1.15　事故時の計装に関する手順等

＜　目　次　＞

1.15.1　対応手段と設備の選定
(1)　対応手段と設備の選定の考え方
(2)　対応手段と設備の選定の結果
ａ．パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備
ｂ．原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備
ｃ．計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備
ｄ．重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備
ｅ．手順等
1.15.2　重大事故等時の手順等
1.15.2.1　監視機能喪失
(1)　計器の故障
(2)　計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合
ａ．代替パラメータによる推定
ｂ．可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視
1.15.2.2　計測に必要な電源の喪失
(1)　全交流動力電源喪失及び直流電源喪失
ａ．所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電

ｂ．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電
ｃ．可搬型代替直流電源設備からの給電
ｄ．可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視
ｅ．重大事故等時の対応手段の選択
1.15.3　重大事故等時のパラメータを記録する手順
1.15.4　その他の手順項目にて考慮する手順

添付資料 1.15.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表
添付資料 1.15.2　重大事故等対処に必要なパラメータの選定
添付資料 1.15.3　重大事故等対処に係る監視事項
添付資料 1.15.4　重大事故等対策の成立性
添付資料 1.15.5　可搬型計測器の必要個数整理
添付資料 1.15.6　代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の影響について
添付資料 1.15.7　原子炉水位不明時の対応について
添付資料 1.15.8　ＲＰＶ破損判断について
添付資料 1.15.9　自主対策設備仕様
添付資料 1.15.10　手順のリンク先について

1.15　事故時の計装に関する手順等

【要求事項】

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

【解釈】

1　「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。

a）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）

b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。

ⅰ）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。

ⅱ）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。

ⅲ）推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。

c）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。

d）直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。

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

1.15.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等時において，炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を実施するため，発電用原子炉施設の状態を把握することが重要である。当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを，技術的能力に係る審査基準（以下「審査基準」という。）1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用

いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータを抽出する（以下「抽出パラメータ」という。）。

なお，審査基準 1.16～1.19 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータについては，炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるための手順ではないため，各々の手順において整理する。

（添付資料 1.15.3）

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

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

また，計器の故障，計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源喪失により，主要パラメータを計測することが困難となった場合において，主要パラメータの推定に必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて対応する手段を整備し，重大事故等対処設備を選定する（第 1.15－1 図，第 1.15－2 図）（以

下「機能喪失原因対策分析」という。)。

さらに，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，放射線量率等，想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータの記録手順及びそのために必要となる重大事故等対処設備を選定する。抽出パラメータのうち，発電用原子炉施設の状態を直接監視することができないパラメータについては，電源設備の受電状態，重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータ（以下「補助パラメータ」という。）に分類し，第1.15－4表に整理する。なお，重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については，各条文の設置許可基準規則第四十三条への適合状況のうち，(2)操作性（設置許可基準規則第四十三条第一項二）にて，適合性を整理する。

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

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

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

（添付資料 1.15.1）

主要パラメータは以下のとおり分類する。

・重要監視パラメータ

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

・有効監視パラメータ

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

代替パラメータは以下のとおり分類する。

・重要代替監視パラメータ

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

・常用代替監視パラメータ

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

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

主要パラメータを計測する計器は以下のとおり。

・重要計器

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

・常用計器

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

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

・重要代替計器

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

・常用代替計器

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

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

（添付資料 1.15.2）

以上の分類により抽出した重要監視パラメータ及び重要代替監

視パラメータを第 1.15－2 表に示す。あわせて，設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化するために，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲，個数，耐震性及び非常用電源からの給電の有無についても整理する。

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

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

（添付資料 1.15.2）

(2)　対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果，監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合を想定する。また，全交流動力電源喪失及び直流電源喪失による計器電源の喪失を想定する。

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

(a)　対応手段

重大事故等の対処時に主要パラメータを計測する計器が故障した場合，発電用原子炉施設の状態を把握するため，多重化された計器の他チャンネル※3の計器により計測する手段

及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する手段がある（第 1.15－3 表）。

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

他チャンネルによる計測に使用する計器は以下のとおり。

・主要パラメータの他チャンネルの重要計器

・主要パラメータの他チャンネルの常用計器

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

・重要代替計器

・常用代替計器

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

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

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求さ

れる設備が全て網羅されている。

（添付資料 1.15.1）

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

・主要パラメータの他チャンネルの常用計器及び常用代替計器

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

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

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲を超えた場合は，発電用原子炉施設の状態を把握するため，代替パラメータを計測する計器により必要とするパラメータの値を推定する手段及び可搬型の計測器（可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）計測用）及び可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力，水位及び流量（注水量）計測用）（以下「可

搬型計測器」という。)) により計測する手段がある。

代替パラメータによる推定に使用する設備は以下のとおり。

・重要代替計器

・常用代替計器

可搬型の計測器による計測に使用する設備は以下のとおり。

・可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

（添付資料 1.15.1）

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

・常用代替計器

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

c．計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備

(a)　対応手段

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

また，計器電源が喪失した場合に，電源（乾電池）を内蔵した可搬型の計測器を用いて計測又は監視する手段がある。計器の電源構成図を第1.15－4図に示す。

代替電源（交流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

代替電源（直流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

・所内常設直流電源設備

・常設代替直流電源設備

・可搬型代替直流電源設備

可搬型の計測器による計測又は監視に使用する設備は以下のとおり。

・可搬型計測器

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設直流電源設

備，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備，可搬型計測器は，重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料 1.15.1）

以上の重大事故等対処設備により，主要パラメータを把握することができる。

d．重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備

(a) 対応手段

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

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

・安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）

安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）は，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びＳＰＤＳデータ表示装置により構成される。

また，重大事故等時の有効監視パラメータ及び常用代替監視パラメータが使用できる場合は，パラメータを記録する手段がある。

有効監視パラメータ及び常用代替監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

・プロセス計算機

・記録計

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

その他のパラメータを記録する設備は以下のとおり。

・プロセス計算機

重要監視パラメータは，原則，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）へ記録するが，可搬型計測器により測定したパラメータの値，複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む）の値は，記録用紙に記録する手順を整備する。

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

（添付資料 1.15.1）

以上の重大事故等対処設備により，重要な監視パラメータ

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

・プロセス計算機

・記録計

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

ｅ．手順等

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

これらの手順は，運転員等※4，重大事故等対応要員及び災害対策要員の対応として「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」,「非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）」,「ＡＭ設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第 1.15－1 表）。

※4　運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

1.15.2　重大事故等時の手順等

1.15.2.1　監視機能喪失

(1)　計器の故障

主要パラメータを計測する計器が，故障により計測することが困難となった場合，当該パラメータを推定する手段を整備する（第1.15－3表）。

ａ．手順着手の判断基準

重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータを計測する重要計器が故障した場合※5。

※5　重要計器の指示値に，以下のような変化があった場合

・通常時や事故時に想定される値から，大きな変動がある場合

・複数ある計器については，それぞれの指示値の差が大きい場合

・計器信号の喪失に伴い，指示値が計測範囲外にある場合

・計器電源の喪失に伴い，指示値の表示が消滅した場合

ｂ．操作手順

計器の故障の判断及び対応手順は，以下のとおり。

①運転員等は，発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータについて，他チャンネルの重要計器がある場合には，当該計器により当該パラメータ

を計測する。

また，当該パラメータの常用計器が監視可能であれば確認に使用する。

②運転員等は，読み取った指示値が正常であることを，計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認する。

③当該パラメータが計測範囲外，又はプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がある場合には，発電長は，あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を運転員等に指示する。

④運転員等は，読み取った指示値を発電長に報告する。なお，常用代替計器が使用可能であれば，併せて確認する。

⑤発電長は，災害対策本部長代理へ重要代替監視パラメータの指示値から主要パラメータの推定を依頼する。

⑥災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に重要代替監視パラメータの値から主要パラメータの推定を指示する。

⑦重大事故等対応要員は，主要パラメータの推定結果を災害対策本部長代理へ報告する。

⑧災害対策本部長代理は，発電長に主要パラメータの推定結果を報告する。

ｃ．操作の成立性

上記の計測及び推定は，運転員等（当直運転員）１名，重大事

故等対応要員１名で対応が可能である。

速やかに作業ができるように，推定手順を整備する。

ｄ．代替パラメータでの推定方法

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

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

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

・基準配管に水を満たした構造の計器で計測するパラメータについては，急激な原子炉減圧等により基準配管の水が蒸発し，不確かな指示を示すことがある。そのような状態が想定される場合は，関連するパラメータを複数確認しパラメータを推定する。なお，原子炉水位及び原子炉圧力を除き，基準配管の水位変動に起因する不確かさを考慮する必要はない。

・常用代替計器が監視機能を維持している場合，重大事故等

の対処に有効な情報を得ることができる。ただし，環境条件や不確かさを考慮し，重要計器又は重要代替計器で測定されるパラメータの値との差異を評価し，パラメータの値，信頼性を考慮した上で使用する。

・重大事故等時に最も設置雰囲気の環境が厳しくなるのは，炉心損傷及び原子炉圧力容器が破損した状況であるため，原子炉格納容器内の圧力，温度，放射線量率等が厳しい環境下においても，その監視機能を維持できる重要代替計器を優先して使用する。また，重大事故等発生時と校正時の状態変化による影響を考慮する。

・圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は，水が飽和状態でないと不確かさが生じるため，計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ，複数の関連パラメータを確認し，有効な情報を得た上で推定する。

・推定に当たっては，代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

（添付資料 1.15.6）

代替パラメータによる主要パラメータの推定ケースは以下のとおりであり，具体的な推定方法については，第 1.15－3 表に整理する。

・同一物理量（温度，圧力，水位，流量，放射線量率，水素濃度及び中性子束）により推定するケース
・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定するケース
・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定するケース
・除熱状態を温度，圧力，流量等の傾向監視により推定するケース
・原子炉圧力容器破損後にペデスタル（ドライウェル部）に落下したデブリの冠水状態を温度により推定するケース
・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定するケース
・注水量をポンプの注水特性の関係により推定するケース
・原子炉格納容器内の水位をドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧により推定するケース
・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定するケース
・あらかじめ評価したパラメータの相関関係により酸素濃度を推定するケース
・装置の作動状況により水素濃度を推定するケース
・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定するケース
・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定するケース
・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度），あらかじめ

評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により，使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定するケース

・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（Ｓ／Ｃ）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定するケース

（添付資料 1.15.6）

ｅ．重大事故等時の対応手段の選択

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

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

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

主要パラメータを計測する計器の故障により，主要パラメータの監視機能が喪失した場合は，第 1.15－3 表にて定める優先順位にて代替計器により代替パラメータを計測し，主要パラメータを推定する。

(2)　計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容

器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータのうち，パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは，原子炉圧力容器内の温度と水位である。なお，これらのパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には，可搬型計測器により計測することも可能である。可搬型計測器により計測可能な計器について第1.15－2表に示す。

（添付資料1.15.5）

・原子炉圧力容器内の温度

原子炉圧力容器内の温度を計測する計器の計測範囲は，0～500℃である。原子炉の冷却機能が喪失し，原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以下になった場合，原子炉圧力容器温度の計測範囲を超える場合があるが，重大事故等時における損傷炉心の冷却失敗及び原子炉圧力容器の破損徴候を検知する温度は，300℃であり計測範囲内で判断可能である。

なお，原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は，可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。

・原子炉圧力容器内の圧力

原子炉圧力容器内の圧力を計測する計器の計測範囲は，0～10.5MPa［gage］である。原子炉圧力容器の最高使用圧力（8.62MPa［gage］）の1.2倍（10.34MPa［gage］）を監視可能であり，重大事故等時において原子炉圧力容器内の圧力は，計器の計測範囲内で計測が可能である。

・原子炉圧力容器内の水位

原子炉圧力容器内の水位を計測する計器の計測範囲は，蒸気乾燥器スカート下端を基準とした－3,800mm～1,500mm 及び燃料有効長頂部を基準とした－3,800mm～1,300mm であり，原子炉水位制御範囲（レベル３～８）及び燃料有効長底部まで計測できるため，重大事故等時において原子炉圧力容器内の水位は，計器の計測範囲内で計測が可能である。

原子炉圧力容器内の水位のパラメータである，原子炉水位の計測範囲を超えた場合，高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子炉注水流量，代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量及び低圧炉心スプレイ系系統流量のうち，機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し，直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。

また，発電用原子炉の満水確認は原子炉圧力又は原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧により，原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以上であることは原子炉圧力容器温度により監視可能である。

・原子炉圧力容器への注水量

原子炉圧力容器の注水量を監視するパラメータは，高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子炉注水流量，代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量及び低圧

炉心スプレイ系系統流量である。

高圧代替注水系系統流量の計測範囲は，0～50L／s としており，計測対象である常設高圧代替注水系ポンプの最大注水量は，38L／s であるため，重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

原子炉隔離時冷却系系統流量の計測範囲は，0～50L／s としており，計測対象である原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量は，40L／s であるため，計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

高圧炉心スプレイ系系統流量の計測範囲は，0～500L／s としており，計測対象である高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量は，438L／s であるため，重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧代替注水系（常設）による低圧代替注水系原子炉注水流量の計測範囲は，0～500m^3／h（狭帯域は 0～80m^3／h）としており，計測対象である低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時の最大注水量は，378m^3／h（狭帯域は 75m^3／h）であるため，重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧代替注水系（可搬型）による低圧代替注水系原子炉注水流量の計測範囲は，0～300m^3／h（狭帯域は 0～80m^3／h）としており，計測対象である低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時の最大注水量は，110m^3／h（狭帯域は 75m^3／h）であるため，重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

代替循環冷却系原子炉注水流量の計測範囲は，0～150m^3／hとしており，計測対象である代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時の最大注水量は，100m^3／hであるため，重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

残留熱除去系系統流量の計測範囲は，0～600L／s としており，計測対象である残留熱除去系ポンプの最大流量は，470L／s であるため，計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧炉心スプレイ系系統流量の計測範囲は，0～600L／sとしており，計測対象である低圧炉心スプレイ系ポンプの最大流量は，456L／sであるため，計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

・原子炉格納容器への注水量

原子炉格納容器の注水量を監視するパラメータは，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量である。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の計測範囲は，0～500m^3／h としており，計測対象である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ時における最大注水量は，300m^3／hであるため，重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の計測範囲は，0～500m^3／h とし

ており，計測対象である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ時における最大注水量は，130m^3／hであるため，重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

格納容器下部注水系（常設又は可搬型）による低圧代替注水系格納容器下部注水流量の計測範囲は，0～200m^3／h としており，計測対象である格納容器下部注水系（常設又は可搬型）による格納容器下部注水時における最大注水量は，80m^3／hであるため，重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

a．代替パラメータによる推定

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

計器の計測範囲超過の判断及び対応手順は，以下のとおり。

①運転員等は，発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータについて，他チャンネルの重要計器がある場合には，当該計器により当該パラメータ

を計測する。

また，当該パラメータの常用計器が監視可能であれば確認に使用する。

②運転員等は，読み取った指示値が正常であることを，計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認する。

③当該パラメータが計測範囲外にある場合には，発電長は，あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を運転員等に指示する。

④運転員等は，読み取った指示値を発電長に報告する。

⑤発電長は，災害対策本部長代理へ重要代替監視パラメータの指示値から主要パラメータの推定を依頼する。

⑥災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に重要代替監視パラメータの値から主要パラメータの推定を指示する。

⑦重大事故等対応要員は，主要パラメータの推定結果を災害対策本部長代理へ報告する。

⑧災害対策本部長代理は，発電長に主要パラメータの推定結果を報告する。

(c) 操作の成立性

上記の計測及び推定は，運転員等（当直運転員）1名，重大事故等対応要員1名で対応が可能である。

速やかに作業ができるように，推定手順を整備する。

b．可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また，タイムチャートを第1.15－5図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型計測器によるパラメータの計測を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型計測器による計測開始を指示する。

③重大事故等対応要員は，必要な資機材を携帯し，中央制御室まで移動する。移動後，中央制御室保管の可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し，残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。

④重大事故等対応要員は，中央制御室のあらかじめ定めた端子台にて，測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続し，測定を開始する。

⑤重大事故等対応要員は，可搬型計測器に表示される計測

結果を読み取り，記録用紙に記録する。

⑥重大事故等対応要員は，計測結果を換算表により工学値に換算し，記録する。

⑦重大事故等対応要員は，計測結果を災害対策本部長代理に報告する。

⑧災害対策本部長代理は，計測結果を発電長へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作対応は1測定点当たり，重大事故等対応要員 2名にて実施し，作業開始を判断してから所要時間は約 63 分以内と想定する。2 測定点以降は 10 分追加となる。

円滑に作業ができるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，作業環境（作業空間，温度等）に支障がないことを確認する。

1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

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

ａ．所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に，所内常設直流電源設備である 125V 系蓄電池Ａ系，Ｂ系又は常設代替直流電源設備で

ある緊急用125V系蓄電池からの給電に関する手順は,「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

なお，所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器について第1.15－2表に示す。

b．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車からの給電に関する手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

c．可搬型代替直流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生し，直流電源が枯渇するおそれがある場合に，可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器からの給電に関する手順は,「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

d．可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

代替電源（交流，直流）からの給電が困難となり，中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち，手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器で計測又は監視を行う手順を整備する。

可搬型計測器による計測対象の選定を行う際，同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は，いずれか１つの適切なチャ

ンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は，いずれか１つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。

なお，可搬型計測器により計測可能な計器について第 1.15－2 表に示す。

（添付資料 1.15.5）

(a)　手順着手の判断基準

計器電源が喪失し，中央制御室でパラメータ監視ができない場合。

(b)　操作手順

可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また，タイムチャートを第 1.15－5 図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型計測器によるパラメータの計測を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型計測器による計測開始を指示する。

③重大事故等対応要員は，必要な資機材を携帯し，中央制御室まで移動する。移動後，中央制御室保管の可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し，残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。

④重大事故等対応要員は，中央制御室のあらかじめ定めた端子台にて，測定対象パラメータの信号出力端子と可搬

型計測器を接続し，測定を開始する。

⑤重大事故等対応要員は，可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り，記録用紙に記録する。

⑥重大事故等対応要員は，計測結果を換算表により工学値に換算し，記録する。

⑦重大事故等対応要員は，計測結果を災害対策本部長代理に報告する。

⑧災害対策本部長代理は，計測結果を発電長へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作対応は1測定点当たり，重大事故等対応要員 2名にて実施し，作業開始を判断してから所要時間は63分以内と想定する。2測定点以降は10分追加となる。

円滑に作業ができるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，作業環境（作業空間，温度等）に支障がないことを確認する。

（添付資料 1.15.4）

e．重大事故等時の対応手段の選択

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

全交流動力電源喪失が発生した場合には，所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備から計測可能な計器に給電される。

所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備から給電されている間に，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から計器に給電する。

常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が困難となった場合で直流電源が枯渇するおそれがある場合は，可搬型代替直流電源設備から計器に給電する。

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

1.15.3　重大事故等時のパラメータを記録する手順

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

ただし，複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は，記録用紙に記録する。

主要パラメータのうち記録可能なものについて，自主対策設備であるプロセス計算機及び記録計により計測結果，警報等を記録する。

有効監視パラメータの計測結果の記録について整理し，第 1.15－5 表に示す。

(1)　手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合。

(2)　操作手順

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

ａ．安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）による記録

安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）は，常時記録であり，非常用所内電源設備である非常用ディーゼル発電機又は代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電可能で，14 日間の記録容量を持っている。重大事故等時のパラメータの値を継続して確認できるよう，記録された計測結果が記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。

ｂ．可搬型計測器の記録

重大事故等対応要員は，「1.15.2.1(2)ｂ．可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」又は「1.15.2.2(1)ｄ．可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」で得られた可搬型計測器で計測されたパラメータの値を記録用紙に記録する。

