉注水	原子炉注水 (S A)	1	①	—	原子炉注水 (広帯域) 原子炉注水 (燃料域)	2	2	1	直接的に原子炉注水容器内の注水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	
		2	2	—	原子炉注水 (広帯域) 原子炉注水 (燃料域)	2	2	1	原子炉注水から原子炉注水容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/注水の関係から原子炉注水容器温度より代替監視可能		
		1	1	—	原子炉注水 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉注水容器内の注水圧力を計測することができ、監視可能		
		2	2	—	原子炉注水容器温度 (S A)	2	2	2	直接的に原子炉注水容器内の注水圧力を計測することができ、監視可能		
		1	1	—	原子炉注水 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉注水容器内の注水圧力を計測することができ、監視可能		
		1	1	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
		1	1	—	代替注水流量 (帯域)	1	1	1			
		2	2	—	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2		
		1	1	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		原子炉注水容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
		2	2	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
		3	3	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
		1	1	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
		1	1	—	残留熱除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
		2	2	—	原子炉注水	2	2	1	1		原子炉注水、原子炉注水 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉注水容器の注水を推定可能

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後			
崩壊熱除去系（低圧注水モーフ）による 原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
					高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
					代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
					低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2	2		
					低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2	2		
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
					原子炉圧力	2	2	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
					原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
					サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		
					サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	1		水庫であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能
残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な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	
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
					原子炉水位 (SA)	1	1	1			
残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	①	—	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	残留熱除去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	
					サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能		
					サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	2		

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
外部電源喪失及び原子炉システム確認	平均出力領域計表	6	6	0	①	中性子領域計表	4	0	0	中庄子領域計表により平均出力領域計表の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の状態表示により、承認状態が推定可能
						[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水						原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
						代替注水流量 (常設)	1	1	1	
						低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	
						低圧原子炉代替注水流量 (緊急域用)	2	2	2	
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
						高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
						低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
						残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
						原子炉圧力	2	2	1	
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1	
						サブプレッション・チェンバ	2	2	2	

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後		
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	1	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	1	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	1	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	1	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	1	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	1	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	1	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	1	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	1	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	1	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	1	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	1	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	1	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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				SBO			
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
残留熱除去系機能喪失確認 速がし安全弁による原子炉急速減圧	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	サブレーション・プールの水	1	1	1	水原であるサブレーション・プールの水位変化により代替監視可能 崩壊熱除去に必要な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	
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	2			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
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	2			
	サブレーション・プールの温度 (SA)	2	2	2	①	サブレーション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	サブレーション・プール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	2	1	①	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	原子炉圧力	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	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		
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
	サブレーション・プールの温度 (SA)	2	2	2	①	サブレーション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	サブレーション・プール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

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				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	計器名称	計器数	SBO影響				
							直後	負荷切り離し後			
低圧原子炉代用注水系統(常設)による原子炉注水	原子炉圧力	2				原子炉圧力 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態であると想定し、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 (SA)	1	1			
						原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		
						原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
						原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態であると想定し、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 (SA)	1		①	—	原子炉水位 (SA)	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 (SA)	2	2	2		

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
低圧原子炉代替管注水系(常設)による原子炉注水	計器名称 原子炉水位(圧縮機) 原子炉水位(燃料機)	2 2	2 2	1 1	① ①	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位(SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
							高圧原子炉代替管注水流量	1	1	1			
							代替管注水流量(常設)	1	1	1			
							低圧原子炉代替管注水流量	2	2	2			
							低圧原子炉代替管注水流量(狭帯域用)	2	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	1			
							原子炉圧力(SA)	1	1	1			
							サブプレッション・チェンバ 圧力(SA)	2	2	2			
													原子炉圧力, 原子炉圧力(SA)とサブプレッション・チェンバ圧力(SA)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後				
低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉水位 (S.A)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	SBO		
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
					高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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	
					代替注水流量 (常設)	1	1	1				
					低圧原子炉代替注水流量	2	2	2				
					低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2				
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1				
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0				
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
					残留熱除去系原子炉注水流量	1	1	1				
					原子炉圧力	2	2	1				原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバール圧力 (S.A) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能
					原子炉圧力 (S.A)	1	1	1				
サブプレッジョン・チェンバール圧力 (S.A)	2	2	2									

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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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				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	計器名称	計器数	SBO影響			
							直後	負荷切り離し後		
低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	代替注水流量(常設)	1	①	-	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	水源地である低圧原子炉代替注水槽水位の水位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(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2 2	2 2	1 1		
	低圧原子炉代替注水槽水位	1	①	-	代替注水流量(常設)	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽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槽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
					原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2 2	2 2	1 1		
					原子炉水位(SA)	1	1	1		
					サブプレッション・プール水位(SA)	1	1	1		
	ドライウエル圧力(SA)	2	①	-	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水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
					サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	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	
					ドライウエル温度(SA)	7	7	7	格納容器内/圧力の関係から、ドライウエル温度(SA)又はヘデスタルの温度(SA)により代替監視可能	
					ヘデスタル温度(SA)	2	2	2		
サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	①	-	ドライウエル圧力(SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
				サブプレッション・チェンバ温度(SA)	2	2	2	格納容器内/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度(SA)により代替監視可能		
				ドライウエル圧力(SA)	2	2	2	ドライウエル圧力(SA)とサブプレッション・チェンバ圧力(SA)の差圧により代替監視可能		
				サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2			
格納容器代替スプレイ流量	2	①	-	ドライウエル水位	3	3	3	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位(SA)、ヘデスタル水位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	
				サブプレッション・プール水位(SA)	1	1	1			
				ヘデスタル水位	4	4	4			
					4	4	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

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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			計器設備等
							直後	負荷切り離し後		
格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却	サブプレッション・プール水位 (SA)	1			代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (稼働後) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能	
		2	2	①	低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2	2		
		2	2	①	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
		2	2	①	ベデスタル代替注水流量 (稼働後)	2	2	2		
		2	2	①	ベデスタル代替注水流量 (稼働後)	2	2	2		
		1	1	①	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1		
		2	2	①	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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	
		2	2	①	ドライウエル圧力 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
		2	2	①	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2		
		2	2	①	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	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	
格納容器燃料気放射線モニタ (トワイエル)	サブプレッション・プール水位 (SA)	1			代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (稼働後) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能	
		2	2	①	低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2	2		
		2	2	①	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
		2	2	①	ベデスタル代替注水流量 (稼働後)	2	2	2		
		2	2	①	ベデスタル代替注水流量 (稼働後)	2	2	2		
		1	1	①	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1		
		2	2	①	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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	
		2	2	①	ドライウエル圧力 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
		2	2	①	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2		
		2	2	①	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	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	
格納容器燃料気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	エリア放射線モニタ	2	2	①	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	
		2	2	①	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	
		8	8	①	スクラバ容器水位	8	8	8		

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			
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱	スクラバ容器圧力	4	4	4	①	—	ドラハイエル圧力 (S A)	2	2	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
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2 1	2 1	2 1	①	—	サブレッシュジョン・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	
										—

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 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後				
原子炉スクラム採取確認 特納容器圧力上昇による高圧・低圧注水 系起動確認	平均出力領域計装	6	①	—	中性子源領域計装 [制御棒手動操作・監視系]	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、本題境界機能が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	ドライウエル圧力 (SA)	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉特納容器内の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	
	ドライウエル圧力 (SA)	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	2	2	他の温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベテスタル温度 (SA) 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・チェンバ 圧力 (SA)	2	①	—	ベテスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉特納容器内の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	
	原子炉水位 (圧容器) 原子炉水位 (燃料罐)	2 2				原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	直接的に原子炉特納容器内の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	
						代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		直接的に原子炉特納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
						低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)	2 2	2 2	2 2	2 2	直接的に原子炉特納容器内の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
						原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
						高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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	
					低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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
					残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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	
					原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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
					原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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	
					サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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

2.5 原子炉停止機能喪失 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水 系起動確認	原子炉水位 (S A)	1	1	1	①	-	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器設備等	SBO
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							サブプレッジョン・プール水 位 (S A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S A) の水位変化により代替監視可能	
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		
							原子炉水位 (S A)	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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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				計器設備等	SBO					
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響								
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後							
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水位維持	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (線料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	-	-	原子炉水位 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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			
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		1		
								代替注水流量 (管段)	1	1	1		1		
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		2		
								低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		2		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		1		
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		0		
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		0		
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		0		
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		1		
								原子炉圧力	2	2	2		2	1	
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1		1	1	原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の潤水を推定可能
								サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		2	2	

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 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ 評価

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				計器故障等	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	計器名称	計器数	SBO影響						
							直後	負荷切り離し後					
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水位維持	原子炉水位 (S A)	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位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		
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
					高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
					代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
					低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2		2	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
					低圧原子炉代替注水流量 (緊急取用)	2	2	2	2	2		2	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0		0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
					残置熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0		0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0		0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
					残置熱除去ポンプ出口流量	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
					原子炉圧力	2	2	2	2	2		2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
					原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
					サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	2		2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
					サブプレッション・プールの水位 (S A)	1	1	1	1	1		1	水源であるサブプレッション・プールの水位 (S A) の水位変化より代替監視可能
原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	2	隔離熱除去に必要な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	2	2	2	2	隔離熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能						
原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	隔離熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能						
サブプレッション・プールの水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・プールの水位 (S A) の水位変化より代替監視可能						
原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	2	隔離熱除去に必要な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	2	2	2	2	隔離熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能						
原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	隔離熱除去に必要な水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

2.5 原子炉停止機能喪失 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後			
自動減圧系の自動起動阻止	ドライウエル圧力 (SA)	2	①	-	サブレーション・チェンバ	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
					ドライウエル温度 (SA)	7	7	7			格納温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベテスタタル温度 (SA) により代替監視可能
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	2	①	-	ベテスタタル温度 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
					ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2			格納温度/圧力の関係から、サブレーション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (線料域)	2	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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
					高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
					代替注水流量 (常設)	1	1	1			
					低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2			
					低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2			
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
高圧炉心スプレイポンプ出口流量					1	0	0				
残留熱除去ポンプ出口流量					3	0	0				
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0								
残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1								
原子炉圧力	2	2	2	1	原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブレーション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の測水を推定可能						

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 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後	
自動減圧系の自動起動阻止	原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
		1	1	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と加熱熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
		1	1	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と加熱熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と加熱熱除去に必要な水量より代替監視可能	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と加熱熱除去に必要な水量より代替監視可能	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認
		1	1	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と加熱熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
		1	0	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と加熱熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認
		3	0	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と加熱熱除去に必要な水量より代替監視可能	3	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認
		1	0	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と加熱熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認
		1	1	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と加熱熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作	平均出力領域計装	6	①	—	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能
		1	0	—	制御棒手動操作・監視系	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能
		6	0	—	平均出力領域計装	6	6	0	平均出力領域計装により中性子源領域計装の代替監視可能
		1	0	—	制御棒手動操作・監視系	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能
		2	2	—	サブレーション・プール水温度 (SA)	2	2	2	サブレーション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能
		2	0	—	残留熱除去ポンプ出口流量	2	2	2	残留熱除去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
		2	0	—	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	残留熱除去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
		2	0	—	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	残留熱除去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
		2	0	—	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	残留熱除去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
		2	0	—	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	残留熱除去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

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA時注水機能喪失

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後	
外部電源喪失及び原子炉システム確認	平均出力領域計表	6	①	—	中性子源領域計表	4	0	0	中性子源領域計表により平均出力領域計表の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、本題昇状態が推定可能
					[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	
高圧・低圧注水機能喪失確認					原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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
					高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
					代替注水流量 (常設)	1	1	1	
					低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	
					低圧原子炉代替注水流量 (稼働域用)	2	2	2	
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
					蒸圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
					原子炉圧力	2	2	1	
					原子炉圧力 (SA)	1	1	1	
					サブプレッション・チェンバ	2	2	2	
					圧力 (SA)				

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA時注水機能喪失

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後	
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位 (S.A)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	
					高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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
					代替注水流量 (常設)	1	1	1	
					低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	
					低圧原子炉代替注水流量 (緊急使用)	2	2	2	
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
					残置熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
					残置熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
					原子炉圧力	2	2	1	
					原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
					サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA時注水機能喪失