ｃ．プロセス計算機の記録

(a)　運転記録

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

(b)　警報記録

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

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

(c) 事故時データ収集記録

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

d．記録計による記録

記録計が稼働状態であれば，定められたプロセスの計測結果を，中央制御室にてチャート用紙に自動で記録する。

(3) 操作の成立性

安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）による記録は，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）の記録容量（14日間）を超える前に，緊急時対策所にて災害対策要員2名で行う。室内での端末操作であるため，対応が可能である。

可搬型計測器の記録は記録用紙への記録であり，重大事故等対応要員2名にて対応が可能である。

プロセス計算機による記録のうち，事故時データ収集記録の帳票印刷は，中央制御室内での端末操作であるため，運転員等１名で対応が可能である。また，記録計に記録されたチャート紙の交換は，中央制御室にて運転員等１名で対応が可能である。

1.15.4　その他の手順項目にて考慮する手順

審査基準 1.9，1.10，1.11，1.14，1.18 については，各審査基準において要求事項があるため，以下のとおり各々の手順において整備する。

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

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

使用済燃料プールの監視に関する手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

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

安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）に関する手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

第 1.15－1 表　事故時に必要な計装に関する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧

分類	機能喪失を想定する重大事故等対処設備	対応手段	対処設備		手順書
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器	重大事故等対処設備	ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			主要パラメータの他チャンネルの常用計器	自主対策設備	
		代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等対処設備	ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			常用代替計器	自主対策設備	
	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等対処設備	
			常用代替計器	自主対策設備	
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器	重大事故等対処設備	
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源（交流）からの給電	常設代替交流電源設備	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替交流電源設備		
		代替電源（直流）からの給電	所内常設直流電源設備		
			常設代替直流電源設備		
			可搬型代替直流電源設備		
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器		
－	－	パラメータ記録	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ） （データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，ＳＰＤＳデータ表示装置）	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			プロセス計算機	自主対策設備	－
			記録計		

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第1.15－3図 No.
①原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	0～500℃	302℃以下※4	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し，適切に対応するための判断基準（300℃）に対して，500℃まで監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	熱電対	可	㊴
	原子炉圧力※1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉圧力（ＳＡ）※1									
	原子炉水位（広帯域）※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（燃料域）※1									
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1									
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1									
	残留熱除去系熱交換器入口温度※1	「⑫最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ。								
②原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※2	2	0～10.5MPa［gage］	8.62MPa［gage］以下	原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa［gage］）の1.2倍（10.34MPa［gage］）を監視可能。	S	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源	弾性圧力検出器	可	㊵
	原子炉圧力（ＳＡ）※2	2	0～10.5MPa［gage］	8.62MPa［gage］以下		－ (Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力検出器	可	㊶
	原子炉水位（広帯域）※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（燃料域）※1									
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1									
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1									
	原子炉圧力容器温度※1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第1.15－3図 No.
③原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※2	2	－3,800mm～1,500 mm※5	－3,800mm～1,400 mm※5	炉心の冷却状況を把握する上で，原子炉水位制御範囲（レベル３～８）及び燃料有効長底部まで監視可能。	S	区分Ⅰ，Ⅱ直流電源	差圧式水位検出器	可	㊷
	原子炉水位（燃料域）※2	2	－3,800mm～1,300 mm※6	397mm～1,300 mm※6		S	区分Ⅰ，Ⅱ直流電源	差圧式水位検出器	可	㊸
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）※2	1	－3,800mm～1,500 mm※5	－3,800mm～1,400 mm※5		－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式水位検出器	可	㊹
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）※2	1	－3,800mm～1,300 mm※6	397mm～1,300 mm※6		－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式水位検出器	可	㊺
	高圧代替注水系系統流量※1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1									
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）※1									
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）※1									
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）※1									
	代替循環冷却系原子炉注水流量※1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量※1									
	高圧炉心スプレイ系系統流量※1									
	残留熱除去系系統流量※1									
	低圧炉心スプレイ系系統流量※1									
	原子炉圧力※1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉圧力（ＳＡ）※1									
	サプレッション・チェンバ圧力※1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第1.15－3図 No.
④原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0～50L／s	－※8	常設高圧代替注水系ポンプの最大注水量（38L／s）を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	①
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0～50L／s	40L／s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量（40L／s）を監視可能。	S	区分Ⅰ直流電源	差圧式流量検出器	可	④
	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0～500L／s	438L／s	高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量（438L／s）を監視可能。	S	区分Ⅲ計測用交流電源	差圧式流量検出器	可	⑤
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	0～500m^3／h	－※8	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量（378m^3／h）を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	②
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	0～80m^3／h	－※8	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量（75m^3／h）を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	1	0～300m^3／h	－※8	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量（110m^3／h）を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	0～80m^3／h	－※8	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量（75m^3／h）を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	0～150m^3／h	－※8	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量（100m^3／h）を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	③
	残留熱除去系系統流量	3	0～600L／s	470L／s	残留熱除去系ポンプの最大注水量（470L／s）を監視可能。	S	区分Ⅰ，Ⅱ計測用交流電源	差圧式流量検出器	可	⑥
	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0～600L／s	456L／s	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量（456L／s）を監視可能。	S	区分Ⅰ計測用交流電源	差圧式流量検出器	可	⑦

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第1.15－3図 No.
④原子炉圧力容器への注水量	代替淡水貯槽水位※1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	西側淡水貯水設備水位※1									
	サプレッション・プール水位※1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（広帯域）※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（燃料域）※1									
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1									
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1									
⑤原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	0～500m^3／h	－※8	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ時における最大注水量（300m^3／h）を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	⑧
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1	0～500m^3／h	－※8	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ時における最大注水量（130m^3／h）を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	0～300m^3／h	－※8	代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大注水量(250m^3／h)を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	⑩
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	0～200m^3／h	－※8	格納容器下部注水系（常設又は可搬型）による格納容器下部注水時における最大注水量（80m^3／h）を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	⑨
	代替淡水貯槽水位※1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	西側淡水貯水設備水位※1									
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※1									
	代替循環冷却系原子炉注水流量※1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	サプレッション・プール水位※1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器下部水位※1									

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑥原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度		8	0～300℃	171℃以下	原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	熱電対	可	⑯
	サプレッション・チェンバ 雰囲気温度※2		2	0～200℃	104℃以下	原子炉格納容器内の最高使用温度（104℃）及び原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	熱電対	可	⑰
	サプレッション・プール水温度※2		3	0～200℃	104℃以下	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）におけるサプレッション・プール水の飽和温度（約 167℃）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	測温 抵抗体	可	⑱
	格納容器下部水温	（水温計 兼デブリ落 下検知用）	5	0～500℃ （ペデスタル 床面 0m）※7	－※8	ペデスタル底部にデブリが落下した際の温度上昇又は高温のデブリが検出器に接触し指示値がダウンスケールすることを検知することでデブリ落下を検知可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	測温 抵抗体	可	⑲
		（水温計 兼デブリ堆 積検知用）	5	0～500℃ （ペデスタル 床面＋0.2m）※7	－※8	ペデスタル床面＋0.2m 以上のデブリ堆積を温度上昇又は高温のデブリと検出器の接触による指示値ダウンスケールにより検知可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	測温 抵抗体	可	
	ドライウェル圧力※1		「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	サプレッション・チェンバ圧力※1										
⑦原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※2		1	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］ 以下	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑳
	サプレッション・チェンバ圧力※2		1	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］ 以下		－ （Ss）	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉑
	ドライウェル雰囲気温度※1		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	サプレッション・チェンバ 雰囲気温度※1										

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑧原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位		1	－1m～9m （EL.2,030mm～12,030mm）※9	－0.5m～0m （EL.2,530mm～3,030mm）※9	ウェットウェルベント操作可否判断（ベントライン下端高さ－1.64m：通常水位＋6.5m）を把握できる範囲を監視可能。（サプレッション・チェンバ内のプール水を水源とする非常用炉心冷却系等の起動時に想定される変動（低下）水位（－0.5m）を監視可能。）	－ （Ss）	緊急用直流電源	差圧式水位検出器	可	㊷
	格納容器下部水位	（高さ 1m 超検知用）	2	＋1.05m※7 （EL.12,856mm）	－※8	炉心損傷後，原子炉圧力容器破損までの間に，ペデスタル床面から＋1m を超える高さまでの事前注水されたことの検知が可能。	－ （Ss）	緊急用直流電源	電極式水位検出器	可	㊸
		（高さ 0.5m,1.0m 未満検知用）	各 2	＋0.50m,＋0.95m※7 （EL.12,306mm,12,756mm）	－※8	デブリ落下後，ペデスタル床面＋0.2m 以上のデブリ堆積までの間，ペデスタル床面から＋0.5m～＋1m の範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	－ （Ss）	緊急用直流電源	電極式水位検出器	可	
		（満水管理用）	各 2	＋2.25m,＋2.75m※7 （EL.14,056mm,14,556mm）	－※8	ペデスタル床面＋0.2m 以上のデブリ堆積後，ペデスタル満水近傍のペデスタル床面から＋2.25m～＋2.75m の範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	－ （Ss）	緊急用直流電源	電極式水位検出器	可	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1		「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）※1										
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）※1										
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）※1										
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）※1		「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）※1										
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1										

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑧原子炉格納容器内の水位	代替淡水貯槽水位※1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	西側淡水貯水設備水位※1									
	ドライウェル圧力※1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	サプレッション・チェンバ圧力※1									
⑨原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0～100vol％	約 3.3vol％以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～56.6vol％）を監視可能。	－ (Ss)	計器，サンプリング装置： 緊急用 交流電源	熱伝導式 水素検出器	－	⑭
⑩原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ （D／W）※2	2	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	90Sv／h 未満※10	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 90Sv／h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	S	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源 緊急用 直流電源	イオン チェンバ	－	⑯
	格納容器雰囲気放射線モニタ （S／C）※2	2	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	90Sv／h 未満※10	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 90Sv／h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	S	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源 緊急用 直流電源	イオン チェンバ	－	⑰

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（8／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑪未臨界の維持又は監視	起動領域計装※2	8	10^{-1}cps～10^{6}cps ($1.0\times10^{3}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～ $1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$) 0～40％又は 0～125％ ($1.0\times10^{8}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～ $1.5\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	定格出力の約 19 倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお，起動領域計装が測定できる範囲を超えた場合は，平均出力領域計装によって監視可能。	S	区分Ⅰ，Ⅱ 中性子 モニタ用 直流電源	核分裂電離箱	－	㊽
	平均出力領域計装※2	2※3	0～125％ ($1.0\times10^{12}cm^{-2}\cdot s^{-1}$ ～ $1.0\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお，設計基準事故時及び重大事故等時，一時的に計測範囲を超えるが，負の反応度フィードバック効果により短期間であり，かつ出力上昇及び下降は急峻である。125％を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから，現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また，重大事故等時においても再循環系ポンプトリップ等により中性子束は低下するため，現状の計測範囲でも対応が可能。	S	区分Ⅰ，Ⅱ 原子炉保護系 交流電源 区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源	核分裂電離箱	－	㊾

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9／16）

分類		重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑫最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サプレッション・プール水温度※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
		代替循環冷却系ポンプ入口温度	2	0～100℃	－※8	代替循環冷却時における代替循環冷却系ポンプの最高使用温度（80℃）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	熱電対	可	⑪
		代替循環冷却系原子炉注水流量※2	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※2	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
		残留熱除去系熱交換器出口温度※1	「⑫最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ。								
		サプレッション・プール水位※1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
		原子炉水位（広帯域）※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
		原子炉水位（燃料域）※1									
		原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1									
		原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1									
		原子炉圧力容器温度※1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
		代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
		ドライウェル雰囲気温度※1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
		サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1									

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（10／16）

分類		重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第1.15－3図 No.
⑫最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	2	180mm～5,500mm	－※8	系統待機時におけるスクラビング水位の設定範囲 [redacted] 及びベント後のフィルタ装置機能維持のための下限水位から上限水位の範囲 [redacted] を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式水位検出器	可	㉝
		フィルタ装置圧力※2	1	0～1MPa［gage］	－※8	格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力（0.62MPa［gage］）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力検出器	可	㉞
		フィルタ装置スクラビング水温度※2	1	0～300℃	－※8	格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度（200℃）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	熱電対	可	㉟
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	－※8	格納容器ベント実施時(炉心損傷している場合)に，想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（約 5×10^{1}Sv／h）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	イオンチェンバ	－	㊱
			1	10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h	－※8	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に，想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（約 7×10^{0}mSv／h）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源		－	
		フィルタ装置入口水素濃度	2	0～100vol%	－※8	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し，フィルタ装置の入口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）未満であることを監視可能。	－ (Ss)	計器，サンプリング装置：緊急用交流電源	熱伝導式水素検出器	－	㊲
		ドライウェル圧力※1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
		サプレッション・チェンバ圧力※1									
		格納容器内水素濃度（ＳＡ）※1	「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。								
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10^{-2}mSv／h～10^{5}mSv／h	－※8	重大事故等時の排気ラインの耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置における最大放射線量率（約 9×10^{4}mSv／h）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	イオンチェンバ	－	㊳

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（11／16）

分類		重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑫最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度※2	2	0～300℃	182℃以下	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統水の最高温度（182℃）を監視可能。	C （Ss）	区分Ⅰ，Ⅱ 計測用 交流電源	熱電対	可	⑫
		残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0～300℃	182℃以下	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統水の最高温度（182℃）を監視可能。	C （Ss）	区分Ⅰ，Ⅱ 計測用 交流電源	熱電対	可	⑬
		残留熱除去系系統流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
		残留熱除去系海水系系統流量※1	2	0～550L／s	493L／s	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系海水系ポンプの最大流量（493L／s）を監視可能。	C （Ss）	区分Ⅰ，Ⅱ 計測用 交流電源	差圧式流量検出器	可	⑭
		緊急用海水系流量 （残留熱除去系熱交換器）※1	1	0～800m^3／h	－※8	緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の最大流量（650m^3／h）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	差圧式流量検出器	可	㉔
		緊急用海水系流量 （残留熱除去系補機）※1	1	0～50m^3／h	－※8	緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の最大流量（40m^3／h）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	差圧式流量検出器	可	㉕
		原子炉圧力容器温度※1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
		サプレッション・プール水温度※1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力※1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（12／16）

分類		重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑬格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域）※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
		原子炉水位（燃料域）※2									
		原子炉水位（ＳＡ広帯域）※2									
		原子炉水位（ＳＡ燃料域）※2									
		原子炉圧力※2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
		原子炉圧力（ＳＡ）※2									
		原子炉圧力容器温度※1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
		ドライウェル圧力※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
		サプレッション・チェンバ圧力※1									
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力									
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力									
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力									
		原子炉圧力※1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
		原子炉圧力（ＳＡ）※1									

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（13／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑭水源の確保	サプレッション・プール水位※2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	代替淡水貯槽水位	1	0～20m	－※8	代替淡水貯槽の底部より上の水位計検出点からポンプ戻り配管レベル（0～20m）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式水位検出器	可	⑮
	西側淡水貯水設備水位	1	0～6.5m	－※8	西側淡水貯水設備の水槽底部＋1m から＋5m（水槽上端）まで（事故収束に必要な貯水量）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	電波式水位検出器	可	⑯
	高圧代替注水系系統流量※1	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	代替循環冷却系原子炉注水流量※1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量※1									
	高圧炉心スプレイ系系統流量※1									
	残留熱除去系系統流量※1									
	低圧炉心スプレイ系系統流量※1									
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力※1	1	0～10MPa［gage］	－※8	常設高圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa［gage］）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力検出器	可	⑰
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※1	1	0～10MPa［gage］	8.96MPa［gage］	原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa［gage］）を監視可能。	C (Ss)	区分Ⅰ 直流電源	弾性圧力検出器	可	⑲
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※1	1	0～10MPa［gage］	8.01MPa［gage］	高圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（8.01MPa［gage］）を監視可能。	C (Ss)	区分Ⅲ 計測用 交流電源	弾性圧力検出器	可	⑳
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※1	2	0～5MPa［gage］	－※8	代替循環冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa［gage］）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力検出器	可	⑱
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力※1	3	0～4MPa［gage］	3.45MPa［gage］	残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa［gage］）を監視可能。	C (Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ 計測用 交流電源	弾性圧力検出器	可	㉑
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※1	1	0～4MPa［gage］	3.79MPa［gage］	低圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（3.79MPa［gage］）を監視可能。	C (Ss)	区分Ⅰ 計測用 交流電源	弾性圧力検出器	可	㉒
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※1	2	0～5MPa［gage］	－※8	常設低圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（3.14MPa［gage］）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力検出器	可	㉓

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（14／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑭水源の確保	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）※1									
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）※1									
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）※1									
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）※1									
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）※1									
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1									
	原子炉水位（広帯域）※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（燃料域）※1									
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1									
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1									

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（15／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑮原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	2	0～10vol％	－※8	重大事故等時において，原子炉建屋内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol％）を把握する上で監視可能（なお，静的触媒式水素再結合器にて，原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である 4vol％未満に低減する）。	－ （Ss）	緊急用 交流電源	触媒式 水素検出器	－	㉛
		3	0～20vol％			－ （Ss）	緊急用 直流電源	熱伝導式 水素検出器	－	
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置※1	4	0～300℃	－※8	重大事故等時において，静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	熱電対	可	㉜
⑯原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0～25vol％	約 4.4vol％以下	重大事故等時において，原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.3vol％）を監視可能。	－ （Ss）	計器，サンプリング装置：緊急用交流電源	磁気力式 酸素検出器	－	㊺
	格納容器雰囲気放射線モニタ （Ｄ／Ｗ）※1	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器雰囲気放射線モニタ （Ｓ／Ｃ）※1									
	ドライウェル圧力※1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	サプレッション・チェンバ圧力※1									

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（16／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑰使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）※2	1	－4,300mm～＋7,200mm（EL.35,077mm～46,577mm）※13	＋6,818mm（EL.46,195mm）※13	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	C（Ss）	区分Ⅱ直流電源緊急用直流電源	ガイドパルス式水位検出器	－	㉖
		1※11	0～120℃	66℃以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。			測温抵抗体	可	
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）※2	1※12	0～120℃	－※8	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	熱電対	可	㉗
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）※2	1	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	－※8	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲（1.0×10^{-2}mSv／h～2.4×10^{6}mSv／h）にわたり監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	イオンチェンバ	－	㉘
		1	10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h							
	使用済燃料プール監視カメラ※2	1	－	－※8	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	－（Ss）	カメラ：緊急用直流電源 空冷装置：緊急用交流電源	赤外線カメラ	－	㉙ ㉚

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（1／21）

【推定ケース】

ケース 1　：　同一物理量（温度，圧力，水位，流量，放射線量率，水素濃度及び中性子束）により推定する。
ケース 2　：　水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定する。
ケース 3　：　流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定する。
ケース 4　：　除熱状態を温度，圧力，流量等の傾向監視により推定する。
ケース 5　：　原子炉圧力容器破損後にペデスタル（ドライウェル部）に落下したデブリの冠水状態を温度により推定する。
ケース 6　：　圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定する。
ケース 7　：　注水量をポンプの注水特性の関係により推定する。
ケース 8　：　原子炉格納容器内の水位をドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧により推定する。
ケース 9　：　未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定する。
ケース 10　：　酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定する。
ケース 11　：　水素濃度を装置の作動状況により推定する。
ケース 12　：　エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定する。
ケース 13　：　原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定する。
ケース 14　：　使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度），あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により，使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。
ケース 15　：　原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（Ｓ／Ｃ）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定する。

なお，代替パラメータによる推定に当たっては，代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉圧力容器温度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は，原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また，スクラム後，原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②原子炉圧力 ②原子炉圧力（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 6	
		③残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース 1	