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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										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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO									
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後											
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	①	—	1	1	サブレーション・プール水位 (S A)	1	1	1	水源であるサブレーション・プール水位 (S A) 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									
		1	①	—	1	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	隔離除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能										
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	①	—	0	0	サブレーション・プール水位 (S A)	1	1	1	水源であるサブレーション・プール水位 (S A) 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									
		1	①	—	0	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	隔離除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能										
	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	①	—	3	3															
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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				計器説明等	SBO	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ ※	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (線料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	補助パラメータ 分類理由	計器名称 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (S A)	2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	1 1 1 2 2 1 1 0 0 0 1 1 1 2	1 1 1 2 2 1 1 0 0 0 1 1 1 2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA時注水機能喪失

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				計器故障等	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	計器名称	計器数	SBO影響				
							直後	負荷切り離し後			
①重要監視パラメータを計測する計器 ②有効監視パラメータを計測する計器 ③補助パラメータを計測する計器	原子炉水位 (S A)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
					高圧原子炉代替替注水流量	1	1	1			
					代替注水流量 (常設)	1	1	1			
					低圧原子炉代替替注水流量 (燃料域)	2	2	2	2		
					低圧原子炉代替替注水流量 (燃料域)	2	2	2	2		
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水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
					残置熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
					残置熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
					原子炉圧力	2	2	2	2		
					原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
					サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2		
					サブプレッション・プールの水位 (S A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・プールの水位 (S A) の水位変化により代替監視可能	
					高圧原子炉代替替注水流量	1	1	1	1	隔離熱除去に必要な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

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA時注水機能喪失

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				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	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器設備等	SBO
	計器名称	計器数	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								
速かし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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			
		2	2	2	—	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	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				
		1	1	1	①	—	原子炉水位 (S A)	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容器温度より代替監視可能				
		2	2	2	—	—	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
		2	2	2	—	—	原子炉圧力	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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		
			2	2	2	—	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	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			
			1	1	1	①	—	原子炉水位 (S A)	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容器温度より代替監視可能			
			2	2	2	—	—	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
			2	2	2	—	—	原子炉圧力	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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				計器設備等	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	計器名称	計器数	SBO影響			
							直後	負荷切り離し後		
低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉水位 (S A)	1			原子炉水位 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位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
	高圧原子炉代替注水流速	1			高圧原子炉代替注水流速	1	1	1		
	代替注水流速 (常設)	1			代替注水流速 (常設)	1	1	1		
	低圧原子炉代替注水流速 (稼働時)	2			低圧原子炉代替注水流速 (稼働時)	2	2	2		
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	①		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流速と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能	
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	①		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	①		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
	残留熱代替除去系原子炉注水流速	1			残留熱代替除去系原子炉注水流速	1	1	1		
	原子炉圧力	2			原子炉圧力	2	2	1		
	原子炉圧力 (S A)	1			原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能	
	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2			サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2		

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA時注水機能喪失

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後		
低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水	原子炉水位（SA）	1	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
					高圧原子炉代替注水流速	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流速と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
					代替注水流速（常設）	1	1	1		
					低圧原子炉代替注水流速 低圧原子炉代替注水流速（燃料域用）	2 2	2 2	2 2		
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残置熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残置熱代替除去系原子炉注水流速	1	1	1		
					原子炉圧力	2	2	1		
					原子炉圧力（SA）	1	1	1		
					サブレンジョン・チェンバ 圧力（SA）	2	2	2		
					低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1		
					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（SA）	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 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ 評価

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	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	計器数	計器設備等	SBO									
	計器名称	計器数	SBO影響				計器名称	計器数	SBO影響															
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後														
低圧原子炉代替注水系統（常設）による原子炉注水	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	①	—	代替注水流量（常設）	1	1	1	1	1	計器設備等	低圧原子炉代替注水槽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留槽水位の代替監視可能 注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能 低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能 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 格納温度/圧力の関係から、ドライウエル温度（SA）又はベデスタル温度（SA）により代替監視可能 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 格納温度/圧力の関係から、サブレーション・チェンバース温度（SA）により代替監視可能 ドライウエル圧力（SA）とサブレーション・チェンバース圧力（SA）の差圧により代替監視可能 注水先のドライウエル水位、サブレーション・プール水位（SA）、ベデスタル水位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（広帯域）	2	2	2	2	2	2			2	2	2	2	2	2	2	2	
							原子炉水位（燃料域）	2	2	2	2	2	2			2	2	2	2	2	2	2	2	2
							原子炉水位（SA）	1	1	1	1	1	1			1	1	1	1	1	1	1	1	1
							サブレーション・プール水位（SA）	1	1	1	1	1	1			1	1	1	1	1	1	1	1	1
							低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	2			2	2	2	2	2	2	2	2	2
							サブレーション・チェンバース圧力（SA）	2	2	2	2	2	2			2	2	2	2	2	2	2	2	2
							ドライウエル温度（SA）	7	7	7	7	7	7			7	7	7	7	7	7	7	7	7
							ベデスタル温度（SA）	2	2	2	2	2	2			2	2	2	2	2	2	2	2	2
							ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	2	2	2			2	2	2	2	2	2	2	2	2
格納容器代替スプレイス系（可搬型）による原子炉格納容器冷却	格納容器代替スプレイス圧力（SA）	2	2	2	①	—	サブレーション・チェンバース圧力（SA）	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2							
							ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2					
							サブレーション・チェンバース圧力（SA）	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2				
							ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2			
							格納容器代替スプレイス流量	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3			
							サブレーション・プール水位（SA）	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1			
							ベデスタル水位	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4			
							格納容器代替スプレイス圧力（SA）	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2			
							格納容器代替スプレイス圧力（SA）	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2			
							格納容器代替スプレイス圧力（SA）	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

2.6 LOCA時注水機能喪失

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後	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	負荷切り離し後	
												SB0影響
格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (格納容器用)	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (格納容器用)、格納容器代替スプレイ流量 (格納容器用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水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
	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	格納容器代替スプレイ流量 ベテスタタル代替注水流量 ベテスタタル代替注水流量 (格納容器用)	2	2	2	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	
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	—	格納容器代替スプレイ流量 ベテスタタル代替注水流量 ベテスタタル代替注水流量 (格納容器用)	2	2	2	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	
格納容器フィロタバント系による原子炉格納容器冷却	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベテスタタル温度 (SA) により代替監視可能	
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ベテスタタル温度 (SA)	2	2	2	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	

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA時注水機能喪失

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
格納容器フィルタバベント系による原子炉格納容器換熱	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	計器故障等 代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (換熱器用)、格納容器代替注水流量 (換熱器用)、ベズスタル代替注水流量、ベズスタル代替注水流量 (換熱器用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能	
	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエール)	2	2	1	1	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	1	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	
	スクラバ容器水位	8	8	8	8	—	—	—	—	
	スクラバ容器圧力	4	4	4	4	2	2	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器フィルタバベント系の健全性を代替監視可能
	第1バベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2 1	2 1	2 1	2 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

2.7 格納容器バイパス (インターフェースシステムLOCA) ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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		計器設備等	SBO	
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
インターフェースシステムLOCA発生	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
外部電源喪失及び原子炉システム確認 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	平均出力領域計装	6	6	0	①	—	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒自動操作・監視系の制御棒の位置表示により、制御棒状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	—	原子炉水位 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
	原子炉水位 (S A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	①	—	サプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	本源であるサプレッション・プール水位 (S A) 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	
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	—	原子炉水位 (S A)	1	1	1	本源であるサプレッション・プール水位 (S A) 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	
							サプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	本源であるサプレッション・プール水位 (S A) の水位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

2.7 格納容器バイパス (インターフエイスシステムLOCA) ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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										計器故障等		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		計器故障等		
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
高圧原子炉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	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
	原子炉水位 (SA)	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	2 2	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
	高圧原子炉代替注水流量	1	1	①	—	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	2 2	水源であるサブレーション・プール水位 (SA) の水位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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	2 2	崩壊熱除去に必要な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	
						原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフェースシステムLOCA)

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		計器設備等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
インターフェースシステムLOCA発生確認	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の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
	原子炉圧力 (SA)	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の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
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の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
	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブレンジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
残熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	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バイパスの発生を、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 (SA)
						[エリア放射線モニタ]	18	0	0	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		

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフエアシステムLOCA) ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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		計器設備等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
中央制御室での残留蒸気除去系隔離失敗	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の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
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	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	
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2	
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
							原子炉圧力	2	2	2	2	

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフエアシステムLOCA) ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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		計器設備等	SBO				
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後						
速かし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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				
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	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					
							原子炉水位 (燃料域)	1	1	1						
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2						
	原子炉圧力	2	2	2	1	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の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				
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	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					
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2						
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1						
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2						
							原子炉圧力容器温度 (S)	2	2	2						
高圧炉心スフレイ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	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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				
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (SA) 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	2	加熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能					
	高圧炉心スフレイポンプ出口流量	1	0	0	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	1	1	1	1
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2	2

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフエアシステムLOCA) ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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		計器説明等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
現操操作での残置熱除去系隔離操作	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	① ①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
	原子炉水位 (SA)	1	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	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	① ①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
残置熱除去系隔離後の水位維持	原子炉水位 (SA)	1	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	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	① ①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
	原子炉水位 (SA)	1	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	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	①	—	サブレンジョン・プール水位 (SA)	1	1	1	1	水源であるサブレンジョン・プール水位 (SA) 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	

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 残留熱代替除去系を使用する場合

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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		計器数	計器名称	計器数	SBO影響		計器設置等	SBO	
	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後			計器数	計器名称				計器数	直後			負荷切り離し後
原子炉スクラム確認 非常用炉心冷却系機能喪失確認	平均出力領域計装	6	6	0	①	—	4	中性子領域計装	4	中性子領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、水漏れ状態が推定可能	0	0	中性子領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、水漏れ状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
															サプレッション・プール水位 (SA)	1
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	①	—	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	原子炉水位 (広帯域)と原子炉水位 (燃料域)の変化より代替監視可能	1	1	原子炉水位 (SA) の水	監視事項は主要パラメータにて確認	
																原子炉水位 (SA)
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	—	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	原子炉水位 (広帯域)と原子炉水位 (燃料域)の変化より代替監視可能	1	1	原子炉水位 (SA)	監視事項は主要パラメータにて確認	
																原子炉水位 (SA)
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	—	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	原子炉水位 (広帯域)と原子炉水位 (燃料域)の変化より代替監視可能	1	1	原子炉水位 (SA)	監視事項は主要パラメータにて確認	
																原子炉水位 (SA)
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	—	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	原子炉水位 (広帯域)と原子炉水位 (燃料域)の変化より代替監視可能	1	1	原子炉水位 (SA)	監視事項は主要パラメータにて確認	
																原子炉水位 (SA)

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 残留熱代替除去系を使用する場合

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		計器名称	計器数	SBO影響													
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後												
非常用炉心冷却系機能喪失確認	原子炉水位 (圧補填) 原子炉水位 (燃料罐)	2 2										補助パラメータ 分類理由		パラメータ 分類		原子炉水位 (SA)	1	1	1	①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ 監視事項は主要パラメータにて確認
												原子炉水位 (圧補填)		1		1	1			
												原子炉水位 (燃料罐)		1		1	1			
												原子炉水位 (燃料罐)		2		2	2			
												原子炉水位 (燃料罐)		2		2	2			
												原子炉水位 (燃料罐)		1		1	1			
												原子炉水位 (燃料罐)		1		1	1			
												原子炉水位 (燃料罐)		1		1	1			
												原子炉水位 (燃料罐)		1		1	1			
												原子炉水位 (燃料罐)		1		1	1			
												原子炉水位 (燃料罐)		1		1	1			
												原子炉水位 (燃料罐)		1		1	1			