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

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（2／21）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力（ＳＡ）	ケース１	①原子炉圧力の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力（ＳＡ）により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで,原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ広帯域） ③原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③原子炉圧力容器温度	ケース６	
	原子炉圧力（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力	ケース１	①原子炉圧力（ＳＡ）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで,原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ広帯域） ③原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③原子炉圧力容器温度	ケース６	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（3／21）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 1	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）により推定する。 ③高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用），代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低圧炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より，崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し，原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③高圧代替注水系系統流量 ③低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ③低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ③低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ③低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ③代替循環冷却系原子炉注水流量 ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心スプレイ系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ③低圧炉心スプレイ系系統流量	ケース 2	
		④原子炉圧力 ④原子炉圧力（ＳＡ） ④サプレッション・チェンバ圧力	ケース 15	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（4／21）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域）	ケース 1	①原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）により推定する。 ②高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用），代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低圧炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より，崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し，原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。
		②高圧代替注水系系統流量 ②低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ②低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ②低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ②低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ②代替循環冷却系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心スプレイ系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ②低圧炉心スプレイ系系統流量	ケース 2	
		③原子炉圧力 ③原子炉圧力（ＳＡ） ③サプレッション・チェンバ圧力	ケース 15	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（5／21）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 ③高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は，常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力から常設高圧代替注水系ポンプの注水特性を用いて，高圧代替注水系系統流量が確保されていることを推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
		③常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	ケース 7	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の監視が不可能となった場合は，水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。
	代替循環冷却系原子炉注水流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 ③代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて，代替循環冷却系原子炉注水流量が確保されていることを推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
		③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	ケース 7	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（6／21）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 ③原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力から原子炉隔離時冷却系ポンプの注水特性を用いて，原子炉隔離時冷却系系統流量が確保されていることを推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
		③原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	ケース 7	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①高圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 ③高圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は，高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力から高圧炉心スプレイ系ポンプの注水特性を用いて，高圧炉心スプレイ系系統流量が確保されていることを推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
		③高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	ケース 7	
	残留熱除去系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 ③残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて，残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
		③残留熱除去系ポンプ吐出圧力	ケース 7	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①低圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 ③低圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力から低圧炉心スプレイ系ポンプの注水特性を用いて，低圧炉心スプレイ系系統流量が確保されていることを推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
		③低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	ケース 7	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（7／21）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②サプレッション・プール水位	ケース 3	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用），低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の監視が不可能となった場合は，水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先のサプレッション・プール水位の変化により低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用），低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	ケース 7	①代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量から代替循環冷却系原子炉注水流量を差し引いて，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を推定する。
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②格納容器下部水位	ケース 3	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は，水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①ドライウェル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル圧力によりドライウェル雰囲気温度を推定する。 ③サプレッション・チェンバ圧力により，上記②と同様にドライウェル雰囲気温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②ドライウェル圧力 ③サプレッション・チェンバ圧力	ケース 6	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（8／21）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・プール水温度	ケース 1	①サプレッション・チェンバ雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・プール水温度によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 ③飽和温度／圧力の関係を利用してサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③サプレッション・チェンバ圧力	ケース 6	
	サプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース 1	①サプレッション・プール水温度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサプレッション・プール水温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器下部水温	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①格納容器下部水温の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ＜ＲＰＶ破損判断基準＞ ペデスタル底部に温度計を設置し，指示値の上昇又は喪失によりＲＰＶ破損検知に用いる。 デブリの落下，堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個（予備 1 個含む）設置し，ＲＰＶ破損の早期判断の観点から，2 個以上が上昇傾向（デブリ落下による水温上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）となった場合に，ＲＰＶ破損を判断する。 ＜ペデスタル満水注水判断基準＞ ペデスタル底面から 0.2m の高さに温度計を設置し，0.2m 以上のデブリ堆積有無を検知し，ペデスタル満水までの注水可否を判断する。また，指示値の上昇又は喪失により，ＲＰＶ破損検知に用いる。 デブリの落下，堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個（予備 1 個含む）設置し，十分な量のデブリ堆積検知の観点から，3 個以上がオーバースケール（デブリの接触による温度上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）した場合に，ペデスタル満水までの注水を判断する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（9／21）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	①サプレッション・チェンバ圧力	ケース 1	①ドライウェル圧力の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ圧力により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度によりドライウェル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウェル圧力（常用代替監視パラメータ）により，圧力を推定する。 推定は，真空破壊装置，ベント管を介して均圧されるサプレッション・チェンバ圧力を優先する。
		②ドライウェル雰囲気温度	ケース 6	
		③［ドライウェル圧力］※2	ケース 1	
	サプレッション・チェンバ圧力	①ドライウェル圧力	ケース 1	①サプレッション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合は，ドライウェル圧力により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してサプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサプレッション・チェンバ圧力を推定する。 ③監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用代替監視パラメータ）により，圧力を推定する。 推定は，真空破壊装置，ベント管を介して均圧されるドライウェル圧力を優先する。
		②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース 6	
		③［サプレッション・チェンバ圧力］※2	ケース 1	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（10／21）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②代替淡水貯槽水位 ②西側淡水貯水設備水位	ケース2	①サプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）及び低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用），低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）並びに低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により，サプレッション・プール水位を推定する。 ②水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により，サプレッション・プール水位を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ＜ベント判断基準＞ サプレッション・プール水位不明時は，上記①又は②の推定方法により，注水量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサプレッション・チェンバへ移行する場合を想定しており，サプレッション・プール水位の計測目的から考えると保守的な評価となり問題ないことから，推定した値からベント実施判断基準であるサプレッション・プール通常水位＋6.5m（ベントライン下端から－1.64m）の到達確認をもって，ベントを実施する。 ③ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサプレッション・プール水位を推定する。 推定は，注水先に近い低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）及び低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用），低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）並びに低圧代替注水系格納容器下部注水流量を優先する。
		③ドライウェル圧力 ③サプレッション・チェンバ圧力	ケース8	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（11／21）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①格納容器下部水位の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により，格納容器下部水位を推定する。 ③水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により，格納容器下部水位を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ④デブリの少量落下時（デブリ堆積高さ＜0.2m）に，監視可能であれば格納容器下部雰囲気温度（常用代替監視パラメータ）により，デブリが冠水されていることを推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ③代替淡水貯槽水位 ③西側淡水貯水設備水位	ケース 2	
		④［格納容器下部雰囲気温度］※2	ケース 5	
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①格納容器内水素濃度（ＳＡ）の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用代替監視パラメータ）により，水素濃度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②［格納容器内水素濃度］※2	ケース 1	
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	ケース 1	①格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）の監視が不可能となった場合は，格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	ケース 1	①格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の監視が不可能となった場合は，格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（12／21）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装	ケース 1	①起動領域計装の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②起動領域計装の監視が不可能となった場合は，平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は，未臨界状態の維持を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③［制御棒操作監視系］※2	ケース 9	
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域計装	ケース 1	①平均出力領域計装の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は，起動領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は，未臨界状態の維持を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③［制御棒操作監視系］※2	ケース 9	
	［制御棒操作監視系］※2	①起動領域計装 ②平均出力領域計装	ケース 9	①制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）の監視が不可能となった場合は，起動領域計装により推定する。 ②平均出力領域計装により推定する。 推定は，低出力領域を監視する起動領域計装を優先する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（13／21）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース1	①サプレッション・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサプレッション・プール水温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		代替循環冷却系ポンプ入口温度	①残留熱除去系熱交換器出口温度	ケース1	①代替循環冷却系ポンプ入口温度の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系熱交換器出口温度により代替循環冷却系ポンプ入口温度を推定する。
		代替循環冷却系原子炉注水流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース3	①代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 ③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量から代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を差し引いて，代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 ④原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
			③代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	ケース7	
			④原子炉圧力容器温度	ケース4	
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	ケース7	①代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量から代替循環冷却系原子炉注水流量を差し引いて，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を推定する。 ②代替循環冷却系による冷却において，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は，サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は，ポンプの注水特性の関係より推定する代替循環冷却系原子炉注水流量，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力を優先する。
			②サプレッション・プール水温度 ②ドライウェル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース4	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（14／21）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置圧力	①ドライウェル圧力 ①サプレッション・チェンバ圧力	ケース1	①フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定する。 推定は，同じ物理量であるドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力を優先する。
			②フィルタ装置スクラビング水温度	ケース6	
		フィルタ装置スクラビング水温度	①フィルタ装置圧力	ケース6	①飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置圧力によりフィルタ装置スクラビング水温度を推定する。
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①主要パラメータ(フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ)）の他チャンネル	ケース1	①フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置入口水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度（ＳＡ）	ケース1	①フィルタ装置入口水素濃度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素が格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから，格納容器内水素濃度（ＳＡ）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（15／21）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サプレッション・プール水温度	ケース1	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力容器温度，サプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
		残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース1	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系海水系系統流量又は緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器），緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）により，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は，残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
			②残留熱除去系海水系系統流量 ②緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ②緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	ケース4	
		残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	ケース4	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて，残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（16／21）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース1	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域）	ケース1	①原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）により推定する。
		原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力（ＳＡ）	ケース1	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力（ＳＡ）により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
			③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ広帯域） ③原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③原子炉圧力容器温度	ケース6	
		原子炉圧力（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力	ケース1	①原子炉圧力（ＳＡ）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
			③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ広帯域） ③原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③原子炉圧力容器温度	ケース6	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（17／21）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①ドライウェル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル圧力によりドライウェル雰囲気温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
			②ドライウェル圧力	ケース6	
		ドライウェル圧力	①サプレッション・チェンバ圧力	ケース1	①ドライウェル圧力の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ圧力により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度によりドライウェル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウェル圧力（常用代替監視パラメータ）により，圧力を推定する。 推定は，真空破壊装置，ベント管を介して均圧されるサプレッション・チェンバ圧力を優先する。
			②ドライウェル雰囲気温度	ケース6	
			③［ドライウェル圧力］※2	ケース1	
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ）	ケース1	①高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。
			②［エリア放射線モニタ］※2	ケース12	
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ）	ケース1	①原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。
			②［エリア放射線モニタ］※2	ケース12	
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ）	ケース1	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。
			②［エリア放射線モニタ］※2	ケース12	
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ）	ケース1	①低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。
			②［エリア放射線モニタ］※2	ケース12	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（18／21）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保	サプレッション・プール水位	①高圧代替注水系系統流量 ①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心スプレイ系系統流量 ①残留熱除去系系統流量 ①低圧炉心スプレイ系系統流量 ②常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	ケース2	①サプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて，サプレッション・プール水から原子炉圧力容器へ注水する高圧代替注水系，代替循環冷却系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，残留熱除去系，低圧炉心スプレイ系の流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サプレッション・チェンバ内のプール水を水源とする常設高圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ，原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧炉心スプレイ系ポンプ，残留熱除去系ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 ＜ポンプ停止判断基準＞ サプレッション・プール水位不明時は，上記①又は②の推定方法により，水源が確保されていることを推定する。原子炉圧力容器への注水中に，ＥＣＣＳ系の配管破断などによりサプレッション・プール水が流出し，ポンプの必要ＮＰＳＨが得られず，吐出圧力の異常（圧力低下，ハンチングなど）が確認された場合に，ポンプを停止する。 推定は，サプレッション・チェンバ内のプール水を水源とするポンプの注水量を優先する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（19／21）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保	代替淡水貯槽水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域） ②サプレッション・プール水位 ②常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	ケース２	①代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合は，代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの注水量から，代替淡水貯槽水位を推定する。なお，代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位の水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。なお，代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から常設低圧代替注水系ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。 推定は，代替淡水貯槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
	西側淡水貯水設備水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域） ②サプレッション・プール水位	ケース２	①西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は，西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプの注水量から，西側淡水貯水設備水位を推定する。なお，西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお，西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は，西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（20／21）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①原子炉建屋水素濃度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は，静的触媒式水素再結合器動作監視装置（静的触媒式水素再結合器入口／出口の温度差により水素濃度を推定）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②静的触媒式水素再結合器動作監視装置	ケース11	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）にて炉心損傷を判断した後，初期酸素濃度と保守的なＧ値を入力とした評価結果（解析結果）により格納容器内酸素濃度（ＳＡ）を推定する。 ②ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，格納容器内圧力が正圧であることを確認することで，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握し，水素燃焼の可能性を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用代替監視パラメータ）により，酸素濃度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	ケース10	
		②ドライウェル圧力 ②サプレッション・チェンバ圧力	ケース13	
		③［格納容器内酸素濃度］※2	ケース1	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（21／21）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	①使用済燃料プール温度（ＳＡ） ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ②使用済燃料プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の監視が不可能となった場合は，使用済燃料プール温度（ＳＡ）により使用済燃料プールの温度を推定する。また，使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）にて，水位と放射線量率の関係から水位を推定する。 ②使用済燃料プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は，温度の場合は同じ物理量である使用済燃料プール温度（ＳＡ）を，水位の場合は使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を優先する。
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ②使用済燃料プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料プール温度（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）により温度を推定する。 ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は，同じ物理量である使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）を優先する。
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） ②使用済燃料プール温度（ＳＡ） ②使用済燃料プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料プールエリア放射線モニタの監視が不可能となった場合は，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて水位を計測した後，水位と放射線量率の関係から放射線量を推定する。 ②使用済燃料プール温度（ＳＡ）及び使用済燃料プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は，使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）を優先する。
	使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） ①使用済燃料プール温度（ＳＡ） ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	ケース 14	①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合は，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）にて，使用済燃料プールの状態を推定する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15－4表　補助パラメータ（1／3）

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
電源関係	275kV 東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧	東海原子力線１Ｌ，２Ｌの受電状態を確認するパラメータ
	154kV 原子力１号線電圧	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ
	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※1	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ
	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※1	
	Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧※1	
	Ｍ／Ｃ　２Ｅ電圧	
	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－２電圧	
	Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※1	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ
	Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※1	
	Ｐ／Ｃ　２Ｂ－２電圧	
	緊急用Ｍ／Ｃ電圧※1	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ
	緊急用Ｐ／Ｃ電圧※1	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ
	直流 125V 主母線盤２Ａ電圧※1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ
	直流 125V 主母線盤２Ｂ電圧※1	
	直流 125V 主母線盤ＨＰＣＳ電圧※1	
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤２Ａ電圧※1	
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤２Ｂ電圧※1	
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧※1	
	２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ発電機電圧	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ
	２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ発電機電力	
	２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ発電機周波数	
	２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機機関入口圧力	
	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ発電機電圧	
	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ発電機電力	
	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ発電機周波数	
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機機関入口圧力	
	ＤＧＳＷ海水流量	非常用ディーゼル発電機海水系の運転状態を確認するパラメータ
	常設代替高圧電源装置発電機電圧	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ
	常設代替高圧電源装置発電機電力	
	常設代替高圧電源装置発電機周波数	
	可搬型代替低圧電源車発電機電圧	
	可搬型代替低圧電源車発電機電力	
	可搬型代替低圧電源車発電機周波数	
	可搬型整流器電圧	
	可搬型整流器電流	

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

第 1.15－4 表　補助パラメータ（2／3）

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
電源関係	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電圧	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の運転状態を確認するパラメータ
	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機周波数	
	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電力	
	２C・２D非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンクレベル	燃料の確保状態を確認するパラメータ
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンクレベル	
	可搬型設備用軽油タンクレベル	
	軽油貯蔵タンクレベル	
	タンクローリレベル	
補機関係	ほう酸水貯蔵タンク液位	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	
	局所出力領域計装	
	常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ
	高圧代替注水系タービン入口圧力	
	高圧代替注水系タービン排気圧力	
	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	
	可搬型回転計	
	低圧代替注水系格納容器頂部流量（常設ライン用）	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ
	低圧代替注水系格納容器頂部流量（可搬ライン用）	
	低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用）	
	低圧代替注水系使用済燃料プール流量（可搬ライン用）	
	非常用ガス処理系出口放射線モニタ	耐圧強化ベント系の運転状態を確認するパラメータ
	計器用空気系系統圧力	
	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ
	代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度	
その他	制御棒駆動水圧系駆動水ヘッダ差圧	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ
	制御棒駆動水圧系系統流量	
	制御棒駆動系冷却水ライン流量	
	原子炉水位（狭帯域）	原子炉の水位を確認するパラメータ
	非常用窒素供給系供給圧力※1	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ
	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力※1	
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力※1	
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力※1	
	主蒸気流量	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ

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

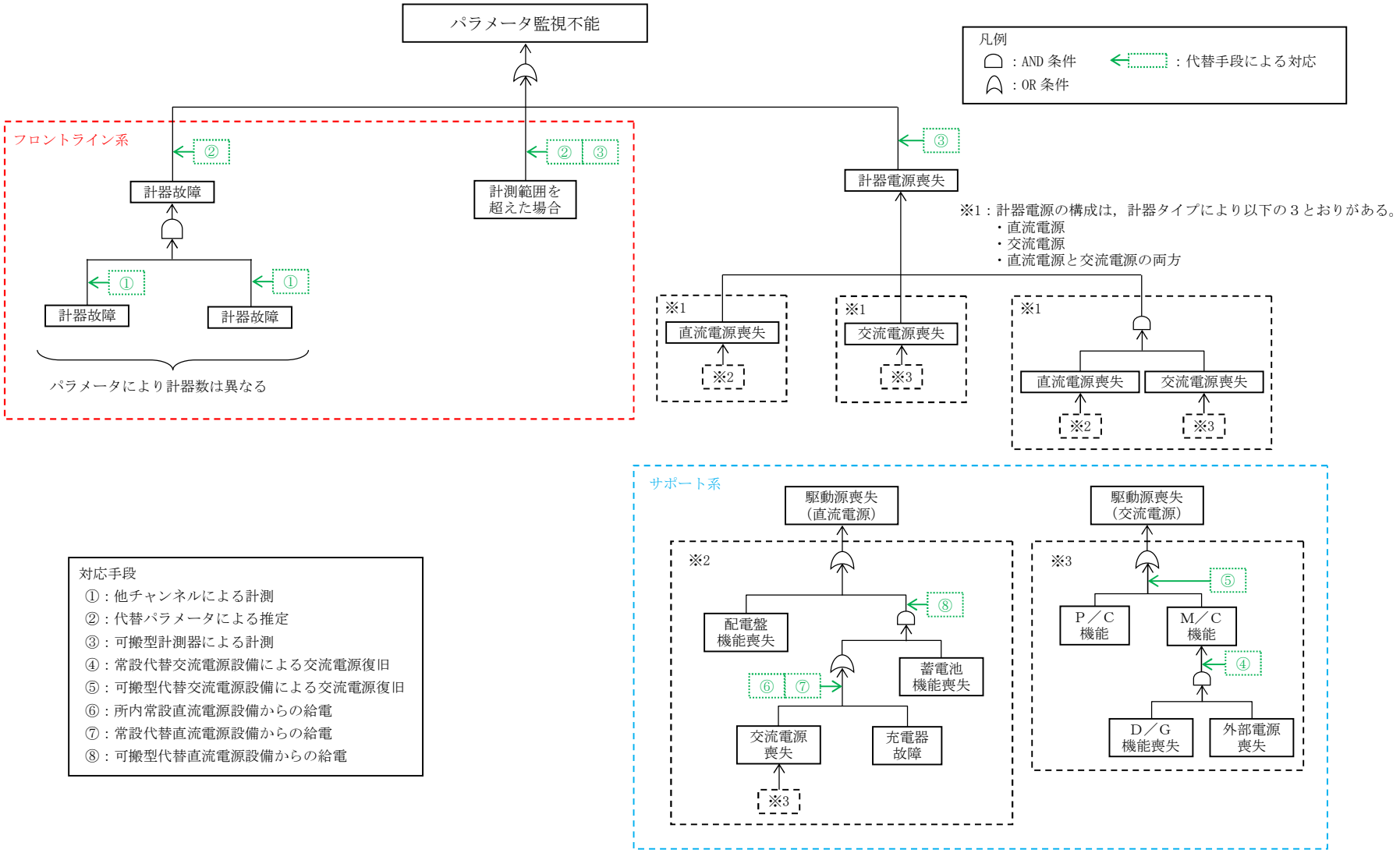
第1.15－4表　補助パラメータ（3／3）

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
その他	給水流量	給復水系の運転状態を確認するパラメータ
	給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	
	復水器真空度	
	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	消火系の運転状態を確認するパラメータ
	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	補給水系の運転状態を確認するパラメータ
	純水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	
	原子炉冷却材浄化系系統流量	原子炉冷却材浄化系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度	
	原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器出口温度	
	代替循環冷却系ポンプ出口流量	代替循環冷却系の運転状態を確認するパラメータ
	第二弁操作室差圧	第二弁操作室の正圧化を確認するパラメータ
	空気ボンベユニット空気供給流量	
	薬液タンク圧力	サプレション・プール水ｐＨ制御設備の状態を確認するパラメータ
	薬液タンク液位	
	制御棒位置指示	溶融炉心の徴候を検知するパラメータ
	可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量	
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力	
	可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度	
	可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度	
	非常用ガス再循環系空気流量	原子炉建屋ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ
	非常用ガス処理系空気流量	
	使用済燃料プール温度	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ
	スキマサージタンク水位	
	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	
	原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	
	原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	
	原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッダ圧力	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ
	モニタリング・ポスト	屋外の放射線量率を確認するパラメータ
	復水貯蔵タンク水位	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ
	ろ過水貯蔵タンク水位	
	純水貯蔵タンク水位	
	多目的タンク水位	
	原水タンク水位	