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 残留熱代替除去系を使用する場合

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	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			計器設置等
							直後	負荷切り離し後		
非常用炉心冷却系機能喪失確認	原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉圧力容器内の水位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
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
					原子炉圧力	2	2	1		
					原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバール圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	1	1	1		
					サブプレッジョン・チェンバール圧力 (SA)	2	2	2		
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
					原子炉圧力	2	2	1		
					原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバール圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	1	1	1		
					サブプレッジョン・チェンバール圧力 (SA)	2	2	2		
					原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	0	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） 3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合

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		計器名称	計器数	SBO影響							
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対処準備 炉心損傷確認	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェイク)	2	2	1	①	—	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2		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容器温度より代替監視可能
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		1	
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1				
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2			

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 残留熱代替除去系を使用する場合

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	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	負荷切り離し後			
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系統（常設）による原子炉注水	原子炉圧力 (S A)	1	1	①	—	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の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 直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
		2	2	①	—	2	2	1	原子炉水位 (広帯域)		
		2	2	①	—	2	2	1	1		原子炉水位 (燃料域)
		1	1	—	—	1	1	1	1		原子炉水位 (S A)
		2	2	—	—	2	2	2	2		原子炉圧力容器温度 (S A)
		1	1	—	—	1	1	1	1		原子炉水位 (S A)
		1	1	—	—	1	1	1	1		高圧原子炉代替注水流量
		1	1	—	—	1	1	1	1		代替注水流量 (常設)
		2	2	—	—	2	2	2	2		低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)
		2	2	—	—	2	2	2	2		低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)
		1	1	—	—	1	1	1	1		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
		2	2	—	—	2	2	1	0		高圧炉心スプレイポンプ出口流量
		2	2	—	—	3	0	0	0		残留熱除去ポンプ出口流量
		1	1	—	—	1	0	0	0		低圧炉心スプレイポンプ出口流量
		1	1	—	—	1	1	1	1		残留熱代替除去系原子炉注水流量
2	2	—	—	2	2	1	1	原子炉圧力			
1	1	—	—	1	1	1	1	原子炉圧力 (S A)			
2	2	—	—	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)			

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 残留熱代替除去系を使用する場合

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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			計器設置等	
							直後	負荷切り離し後			
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系統（常設）による原子炉注水	原子炉水位（SA）	1	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉压力容器内の水位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	
					原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
					高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
					代替注水流量（常設）	1	1	1	1		
					低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
					低圧原子炉代替注水流量（燃料域用）	2	2	2	2		
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
					原子炉圧力	2	2	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力（SA）とサブプレッジョン・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能
					原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
					サブプレッジョン・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	2		
					低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1		水庫である低圧原子炉代替注水槽水位の水位変化より代替監視可能
					代替注水流量（常設）	1	1	①	—		崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
					原子炉水位（SA）	1	1	1	1		

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 残留熱代替除去系を使用する場合

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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			計器設置等
							直後	負荷切り離し後		
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系統（常設）による原子炉注水	低圧原子炉代替注水槽水位	1	①	—	代替注水流量（常設）	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水頭とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯留槽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
		2			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	2	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能	
		1			原子炉水位（SA）	1	1	1		
		1			サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1		
		2			低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0	低圧原子炉代替注水槽を水頭とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能	
		2			ヘアスタイル温度（SA）	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
		2			ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバインにより代替監視可能	
		2			サブプレッション・チェンバイン圧力（SA）	2	2	2		
		1			格納容器水素濃度	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	
		1			格納容器酸素濃度	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	格納容器酸素濃度（SA）	2			格納容器酸素濃度計測モニタ（ドライウエル）又は格納容器酸素濃度計測モニタ（サブプレッション・チェンバイン）の解析結果により、格納容器酸素濃度（SA）の代替監視可能	2	2	2		監視事項は主要パラメータにて確認
		2			格納容器酸素濃度計測モニタ（ドライウエル）又は格納容器酸素濃度計測モニタ（サブプレッション・チェンバイン）の解析結果により、格納容器酸素濃度（SA）の代替監視可能	2	2	2		
		2			ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバイン圧力（SA）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、水素発生の可能性を把握可能	2	2	2		
		2			サブプレッション・チェンバイン圧力（SA）	2	2	2		

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 残留熱代替除去系を使用する場合

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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			計器設置等
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器水素濃度	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
	格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器酸素濃度 格納容器雰囲気気成射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気気成射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) 格納容器雰囲気気成射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	2 2 2	2 2 2	0 1 1	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能 格納容器雰囲気気成射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気気成射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (SA) の代替監視可能	
可搬式蒸発器冷却装置を用いた原子炉格納容器内への蒸気注入	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	—	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認
	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	—	—	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	
	格納容器酸素濃度	1	0	0	—	—	格納容器酸素濃度	1	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認
	格納容器雰囲気気成射線モニタ (ドライウエル)	2	2	2	—	—	格納容器雰囲気気成射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気気成射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	2 2	2 2	1 1	格納容器雰囲気気成射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気気成射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (SA) の代替監視可能	
	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	—	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認
	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	—	—	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	

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） 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
原子炉スクラム確認 非常用炉心冷却系機能喪失確認	平均出力領域計装	6	0	①	—	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
						[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、水漏れ状態が推定可能		
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	①	—	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブレーション・プール水位 (SA) の水位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 (広帯域)	2	2	1	船操熱除去に必要な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		
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	—	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブレーション・プール水位 (SA) の水位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 (広帯域)	2	2	1	船操熱除去に必要な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		
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	—	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブレーション・プール水位 (SA) の水位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 (広帯域)	2	2	1	船操熱除去に必要な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		
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	—	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブレーション・プール水位 (SA) の水位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 (広帯域)							2	2	1	船操熱除去に必要な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			

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） 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響								
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後							
非常用炉心冷却系機能喪失確認	原子炉水位 (圧補填) 原子炉水位 (燃料棒)	2 2			補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類			計器名称	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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
										高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
										代替注水流量 (省設)	1	1	1	1	
										低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	
										低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	
										原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	
										高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
										残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
										低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
										残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
										原子炉圧力	2	2	2	2	
										原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	
										サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	

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） 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

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	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			計器設置等			
							直後	負荷切り離し後					
非常用炉心冷却系機能喪失確認	原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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			
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
					原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力		1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
					原子炉圧力 (SA)	1	1	1	原子炉圧力		1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
					サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	原子炉圧力		2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量		3	0	残留熱除去ポンプ出口流量
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量		1	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量		1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
					低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)		2	2	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)
					低圧原子炉代替注水流量 (常設)	1	1	1	低圧原子炉代替注水流量 (常設)		1	1	低圧原子炉代替注水流量 (常設)
					高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量		1	1	高圧原子炉代替注水流量
					—	—	—	—	—		—	—	—
格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエトル)	2	2	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	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） 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

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				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	SBO影響		計器設備等		
					直後	負荷切り離し後			
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水	原子炉圧力	2	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
					原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、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	2		
					原子炉水位 (S A)	1	1		
					原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		
					原子炉圧力	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
					原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、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	2		
					原子炉水位 (S A)	1	1		
					原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		

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） 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替管注水系（常設）による原子炉注水	原子炉水位（圧縮機） 原子炉水位（燃料機）	2 2	2 2			原子炉水位（SA）	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水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
						高圧原子炉代替管注水流量	1	1	1	
						代替注水流量（常設）	1	1	1	
						低圧原子炉代替管注水流量	2	2	2	
						低圧原子炉代替管注水流量（燃料機用）	2	2	2	
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
						高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
						低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
						残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
						原子炉圧力	2	2	1	
						原子炉圧力（SA）	1	1	1	
						サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	

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) 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	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			計器設置等	
							直後	負荷切り離し後			
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系統(常設)による原子炉注水	原子炉水位 (S A)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉压力容器内の水位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	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
		1	1	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1			
		2	2	—	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2 2	2 2	2 2			
		1	1	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
		1	1	①	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
		3	0	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
		1	0	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
		1	1	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
		2	2	—	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能		
		1	1	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1			
		2	2	—	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2			
		1	1	—	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	水櫃である低圧原子炉代替注水槽水位の水位変化より代替監視可能		
		1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1		崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
		1	1	—	原子炉水位 (S A)	1	1	1			

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） 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

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				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	SBO影響		計器名称	計器数		計器設置等		
					直後	負荷切り離し後						
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系統（常設）による原子炉注水	低圧原子炉代替注水槽水位	1	①	—	1	1	代替注水流量（常設）	1	低圧原子炉代替注水槽を水頭とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯留槽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		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2			2 2	2 2						
											原子炉水位（SA）	1
	サブプレッション・プール水位（SA）	1	1			1	1					
												低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
	ベアスタル温度（SA）	2	2			2	2					
	ドライウエル温度（SA）	2	2	①	—	2	2					
	格納容器水素濃度（SA）	1	0	①	—	0	0	格納容器水素濃度	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	
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												
格納容器酸素濃度（SA）	1	0	①	—	0	0	格納容器酸素濃度	1	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能			
											直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	
格納容器酸素濃度（SA）	2	2			2	2	格納容器酸素濃度	2	格納容器酸素濃度モニタ（ドライウエル）又は格納容器酸素濃度モニタ（サブプレッション・チェンバ）の解析結果により、格納容器酸素濃度（SA）の代替監視可能			
											格納容器酸素濃度モニタ（サブプレッション・チェンバ）	2
ドライウエル温度（SA）	2	2	①	—	2	2	ドライウエル圧力（SA）	2	ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）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、水素発生の可能性を把握可能			
											サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2
格納容器代替スプレイス系（可搬型）による原子炉格納容器冷却	7	7	①	—	7	7	ベアスタル温度（SA）	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能			
											ドライウエル温度（SA）	2

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） 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

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				SBO					
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響							
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
格納容器代替スプレイス（可搬型）による原子炉格納容器冷却	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	-	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器設置等	監視事項は主要パラメータにて確認	
							パラメータ 分類	ドライウエル温度 (SA)	2	7	2	2		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
							直後	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2		燃料温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベテスタル温度 (SA) により代替監視可能
							負荷切り離し後	ベテスタル温度 (SA)	2	2	2	2		
格納容器代替スプレイス（可搬型）による原子炉格納容器冷却	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	-	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器設置等	監視事項は主要パラメータにて確認	
							パラメータ 分類	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2		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
							直後	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2		燃料温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ温度 (SA) により代替監視可能
							負荷切り離し後	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2		

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) 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

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	SBO				
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響							
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	格納容器代替スプレイス流量	2			①	補助パラメータ 分類理由		計器名称	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブレッション・チェンバ ー圧力 (SA) の差圧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
								サブレッション・チェンバ ー圧力 (SA)	2	2	2	2		
								ドライウエル水位	3	2	3	3	注水先のドライウエル水位、サブレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代替 監視可能	
								サブレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1	1		
								ベデスタル水位	4	4	4	4		
								代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)	2	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量 (稼働時)、格納容器代替注 水流量 (稼働時) のうち動作状態にある流量にお よび水源である低圧原子炉代替注水水位により代替 監視可能	
								格納容器代替スプレイス流 量	1	1	1	1		
								ベデスタル代替注水流量 ベデスタル代替注水流量 (稼働時)	2	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1		
格納容器フィルタバント系による原子炉 格納容器除熱	ドライウエル圧力 (SA)	2			①	補助パラメータ 分類理由		計器名称	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認
								サブレッション・チェンバ ー圧力 (SA)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
								ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2		
								ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	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	
								サブレッション・チェンバ ー圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブレッション・チェン バース温度 (SA) により代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压溶解物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	6	0	①	—	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能			監視事項は主要パラメータにて確認
										[制御棒手動操作・監視系]	1	0	
高压・低圧注水機能喪失確認	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	①	—	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水原であるサブプレッション・プール水位 (SA) 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 (広帯域)	2	2	1	船操熱除去に必要な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 (SA)	1	1	1				
高压熱除去ポンプ出口圧力	蒸圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	①	—	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水原であるサブプレッション・プール水位 (SA) 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 (広帯域)	2	2	1	船操熱除去に必要な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 (SA)	1	1	1				
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	①	—							—	
						低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0				

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压溶解物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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										計器故障等	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
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	2 2				原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2			
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	2	2			
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2			

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压溶解物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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										計器故障等	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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
高压・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位 (S A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
							高压原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (袋排管用)	2	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2	2		
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1		
							サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2		