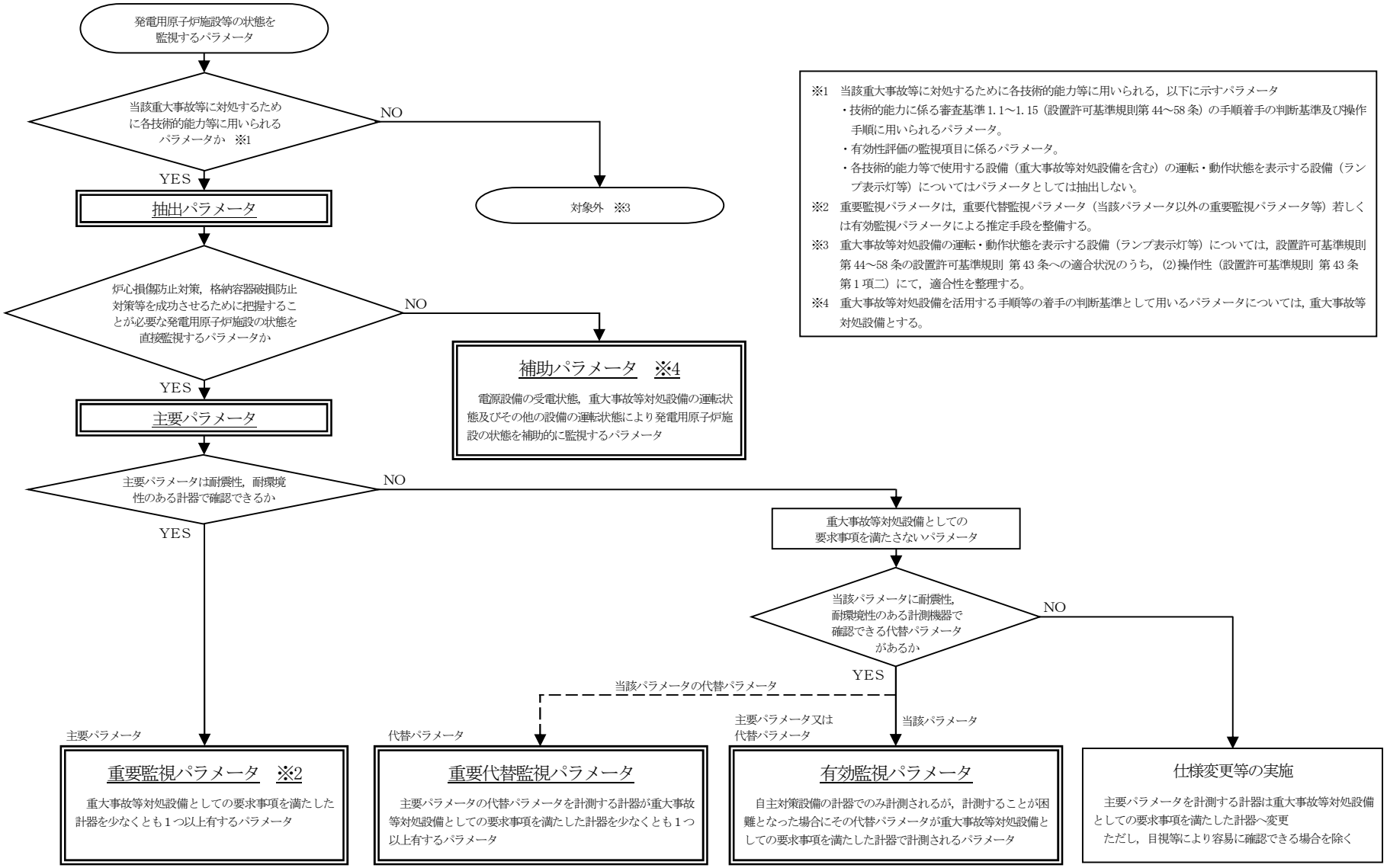
※1　重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては，重大事故等対処設備とする。

第 1.15－5 表　有効監視パラメータ（自主対策設備）の監視・記録について

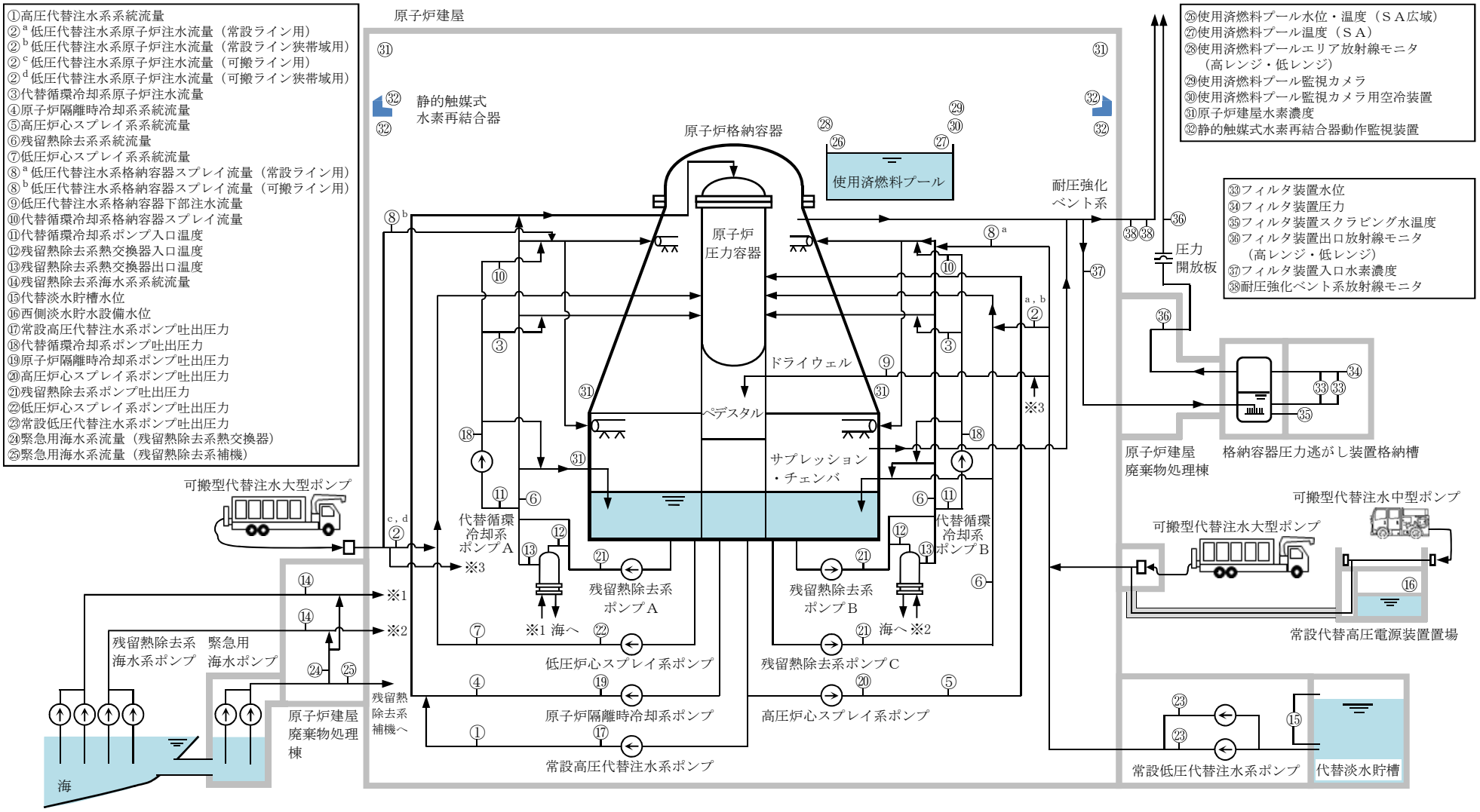
分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録	
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
未臨界の維持又は監視	制御棒操作監視系	否	－	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機	－
格納容器バイパスの監視	エリア放射線モニタ	否	－	可搬型計測器での計測対象外	放射線管理計算機，中央制御室記録計	－



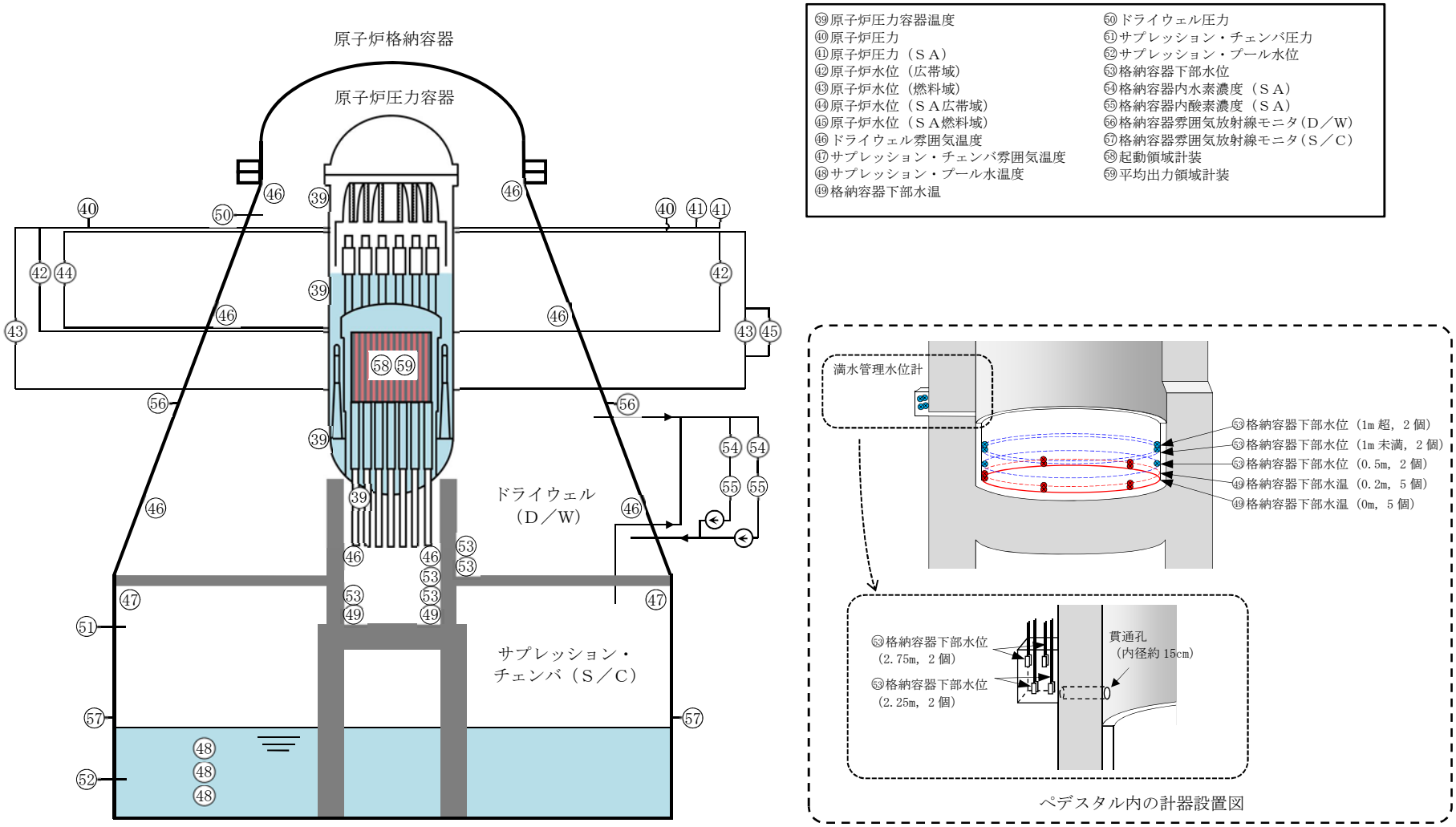
第 1.15－1 図　機能喪失原因対策分析



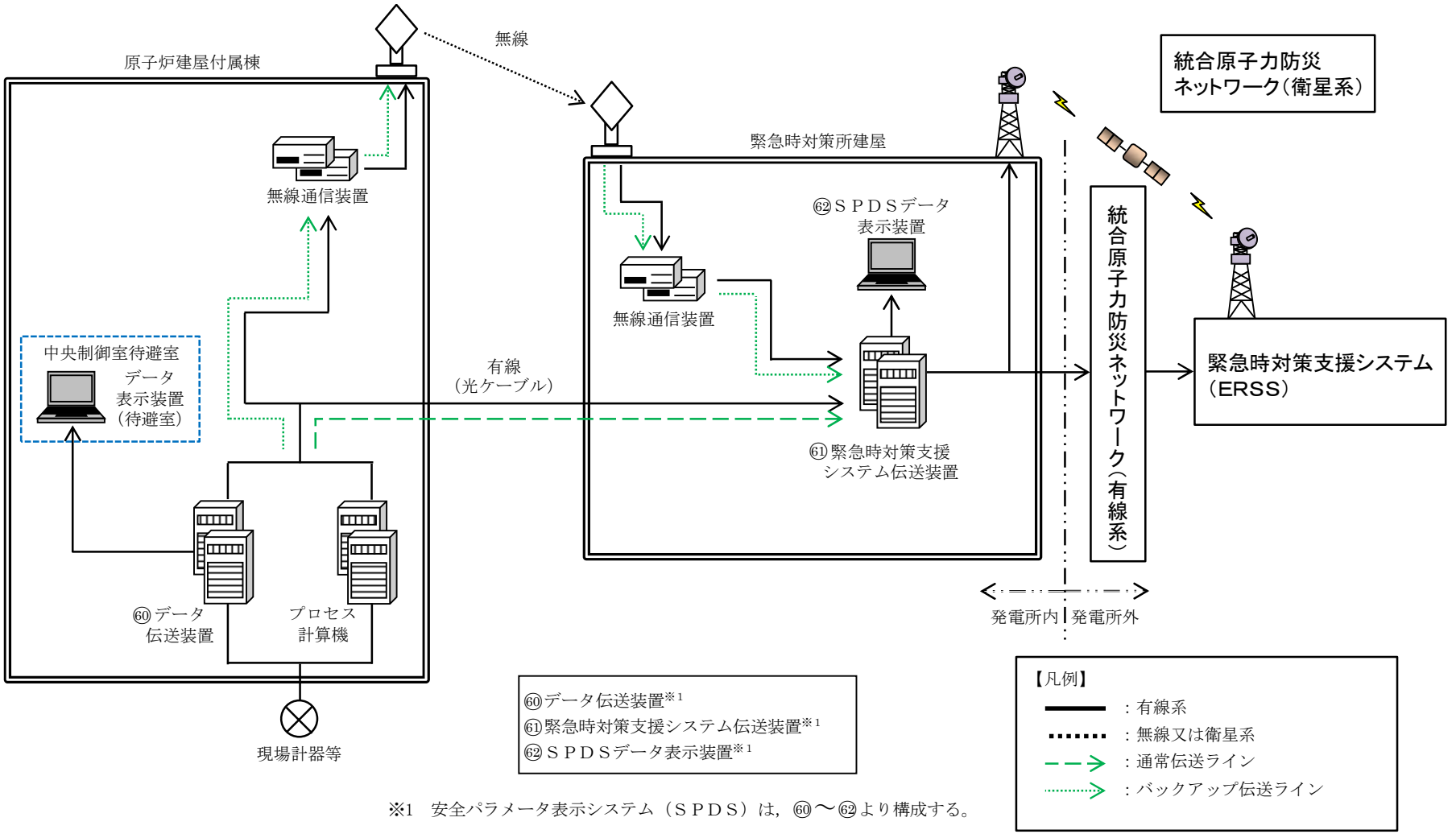
第1.15－2図　重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー



第 1.15－3 図　主要設備　系統概要図（1／3）

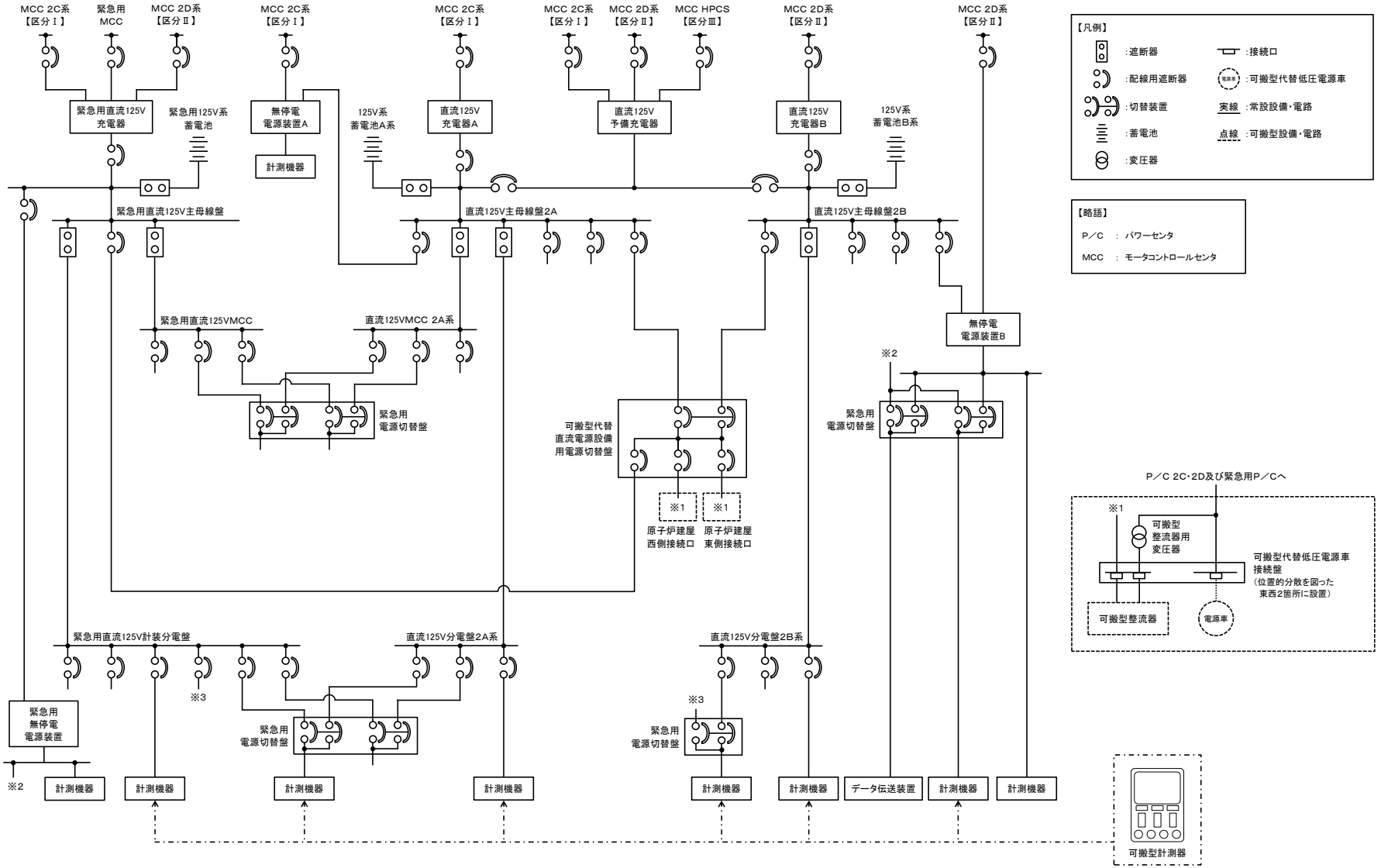


第 1.15－3 図　主要設備　系統概要図（2／3）

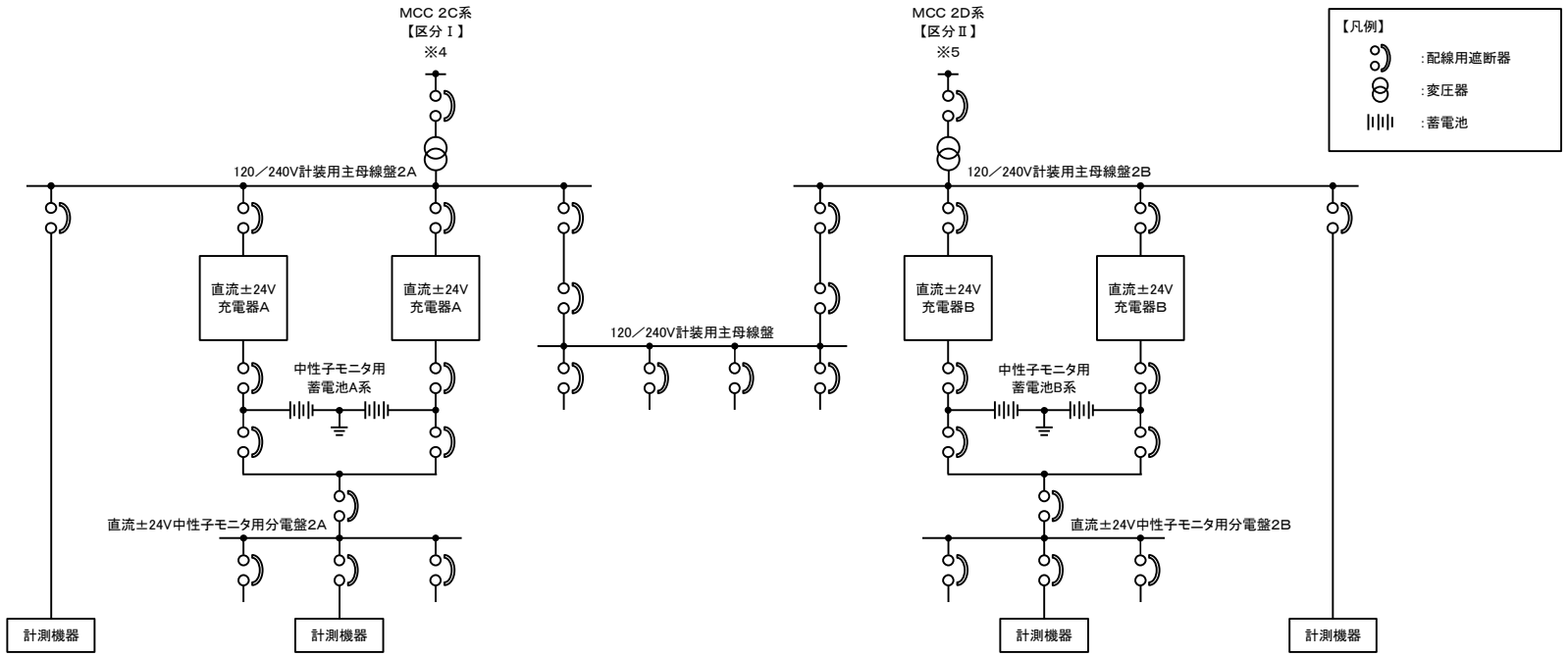


※1　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）は，⑩～⑫より構成する。

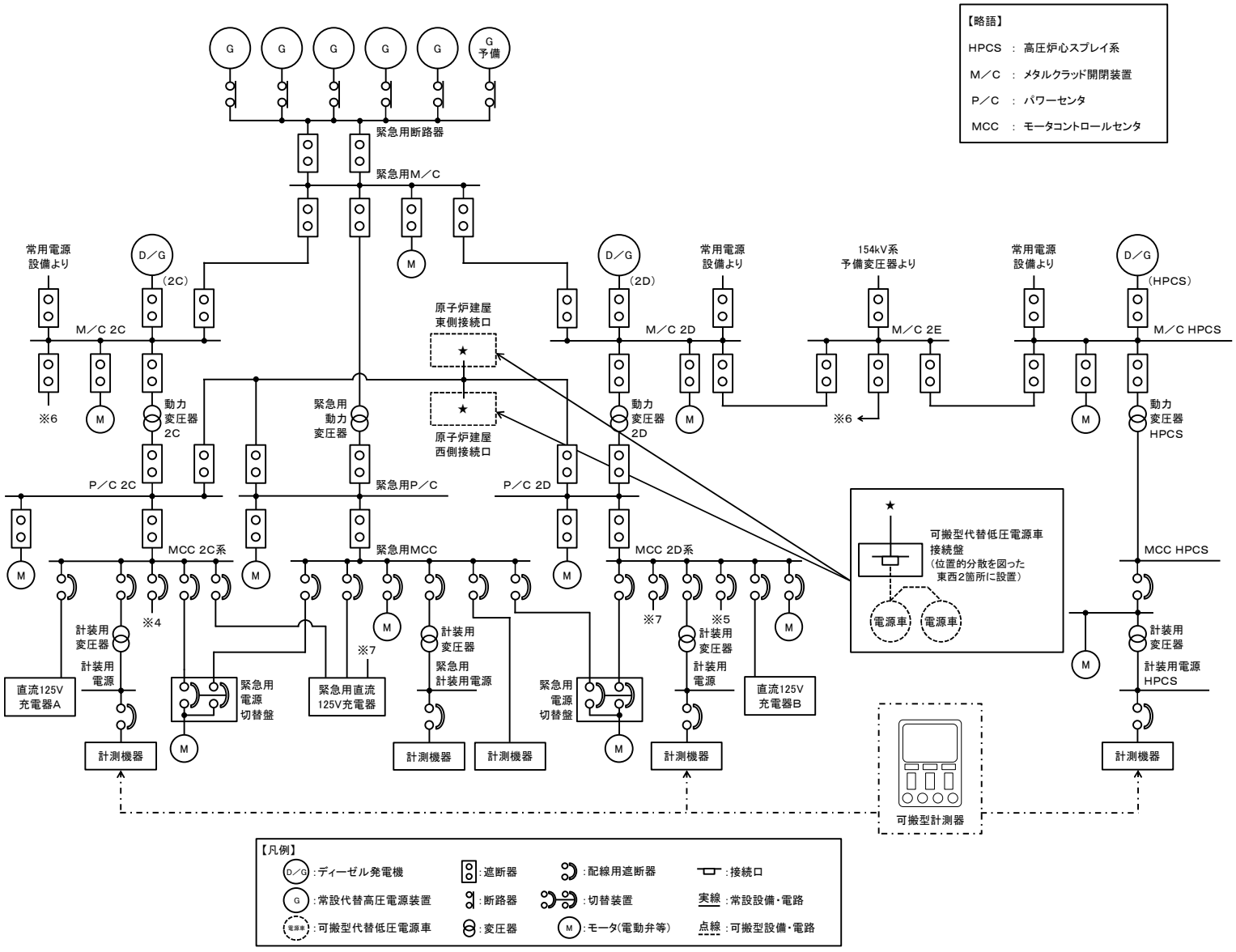
第 1.15－3 図　主要設備　系統概要図（3／3）



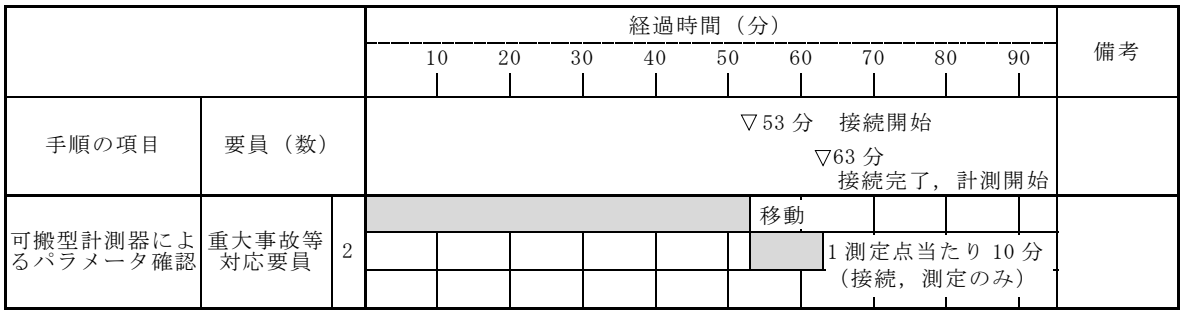
第1.15－4図　計器の電源構成図（直流電源）（1／3）



第 1.15－4 図　計器の電源構成図（直流電源）（2／3）



第1.15－4図　計器の電源構成図（交流電源）（3／3）



第 1.15－5 図　可搬型計測器による監視パラメータ計測タイムチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／4）

技術的能力審査基準（1.15）	番号	設置許可基準規則（58 条）	技術基準規則（73 条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（設置許可基準規則第十六条第三項第二号に規定するパラメータをいう。以下同じ。）を計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を施設しなければならない。	⑦
【解釈】 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。	—	【解釈】 1 第５８条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。	【解釈】 1 第７３条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。	—
a）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）	②	a）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）	a）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）	⑧
b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。 i）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。 ii）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。	③	b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。	b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。	⑨
iii）推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	④	iii）推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	iii）推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	⑩
c）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	⑤	c）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	c）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	⑪
d）直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。	⑥	—	—	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／4）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器	既設 新設	① ② ⑦ ⑧	－	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの常用計器
代替パラメータによる推定	重要代替計器	既設 新設	① ③ ④ ⑦ ⑨ ⑩	－	代替パラメータによる推定	常用代替計器
可搬型計測器による計測	可搬型計測器	新設	① ⑥ ⑦	－	－	－
代替電源（交流）からの給電	常設代替交流電源設備	新設	① ⑥ ⑦	－	－	－
	可搬型代替交流電源設備	新設				
代替電源（直流）からの給電	所内常設直流電源設備	新設	① ⑥ ⑦	－	－	－
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
パラメータ記録	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ） （データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，ＳＰＤＳデータ表示装置）	新設	① ⑤ ⑦ ⑪	－	パラメータ記録	プロセス計算機
						記録計

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／4）

技術的能力審査基準（1.15）	適合方針
【要求事項】 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障等により，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に，当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため，計器の故障時の対応，計器の計測範囲を超えた場合への対応，計器電源の喪失時の対応，計測結果を記録する手順等を整備する。
【解釈】 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。	－
a)設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）	当該重大事故等に対処するために監視することが必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）は，設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（設計基準最大値，計測範囲，個数，耐震性，使用電源）を明確化する。 なお，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの把握能力を第1.15－2表に示す。
b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。 i）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。 ii）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。 iii）推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難になった場合又は計測範囲を超えた場合は，当該パラメータの他チャンネルによる計測，代替パラメータによる推定及び可搬型計測器により計測する手順を整備する。 また，重要代替監視パラメータが複数ある場合は，推定する重要監視パラメータとの関係性，検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し，優先順位を定める。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／4）

技術的能力審査基準（1.15）	適合方針
	なお，代替パラメータの優先順位及び推定方法を第1.15－3表に示す。
c)原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録できること。	原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ表示装置により計測又は監視及び記録する手順を整備する。 また，複数の計測結果を計算により推定するパラメータの値及び可搬型計測器により計測した値（換算表等を用いた換算結果）を記録用紙に記録する手順を整備する。
d)直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。	監視する計器に供給する計器電源が喪失し，監視機能が喪失した場合に，代替電源設備として常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から，計器へ給電する手順を整備する。 また，代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合は，特に重要なパラメータとして，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを可搬型計測器により計測又は監視する手順を整備する。 なお，電源の供給に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

重大事故等対処に必要なパラメータの選定

1. 選定の考え方

炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは，技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15（設置許可基準規則第 44～58 条）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータより選定する。

選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び放射線量率，未臨界の維持又は監視，最終ヒートシンクの確保，格納容器バイパスの監視，水源の確保，原子炉建屋内の水素濃度，原子炉格納容器内の酸素濃度，使用済燃料プールの監視）及び代替パラメータは，以下の通り分類する（第１図参照）。

なお，重大事故等の対処に必要なパラメータのうち，原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを次の 2 項で選定する。また，全ての監視対象パラメータについては添付資料 1.15.3 で整理する。

主要パラメータ

・重要監視パラメータ

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

・有効監視パラメータ

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

代替パラメータ

・重要代替監視パラメータ

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

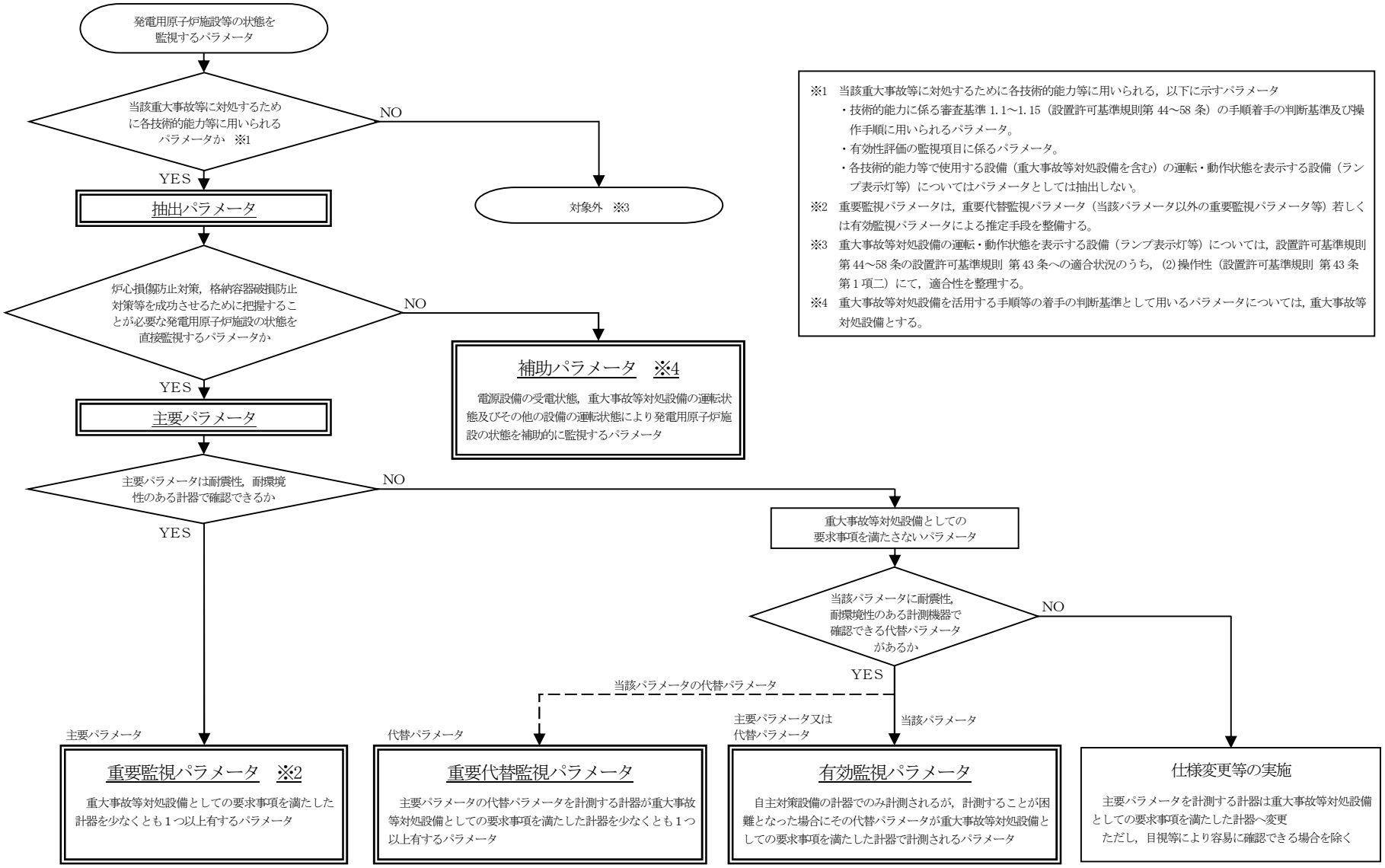
・常用代替監視パラメータ

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

補助パラメータ

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

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



第１図　重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー

2.　選定の結果

重大事故等の対処に必要なパラメータとして，技術的能力に係る審査基準1.1～1.15 のパラメータの手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータの中から，炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを選定した。

選定結果を第１表に示す。

第１表　重大事故等の対処に必要なパラメータ（1／7）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 残留熱除去系熱交換器入口温度
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉圧力容器温度
	原子炉圧力（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉圧力容器温度
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力

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

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ（2／7）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
	代替循環冷却系原子炉注水流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
	原子炉隔離時冷却系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
	高圧炉心スプレイ系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
	残留熱除去系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
	低圧炉心スプレイ系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

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

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ（3／7）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 サプレッション・プール水位
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 格納容器下部水位
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・プール水温度 サプレッション・チェンバ圧力
	サプレッション・プール水温度	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	格納容器下部水温	主要パラメータの他チャンネル
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	サプレッション・チェンバ圧力 ドライウェル雰囲気温度 ［ドライウェル圧力］※
	サプレッション・チェンバ圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ［サプレッション・チェンバ圧力］※
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
	格納容器下部水位	主要パラメータの他チャンネル 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 ［格納容器下部雰囲気温度］※
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル ［格納容器内水素濃度］※

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

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ（4／7）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉格納容器内の放射線量率		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	主要パラメータの他チャンネル 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	主要パラメータの他チャンネル 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）
未臨界の維持又は監視		起動領域計装	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域計装 ［制御棒操作監視系］※
		平均出力領域計装	主要パラメータの他チャンネル 起動領域計装 ［制御棒操作監視系］※
		［制御棒操作監視系］	起動領域計装 平均出力領域計装
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サプレッション・プール水温度	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ雰囲気温度
		代替循環冷却系ポンプ入口温度	残留熱除去系熱交換器出口温度
		代替循環冷却系原子炉注水流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉圧力容器温度
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 サプレッション・プール水温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	主要パラメータの他チャンネル
		フィルタ装置圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 フィルタ装置スクラビング水温度
		フィルタ装置スクラビング水温度	フィルタ装置圧力
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	主要パラメータ（フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ））の他チャンネル
		フィルタ装置入口水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度（ＳＡ）
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル

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

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ（5／7）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度 サプレッション・プール水温度
		残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
		残留熱除去系系統流量	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）
		原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉圧力容器温度
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル圧力
		ドライウェル圧力	サプレッション・チェンバ圧力 ドライウェル雰囲気温度 ［ドライウェル圧力］※2
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） ［エリア放射線モニタ］※2
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） ［エリア放射線モニタ］※２
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） ［エリア放射線モニタ］※2
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） ［エリア放射線モニタ］※2

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

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ（6／7）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
水源の確保	サプレッション・プール水位	高圧代替注水系系統流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
	代替淡水貯槽水位	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） サプレッション・プール水位 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	西側淡水貯水設備水位	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） サプレッション・プール水位

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

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ（7／7）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ） ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 ［格納容器内酸素濃度］※
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