原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能

原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の漏水を推定可能

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压溶解物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				計器故障等	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	計器名称	計器数	SBO影響								
							直後	負荷切り離し後							
高压原子炉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	ー ー	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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				
					高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1		1	1		
					代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1		1	1		
					低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2		2	2		
					低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	2		2	2		
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1		1	1		
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0		0	0		
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0		0	0		
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0		0	0		
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1		1	1		
					原子炉圧力	2	2	2	2	2		2	2	2	
					原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1		1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
					サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2		2	2	2	

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压溶解物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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										計器故障等	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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
高压原子炉代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (S A)	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	直接的に原子炉圧力容器内の水位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	
	高压原子炉代替注水流量	1	①	—	高压原子炉代替注水流量	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
						代替注水流量 (常設)	1	1	1			
						低压原子炉代替注水流量 低压原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2 2	2 2	2 2	2 2		
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
						高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
						低压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
						残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
						原子炉圧力	2	2	2	2		原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
						原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1		
						サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2		
						サブプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	1		水源であるサブプレッション・プール水位 (S A) の水位変化より代替監視可能
						原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2		崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
						原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压溶解物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復 不能判断並びに対処準備	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	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		計器設置等	SBO		
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
逃がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉水位 (広神城) 原子炉水位 (燃料城)	2	2	2	①		原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位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		
		2	2	2	①		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量		原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2			
							低圧原子炉代替注水流量 (袋排管用)	2	2	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	2	2		2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		1	
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		2	

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压溶解物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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			計器説明等		
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
速かし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉水位 (S A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
							高压原子炉代替注水流量	1	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1			
							低压原子炉代替注水流量	2	2	2	2			
							低压原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1			
							高压中心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0			
							低压中心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1			
							サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2			
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1			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									
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		1								
原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		1								
原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1	2	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 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
速かし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
		2	2	2	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	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		
		1	1	1	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	—		
		2	2	2	—	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	—		
炉心損傷確認	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	
		1	0	0	①	—	格納容器水素濃度	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	
		1	0	0	①	—	格納容器酸素濃度	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の検出結果により、格納容器酸素濃度 (SA) の代替監視可能		
		2	2	2	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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、水素濃度の可能性を把握可能		
		2	2	2	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	—		
ベアスタルへの注水	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		1	1	1	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	—		
		2	2	2	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	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	
		1	1	1	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	—		
							残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	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

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後							
											計器数	計器数			
ベテスタルへの注水	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	—	①	2	3	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェン ス圧力 (SA) の差圧により代替監視可能		
									サブプレッジョン・チェンバ ス圧力 (SA)	2	2	2			
									ドライウエル水位	3	3	3			注水先のドライウエル水位、サブプレッジョン・プール 水位 (SA)、ベテスタル水位の水位変化により代替 監視可能
									サブプレッジョン・プール水 位 (SA)	1	1	1			
		4	4	4	4										

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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		計器数	計器名称	計器数	SBO影響		計器設備等	SBO
	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後							
												計器数	直後		
ベデスタルへの注水	ベデスタル水位	4	4	4	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	ベデスタルへ注水している系統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			
		格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		格納容器代替注水流量	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認		
		低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1		原子炉圧力	2	2	2	1	1	水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水位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 (S A)	1	1	1		原子炉水位 (広地域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (S A)	1	1	1	残留熱除去系熱交換器入口温度	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			
		2	2	2	2		2	2	2	2	2	2			

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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										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	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	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 (広帯域)	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	2	1	1		
							原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2		
	原子炉圧力	2	2	2	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
	原子炉水位 (広帯域)	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	2	2	1	1							
	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1							
	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	2							
ドライウエル圧力 (S.A)	2	2	2	①	—	サプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
						ドライウエル温度 (S.A)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S.A) 又はベデスタル温度 (S.A) により代替監視可能		
						ベデスタル温度 (S.A)	2	2	2	2			
						ドライウエル温度 (S.A)	7	7	7	7			
						ドライウエル圧力 (S.A)	2	2	2	2			
ベデスタル温度 (S.A)	2	2	2	①	—	サプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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	
						ドライウエル圧力 (S.A)	2	2	2	2			飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S.A) 又はサプレッション・チェンバ圧力 (S.A) の上昇により代替監視可能
						ベデスタル温度 (S.A)	2	2	2	2			
						サプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2			
						ベデスタル温度 (S.A)	2	2	2	2			
溶融炉心への注水	ベデスタル代替注水流 量 ベデスタル代替注水流 量 (狭帯域用)	2	2	2	①	—	ベデスタル水位	3	3	3	3	注水先のドライウエル水位、ベデスタル水位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
							ベデスタル水位	4	4	4	4		
							ベデスタル温度 (S.A)	2	2	2	2		
							ベデスタル温度 (S.A)	2	2	2	2		
							ベデスタル温度 (S.A)	2	2	2	2		

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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										計器故障等	SBO	
	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				
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
溶融炉心への注水	ベデスタル水位	4	4	4	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	ベデスタルへ注水している系統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	
		格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	—	—	格納容器代替注水流量	2	2	2		ベデスタルへ注水している系統の注水流量より代替監視可能
		ベデスタル代替注水流量	2	2	2	①	—	ベデスタル代替注水流量	2	2	2		ベデスタルへ注水している系統の注水流量より代替監視可能
		低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	—	—	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1		水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水位変化により代替監視可能
蒸留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱	蒸留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	①	—	蒸留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	蒸留熱代替除去系原子炉注水流量と蒸留熱代替除去系ポンプ出口圧力、サブレーション・チェンバ圧力 (SA) と蒸留熱代替除去系ポンプの注水特性から推定した総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	
		サブレーション・プール水温度 (SA)	2	2	2	—	—	サブレーション・プール水温度 (SA)	2	2	2		蒸留熱代替除去系原子炉注水流量と蒸留熱代替除去系ポンプ出口圧力、サブレーション・チェンバ圧力 (SA) と蒸留熱代替除去系ポンプの注水特性から推定した総流量により代替監視可能
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7		原子炉格納容器内の温度変化により代替監視可能
		サブレーション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	—	—	サブレーション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能
	ドライウエル圧力 (SA)	7	7	7	①	—	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温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
		サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	—	—	サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
		ベデスタル圧力 (SA)	2	2	2	—	—	ベデスタル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	—	ドライウエル圧力 (SA)	7	7	7	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	—	—	サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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	
		ベデスタル圧力 (SA)	2	2	2	—	—	ベデスタル圧力 (SA)	2	2	2	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	
サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	—	—	サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	—	—	サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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		
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	—	—	サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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		

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後		
可搬式薬素供給装置を用いた格納容器内への薬素注入	格納容器酸素濃度 (SA)	1	①	—	格納容器酸素濃度	1	0	0	計器故障等 直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	SBO
					格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (SA) の代替監視可能	
					格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1		
					ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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	
					2	2	2			

重大事故等対処に係る監視事項

3.3 原子炉压力容器外の溶融燃料・冷却材相互作用

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
									計器故障等	SBO
対象無し										

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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
									計器故障等	SBO
対象無し										

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

重大事故等対処に係る監視事項

3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後		
					補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類			計器故障等	SBO
対象無し										

重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故1

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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		計器記号等	SBO									
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後											
燃料プールの常時系機能異常確認	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	0	①	—	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	—	残留熱除去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							
	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	①	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	1	0	0	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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							
	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	①	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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							
	燃料プール水位・温度 (S)	1	0	0	①	—	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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							
	燃料プール監視カメラ (S)	1	0	0	①	—	燃料プール水位・温度 (S)	1	0	0	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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							
	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	①	—	燃料プール水位・温度 (S)	1	1	1	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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							
	燃料プール監視カメラ (S)	1	0	0	①	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	1	1	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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							
	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	①	—	燃料プール監視カメラ (S)	1	1	1	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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							
	燃料プール監視カメラ (S)	1	0	0	①	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	1	1	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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							
	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	①	—	燃料プール監視カメラ (S)	1	1	1	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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 負荷切り離し後	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 負荷切り離し後	計器設備等	SBO		
														—
燃料プールの注水機能喪失確認	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	サブプレッジョン・プール水位 (SA)	1	1	1	1	—	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) 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
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	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	—	助燃熱除去に必要な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
	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	①	—	燃料プール水位 (SA) 燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	1 1	0 1	0 1	0 1	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
	燃料プール水位 (SA)	1	0	0	①	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	1	0	0	0	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	①	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	1 1	1 1	1 1	1 1	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	①	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	1 1	1 1	1 1	1 1	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	①	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	1 1	1 1	1 1	1 1	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	①	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	1 1	1 1	1 1	1 1	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	①	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	1 1	1 1	1 1	1 1	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、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
	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	①	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	1 1	1 1	1 1	1 1	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
燃料プールの注水機能喪失確認 燃料プールの注水	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	-	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度、放射線及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	SBO
							燃料プール水位・温度 (S A)	1	1		
							燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1	1		
	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	①	-	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度、放射線及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	SBO
							燃料プール水位・温度 (S A)	1	1		
							燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1	1		
	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	①	-	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度、放射線及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	SBO
							燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1	1		
							燃料プール監視カメラ (S A)	1	0		
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	①	-	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度、放射線及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	SBO
							燃料プール水位・温度 (S A)	1	1		
							燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1	1		
燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	-	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度、放射線及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	SBO	
						燃料プール水位・温度 (S A)	1	1			
						燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故1

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				計器数	計器名称	補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響		計器数	計器名称	計器設備等	SBO																							
	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後																																	
													直後	負荷切り離し後																											
燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル使用）による燃料プールへの注水 ※	燃料プール水位・温度（S A）	1	1	1	①	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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																						
																				燃料プール水位・温度（S A）	1	0	0	①	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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			
																																							燃料プールのエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）	1	1
	燃料プールの監視カメラ（S A）	1	0	0	①	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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																						
																				燃料プールの水位（S A）	1	0	0	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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			
																																							燃料プールの水位・温度（S A）	1	1
	燃料プールのエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）	1	1	1	①	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能																						
																				燃料プールの監視カメラ（S A）	1	0	0	①	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能			
																																							燃料プールの水位（S A）	1	0
	燃料プールの水位・温度（S A）	1	1	1	①	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能																						
																				燃料プールのエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）	1	1	1	①	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
																																							燃料プールの監視カメラ（S A）	1	0

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故2

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				計器説明等	SBO		
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	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 負荷切り離し後
燃料プールの水位低下確認	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	①	-	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び監視の防止状況を確認することができ、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
							燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	0		
							燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1		
	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	①	-	燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び監視の防止状況を確認することができ、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
							燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	0		
							燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1		
	燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	0	①	-	燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び監視の防止状況を確認することができ、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
							燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	0		
							燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1		
	燃料プールの注水機能喪失確認	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	-	サプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (S A) の水位変化より代替監視可能
残留熱除去ポンプ出口流量								2	2	2		
残留熱除去ポンプ出口流量								2	2	2		
燃料プール水位・温度 (S A)		1	1	1	①	-	燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び監視の防止状況を確認することができ、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
							燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	0		
							燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1		
燃料プール水位 (S A)		1	0	0	①	-	燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び監視の防止状況を確認することができ、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
							燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	0		
							燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故2

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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									
	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		計器説明等	SBO								
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後										
燃料プールの注水機能喪失確認	燃料プールの注水機能喪失確認	燃料プールの注水機能喪失確認	燃料プールの注水機能喪失確認	1	①	—	燃料プール水位 (S.A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び監視の防止状況を確認することができ、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	1	①	—	燃料プールの注水機能喪失確認	1	1	1	燃料プールの注水機能喪失確認	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	1	①	—	燃料プールの注水機能喪失確認	1	0	0	燃料プールの注水機能喪失確認	監視事項は主要パラメータにて確認								
サイフォンブレイク配管による燃料プールの漏えい停止確認	サイフォンブレイク配管による燃料プールの漏えい停止確認	サイフォンブレイク配管による燃料プールの漏えい停止確認	燃料プールの注水機能喪失確認	1	①	—	燃料プールの注水機能喪失確認	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び監視の防止状況を確認することができ、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	1	①	—	燃料プールの注水機能喪失確認	1	1	1	燃料プールの注水機能喪失確認	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	1	①	—	燃料プールの注水機能喪失確認	1	0	0	燃料プールの注水機能喪失確認	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

4.2 想定事故2

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
サイフォンブレイク配置による燃料プール漏えい停止確認	燃料プール水位 (SA)	1	0	0	①	-	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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	
							燃料プール水位 (SA)	1	1			
							燃料プール監視カメラ (SA)	1	0			
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	1	1	1	1	①	-	燃料プール水位 (SA)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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
								燃料プール水位・温度 (SA)	1	1		
								燃料プール監視カメラ (SA)	1	0		
	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	①	-	-	燃料プール水位 (SA)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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
								燃料プール水位・温度 (SA)	1	1		
								燃料プール監視カメラ (SA)	1	0		
	燃料プール系による燃料プールへの注水	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	①	-	燃料プール水位 (SA)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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
								燃料プール水位・温度 (SA)	1	1		
								燃料プール監視カメラ (SA)	1	0		
燃料プール水位 (SA)		1	0	0	①	-	-	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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
								燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	1	1		
								燃料プール監視カメラ (SA)	1	0		
燃料プール水位 (SA)		1	0	0	①	-	-	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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
								燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	1	1		
								燃料プール監視カメラ (SA)	1	0		
燃料プール水位 (SA)		1	0	0	①	-	-	燃料プール水位 (SA)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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
								燃料プール水位・温度 (SA)	1	1		
								燃料プール監視カメラ (SA)	1	0		
燃料プール水位 (SA)	1	0	0	①	-	-	燃料プール水位 (SA)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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	
							燃料プール水位・温度 (SA)	1	1			
							燃料プール監視カメラ (SA)	1	0			

重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故2

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				計器説明等	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	負荷切り離し後							直後	負荷切り離し後
燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル使用）による燃料プールの注水 ※	燃料プール水位・温度（S A）	1	1	1	①	—	燃料プール水位（S A）	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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	
							燃料プール監視カメラ（S A）	1	0			
							燃料プール水位・温度（S A）	1	1			
	燃料プール水位（S A）	1	0	0	①	—	燃料プール水位・温度（S A）	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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	
							燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）	1	1			
							燃料プール監視カメラ（S A）	1	0			
	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）	1	1	1	①	—	燃料プール水位（S A）	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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	
							燃料プール水位・温度（S A）	1	1			
							燃料プール監視カメラ（S A）	1	0			
	燃料プール監視カメラ（S A）	1	0	0	①	—	燃料プール水位（S A）	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、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	
							燃料プール水位・温度（S A）	1	1			
							燃料プール監視カメラ（S A）	1	1			

※ 有効性評価上考慮しない操作

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 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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				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	計器名称	計器数	SBO影響			
							直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	残留熱除去ポンプ出口流量	2	①	—	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	残留熱除去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	①	—	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	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
					サブレーション・プール水温度 (S A)	2	2	2		
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量評価より代替監視可能	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冷却水流量	2	0	0	残留熱除去系熱交換器冷却水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	
	原子炉圧力	2	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
					原子炉水位 (広帯域)	2	2	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容器温度より代替監視可能	
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
					原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
	原子炉圧力 (S A)	2			原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の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
原子炉圧力					2	2	1			
原子炉水位 (広帯域)					2	2	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容器温度より代替監視可能		
原子炉水位 (燃料域)					2	2	1			
原子炉圧力 (S A)	1	1	1							
原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2								

重大事故等対処に係る監視事項

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	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	負荷切り離し後			
速かし安全弁による原子炉の低圧状態維持		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 (S/A)	2	2	2	計器故障等 除熱先の温度変化により代替監視可能	SBO 監視事項は主観パラメータにて確認	
		残留熱除去系熱交換器出口温度	2	①	—	サブレンジョン・プール水温度 (SA)	2	2	2			
		残留熱除去系熱交換器入口温度	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量評価より代替監視可能 残留熱除去系熱交換器冷却水流量が確保されていることと、 ヒートにより最終ヒートシンキングが確保されていることを代替監視可能	監視事項は主観パラメータにて確認
		残留熱除去系熱交換器出口温度	2	①	—	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0			

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後		
崩壊熱除去系(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)	2	①	-	原子炉水位 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位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			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
		1			代替注水流量 (常設)	1	1	1		
		2			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
		1			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
		1			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		3			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
		1			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
		1			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
		2			原子炉圧力	2	2	1		
		1			原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能	
		2			サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2		

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 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後				
残留熱除去系(低圧注水モード)運転による原子炉注水	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	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	計器故障等	SBO		
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
					原子炉水位 (S A)	1	1	①			—	監視事項は主要パラメータにて確認
					残留熱除去系(低圧注水モード)運転による原子炉注水	1	1	1			1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
					原子炉水位 (S A)	1	1	1			1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
					原子炉水位 (S A)	1	1	1			1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
					原子炉水位 (S A)	1	1	1			1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
					原子炉水位 (S A)	1	1	1			1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
					原子炉水位 (S A)	1	1	1			1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
					原子炉水位 (S A)	1	1	1			1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
					原子炉水位 (S A)	1	1	1			1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
					原子炉水位 (S A)	1	1	1			1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
					原子炉水位 (S A)	1	1	1			1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
					原子炉水位 (S A)	1	1	1			1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
					原子炉水位 (S A)	1	1	1			1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能

重大事故等対処に係る監視事項

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後	
残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水					サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	水原であるサブレーション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能 崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
		3	0	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 (SA)	1	1	1	
					補助パラメータ分類理由				
					パラメータ分類		①		

5.1 崩壊熱除去機能喪失

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後		
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	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位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			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
		1			代替注水流量(常設)	1	1	1		
		2			低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)	2	2	2	2	
		1			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	
		1			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
		3			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
		1			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
		1			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
		2			原子炉圧力	2	2	2	1	
		1			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	
		2			サブレーション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	2	

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 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後		
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 (S A)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
					高圧原子炉代替器注水流量	1	1	1		
					代替注水流量 (常設)	1	1	1		
					低圧原子炉代替器注水流量 低圧原子炉代替器注水流量 (緊急採用)	2 2	2 2	2 2		
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
					蓄圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱代替器除去系原子炉注水流量	1	1	1		
					原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッシャ・チェンバの注水を推定可能	
					原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
					サブプレッシャ・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2		
					残留熱除去ポンプ出口流量	2	2	2	残留熱除去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	

重大事故等対処に係る監視事項

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		
			直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後	
5.1 崩壊熱除去機能喪失 対応手段 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	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	①	—	原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	2	計器故障等	SBO 監視範囲は主層パラメータにて確認	
											除熱先の温度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

5.2 全交流動力電源喪失 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
全交流動力電源喪失による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 停止確認 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	①	—	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	残留熱除去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	
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、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	2	1	1		
	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の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
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、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	2	2	2	2		

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 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後	
速か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 (SA)	2	①	—	原子炉圧力	2	2	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 監視事項は主要パラメータにて確認
					原子炉圧力 (SA)	1	1	1	
					原子炉水位 (圧降域)	2	2	1	
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	
					原子炉水位 (SA)	1	1	1	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	2			2	2	2	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 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後		
低圧原子炉代替管注水系(常設)による原子炉注水	原子炉水位(広帯域)	原子炉水位(SA)	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認 直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力(SA)とサブプレッション・チェンバ圧力(SA)の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能
		高圧原子炉代替管注水流量	1			高圧原子炉代替管注水流量	1	1	1	
		代替管注水流量(常設)	1			代替管注水流量(常設)	1	1	1	
		低圧原子炉代替管注水流量(狭帯域用)	2			低圧原子炉代替管注水流量(狭帯域用)	2	2	2	
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
		残留熱除去ポンプ出口流量	3			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
		原子炉圧力	2			原子炉圧力	2	2	1	
		原子炉圧力(SA)	1			原子炉圧力(SA)	1	1	1	
		サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2			サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	

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 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後		
低圧原子炉代替管注水流 (常設) による原子炉注水	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	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	計器故障等	SBO
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
					高圧原子炉代替管注水流	1	1	1		
					代替管注水流 (常設)	1	1	1		
					低圧原子炉代替管注水流	2	2	2		
					低圧原子炉代替管注水流 (緊急域)	2	2	2		
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
					蓄圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱代替管除去系原子炉注水流	1	1	1		
					原子炉圧力	2	2	1		
					原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
					サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2		

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 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
低圧原子炉代替注水系統（常設）による原子炉注水	代替注水流量（常設）	1	1	1	①	-	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	計器故障等 水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水位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（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		1 1	前線熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
							原子炉水位（SA）	1	1	1		1	
	代替注水流量（常設）	1	1	1	①	-	代替注水流量（常設）	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽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残水貯蔵槽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	
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1		
							原子炉水位（SA）	1	1	1	1		注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能
	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	①	-	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	残留熱除去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	
							サブレンジョン・プール水位（SA）	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0	0		低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能
							残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	2		
残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	①	-	原子炉圧力容器温度（SA）	2	2	2	除熱系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		
						サブレンジョン・プール水温度（SA）	2	2	2	2			

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 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後	
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	原子炉水位 (S A)	1			原子炉水位 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
	高圧原子炉代替注水流量	1			高圧原子炉代替注水流量	1		1	
	代替注水流量 (常設)	1			代替注水流量 (常設)	1	1	1	
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
	残留熱除去ポンプ出口流量	3			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
	原子炉圧力	2			原子炉圧力	2	2	1	
	原子炉圧力 (S A)	1			原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2			サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	
	原子炉水位 (広帯域)	2		①	—	2	2	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

5.3 原子炉冷却材の流出 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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			計器故障等	SBO		
			直後	負荷切り離し後					
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	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	原子炉水位 (広帯域)	2	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
					原子炉水位 (燃料域)	2	1		
					原子炉水位 (S A)	1	1	0	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と抽排熱除去に必要な水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
					抽出原子炉代替注水流量	1	1	1	
					代替注水流量 (常設)	1	1	1	
					低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	
					低圧原子炉代替注水流量 (緊急域用)	2	2	2	
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
					蓄圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
					原子炉圧力	2	2	1	
					原子炉圧力 (S A)	1	1	1	
					サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	

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 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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				計器設備等	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	計器名称	計器数	SBO影響				
							直後	負荷切り離し後			
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	サブレーション・プール水位 (SA)	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替器注水流量, 低圧原子炉代替器注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替器注水流量, ベデスタル代器注水流量 (狭帯域用), プレイ流量, ベデスタル代器注水流量, ベデスタル代器注水流量 (狭帯域用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替器注水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
					低圧原子炉代替器注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2		
					格納容器代替器注水流量	2	2	2	2		
					ベデスタル代器注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2		
					低圧原子炉代替器注水水位	1	1	1	1		
					代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認	サブレーション・プール水位 (SA)	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替器注水流量, 低圧原子炉代替器注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替器注水流量, ベデスタル代器注水流量 (狭帯域用), プレイ流量, ベデスタル代器注水流量, ベデスタル代器注水流量 (狭帯域用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替器注水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
					低圧原子炉代替器注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2		
					格納容器代替器注水流量	2	2	2	2		
					ベデスタル代器注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2		
					低圧原子炉代替器注水水位	1	1	1	1		
					代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		

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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後		
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認	原子炉水位 (広帯域)	2	①	—	原子炉水位 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位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
					高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
					代替注水流量 (常設)	1	1	1		
					低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
					原子炉圧力	2	2	2	1	
					原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	
					サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2	

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 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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	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	計器設備等	SBO		
										直後	SBO影響 負荷切り離し後
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認	原子炉水位 (S A)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
		1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と抽排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と抽排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と抽排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と抽排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と抽排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と抽排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と抽排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と抽排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と抽排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と抽排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と抽排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と抽排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と抽排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と抽排熱除去に必要な水量より代替監視可能	