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

重大事故等対処に係る監視事項

1. はじめに

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

重大事故等時に，運転員が確認する監視項目について，主要パラメータに加え主要パラメータが監視できない場合の代替パラメータ及び全交流動力電源が喪失した場合の影響も含めて，「2. 監視項目」に示すパラメータを第１表の通り取りまとめた。

2. 監視項目

技術的能力 1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータについて整理した。

(1) 技術的能力 1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ【技術的能力における各手段の判断と確認】

(2) 有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータ【有効性評価の監視項目に係る判断と確認】

3. 重大事故等対処に係る監視事項について

第１表の「重大事故等対処に係る監視事項」についての解説を以下に示す。

ａ.「対応手段」欄は，事故処置中に確認する項目，対応手段を示す。

ｂ. 各技術的能力の「項目」欄については，抽出パラメータ又は抽出パラメータの代替パラメータにより判断又は確認する項目を示す。

ｃ.「抽出パラメータを計測する計器」欄は，判断基準の確認で使用する必要なパラメータを計測する計器を示す。

ｄ.「抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器」欄は，抽出パラメータが監視できない場合に監視するパラメータを計測する計器を示す。

ｅ.「SBO 影響（直後）」欄は，全交流動力電源喪失発生直後（蓄電池が健全）において，蓄電池からの給電により監視可能な計器数を

示す。

f．「SBO 影響（負荷切離し後）」欄は，負荷を切離し，直流電源を延命した場合に監視可能な計器数を示す。

g．「パラメータ分類」欄は，抽出パラメータの分類を示し，その結果を①～③にて示す。

① 重要監視パラメータ

② 有効監視パラメータ

③ 補助パラメータ

h．「補助パラメータ分類理由」欄は，補助パラメータの選定について，その理由を示す。

i．「評価 計器故障等」欄は，抽出パラメータが計器故障等で監視できない場合に，判断基準の確認を抽出パラメータの代替パラメータによる推定可否を評価し，監視方法を示す。

j．「評価 SBO）欄は，全交流動力電源喪失の影響を考慮した場合に，判断基準の確認が可能なパラメータの監視方法を示す。

・負荷を切離し，直流電源を延命した場合に監視可能な計器を評価し，監視方法について記載している。

第１表　重大事故等対処に係る監視事項（例）

a. 対応手段	b. 項目	監視パラメータ											
		分類	c. 抽出パラメータを計測する計器						d. 抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		g. パラメータ分類	h. 補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		i. 計器故障等	j. SBO
					e. 直後	f. 負荷切離し後					e. 直後	f. 負荷切離し後		
原子炉水位低下による原子炉出力抑制	判断基準／操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量	4	4	4		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

※　抽出パラメータを計測する計器の計器名称又は抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器の計器名称の灰色部は，計測されるパラメータが重要監視パラメータ又は重要代替監視パラメータであることを示す。

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

なお，第１表について，２項で設定した監視項目（【技術的能力における各手段の判断と確認】及び【有効性評価の監視項目に係る判断と確認】）について，以下の順に整理する。

1.　技術的能力における各手段の判断と確認

・1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
・1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
・1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
・1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
・1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
・1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
・1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
・1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
・1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
・1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
・1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順書
・1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
・1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等
・1.14　電源の確保に関する手順等

2.　有効性評価の監視項目に係る判断と確認

(1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

・2.1　高圧・低圧注水機能喪失
・2.2　高圧注水・減圧機能喪失
・2.3　全交流動力電源喪失
  ・2.3.1　全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）
  ・2.3.2　全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）
  ・2.3.3　全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）
・2.4　崩壊熱除去機能喪失
  ・2.4.1　取水機能が喪失した場合
  ・2.4.2　残留熱除去系が故障した場合
・2.5　原子炉停止機能喪失
・2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

・2.7　格納容器バイパス(インターフェイスシステムＬＯＣＡ)
・2.8　津波浸水による最終ヒートシンク喪失

(2) 重大事故
・3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
　・3.1.2　代替循環冷却系を使用する場合
　・3.1.3　代替循環冷却系を使用できない場合
・3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
・3.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
・3.4　水素燃焼
・3.5　溶融炉心・コンクリート相互作用

(3)使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
・4.1　想定事故１
・4.2　想定事故２

(4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
・5.1　崩壊熱除去機能喪失
・5.2　全交流動力電源喪失
・5.3　原子炉冷却材の流出
・5.4　反応度の誤投入

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.1.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「スクラム」（原子炉出力） 原子炉手動スクラム	判断基準	プラント停止状態	［制御棒操作監視系］	1	1	0	②	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0		
		原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「スクラム」（原子炉出力） 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	操作	プラント停止状態	［制御棒操作監視系］	1	1	0	②	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0		
		原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.1.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (2)　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「反応度制御」 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	判断基準	プラント停止状態	［制御棒操作監視系］	1	1	0	②	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0		
	操作	原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「反応度制御」 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	判断基準	プラント停止状態	［制御棒操作監視系］	1	1	0	②	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「反応度制御」 ほう酸水注入	操作	未臨界の維持又は監視	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	1	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			ほう酸水貯蔵タンク液位	1	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.1.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (2)　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」															
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「反応度制御」 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	操作（1／3）	原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能		
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能		
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「反応度制御」 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	操作（2／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「反応度制御」 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	操作（3／3）	原子炉圧力容器への注水量	給水流量	1	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
			高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	操作	プラント停止状態	［制御棒操作監視系］	1	1	0	②	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0		
		原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「反応度制御」 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	操作	プラント停止状態	［制御棒操作監視系］	1	1	0	②	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0		
		原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「反応度制御」 制御棒手動挿入	操作	プラント停止状態	［制御棒操作監視系］	1	1	0	②	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0		
		原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		補機監視機能	制御棒駆動水圧系駆動水ヘッダ差圧	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.2.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 ａ．中央制御室からの高圧代替注水系起動														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	電源	緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（3／3）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									常設高圧代替注水ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.2.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 b．現場手動操作による高圧代替注水系起動														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	電源	緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1	1 1 1	1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			可搬型計測器	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（3／3）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			可搬型計測器	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1		サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1		常設高圧代替注水系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			可搬型計測器	－	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－
		補機監視機能	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	－	－	－	－	－	－		－	－
			高圧代替注水系タービン入口圧力	1	1	1	③	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			高圧代替注水系タービン排気圧力	1	1	1	③	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力	1	1	1	③	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.2.2.2　サポート系故障時の対応手順 (1)　全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水 ａ．現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等	判断基準（1／3）	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
ＡＭ設備別操作手順書		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			可搬型計測器	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	1 1 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 1 2 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	2 2 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1 2 2 1	2 2 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 1 2 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			可搬型計測器	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1		サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			可搬型計測器	－	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	1	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			可搬型回転計	1	0	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.2.2.3　重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1)　重大事故等の進展抑制 ａ．ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		水源の確保	純水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		補機監視機能	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	1	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			純水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	0	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.2.2.3　重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1)　重大事故等の進展抑制 b．制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		補機監視機能	原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	0	0	③	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									原子炉圧力容器温度	4	4	4				
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									原子炉圧力容器温度	4	4	4				
		原子炉圧力容器への注水量	制御棒駆動水圧系系統流量	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	
		補機監視機能	制御棒駆動系冷却水ライン流量	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.2.2.4　設計基準事故対処設備を使用した対応手順 (1)　原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									原子炉圧力容器温度	4	4	4				
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									原子炉圧力容器温度	4	4	4				
		原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1		サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	－	－	－	－	－	－		－	－	
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1		サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									残留熱除去系系統流量	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1		サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0				
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.2.2.4　設計基準事故対処設備を使用した対応手順 (2)　高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	電源	Ｍ／Ｃ ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1				
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1				
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1				
									原子炉圧力容器温度	4	4	4				
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1				
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1				
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1				
									原子炉圧力容器温度	4	4	4				
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1		サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1				
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1				
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		高圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		
		補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－		－	－	
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1		サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									残留熱除去系系統流量	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1		サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0				
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　代替減圧 ａ．手動操作による減圧														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」等	判断基準	注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	復水器真空度	2	2	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作（1／4）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」等	操作（2／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」等	操作（3／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」等	操作（4／4）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		補機監視機能	復水器真空度	2	2	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.3.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　代替減圧 ａ．手動操作による減圧															
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等	判断基準	注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	復水器真空度	2	2	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
	操作（1／4）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等	操作（2／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等	操作（3／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等	操作（4／4）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		補機監視機能	復水器真空度	2	2	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　代替減圧 ａ．手動操作による減圧														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」	判断基準（1／2）	注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」	判断基準（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1				
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1				
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1				
									原子炉圧力容器温度	4	4	4				
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1				
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1				
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1				
									原子炉圧力容器温度	4	4	4				
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1				
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1				
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	1	1				
									低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	1	1	1				
									低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	1	1				
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									残留熱除去系系統流量	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2				
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」	操作（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.2　サポート系故障時の対応手順 (1)　常設直流電源系統喪失時の減圧 ａ．可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		駆動源の確保	非常用窒素供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.2　サポート系故障時の対応手順 (1)　常設直流電源系統喪失時の減圧 ｂ．逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		駆動源の確保	非常用窒素供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.2　サポート系故障時の対応手順 (2)　逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 ａ．非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 【窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え】														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」等	判断基準	駆動源の確保	非常用窒素供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書	操作	補機監視機能	非常用窒素供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.2　サポート系故障時の対応手順 (2)　逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 ａ．非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 【非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ切替え】														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」 等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	駆動源の確保	非常用窒素供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	非常用窒素供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.2　サポート系故障時の対応手順 (2)　逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 b．可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」等	判断基準	駆動源の確保	非常用窒素供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書	操作	補機監視機能	非常用窒素供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.2　サポート系故障時の対応手順 (2)　逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 c．非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	駆動源の確保	非常用窒素供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			非常用逃がし安全弁駆動系窒素ボンベ圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			非常用逃がし安全弁駆動系窒素ボンベ圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.4　インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応手順 (1)　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「原子炉建屋制御」	判断基準（1／2）	格納容器バイパスの監視	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係からドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」	判断基準（2／2）	格納容器バイパスの監視	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									［エリア放射線モニタ］	21	21	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を監視可能	
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									［エリア放射線モニタ］	21	21	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を監視可能	
			高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									［エリア放射線モニタ］	21	21	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を監視可能	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									［エリア放射線モニタ］	21	21	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」	操作（1／5）	格納容器バイパスの監視	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	2 2	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」	操作（2／5）	格納容器バイパスの監視	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									［エリア放射線モニタ］	21	21	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を監視可能	
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									［エリア放射線モニタ］	21	21	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を監視可能	
			高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									［エリア放射線モニタ］	21	21	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を監視可能	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									［エリア放射線モニタ］	21	21	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」	操作（3／5）	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	① ① ① ①	－ － － －	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」	操作（4／5）	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」	操作（5／5）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・プール水温度	3	3	3		
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系熱交換器入口温度と残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	残留熱除去系海水系，緊急用海水系の流量が確保されていることにより，最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
									緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1		
									緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1		
			残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	復水器真空度	2	2	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．低圧代替注水 (a)　低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			緊急用直流125Ｖ主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1				
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（3／4）	原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（４／４）	補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．低圧代替注水 (b)　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1	①	－	原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1			
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	1	1			
									低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	1	1	1			
									低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	1	1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／４）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）						代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
			低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能		
				1	1	1	①	－	原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
			低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	1	1	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1			
			低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	1	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（４／４）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．低圧代替注水 (c)　代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	2 2 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1 2 2 1	2 2 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 1 2 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									残留熱除去系系統流量	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能			
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0				
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0				
	操作（１／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－		
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1				
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									残留熱除去系系統流量	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2				
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替循環冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．低圧代替注水 (d)　消火系による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		電源	Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		電源	直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．低圧代替注水 (e)　補給水系による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等	操作（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧 (a)　残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－		－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－		－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／４）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／４）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにてE確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧 (b) 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－		－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－		－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／４）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／４）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1				
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									残留熱除去系系統流量	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2				
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1				
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									原子炉圧力容器温度	4	4	4				
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									原子炉圧力容器温度	4	4	4				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (3)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 ａ．低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温	10	10	10	①	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125Ｖ主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／４）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
			低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（４／４）	補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (3)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 ａ．低圧代替注水 (b)　代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温	10	10	10	①	－	－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替循環冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (3)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 ａ．低圧代替注水 (c)　消火系による残存溶融炉心の冷却														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温	10	10	10	①	－	－	－	－	－		－	－
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (3)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 ａ．低圧代替注水 (d)　補給水系による残存溶融炉心の冷却														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温	10	10	10	①	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (3)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 ａ．低圧代替注水 (e)　低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温	10	10	10	①	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125Ｖ主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（3／4）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）						代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
			低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能		
				1	1	1	①	－	原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
			低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	1	1	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1			
				1	1	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			
			低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）												

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（４／４）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.2　発電用原子炉停止中における対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ｂ．原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱 (a) 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱														
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－２電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｂ－２電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	0	0	③	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能		
		最終ヒートシンクの確保	原子炉冷却材浄化系系統流量	2	2	0	③	原子炉冷却材浄化系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－	
			原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器出口温度	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.2　発電用原子炉停止中における対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧 (a)　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱															
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／４）	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1			
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1			
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0		残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／４）	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作（１／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・プール水温度	3	3	3		
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系熱交換器入口温度と残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	残留熱除去系海水系，緊急用海水系の流量が確保されていることにより，最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
									緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1		
									緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1		
			残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.3　設計基準事故対処設備による対応手順 (1)　残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等	判断基準（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／４）	最終シートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／４）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等	操作（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 1 2 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（3／4）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（４／４）	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.3　設計基準事故対処設備による対応手順 (2)　低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		最終シートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等	操作（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
ＡＭ設備別操作手順書									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／４）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（４／４）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
		補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.4.2.3　設計基準事故対処設備による対応手順 (3)　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱															
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（3／4）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／４）	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2				
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1				
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1				
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1				
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1				
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0		残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能		
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	－	－	－	－	－	－		－	－	
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－		－	－	
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（3／4）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0		残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（４／４）	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・プール水温度	3	3	3		
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系熱交換器入口温度と残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	残留熱除去系海水系，緊急用海水系の流量が確保されていることにより，最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
									緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1		
									緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1		
			残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a)　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流 125V 主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流 125V 主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用直流 125V 主母線盤電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 AM設備別操作手順書	判断基準（３／３）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／3）	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能		
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により，格納容器逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置スクラビング水温度により代替監視可能	
			フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2 1	2 1	2 1	① ①	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） a．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b)　フィルタ装置スクラビング水補給															
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (c)　原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
AM設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
AM設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（SA）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	ポンプの吐出圧力からポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量と代替循環冷却系原子炉注入流量の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									サプレッション・プール水温度	1	1	1	サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8		
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (d)　フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
AM設備別操作手順書	判断基準（2／2）	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（SA）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（SA）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (e)　フィルタ装置スクラビング水移送														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） b．耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（2／2）	電源	緊急用M／C電圧	1	1	1	③	緊急用M／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			緊急用Ｐ／C電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			緊急用直流 125V 主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1				
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（3／3）	最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	計器用空気系系統圧力	2	0	0	③	耐圧強化ベント系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (2)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源喪失時の場合） ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (a)　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（2／2）	電源	緊急用M／C電圧	1	1	1	③	緊急用M／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流 125V 主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能		
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（3／3）	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により，格納容器逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置スクラビング水温度により代替監視可能	
			フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2 1	2 1	2 1	① ①	－ －	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (2)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源喪失時の場合） ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (b)　フィルタ装置スクラビング水補給															
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (2)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源喪失時の場合） ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (c)　原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
AM設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
AM設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（SA）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－	代替循環冷却系原子炉注入流量	2	2	2	ポンプの吐出圧力からポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量と代替循環冷却系原子炉注入流量の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8		
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (2)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源喪失時の場合） ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (d)　フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換															
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
AM設備別操作手順書	判断基準（2／2）	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（SA）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（SA）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (2)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源喪失時の場合） ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (e)　フィルタ装置スクラビング水移送														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (2)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源喪失時の場合） b．耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流 125V 主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ											
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
		最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.2　サポート系故障時の対応手順 (1)　最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送 ａ．緊急用海水系による冷却水の確保														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作	最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
1.5.2.2　サポート系故障時の対応手順 (1)　最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送 b．代替残留熱除去系海水系による冷却水の確保																
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1				
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能			
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能			
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能			
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能			
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等	判断基準（2／2）	電源	緊急用M／C電圧	1	1	1	③	緊急用M／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.3　設計基準事故対処設備を使用した対応手順 (1)　残留熱除去系海水系による冷却水の確保														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	2 2	2 2	1 2	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	2 2 1 1	2 2 1 1	1 1 1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・プール水温度	3	3	3		
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系熱交換器入口温度と残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	残留熱除去系海水系，緊急用海水系の流量が確保されていることにより，最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
									緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1		
									緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1		
			残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.6.2.1　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ															
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／5）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／５）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／５）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であれば，ドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であれば，サプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（4／5）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（５／５）	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（3／3）	原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能		
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.6.2.1　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ （ｂ）消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ															
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／４）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／４）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.6.2.1　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ (c) 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ															
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／5）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／５）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／５）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（4／5）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（５／５）	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.6.2.1　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ (d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）															
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／5）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／５）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／５）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／５）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（５／５）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.6.2.1　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ															
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／４）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1				
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3		サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1		サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									残留熱除去系系統流量	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1		サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0				
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0				
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（4／4）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用直流 125V 主母線盤電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.6.2.1　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧 (b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・プール水温度	3	3	3		
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系熱交換器入口温度と残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	残留熱除去系海水系，緊急用海水系の流量が確保されていることにより，最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
									緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1		
									緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1		
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後		
1.6.2.2　原子炉格納容器破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ															
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－		原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
										原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
										原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
										原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
										残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－		サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
										［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－		ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
										［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
1.6.2.2　原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ (b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ																
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2				
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1				
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1				
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1				
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1				
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能			
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能			
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能			
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能			
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3		サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後			
1.6.2.2　原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ (c) 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ																
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2		直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－		原子炉圧力	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
										原子炉水位（広帯域）	2	2	1			
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
										原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1			
										原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			
										残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0		残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－		サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	8	8	8		飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
										［ドライウェル圧力］	2	0	0		監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－		ドライウェル圧力	1	1	1		直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
										［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0		監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.6.2.2　原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ (d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		電源	緊急用M／C電圧	1	1	1	③	緊急用M／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用P／C電圧	1	1	1	③	緊急用P／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／3）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1				
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1				
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									サプレッション・プール水位	1	1	1				
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1				
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1				
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									サプレッション・プール水位	1	1	1				
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.6.2.2　原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ｂ．格納容器代替除熱 (a) ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		補機監視機能	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－２電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｂ－２電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	0	0	③	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		補機監視機能	原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	0	0	③	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後		
1.6.2.2　原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．　復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ															
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／３）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－		原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
										原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
										原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
										残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－		サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
										［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能。	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－		ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
										［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1				
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能			
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									残留熱除去系系統流量	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能			
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0				
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0				
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.6.2.2　原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．　復旧 (b) 残留熱除去系復旧後のサプレッション・プールの除熱														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／３）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
	操作（１／２）	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・プール水温度	3	3	3			
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系熱交換器入口温度と残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	残留熱除去系海水系，緊急用海水系の流量が確保されていることにより，最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能		
									緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1			
									緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1			
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.6.2.3　設計基準事故対処設備による対応手順 (1)　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ															
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／5）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／５）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／５）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／５）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（５／５）	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－		－	－
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.6.2.3　設計基準事故対処設備による対応手順 (2)　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱															
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3		サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4		除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・プール水温度	3	3	3			
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0		残留熱除去系熱交換器入口温度と残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									残留熱除去系海水系統流量	2	0	0		残留熱除去系海水系，緊急用海水系の流量が確保されていることにより，最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
									緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1			
									緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1			
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－		－	－
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a．代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／４）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替循環冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	ポンプの吐出圧力からポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量と代替循環冷却系原子炉注入流量の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8		
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		
			代替循環冷却系ポンプ入口温度	2	2	2	①	－	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	残留熱除去系熱交換器出口温度により代替循環冷却系ポンプ入口温度を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・プール水温度	3	3	3		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（４／４）	補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			代替循環冷却系ポンプ出口流量	2	2	2	③	代替循環冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b．　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a)　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱															
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1			
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1			
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能		
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（2／3）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉建屋の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	5	3	3	①	－	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置圧力	1	1	1	①	－	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置スクラビング水温度により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により，格納容器逃がし装置の健全性を代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2 1	2 1	2 1	① ①	－ －	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) 第二弁操作室の正圧化														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（2／2）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		補機監視機能	第二弁操作室差圧	1	1	1	③	第二弁操作室の正圧化を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			空気ボンベユニット空気供給流量	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b.　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (c) フィルタ装置スクラビング水補給														
AM設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (d) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
AM設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
AM設備別操作手順書	操作（2／2）	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	ポンプの吐出圧力からポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量と代替循環冷却系原子炉注入流量の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8		
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b．　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (e) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (f) フィルタ装置スクラビング水移送														
AM設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 ｃ．　サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
	操作（１／２）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	補機監視機能	薬液タンク圧力	1	1	1	③	サプレッション・プールｐＨ制御設備の状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			薬液タンク液位	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a．　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (a)　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／３）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	5	3	3	①	－	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置圧力	1	1	1	①	－	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置スクラビング水温度により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により，格納容器逃がし装置の健全性を代替監視可能		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2 1	2 1	2 1	① ①	－ －	－	－	－	－	－	－	
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (b) 第二弁操作室の正圧化															
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1			
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1			
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能		
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（2／2）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		補機監視機能	第二弁操作室差圧	1	1	1	③	第二弁操作室の正圧化を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			空気ボンベユニット空気供給流量	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a.　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (c) フィルタ装置スクラビング水補給														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (d) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
AM設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	ポンプの吐出圧力からポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量と代替循環冷却系原子炉注入流量の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8		
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a．　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (e) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換															
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－	
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能		
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－	
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) (f) フィルタ装置スクラビング水移送														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.8.2.1　ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)　ペデスタル（ドライウェル部）への注水 ａ．格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３ａ」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／３）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量	1 1 1 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1	1 1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0	1 1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	2 2 1	2 2 1	1 2 1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量	2 2 1 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1	2 2 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0	1 1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	2 2 1	2 2 1	1 2 1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温	10	10	10	①	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	制御棒位置指示	185	185	0	③	溶融炉心の徴候を検知するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8		飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0		監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1		直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0		監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3		サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器下部水温	5	5	5	①	－	－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	10	10	10	①	－	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，格納容器下部水位の代替監視可能		
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									［格納容器下部雰囲気温度］	2	2	2	デブリの少量落下時（デブリ堆積高さ＜0.2m）において，格納容器下部雰囲気温度により，デブリが冠水されていることを代替監視可能		
			［格納容器下部雰囲気温度］	2	2	2	②	－	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									格納容器下部水位	10	10	10	格納容器下部水位の水位変化により，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能		
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.8.2.1　ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)　ペデスタル（ドライウェル部）への注水 b．格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／４）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	1 1 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 1 2 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	2 2 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1 2 2 1	2 2 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 1 2 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／４）	原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温	10	10	10	①	－	－	－	－	－	－	－
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	制御棒位置指示	185	185	0	③	溶融炉心の徴候を検知するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／４）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8		飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0		監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1		直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0		監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3		サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器下部水温	5	5	5	①	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	10	10	10	①	－	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，格納容器下部水位の代替監視可能		
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									［格納容器下部雰囲気温度］	2	2	2	デブリの少量落下時（デブリ堆積高さ＜0.2m）において，格納容器下部雰囲気温度により，デブリが冠水されていることを代替監視可能		
			［格納容器下部雰囲気温度］	2	2	2	②	－	－	－	－	－	－	－	
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									格納容器下部水位	10	10	10	格納容器下部水位の水位変化により，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.8.2.1　ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)　ペデスタル（ドライウェル部）への注水 c.消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／３）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量	1 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1	1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0	1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	2 2 1	2 2 1	1 2 1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量	2 2 1 1 1 1 2 1 1 3 1	2 2 1 1 1 1 2 1 0 0 0	1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	2 2 1	2 2 1	1 2 1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温	10	10	10	①	－	－	－	－	－	－	－
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	制御棒位置指示	185	185	0	③	溶融炉心の徴候を検知するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器下部水温	5	5	5	①	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	10	10	10	①	－	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，格納容器下部水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									［格納容器下部雰囲気温度］	2	2	2	デブリの少量落下時（デブリ堆積高さ＜0.2m）において，格納容器下部雰囲気温度により，デブリが冠水されていることを代替監視可能	
			［格納容器下部雰囲気温度］	2	2	2	②	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									格納容器下部水位	10	10	10	格納容器下部水位の水位変化により，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能	
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.8.2.1　ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)　ペデスタル（ドライウェル部）への注水 d．補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／３）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	1 1 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 1 2 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	2 2 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1 2 2 1	2 2 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 1 2 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温	10	10	10	①	－	－	－	－	－	－	－
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	制御棒位置指示	185	185	0	③	溶融炉心の徴候を検知するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8		飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0		監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1		直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0		監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3		サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器下部水温	5	5	5	①	－	－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－3a」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	10	10	10	①	－	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，格納容器下部水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									［格納容器下部雰囲気温度］	2	2	2	デブリの少量落下時（デブリ堆積高さ＜0.2m）において，格納容器下部雰囲気温度により，デブリが冠水されていることを代替監視可能	
			［格納容器下部雰囲気温度］	2	2	2	②	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									格納容器下部水位	10	10	10	格納容器下部水位の水位変化により，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能	
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.8.2.2　溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1)　原子炉圧力容器への注水 ａ．低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／４）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（2／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／４）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／４）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／3）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.8.2.2　溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1)　原子炉圧力容器への注水 b．低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／４）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（2／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／４）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／４）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
			低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
			低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	1	1	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
			低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）											