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 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後		
残留熱除去系（低圧注水モーフ）運転による原子炉注水	原子炉水位（広帯域）	2	①	—	原子炉水位（S A）	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位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
					高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
					代替注水流量（常設）	1	1	1		
					低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2	2	2		
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
					原子炉圧力	2	2	1		
					原子炉圧力（S A）	1	1	1		
					サブプレッジョン・チェンバ圧力（S A）	2	2	2		

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 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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	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	負荷切り離し後		
残留熱除去系（低圧注水モータ）運転による原子炉注水	原子炉水位 (S A)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
		1			代替注水流量 (常設)	1	1	1		
		2			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
		2			低圧原子炉代替注水流量 (緊急域用)	2	2	2		
		1			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
		1			蓄圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		3			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
		1			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
		1			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
		2			原子炉圧力	2	2	1		
		1			原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能	
		2			サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2		
										SBO

重大事故等対処に係る監視事項

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	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後	
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	計器名称	計器数	計器故障等	SBO		
残留熱除去系（低圧注水モータ）運転による原子炉注水	計器名称				サブレーション・プール水位 (SA)	1	水源であるサブレーション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能		
	計器数	3	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	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	
	直後	0	0		原子炉水位 (SA)	1			

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

重大事故等対処に係る監視事項

5.4 反応度の誤投入

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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				計器故障等	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			
			直後	負荷切り離し後				直後			負荷切り離し後
誤操作による反応度誤投入	中性子源領域計装	4	0	0	①	平均出力領域計装	6	6	0	平均出力領域計装により中性子源領域計装の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未読状態が推定可能	
反応度誤投入後のスクラム確認	中性子源領域計装	4	0	0	①	平均出力領域計装	6	6	0	平均出力領域計装により中性子源領域計装の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未読状態が推定可能	

重大事故等対策の成立性

1. 可搬型計測器の接続操作

a. 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，可搬型計測器を接続し，廃棄物処理建物 1 階にて計測，監視を行う。

b. 作業場所

廃棄物処理建物 1 階（非管理区域）（補助盤室）

c. 必要要員数及び操作時間

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，想定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（所要時間目安^{※1} : 9 分）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間
（2 測定点以降，連続で接続する場合は 10 分追加）

想定時間内訳

【現場運転員 B，C】

- 移動：想定時間 10 分，所要時間目安 2 分
 - ・移動：所要時間目安 2 分（中央制御室から補助盤室）
- 可搬型計測器接続：想定時間 10 分，所要時間目安 7 分
 - ・可搬型計測器接続：所要時間目安 7 分（補助盤室）

d. 操作の成立性

作業環境：室温は通常運転状態と同程度であり，周辺には支障となる設備はない。常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の端子リフト・接続操作であり，容易に実施可能である。

連絡手段：有線式通信設備，所内通信連絡設備，電力保安通信用電話設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。



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(1/9)

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 (S.A)	0~500℃	0~1200℃※1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。	
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0~10MPa [gage]	0~10MPa [gage]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	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。
		原子炉圧力 (S.A)	0~11MPa [gage]	0~11MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	-400~150cm ※2	-400~150cm ※2	2	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	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。	
	原子炉水位 (燃料域)	-800~-300cm ※2	-800~-300cm ※2	2		差圧式水位検出器	廃棄物処理建物		
		原子炉水位 (S.A)	-900~150cm ※2	-900~150cm ※2		1	差圧式水位検出器		廃棄物処理建物

【配備台数】

・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(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はある。)

- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1328cm)。
- ※3 基準点はサブレーション・プール通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び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)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(2/9)

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
原子炉压力容器への注水量	高压原子炉代替注水流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。 可搬型計測器での計測対象外。 どちらか一方の系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	1		差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	
	高压炉心スブレイブポンプ出口流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h	1		差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	
	代替注水流量(常設)	0~300m ³ /h	—	1	※7	超音波式流量検出器	—	
	低压原子炉代替注水流量	0~200m ³ /h	0~200m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	
	低压原子炉代替注水流量(狭帯域用)	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	2		差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	
	残留熱除去ポンプ出口流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h	3		差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	
	低压炉心スブレイブポンプ出口流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	1		差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(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、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉压力容器零レベルより1328cm)。
- ※3 基準点はサブレーション・プール通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び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)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(3/9)

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
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量(常設)	0~300m ³ /h	—	1	—※7	超音波式流量検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器代替スプレイ流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	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。
	ペダスタル代替注水流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	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。
	ペダスタル代替注水流量(狭帯域用)	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	2		差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	—

【配備台数】

・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(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、カタログ値より抜粋。

※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1328cm)。

※3 基準点はサブレーション・プール通常水位(EL5610)。

※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。

※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。

※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。

※7 全交直流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び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)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。

※8 定格出力時の値に対する比率で示す。

※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(4/9)

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温度	ドライウエル温度 (SA)	0~300℃	0~350℃※1	7	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	ペデスタル温度 (SA)	0~300℃	0~350℃※1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	ペデスタル水温度 (SA)	0~300℃	0~350℃※1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	0~200℃	0~350℃※1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
サブプレッション・プール水温度 (SA)	0~200℃	-200~500℃※1	2	測温抵抗体		廃棄物処理建物		
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	0~1000kPa [abs]	0~1000kPa [abs]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	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。
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	0~1000kPa [abs]	0~1000kPa [abs]	2		弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	
	サブプレッション・プール水位 (SA)	-0.80~5.50m※3	-0.80~5.50m※3	1	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	-
原子炉格納容器内の水位	ドライウエル水位	-3.0m, -1.0m +1.0m※4	-3.0m, -1.0m +1.0m※4	3	1	電極式水位検出器	廃棄物処理建物	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。
	ペデスタル水位	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m ※5	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m ※5	4	1	電極式水位検出器	廃棄物処理建物	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。

【配備台数】

・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(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、カタログ値より抜粋。

※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1328cm)。

※3 基準点はサブプレッション・プール通常水位(EL5610)。

※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。

※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。

※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。

※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び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)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。

※8 定格出力時の値に対する比率を示す。

※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(5/9)

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	格納容器水素濃度	0~5 vol%/0~100vol%	—	1	—※7	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器水素濃度(SA)	0~100vol%	—	1	—※7	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ(ドワイエール)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—	2	—※7	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッション・チェンバ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—	2	—※7	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} / \text{s}^{-1}$)	—	4	—※7	核分裂計数管	—	可搬型計測器での計測対象外。
	平均出力領域計装	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} / \text{s}^{-1}$) ※8	—	6※9	—※7	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(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、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1328cm)。
- ※3 基準点はサブレーション・プール通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分II)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び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)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(6/9)

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
最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位			8	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	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。
	スクラバ容器圧力	0~1MPa [gage]	0~1MPa [gage]	4	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	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。
	スクラバ容器温度	0~300℃	0~350℃*1	4	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	第1ベントフイルタ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	—	2	—*7	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
	第1ベントフイルタ出口水素濃度	0~20vol%/0~100vol%	—	1	—*7	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~200℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~200℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	残留熱除去系熱交換器冷却水量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	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。

【配備台数】

・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(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、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器霧レベールより1328cm)。
- ※3 基準点はサブレンジ・プール通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び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)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(7/9)

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
格納容器バイパスの監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	0~4MPa [gage]	0~4MPa [gage]	3	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0~5MPa [gage]	0~5MPa [gage]	1			廃棄物処理建物	
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	0~1500m ³ (0~12542mm)	0~1500m ³ (0~12542mm)	1	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	-
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	0~10 MPa [gage]	0~10MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0~12MPa [gage]	0~12MPa [gage]	1			廃棄物処理建物	
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	0~4MPa [gage]	0~4MPa [gage]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。
	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	0~3MPa [gage]	0~3MPa [gage]	2			廃棄物処理建物	

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(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、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1328cm)。
- ※3 基準点はサブレーション・プールの通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び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)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(8/9)

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
原子炉建物水素濃度	原子炉建物水素濃度	0~10vol% 0~20vol%	—	1 6	—※7	触媒式水素検出器 熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	0~100℃ 0~400℃	0~1200℃※1 0~1200℃※1	2 2	1 1	熱電対 熱電対	廃棄物処理建物 廃棄物処理建物	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。 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。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度	0~5 vol%/ 0~25vol%	—	1	—※7	磁気風式酸素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器酸素濃度 (S A)	0~25vol%	—	1	—※7	磁気力式酸素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(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、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器奪レベルより1328cm)。
- ※3 基準点はサブレンション・プールの通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び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)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(9/9)

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
燃料プールの監視	燃料プール水位 (S.A)	-4.30~7.30m ※6	-	1	-※7	ガイドパルス式水位検出器	-	可搬型計測器での計測対象外。
	燃料プール水位・温度 (S.A)	0~150℃	0~1200℃※1	1※10	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	燃料プールのエア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S.A)	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	-	1	-※7	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
		10 ⁻³ ~10 ⁻⁴ mSv/h	-	1				
燃料プール監視カメラ (S.A)	-	-	-	1	-※7	赤外線カメラ	-	可搬型計測器での計測対象外。

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(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、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1328cm)。
- ※3 基準点はサブレンジ・プールの通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び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)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

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）の計測することが困難となった場合、技術的能力 1.1～1.15 の作業着手の判断基準及び操作手順並びに有効性評価の判断及び確認について、代替パラメータを用いて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判断への影響を第 1 表に示す。

確認結果

- (1) 代替パラメータによる各技術的能力の作業着手の判断基準及び操作手順並びに有効性評価の判断及び確認への影響について検討した結果、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内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なうこととする。
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事故等対処設備であり、他チャンネル計器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。

※ 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。

以 上

第1表 代替パラメータによる判断への影響(1/20)

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	有	手			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	手	有	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉圧力 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の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、原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上の場合は、原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し、原子炉圧力容器内の温度は原子炉圧力、原子炉水位 (S A)、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (S A) で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。原子炉水位が燃料棒有効長頂部以下の場合には、輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため定量的な評価は困難だが、原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。 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により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	有	原子炉圧力容器破損確認			
		手	有	ベダスタルへの注水判断			
		手	有	原子炉除熱機能確認			
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	有	有	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ヤンネル ②原子炉圧力 (S A) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A) ③原子炉圧力容器温度 (S A)	①原子炉圧力の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原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力 (S A) で監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの、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ならない。	なし
		手	有	低圧・高圧注水機能確認			
		手	有	原子炉圧力容器破損確認			
	原子炉圧力 (S A)	有	有	原子炉圧力容器減圧機能確認	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A) ②原子炉圧力容器温度 (S A)	①原子炉圧力 (S A) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。	なし
		手	有	低圧・高圧注水機能確認			
		手	有	原子炉圧力容器破損確認			

有：重要事故シケケンス (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(2/20)

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												
		有手	無手															
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ヤンネル ②原子炉水位 (SA) ③高圧注水流量 ③代替注水流量 (常設) ③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替系原子炉注水流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) 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原子炉水位の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (SA) により監視可能であり, 判断に与える影響はない。 ③直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し, 原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して, 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。 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満水操作時における発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており, 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				①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	①原子炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により監視可能であり, 判断に与える影響はない。 ②直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し, 原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して, 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。 ③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満水操作時における発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており, 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	原子炉圧力容器破損確認							①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	①原子炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により監視可能であり, 判断に与える影響はない。 ②直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し, 原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して, 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。 ③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満水操作時における発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており, 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	原子炉圧力容器破損確認										①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	①原子炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により監視可能であり, 判断に与える影響はない。 ②直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し, 原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して, 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。 ③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満水操作時における発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており, 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	原子炉圧力容器破損確認													①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	①原子炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により監視可能であり, 判断に与える影響はない。 ②直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し, 原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して, 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。 ③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満水操作時における発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており, 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	原子炉圧力容器破損確認															

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(3/20)

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
		有	手			
原子炉压力容器への注水量	高圧原子炉代替注水量	有	手	①サブプレッション・プールの水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉压力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA)、低圧原子炉代替注水量の水位変化により原子炉压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。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊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。	なし
	代替注水量 (常設)	有	手	①低圧原子炉代替注水量 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊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。	なし
	低圧原子炉代替注水量	有	手	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA)	①低圧原子炉代替注水量の監視が不可能となった場合は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊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。	なし
	低圧原子炉代替注水量 (狭帯域用)	有	手	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA)	①低圧原子炉代替注水量の監視が不可能となった場合は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊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。	なし
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	有	手	①サブプレッション・プールの水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉压力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA)、低圧原子炉代替注水量の水位変化により原子炉压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
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	有	手	①サブプレッション・プールの水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉压力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA)、低圧原子炉代替注水量の水位変化により原子炉压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
	残留熱除去ポンプ出口流量	有	手	①サブプレッション・プールの水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉压力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA)、低圧原子炉代替注水量の水位変化により原子炉压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
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	有	手	①サブプレッション・プールの水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉压力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA)、低圧原子炉代替注水量の水位変化により原子炉压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
	残留熱代替除去系原子炉注水量	有	手	①サブプレッション・プールの水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉压力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA)、低圧原子炉代替注水量の水位変化により原子炉压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

有：重要事故シナシケンス (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(4/20)

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	原子炉格納容器冷却機能確認			
原子炉格納容器への注水量	代替注水量(常設)	有	原子炉格納容器冷却機能確認	①低圧原子炉代替注水量 ②ドラライウエル圧力(SA) ②サブレーション・チェンバ圧力(SA) ②ドラライウエル水位 ②サブレーション・プール水位(SA) ②ペデスタル水位	①低圧原子炉代替注水量による原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水量の変化により原子炉格納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。 ②注水特性を用いる上でドラライウエル圧力(SA)、サブレーション・チェンバ圧力(SA)を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ②注水先のドラライウエル水位、サブレーション・プール水位及びペデスタル水位の変化量から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器代替スプレイ流量	有	原子炉格納容器冷却機能確認	①ドラライウエル圧力(SA) ①サブレーション・チェンバ圧力(SA) ①ドラライウエル水位 ①サブレーション・プール水位(SA) ①ペデスタル水位	①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、注水特性を用いる上でドラライウエル圧力(SA)、サブレーション・チェンバ圧力(SA)を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ②注水先のドラライウエル水位、サブレーション・プール水位及びペデスタル水位の変化量から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	ペデスタル代替注水量 ペデスタル代替注水量(狭帯域用)	有	原子炉格納容器冷却機能確認	①ペデスタル水位 ①ドラライウエル水位	①ペデスタル代替注水量の監視が不可能となった場合は、注水先のペデスタル水位及びドラライウエル水位の変化量から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	有	原子炉格納容器冷却機能確認	①残留熱代替除去系原子炉注水量 ①残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合には、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナシケンス(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(5/20)

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	有手			
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) ペデスタル温度 (SA)	原子炉圧力容器破損 確認	有手	①主要パラメータの他チャンネル ②ペデスタル温度 (SA) ③ドライウエル圧力 (SA) ④サブレッション・チェンバ圧力 (SA)	①ドライウエル温度 (SA) 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ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様のペデスタル温度により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、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、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
		ペデスタル注水機能 確認 原子炉圧力容器破損 確認	有手 有手	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル温度 (SA) ③ドライウエル圧力 (SA) ④サブレッション・チェンバ圧力 (SA)	①ペデスタル温度 (SA) 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ペデスタル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様のドライウエル温度により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③ペデスタル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、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、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
	ペデスタル水温度 (SA)	原子炉圧力容器破損 確認	有手	①主要パラメータの他チャンネル	①ペデスタル水温度 (SA) 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。	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(6/20)

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	原子炉格納容器除熱機能確認			
原子炉格納容器内の温度	サブレーション・チェンバ温度 (SA)	手	原子炉格納容器除熱機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーション・プール水温度 (SA) ③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	①サブレーション・チェンバ温度 (SA) 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サブレーション・チェンバ温度 (SA) 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じ仕様のサブレーション・プール水温度 (SA) により推定可能であり、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、事後のほとんどの期間で一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉圧力容器破損確認	①サブレーション・プール水温度 (SA) 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サブレーション・プール水温度 (SA) 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じ仕様のサブレーション・チェンバ温度 (SA) により推定可能であり、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。		
	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ンネル ②サブレーション・チェンバ温度 (SA)	①サブレーション・プール水温度 (SA) 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サブレーション・プール水温度 (SA) 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じ仕様のサブレーション・チェンバ温度 (SA) により推定可能であり、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	原子炉圧力容器減圧機能確認	①サブレーション・プール水温度 (SA) 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サブレーション・プール水温度 (SA) 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じ仕様のサブレーション・チェンバ温度 (SA) により推定可能であり、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。		

有：重要事故シケケンス (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(7/20)

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
		有手	有手			
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	有手	原子炉圧力容器破損 確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ③ドライウエル温度 (SA) ④ペデスタル温度 (SA)	①ドライウエル圧力 (SA) 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ドライウエル圧力 (SA) 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・チェンバは、真空破壊弁及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様のサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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。 ③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、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉圧力容器破損 確認	①主要パラメータの他チャンネル ①ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	①サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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・チェンバは、真空破壊弁及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様のドライウエル圧力 (SA) 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。 ③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、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	

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(8/20)

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
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認			
原子炉格納容器内の水位	ドライウエル水位	有手	原子炉格納容器除熱機能確認	①サブレーション・プール水位 (SA) ①代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ②ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ③低圧原子炉代替注水槽水位	①ペデスタル注水の停止判断に用いるドライウエル水位計の監視が不可能となった場合は、サブレーション・プール水位 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ①ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) の注水量により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②水源である低圧原子炉代替注水槽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
	サブレーション・プール水位 (SA)	有手	原子炉格納容器除熱機能確認	①代替注水流量 (常設) ①低圧原子炉代替注水流量 ①低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ①格納容器代替スプレイ流量 ①ペデスタル代替注水流量 ①ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水槽水位	①サブレーション・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) の注水量により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②水源である低圧原子炉代替注水槽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
	ペデスタル水位	有手	ペデスタル注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②代替注水流量 (常設) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水槽水位	①ペデスタル水位の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可能であり、判断に与える影響はない。 ②ペデスタル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量の注水量により、ペデスタル水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽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

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(9/20)

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	原子炉圧力容器破損確認			
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度	手	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器水素濃度 (SA)	①格納容器水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器水素濃度 (SA)	手	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器水素濃度	①格納容器水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	有	炉心損傷確認	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	①格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 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格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 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雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) の他チャンネルにより推定でき、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。	なし
		手	原子炉格納容器除熱機能確認			
		有	原子炉格納容器除熱機能確認			
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ)	有	炉心損傷確認	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	①格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ) 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格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ) 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雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ) の他チャンネルにより推定でき、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。	なし
		手	原子炉格納容器除熱機能確認			
		有	原子炉格納容器除熱機能確認			

有：重要事故シケンス (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(10/20)

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
		有手	原子炉スクラムの確認			
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	中性子源領域計装	有手	原子炉スクラムの確認	①主要パラメータの他チャヤンネル ②平均出力領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	①中性子源領域モニタの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中性子源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にあることと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
	平均出力領域計装	有手	原子炉スクラムの確認	①主要パラメータの他チャヤンネル ②中性子源領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	①平均出力領域モニタの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平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、中性子源領域モニタ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にあることと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
	[制御棒手動操作・監視系] ※2	有手	原子炉未臨界の確認	①中性子源領域計装 ②平均出力領域計装	①制御棒操作・監視系の監視が不可能となった場合は、中性子源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：重要事故シケケンス（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(11/20)

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
		有	手			
残留熱代替除去系(1/2) 最終ヒートシンクの確保	サブレーション・プールの水温度(SA)	代替循環冷却系による原子炉格納容器所熱確認	有	①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーション・チェンバ温度(SA)	①サブレーション・プールの水温度(SA)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サブレーション・プールの水温度(SA)の監視が不可能となった場合は、サブレーション・チェンバ内の温度を同じ仕様のサブレーション・チェンバ温度により推定可能であり、最終ヒートシンク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
	残留熱除去系熱交換器出口温度			①サブレーション・プールの水温度(SA)		

有：重要事故シナゲンス(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(12/20)

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
		有	手			
最終ヒートシンの確保 残留熱代替除去系(2/2)	残留熱代替除去系原子炉注水流量	代替循環冷却系による原子炉格納容器所熱確認	①原子炉水位(広帯域) ①原子炉水位(燃料域) ①原子炉水位(SA) ②残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ②残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 ③原子炉圧力容器温度(SA)	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊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、最終ヒートシンの確保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。 ②残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合には、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③除熱対象である原子炉圧力容器温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンの確保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	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量		①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 ②サブレーション・プールの水温度(SA) ②ドライウエル温度(SA) ②サブレーション・チェンバ温度(SA)	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器側の残留熱代替除去系原子炉注水流量と残留熱代替除去系ポンプ出口圧力にて、残留熱代替除去ポンプの注水特性から推定した総流量より原子炉格納容器側への注水量を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で判断に与える影響はない。 ②除熱対象であるサブレーション・プール水温度(SA)、ドライウエル温度(SA)、サブレーション・チェンバ温度(SA)の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンの確保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	

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(13/20)

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
		有手	格納容器フィルターベント系による原子炉格納容器除熱確認			
格納容器フィルターベント系 最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位			①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器水位の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可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	スクラバ容器圧力			①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①スクラバ容器圧力の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スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力 (SA)、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ、判断に与える影響はない。	なし
	スクラバ容器温度			①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器温度の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可能であり、判断に与える影響はない。	
	第1ベントフィルタータ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)			①主要パラメータの他チャンネル	①第1ベントフィルタータ出口放射線モニタ (高レンジ) 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。	なし
	第1ベントフィルタータ出口水素濃度			①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度 ②格納容器水素濃度 (SA)	①第1ベントフィルタータ出口水素濃度が故障した場合は、予備の第1ベントフィルタータ出口水素濃度により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②第1ベントフィルタータ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格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器水素濃度及び格納容器内水素濃度 (SA) により推定可能であり、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(14/20)

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
		有	手			
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	残留熱除去系による原子炉格納容器冷却確認		①原子炉圧力容器温度 (SA) ①サブプレッション・プール水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器入口温度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 (SA)、サブプレッション・プール水温度の低下傾向を確認することができれば、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。 ①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から、残留熱除去系熱交換器入口温度により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②残留熱除去系熱交換器冷却水の流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため、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。 ①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去ポンプの注水特性から推定した流量より残留熱除去ポンプ出口流量を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量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	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量				
	残留熱除去ポンプ出口流量	①残留熱除去ポンプ出口圧力				

有：重要事故シナシケンス（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(15/20)

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
		有	手			
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)	インターフェイスシステムLOCAの判断	有	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) 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, 同じ仕様の原子炉水位 (SA) で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ, 判断に与える影響はない。	なし
	原子炉水位 (SA)			①同じ仕様の原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ, 判断に与える影響はない。		
	原子炉圧力			①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力の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原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉圧力 (SA) で原子炉圧力容器内の圧力を監視することができ, 判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるもの, 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ならない。	
	原子炉圧力 (SA)			①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉圧力で原子炉圧力容器内の圧力を監視することができ, 判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるもの, 原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため, 事故収束を行う上で問題とならない。	

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(16/20)

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
		有手	インターフェイスシステムLOCAの判断			
格納容器バイパスの監視	ドライウエル温度 (S A)			①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (S A)	①ドライウエル温度 (S A) 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ドライウエル温度 (S A) の監視が不可能となった場合は、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、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに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 (S A)			①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ圧力 (S A) ③ドライウエル温度 (S A)	①ドライウエル圧力 (S A) 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ドライウエル圧力 (S A) 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・チェンバは、真空破壊弁及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様のサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) 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。 ③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、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ判断に与える影響はない。	

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(17/20)

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
		有	手			
格納容器バイパスの監視 原子炉建物内の状況	残留熱除去ポンプ出口 圧力	インターフェイスシ ステムLOCAの判 断		①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] ※2	①残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器バ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、破断検知をする上で、判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（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、格納容器バイパス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
	低圧炉心スプレイポン プ出口圧力		①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] ※2	①低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器バ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、破断検知をする上で、判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（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、格納容器バイパス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。		

有：重要事故シナシケンス（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(18/20)