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.8.2.2　溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1)　原子炉圧力容器への注水 ｃ．代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／４）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（2／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／４）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／４）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1			
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1			
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1		サプレッション・プール水位の水位変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1			
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			
									代替循環冷却水系ポンプ吐出圧力	2	2	2		代替循環冷却水系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1		サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1		サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.8.2.2　溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1)　原子炉圧力容器への注水 d．消火系による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／３）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1		サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1	0	0		残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.8.2.2　溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1)　原子炉圧力容器への注水 ｅ．補給水系による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／３）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.8.2.2　溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1)　原子炉圧力容器への注水 ｆ．高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／４）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（2／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（3／4）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／４）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1				
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									残留熱除去系系統流量	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2				
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1				
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1				
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									残留熱除去系系統流量	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2				
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1		サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1		常設高圧代替注水系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		補機監視機能	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.8.2.2　溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1)　原子炉圧力容器への注水 ｇ．ほう酸注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／３）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力容器への注水量	ほう酸水貯蔵タンク液位	1	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.9.2.1　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1)　原子炉格納容器内の不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 b．可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素供給														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／4）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作手順書	操作（2／4）	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（SA）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能		
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－	
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能		
			残留熱除去系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	
			代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	ポンプの吐出圧力からポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量と代替循環冷却系原子炉注入流量の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（3／4）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作手順書	操作（4／4）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
			ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.9.2.1　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2)　炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 b．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により，格納容器逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置スクラビング水温度により代替監視可能	
			フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2 1	2 1	2 1	① ①	－ －	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.9.2.1　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2)　炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 ｃ．可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ水素濃度抑制」	判断基準（1／3）	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ水素濃度抑制」 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能			
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能			
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能			
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能			
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2				
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1				
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ水素濃度抑制」 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	ポンプの吐出圧力からポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量と代替循環冷却系原子炉注入流量の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8		
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		
			残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ水素濃度抑制」 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ水素濃度抑制」 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		補機監視機能	可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量	2	0	0	③	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量	2	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力	2	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度	2	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度	2	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度	2	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度	2	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度	2	0	0	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.9.2.1　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3)　原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 ａ．格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
	操作（1／2）	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.9.2.1　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3)　原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 b．格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ水素濃度抑制」等	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
非常時運転手順書（シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ水素濃度抑制」等 非常時運転手順書（シビアアクシデント）「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の酸素濃度	［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であれば，サプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.10.2.1　原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順 (1)　原子炉ウェル注水 ａ．格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	水源の確認	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 AM設備別操作手順書	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	
			低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）	1	1	1	③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.10.2.1　原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順 (1)　原子炉ウェル注水 b．格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 AM設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（SA）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		電源	緊急用M／C電圧	1	1	1	③	緊急用M／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用P／C電圧	1	1	1	③	緊急用P／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 AM設備別操作手順書	判断基準（２／３）	水源の確認	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 AM設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確認	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 AM設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		補機監視機能	低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1	③ ③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 AM設備別操作手順書	操作（２／２）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (1)　原子炉建屋ガス処理系による水素排出 ａ．交流動力電源が健全である場合の操作手順														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「水素」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「水素」 AM設備別操作手順書	操作	補機監視機能	非常用ガス再循環系空気流量	2	0	0	③	原子炉建屋ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			非常用ガス処理系空気流量	2	0	0	③	原子炉建屋ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (1)　原子炉建屋ガス処理系による水素排出 b．全交流動力電源が喪失した場合の操作手順														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「水素」 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		電源	M／C　２C電圧	1	1	1	③	非常用M／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			P／C　２C電圧	1	1	1	③	非常用P／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			M／C　２D電圧	1	1	1	③	非常用M／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			P／C　２D電圧	1	1	1	③	非常用P／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用M／C電圧	1	1	1	③	緊急用M／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「水素」 AM設備別操作手順書	操作	補機監視機能	非常用ガス再循環系空気流量	2	0	0	③	原子炉建屋ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			非常用ガス処理系空気流量	2	0	0	③	原子炉建屋ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (2)　原子炉建屋内の水素濃度監視														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「水素」等	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（SA）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	5	3	3	①	－	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	緊急用M／C電圧	1	1	1	③	緊急用M／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用P／C電圧	1	1	1	③	緊急用P／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「水素」等	操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	5	3	3	①	－	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	非常用ガス再循環系空気流量	2	0	0	③	原子炉建屋ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			非常用ガス処理系空気流量	2	0	0	③	原子炉建屋ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (3)　原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出 ａ．ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放															
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「水素」等	判断基準	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	5	3	3	①	－	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	5	3	3	①	－	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (3)　原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出 ｂ．ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放															
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「水素」等	判断基準	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	5	3	3	①	－	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4		静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	－	－	－	－	－	－		－	－
	操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	5	3	3	①	－	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4		静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.11.2.1　使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プール代替注水 ａ．常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水															
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1			
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1			
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1			
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1			
			使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1		使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1			
			使用済燃料プール温度	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1		使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1			
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1		使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1			
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1			
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用）	1	1	1	③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.11.2.1　使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プール代替注水 b．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）																
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（2／2）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	操作（1／2）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1			使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1				
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1				
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1			使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1				
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1			使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1				
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1				
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1			使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1				
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1				
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	－
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	－
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」	操作（２／２）	補機監視機能	低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用） 低圧代替注水系使用済燃料プール流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1	③ ③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
ＡＭ設備別操作手順書		水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
1.11.2.1　使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プール代替注水 ｃ．可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）																
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1				
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1				
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1				
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1				
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1				
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1				
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1				
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1				
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－		
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－		
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.11.2.1　使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プール代替注水 d．消火系による使用済燃料プールへの注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プールスプレイ ａ．常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	
	操作（１／３）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／3）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1		使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1			
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1		使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1			
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1			
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
		補機監視機能	低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用）	1	1	1	③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プールスプレイ b．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）																
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1				
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1				
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1				
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1				
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1				
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1				
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－		
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－		
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－		
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－		
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－		
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用） 低圧代替注水系使用済燃料プール流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1	③ ③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プールスプレイ ｃ．可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）																
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	
	操作（１／２）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1		使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1			
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1		使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1			
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1			
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2		代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (2)　漏えい緩和 ａ．使用済燃料プール漏えい緩和														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1			使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1				
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1				
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1			使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1				
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1				
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1			使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1				
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1				
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1			使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1				
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1				
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	－
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	－
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.11.2.3　重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順 (1)　使用済燃料プールの状態監視 ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.11.2.4　使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1)　使用済燃料プールの除熱 a．代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (a)　代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱																
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1		使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1			
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1			
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1		使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1			
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
			スキマサージタンク水位	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）	1	1	1	③	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
		補機監視機能	代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度	1	1	1	③	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）	1	1	1	③	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.11.2.4　使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1)　使用済燃料プールの除熱 a．代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (b)緊急用海水系による冷却水（海水）の確保														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1			
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1			
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1			
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
		補機監視機能	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）	1	1	1	③	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.11.2.4　使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1)　使用済燃料プールの除熱 a．代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (c)　代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保																
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1		使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1			
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1			
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1		使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1			
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1			
			使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1			
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1			
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1			
		補機監視機能	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）	1	1	1	③	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.12.2.1　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (1)　大気への放射線物質の拡散抑制 ａ．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制														
重大事故等対策要領	判断基準（1／6）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（２／６）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（3／6）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（4／6）	原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	① ① ① ①	－ － － －	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
			代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替循環冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（5／6）	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（６／６）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
重大事故等対策要領	操作（1／3）	原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水の水位変化により，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能		
			低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									格納容器下部水位	10	10	10	格納容器下部水位の水位変化により，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能		
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	操作（２／３）	原子炉格納容器内の圧力	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	5	3	3	①	－	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	操作（3／3）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
		原子炉建屋周辺の放射線量率	モニタリング・ポスト	4	4	0	③	屋外の放射線量率を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			可搬型モニタリング・ポスト	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後		
1.12.2.1　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (1)　大気への放射性物質の拡散抑制 b．ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み															
重大事故等対策要領	判断基準（1／6）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	①	－		格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	①	－		格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－		原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
										原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
										原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
										原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
										残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －		原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
										代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
										高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
										残留熱除去系系統流量	3	0	0		
										低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
										原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
										サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（２／６）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（3／6）	原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	① ① ① ①	－ － － －	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
重大事故等対策要領	判断基準（4／6）	原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替循環冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（5／6）	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（6／6）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
	操作	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.12.2.1　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (2)　海洋への放射性物質の拡散抑制 a．汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制														
重大事故等対策要領	判断基準（1／6）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（２／６）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（3／6）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（4／6）	原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	① ① ① ①	－ － － －	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
			代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替循環冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
重大事故等対策要領	判断基準（５／６）	原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		
			高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		
			残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		
			低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（6／6）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
	操作	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.12.2.1　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (2)　海洋への放射性物質の拡散抑制 b．放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制														
重大事故等対策要領	判断基準（1／7）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（２／７）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（3／7）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（4／7）	原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	① ① ① ①	－ － － －	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
			代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替循環冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（５／７）	原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（6／7）	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（7／7）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
	操作	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.12.2.2　原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 (1)　初期対応における延焼防止措置 ａ．化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置														
防火管理要領 重大事故等対策要領	判断基準	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.12.2.2　原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 (2)　航空機燃料火災への対応 ａ．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火														
重大事故等対策要領	判断基準	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.13.2.1　水源を利用した対応手順 (4)　復水貯蔵タンクを水源とした対応手順 ａ．原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 (a)　原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等	判断基準（１／２）	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	操作（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	操作（3／3）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1			
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1			
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1		サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1			
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	－	－	－	－	－	－		－	－
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.13.2.1　水源を利用した対応手順 (4)　復水貯蔵タンクを水源とした対応手順 a．原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 (b)　高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等	判断基準（1／2）	電源	M／C　HPCS電圧	1	1	1	③	非常用M／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤HPCS電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等	操作（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	操作（3／3）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.13.2.1　水源を利用した対応手順 (5)　西側淡水貯水設備を水源とした対応手順 a．西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（淡水／海水）														
重大事故等対策要領	判断基準（1／2）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（2／2）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
	操作	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.13.2.1　水源を利用した対応手順 (6)　代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合） ａ．代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）														
重大事故等対策要領	判断基準（1／2）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
重大事故等対策要領	判断基準（2／2）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.13.2.1　水源を利用した対応手順 (8)　海を水源とした対応手順 ａ．海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水														
重大事故等対策要領	判断基準（1／2）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（2／2）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
	操作	水源の確保	海を利用	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順 (1)　代替淡水貯蔵へ水を補給するための対応手順 a．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水） (a)　西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプにより代替淡水貯槽への補給														
重大事故等対策要領	判断基準（1／2）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（2／2）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	操作（1／2）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	操作（2／2）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順 (1)　代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順 a．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水） (b)　淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給														
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	多目的タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			原水タンク水位	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			純水貯蔵タンク水位	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	操作	水源の確保	多目的タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			原水タンク水位	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			純水貯蔵タンク水位	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順 (1)　代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順 a．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水） (c)　海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給														
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順 (2)　西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順 a．可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水） (a)　代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給														
重大事故等対策要領	判断基準（1／2）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（2／2）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	操作（1／2）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	操作（2／2）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順 (2)　西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順 a．可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水） (b)　淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給														
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	多目的タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			原水タンク水位	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			純水貯蔵タンク水位	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
重大事故等対策要領	操作	水源の確保	多目的タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	
			ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③		－	－	－	－		－	－	
			原水タンク水位	1	0	0	③		－	－	－	－		－	－	
			純水貯蔵タンク水位	1	0	0	③		－	－	－	－		－	－	
			西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1		西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1				
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1				
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									サプレッション・プール水位	1	1	1				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順 (2)　西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順 a．可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水） (c)　海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給														
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
	操作	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.13.2.3　水源を切り替えるための対応手順 (1)　原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え a．原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え														
AM設備別操作手順書	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.13.2.3　水源を切り替えるための対応手順 (1)　原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え b．高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.13.2.3　水源へ水を補給するための対応手順 (2)　淡水から海水への切替え ａ．代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え														
重大事故等対策要領	判断基準（1／2）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（２／２）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
			多目的タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			原水タンク水位	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			純水貯蔵タンク水位	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	
			海を利用	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.13.2.3　水源へ水を補給するための対応手順 (2)　淡水から海水への切替え b．西側淡水貯水設備への補給する水源の切替え														
重大事故等対策要領	判断基準（1／2）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	判断基準（2／2）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	
			多目的タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			原水タンク水位	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			純水貯蔵タンク水位	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
重大事故等対策要領	操作	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
			海を利用	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.14.2.1　代替電源（交流）による対応手順 (1)　代替交流電源設備による給電														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
	操作	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		常設代替高圧電源装置運転監視	常設代替高圧電源装置発電機電圧	6	6	6	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			常設代替高圧電源装置発電機周波数	6	6	6	③		－	－	－	－	－	－
			常設代替高圧電源装置発電機電力	6	6	6	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
	操作	電源	Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		緊急時対策室建屋ガスタービン発電機運転監視	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電圧	1	1	1	③	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急時対策室建屋ガスタービン発電機周波数	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電力	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
	操作	電源	Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		可搬型代替低圧電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧	2	2	2	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			可搬型代替低圧電源車発電機周波数	2	2	2	③		－	－	－	－	－	－
			可搬型代替低圧電源車発電機電力	2	2	2	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.14.2.2　代替電源（直流）による対応手順 (1)　代替直流電源設備による給電														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
	操作	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
	操作	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		可搬型代替低圧電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			可搬型代替低圧電源車発電機電力	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			可搬型代替低圧電源車発電機周波数	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		可搬型整流器運転監視	可搬型整流器電圧	4	4	4	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			可搬型整流器電流	4	4	4	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.14.2.2　代替電源（直流）による対応手順 (2)　常設直流喪失時の遮断器用制御電源確保														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
	操作	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		常設代替高圧電源装置運転監視	常設代替高圧電源装置発電機電圧	6	6	6	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			常設代替高圧電源装置発電機周波数	6	6	6	③		－	－	－	－	－	－
			常設代替高圧電源装置発電機電力	6	6	6	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
	操作	電源	Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		緊急時対策室建屋ガスタービン発電機運転監視	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電圧	1	1	1	③	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急時対策室建屋ガスタービン発電機周波数	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電力	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
	操作	電源	Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		可搬型代替低圧電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧	2	2	2	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			可搬型代替低圧電源車発電機周波数	2	2	2	③		－	－	－	－	－	－
			可搬型代替低圧電源車発電機電力	2	2	2	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.14.2.3　代替所内電気設備による対応手順 (1)　代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		常設代替高圧電源装置運転監視	常設代替高圧電源装置発電機電圧	6	6	6	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			常設代替高圧電源装置発電機周波数	6	6	6	③		－	－	－	－	－	－
			常設代替高圧電源装置発電機電力	6	6	6	③		－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作	電源	Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		可搬型代替低圧電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧	2	2	2	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			可搬型代替低圧電源車発電機周波数	2	2	2	③		－	－	－	－	－	－
			可搬型代替低圧電源車発電機電力	2	2	2	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.14.2.3　代替電気設備による対応手順 (2)　代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
重大事故等対策要領	操作	電源	緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作	電源	緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		可搬型代替低圧電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			可搬型代替低圧電源車発電機電力	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			可搬型代替低圧電源車発電機周波数	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		可搬型整流器運転監視	可搬型整流器電圧	4	4	4	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			可搬型整流器電流	4	4	4	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.14.2.4　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順 (1)　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 ａ．常設代替交流電源設備による非常用高圧母線への給電														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
	操作	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		常設代替高圧電源装置運転監視	常設代替高圧電源装置発電機電圧	6	6	6	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			常設代替高圧電源装置発電機周波数	6	6	6	③		－	－	－	－	－	－
			常設代替高圧電源装置発電機電力	6	6	6	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.14.2.4　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順 (1)　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 b．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用高圧母線への給電														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｅ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ運転監視	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ発電機電圧	1	1	1	③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ発電機電力	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ発電機周波数	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.14.2.4　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順 (1)　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 ｃ．緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用低圧母線への給電														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作	電源	Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		緊急時対策室建屋ガスタービン発電機運転監視	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電圧	1	1	1	③	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急時対策室建屋ガスタービン発電機周波数	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電力	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.14.2.4　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順 (1)　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 ｄ．可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
	操作	電源	Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		可搬型代替低圧電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧	2	2	2	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			可搬型代替低圧電源車発電機周波数	2	2	2	③		－	－	－	－	－	－
			可搬型代替低圧電源車発電機電力	2	2	2	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.14.2.4　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順 (2)　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源による給電 ａ．所内常設直流電源設備による直流125V主母線盤等への給電														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
	操作	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.14.2.4　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順 (2)　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源による給電 ｂ．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流125V主母線盤への給電														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
	操作	電源	Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ運転監視	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ発電機電圧	1	1	1	③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ発電機電力	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ発電機周波数	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.14.2.4　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順 (2)　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源による給電 ｃ．可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤への給電														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
	操作	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		可搬型代替低圧電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			可搬型代替低圧電源車発電機周波数	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			可搬型代替低圧電源車発電機電力	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		可搬型整流器運転監視	可搬型整流器電圧	4	4	4	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			可搬型整流器電流	4	4	4	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.14.2.5　代替海水送水による対応手順 (1)　代替海水送水による電源給電機能の復旧														
ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
	操作	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		可搬型代替注水大型ポンプ運転監視	２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機機関入口圧力	2	2	2	③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機機関入口圧力	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.14.2.6　燃料の補給手順 (1)　燃料給油設備による給油														
重大事故等対策要領	判断基準	補機監視機能	可搬型設備用軽油タンクレベル	8	8	8	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			タンクローリレベル	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	可搬型設備用軽油タンクレベル	8	8	8	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			タンクローリレベル	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	補機監視機能	軽油貯蔵タンクレベル	2	2	2	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	軽油貯蔵タンクレベル	2	2	2	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.14.2.7　設計基準事故対処設備による対応手順 (1)　非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
	操作（１／２）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ運転監視	２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ発電機電圧	2	2	2	③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ発電機電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ発電機電力	2	2	2	③		－	－	－	－	－	－
			ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ発電機電力	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ発電機周波数	2	2	2	③		－	－	－	－	－	－
			ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ発電機周波数	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.14.2.7　設計基準事故対処設備による対応手順 (1)　非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」	操作（2／2）	補機監視機能	軽油貯蔵タンクレベル	2	2	2	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンクレベル	2	2	2	③		－	－	－	－	－	－
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンクレベル	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			ＤＧＳＷ海水流量（２Ｃ）	1	0	0	③	非常用ディーゼル発電機海水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			ＤＧＳＷ海水流量（２Ｄ）	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－
			ＤＧＳＷ海水流量（ＨＰＣＳ）	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.14　電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.14.2.7　設計基準事故対処設備による対応手順 (2)　非常用直流電源設備による給電														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線１Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			275kV東海原子力線２Ｌ電圧	1	1	1	③	東海原子力線２Ｌの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			154kV原子力１号線電圧	1	1	1	③	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ａ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
	操作	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③							
			直流125V主母線盤ＨＰＣＳ電圧	1	1	1	③							
			直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ａ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ｂ電圧	1	1	1	③							