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
		有	手			
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	低圧注水機能確認	手	①代替注水流量(常設) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA) ②サブレーション・プール水位(SA) ②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	①低圧原子炉代替注水槽水位の監視が不可能となった場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とする代替注水流量(常設)の注水量と直前まで判明していた低圧原子炉代替注水槽の水位に水位容量曲線を用いて推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位又はサブレーション・プール水位(SA)の水位変化を確認することで、必要な水源である低圧原子炉代替注水槽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。 ②低圧原子炉代替注水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、必要な水源である低圧原子炉代替注水槽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
	サブレーション・プール水位(SA)	低圧・高圧注水機能確認	手	①高圧原子炉代替注水流量 ①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	①サブレーション・プール水位(SA)の監視が不可能となった場合は、サブレーション・チェンバを水源とする各系統の注水量と直前まで判明していたサブレーション・チェンバの水位に水位容量曲線を用いて推定するため、必要な水源であるサブレーション・プール水位(SA)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。 ②原子炉隔離時冷却ポンプ、高圧炉心スプレイポンプ、残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレイポンプ、残留熱代替除去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、必要な水源であるサブレーション・プール水位(SA)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

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(19/20)

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	原子炉建物内水素濃度確認			
原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	手	原子炉建物内水素濃度確認	①主要パラメータの他チャヤンネル ②静的触媒式水素処理装置入口温度 ③静的触媒式水素処理装置出口温度	①原子炉建物水素濃度の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原子炉建物水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉建物内の水素ガスが静的触媒式水素再結合物で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。温度差を測定することにより静的触媒式水素再結合物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
	格納容器酸素濃度	手	格納容器ベント判断	①格納容器酸素濃度 (SA) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエ ル) ③格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレンジ ョン・チェンバ) ④ドライウエル圧力 (SA) ⑤サブレンジョン・チェンバ圧力 (SA)	①格納容器酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、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。 ③ドライウエル圧力 (SA) 及びサブレンジョン・チェンバ圧力 (SA) を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握することとは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (S A)	手	格納容器ベント判断	①格納容器酸素濃度 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエ ル) ③格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレンジ ョン・チェンバ) ④ドライウエル圧力 (SA) ⑤サブレンジョン・チェンバ圧力 (SA)	①格納容器酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、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。 ③ドライウエル圧力 (SA) 及びサブレンジョン・チェンバ圧力 (SA) を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握することとは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。	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(20/20)

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
		有手	燃料プールの冷却機能又は注水機能確認			
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	有手	燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) で燃料プールの水位を計測することができ、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j利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、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
	燃料プール水位・温度 (SA)	有手	燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) で燃料プール水位を計測することができ、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j利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、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
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	有手	燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プール水位・温度 (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①水位/放射線量率の関係をj利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、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
	燃料プール監視カメラ (SA)	有手	燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プール水位・温度 (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①水位/放射線量率の関係をj利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、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：重要事故シケケンス (有効性評価) に使用した判断基準 (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。

原子炉水位不明時の対応について

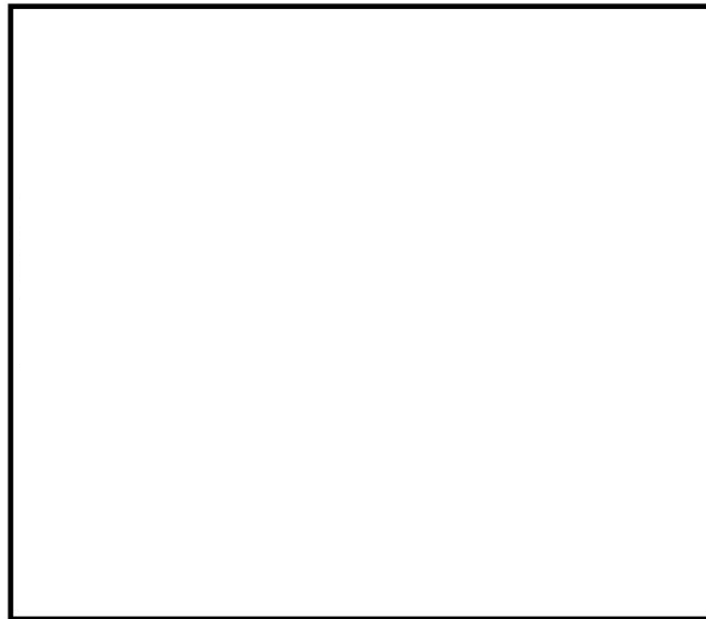
1. 概要

重大事故等対処設備とする原子炉水位は、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A）があり、それぞれの計測範囲で原子炉压力容器内の水位を確認する。

2. 水位不明判断条件

原子炉水位不明は以下により確認する。

- a. 原子炉水位の電源が喪失した場合
- b. 原子炉水位の指示に「ばらつき」があり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上であることが判定できない場合
- c. ドライウェル雰囲気温度が、原子炉圧力に対する飽和温度に達した場合（事故時操作要領書（徴候ベース）の中で定める水位不明判断曲線で水位不明領域に入った場合）
- d. 凝縮槽液相部温度と気相部温度がほぼ一致し、有意な差が認められない場合



第1図 水位不明判断曲線

3. 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における水位不明時の対応について

有効性評価の格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスでは、原子炉冷却材喪失（大破断LOCA発生）により、第1図に示す水位不明領域となるため、運転員は水位不明を判断する。水位不明を判断した場合、原子炉水位LOまで冠水

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

させるために必要な水量を注水し、その後、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に流量調整することで、損傷炉心の冷却を維持することとする。

4. 炉心損傷後における水位不明判断時の対応手順について

上記のとおり、炉心損傷後の対応手順として、水位不明を判断し外部水源に期待した原子炉注水を実施する場合には、手順に従い、原子炉水位L0まで水位回復させるために約230m³/hで30分継続して注水する。原子炉水位L0到達後に崩壊熱による蒸発量相当の注水量よりも多い注水量で注水する場合には、原子炉に持ち込んだ水がLOCA破断口から格納容器へ流出しサブプレッション・プール水位の上昇につながるため、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱の開始時間が早まる。そのため、原子炉水位L0到達までに必要な注水時間の注水を実施した後は、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を可能な限り遅延させ環境への影響を低減させるため、崩壊熱による蒸発量相当の注水量とする。

なお、残留熱代替除去系の起動等によりサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水に切り替える場合には、崩壊熱による蒸発量相当の注水量には変更せず、所定の流量での注水を継続する。

5. 水位不明判断時の原子炉水位の推定手段について

上記のとおり、水位不明と判断した場合、原子炉注水流量及び必要な注水時間により、原子炉水位L0位置までの水位回復を判断する。

その後、原子炉水位をL0以上で維持するためには、崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上での注水の継続及び原子炉压力容器下部が健全であることが必要となる。仮に原子炉压力容器下部からの漏えいにより、原子炉水位をL0以上に維持できない場合は、サブプレッション・プール水位の顕著な上昇がなく、原子炉压力容器表面温度が上昇すると考えられるため、以下のパラメータによって損傷炉心の冷却維持を判断することとする。

- ・崩壊熱相当の注水量以上で原子炉注水を継続していること
- ・サブプレッション・プール水位が顕著に上昇していること
- ・原子炉压力容器表面温度が過熱状態にないこと

残留熱代替除去系等のサブプレッション・チェンバを水源とした注水手段を確保できる場合には、崩壊熱相当及び漏えいを補う注水量以上で注水を継続することで、原子炉压力容器下部からの漏えいが生じている場合でも、サブプレッション・プールの水位上昇を防止しつつ損傷炉心の冷却維持を図る。

一方、残留熱代替除去系が使用できない場合において、原子炉压力容器下部からの漏えいが生じている場合等には、原子炉水位L0到達の判断後に原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の注水量とすると、原子炉水位が低下し損傷炉心の冷却維持ができない可能性がある。この場合、その後の事象進展により炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行することになるが、原子炉压力容器下鏡温度

が 300℃に到達した時点で、損傷炉心の冷却失敗を判断し、原子炉压力容器破損に備えた対応を実施することとする。

上記のとおり、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整した場合、損傷炉心の冷却維持ができず、いずれは原子炉压力容器の破損に至る可能性があるが、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整しない場合（流量低下しない場合）においても、いずれはサプレッション・プール水位の上昇により格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作を実施することとなり、サプレッション・チェンバからのベントライン水没防止のために原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の注水量に減少させる必要があり、その後、原子炉压力容器の破損に至ることになる。

そのため、原子炉压力容器表面温度の上昇等により、損傷炉心の冷却失敗の兆候を確認した場合には、原子炉注水流量を増加させることはせず、原子炉水位L0到達を判断した時点で崩壊熱による蒸発量相当の注水量に変更することにより、サプレッション・プール水位上昇を抑制し、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作の実施を可能な限り遅延させることとする。したがって、破断位置等の違いによる注水手順の差異は生じない。

上記の原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段について第1表に示す。なお、流量計指示が正常な状況で崩壊熱による蒸発量相当の注水が失敗している場合には、流量計下流での注水配管の破断による漏えいが考えられるが、その場合に有意な変化を示すと考えられるパラメータを第2表に示す。格納容器スプレイの実施によりドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続しない等、状況によっては正確な判断が難しい場合が存在するが、第2表に記載の場合は注水失敗の傾向を判断することが可能と考えられる。ただし、注水が失敗している傾向を確認した場合においても崩壊熱による蒸発量相当の注水を継続し、最終的には原子炉压力容器表面温度が 300℃に到達した時点で注水ができおらず、炉心冷却に失敗したことを判断することとする。

第1表 原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段

推定事項	判断パラメータ
原子炉水位L0までの水位回復判断	原子炉注水量と必要注水時間
損傷炉心の冷却維持判断 (原子炉水位L0以上の水位維持)	原子炉水位L0到達判断後、以下を満たすことで損傷炉心の冷却維持を判断する。 ・原子炉注水流量：崩壊熱による蒸発量相当の注水量の確保
損傷炉心の冷却失敗判断 (原子炉水位L0以下に低下，炉心損傷の進展)	原子炉压力容器温度（下鏡部）：300℃到達

第2表 パラメータ推移

漏えい箇所	パラメータ推移
原子炉建物内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建物内の漏えい検知設備の作動により，注水系統からの漏えいを判断可能な場合がある ・原子炉压力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水できていない場合，発生した蒸気が炉心部で過熱され，過熱蒸気として格納容器内に流出するため，格納容器スプレイを実施していない場合においては，ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある ・低圧原子炉代替注水ポンプの吐出圧力低下や代替注水流量（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある
格納容器内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉へ注入する冷却水がドライウエルからベント管を通じてサブプレッション・チェンバに移行することで，サブプレッション・プール水位が上昇する可能性がある ・原子炉压力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水できていない場合，発生した蒸気が炉心部で過熱され，過熱蒸気として格納容器内に流出するため，格納容器スプレイを実施していない場合においては，ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある ・低圧原子炉代替注水ポンプの吐出圧力低下や代替注水流量（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある

自主対策設備仕様

機器名称	常設 ／可搬	耐震クラス	容量	揚程	個数
常用計器	常設	Cクラス Sクラス	—	—	1式
常用代替計器	常設	Cクラス	—	—	1式
運転監視用計算機	常設	Cクラス	—	—	1式
中央制御室記録計	常設	Cクラス	—	—	1式

手順のリンク先について

事故時の計装に関する手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順
 - <リンク先> 1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順
 - <リンク先> 1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順

2. 1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順
 - ・原子炉格納容器内の水素濃度監視に関する手順
 - <リンク先> 1.9.2.1(3)a. 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視
 - <リンク先> 1.9.2.1(3)b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
 - ・原子炉建物内の水素濃度監視に関する手順
 - <リンク先> 1.10.2.2(1) 原子炉建物内の水素濃度監視
 - ・燃料プールの監視に関する手順
 - <リンク先> 1.11.2.3(1) 燃料プールの状態監視
 - ・全交流動力電源喪失及び直流電源喪失時の代替電源確保に関する手順
 - <リンク先> 1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順
 - <リンク先> 1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順
 - ・安全パラメータ表示システム（S P D S）に関する手順
 - <リンク先> 1.18.2.2 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等
 - <リンク先> 1.18.2.4 代替電源設備からの給電手順

以上