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.1　高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
高圧・低圧注水機能喪失確認（１／３）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.1　高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧・低圧注水機能喪失確認（２／３）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.1　高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧・低圧注水機能喪失確認（３／３）	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
高圧代替注水系による原子炉注水※（１／２）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.1　高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧代替注水系による原子炉注水※（２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.1　高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（１／４）	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.1　高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（２／４）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.1　高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（３／４）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.1　高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（４／４）	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.1　高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱※（１／５）	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.1　高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱※（２／５）	原子炉圧力	2	2	2	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	1	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.1　高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱※（３／５）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.1　高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱※（４／５）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替循環冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.1　高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱※（５／５）	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	ポンプの吐出圧力からポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量と代替循環冷却系原子炉注入流量の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（１／５）	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.1　高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却 （２／５）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.1　高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却 （３／５）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.1　高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却 （４／５）	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.1　高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却 （５／５）	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.1　高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱（１／２）	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.1　高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱（２／２）	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	フィルタ装置圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により，格納容器逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
							フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置スクラビング水温度により代替監視可能	
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2 1	2 1	2 1	① ①	－ －	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.2　高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
高圧注水機能喪失確認（１／３）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.2　高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧注水機能喪失確認（２／３）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.2　高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧注水機能喪失確認（３／３）	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.2　高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧代替注水系による原子炉注水※（１／２）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.2　高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧代替注水系による原子炉注水※（２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.2　高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
過渡時自動減圧機能動作確認（１／２）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.2　高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
過渡時自動減圧機能動作確認（２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.2　高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水（１／３）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.2　高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水（２／３）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化により，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.2　高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水（３／３）	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化により，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）運転	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.1　全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 （１／２）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.1　全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 （２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.1　全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
直流電源負荷切離し	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.1　全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（１／２）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.1　全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.1　全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却 （１／２）	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.1　全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却 （２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.1　全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水（１／３）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.1　全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水（２／３）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.1　全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水（３／３）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.1　全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.2　全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
高圧代替注水系による原子炉注水（１／２）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.2　全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧代替注水系による原子炉注水（２／２）	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（１／２）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.2　全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（２／２）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.2　全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却（１／２）	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.2　全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却 （２／２）	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.2　全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水（１／３）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.2　全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水（２／３）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.2　全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水（３／３）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.2　全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.3　全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 （１／２）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.3　全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 （２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.3　全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（１／３）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.3　全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（２／３）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.3　全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（３／３）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1	1 1 1	1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.3　全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却 （１／２）	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.3　全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却 （２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.3　全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水（１／３）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.3　全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水（２／３）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.3　全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水（３／３）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.3　全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.1　取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 （１／２）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.1　取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 （２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.1　取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
取水機能喪失の確認	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（１／４）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.1　取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 （２／４）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.1　取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（３／４）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.1　取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（４／４）	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							サプレッション・プール水位	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.1　取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱（１／２）	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.1　取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱（２／２）	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.1　取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水（１／３）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.1　取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水（２／３）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.1　取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水（３／３）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.2　残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水（１／３）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.2　残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水（２／３）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.2　残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水（３／３）	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
残留熱除去系機能喪失確認	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.2　残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（１／３）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.2　残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（２／３）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.2　残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（３／３）	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.2　残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱※（１／４）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.2　残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱※（２／４）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.2　残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱※（３／４）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.2　残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱※（４／４）	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替循環冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	ポンプの吐出圧力からポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量と代替循環冷却系原子炉注入流量の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.2　残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（１／３）	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.2　残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却 （２／３）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.2　残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却 （３／３）	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.2　残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱（１／２）	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化により，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧により，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.2　残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱（２／２）	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	フィルタ装置圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により，格納容器逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
							フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置スクラビング水温度により代替監視可能	
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2 1	2 1	2 1	① ①	－ －	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.5　原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉スクラム失敗確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認（１／２）	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.5　原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認（２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心スプレイ系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.5　原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位維持（１／３）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.5　原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位維持（２／３）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.5　原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位維持（３／３）	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心スプレイ系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.5　原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
自動減圧系の自動起動阻止（１／２）	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.5　原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
自動減圧系の自動起動阻止 （２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.5　原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）運転	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
高圧・低圧注水機能喪失確認（１／３）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧・低圧注水機能喪失確認（２／３）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧・低圧注水機能喪失確認（３／３）	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心スプレイ系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧代替注水系による原子炉注水※（１／２）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧代替注水系による原子炉注水※（２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（１／３）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（２／３）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（３／３）	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱※（１／４）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱※（２／４）	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱※（３／４）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱※（４／４）	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替循環冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	ポンプの吐出圧力からポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量と代替循環冷却系原子炉注入流量の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（１／４）	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却 （２／４）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却 （３／４）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却 （4／4）	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱（１／２）	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化により，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧により，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱（２／２）	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	フィルタ装置圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により，格納容器逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
							フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力スクラビング水温度により代替監視可能	
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2 1	2 1	2 1	① ①	－ －	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.7　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
ＩＳＬＯＣＡ発生	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水（１／２）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.7　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 （２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より，原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.7　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
ＩＳＬＯＣＡ発生確認	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力よりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							［エリア放射線モニタ］	21	21	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.7　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
中央制御室での残留熱除去系隔離失敗（１／２）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.7　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
中央制御室での残留熱除去系隔離失敗（２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.7　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（１／４）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.7　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（２／４）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.7　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（３／４）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.7　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（４／４）	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.7　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）運転	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
現場操作での残留熱除去系隔離操作（１／２）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.7　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
現場操作での残留熱除去系隔離操作（２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.7　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系隔離後の水位維持（１／３）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.7　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系隔離後の水位維持（２／３）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.7　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系隔離後の水位維持（３／３）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.8　津波浸水による最終ヒートシンク喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 （１／２）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.8　津波浸水による最終ヒートシンク喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 （２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.8　津波浸水による最終ヒートシンク喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
直流電源負荷切離し	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.8　津波浸水による最終ヒートシンク喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（１／２）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.8　津波浸水による最終ヒートシンク喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.8　津波浸水による最終ヒートシンク喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却（１／３）	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.8　津波浸水による最終ヒートシンク喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却 （２／３）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.8　津波浸水による最終ヒートシンク喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却 （３／３）	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常用ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.8　津波浸水による最終ヒートシンク喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水（１／３）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.8　津波浸水による最終ヒートシンク喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水（２／３）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.8　津波浸水による最終ヒートシンク喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水（３／３）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

2.8　津波浸水による最終ヒートシンク喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2　代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉スクラム，ＬＯＣＡ発生及び全交流動力電源喪失の確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2　代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉への注水機能喪失の確認（１／２）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2　代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉への注水機能喪失の確認（２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2　代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
炉心損傷確認	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	①	－	格納容器内雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	①	－	格納容器内雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
早期の電源回復不能判断及び対応準備	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2　代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（１／６）	緊急用M／C電圧	1	1	1	③	緊急用M／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2　代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（２／６）	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							サプレッション・プール水位	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2　代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（３／６）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2　代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（４／６）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2　代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（５／６）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2　代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（６／６）	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							サプレッション・プール水位	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	
	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2　代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
緊急用海水系による冷却水（海水）の確保	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
代替循環冷却系による格納容器除熱（１／４）	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替循環冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	ポンプの吐出圧力からポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量と代替循環冷却系原子炉注入流量の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2　代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替循環冷却系による格納容器除熱（２／４）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2　代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替循環冷却系による格納容器除熱（３／４）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2　代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替循環冷却系による格納容器除熱（４／４）	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば，格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内水素酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
							ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
							［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば，格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2　代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内水素酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
							ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
							［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば，格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	
タンクローリによる燃料給油操作	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.3　代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉スクラム，ＬＯＣＡ発生及び全交流動力電源喪失の確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.3　代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉への注水機能喪失の確認（１／２）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.3　代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉への注水機能喪失の確認（２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.3　代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
炉心損傷確認	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	①	－	格納容器内雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	①	－	格納容器内雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
早期の電源回復不能判断及び対応準備	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.3　代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（１／６）	緊急用M／C電圧	1	1	1	③	緊急用M／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.3　代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（２／６）	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							サプレッション・プール水位	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.3　代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（３／６）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.3　代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（４／６）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.3　代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（５／６）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.3　代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（６／６）	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							サプレッション・プール水位	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	
	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.3　代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	格納容器内水素濃度（SA）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	格納容器内酸素濃度（SA）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2		
							ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
							［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.3　代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による冷却（1／3）	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.3　代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による冷却（２／３）	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							サプレッション・プール水位	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.3　代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による冷却（３／３）	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化により，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧により，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.3　代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱（１／２）	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化により，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧により，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.3　代替循環冷却系を使用できない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱（２／２）	フィルタ装置圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により，格納容器逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
							フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置スクラビング水温度により代替監視可能	
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2 1	2 1	2 1	① ①	－ －	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により，平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により，起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認パラメータ	－	－	－	－	－	－
	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認パラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉への注水機能喪失確認（１／２）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より，原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉への注水機能喪失確認（２／２）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より，原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	低圧代替注水系・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
早期の電源回復不能判断及び対応準備	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認パラメータ	－	－	－	－	－	－
高圧代替注水系による原子炉注水※（１／３）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より，原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧代替注水系による原子炉注水※（２／３）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より，原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧代替注水系による原子炉注水※（３／３）	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
緊急用海水系による冷却水（海水）の確保	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
代替循環冷却系による格納容器除熱	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	1	1	1	①	－	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	ポンプの吐出圧力からポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量と代替循環冷却系原子炉注入流量の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化により，サプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
炉心損傷確認	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急速減圧 （１／３）	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	2	2	1	①	－	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より，原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急速減圧（２／３）	原子炉水位（燃料域）	1	1	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より，原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急速減圧 （３／３）	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保 （１／２）	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位、西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							格納容器下部水位	10	10	10	格納容器下部水位の水位変化により，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能	
	格納容器下部水位	10	10	10	①	－	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，格納容器下部水位の代替監視可能	
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保 （２／２）	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
							ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
							［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により，原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
	格納容器下部水温	10	10	10	①	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）（１／２）	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	
	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）（２／２）	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
溶融炉心への注水（１／２）	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							格納容器下部水位	10	10	10	格納容器下部水位の水位変化により，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能	
	格納容器下部水温	10	10	10	①	－	－	－	－	－	－	－
	格納容器下部水位	10	10	10	①	－	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，格納容器下部水位の代替監視可能	
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							［格納容器下部雰囲気温度］	2	2	2	デブリの少量落下時（デブリ堆積高さ＜0.2m）において，格納容器下部雰囲気温度により，デブリが冠水されていることを代替監視可能。	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
溶融炉心への注水（２／２）	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							サプレッション・プール水位	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替循環冷却系による格納容器除熱（原子炉圧力容器破損後）	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替循環冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	ポンプの吐出圧力からポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量と代替循環冷却系原子炉注入流量の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化により，サプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（１／２）	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	
	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
							［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
							［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却 （２／２）	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
							ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
							［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば，格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
タンクローリによる燃料給油操作	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
対象なし												

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.4　水素燃焼

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
対象なし												

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

3.5　溶融炉心・コンクリート相互作用

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
対象なし												

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

4.1　想定事故１

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
使用済燃料プールの冷却機能喪失確認	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
	残留熱除去系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1		
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

4.1　想定事故１

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
使用済燃料プールの注水機能喪失確認	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
	残留熱除去系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1		
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

4.1　想定事故１

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水※	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1		
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備※	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

4.1　想定事故１

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1		
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

4.2　想定事故２

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
使用済燃料プール水位低下確認	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1		
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
使用済燃料プールの注水機能喪失確認	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
	残留熱除去系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1		
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

4.2　想定事故２

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水※	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1		
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備※	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

4.2　想定事故２

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1		
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	1	1		
							使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1		
	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

5.1　崩壊熱除去機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・プール水温度	3	3	3		
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系熱交換器入口温度と残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	残留熱除去系海水系，緊急用海水系の流量が確保されていることにより，最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
							緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1		
							緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1		
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持（１／２）	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

5.1　崩壊熱除去機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持（２／２）	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・プール水温度	3	3	3		
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系熱交換器入口温度と残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	残留熱除去系海水系，緊急用海水系の流量が確保されていることにより，最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
							緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1		
							緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1		
残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉注水（１／２）	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より，原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	1	1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

5.1　崩壊熱除去機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉注水（２／２）	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より，原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

5.1　崩壊熱除去機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能回復（１／２）	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より，原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	1	1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

5.1　崩壊熱除去機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能回復（２／２）	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より，原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・プール水温度	3	3	3		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

5.2　全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
全交流動力電源喪失による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）停止確認	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

5.2　全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の低圧状態維持	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（１／４）	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より，原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

5.2　全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（２／４）	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より，原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

5.2　全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（３／４）	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

5.2　全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 （４／４）	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の水位変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							サプレッション・プール水位	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

5.2　全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転による崩壊熱除去機能回復	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サプレッション・プール水温度	3	3	3		
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

5.3　原子炉冷却材の流出

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認（１／３）	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より，原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

5.3　原子炉冷却材の流出

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認 （２／３）	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より，原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

5.3　原子炉冷却材の流出

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認 （３／３）	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化により，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
							西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
							ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧により，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

5.3　原子炉冷却材の流出

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉注水（１／２）	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より，原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

5.3　原子炉冷却材の流出

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉注水（２／２）	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より，原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
							サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

5.4　反応度の誤投入

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
誤操作による反応度誤投入	起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により，起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
反応度誤投入後の原子炉スクラムの確認	起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により，起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

重大事故等対策の成立性

1. 可搬型計測器の接続操作

a．操作概要

重大事故等時に必要な監視パラメータへの給電（交流，直流）が困難な場合に，可搬型計測器を接続し，中央制御室にて計測，監視を行う。

b．作業揚所

中央制御室

c．必要要員数及び操作時間

可搬型計測器の接続，可搬型計測器による計測，監視に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：2 名（重大事故等対応要員 2 名）

所要時間目安：1 測定点当たり 63 分以内

所要時間内訳

・中央制御室までの移動時間：53 分

①出動準備：4 分

②放射線防護具の着用：12 分

③移動（緊急時対策所建屋から原子炉建屋付属棟 4 階空調機械室（原子炉建屋付属棟 1 階電気室入口扉を経由））：17 分

④放射線防護具の脱衣，身体サーベイ：16 分

⑤移動（原子炉建屋付属棟 4 階空調機械室から中央制御室）：4 分

・可搬型計測器 1 測定点当たりの時間：10 分

（2 測定点以降，連続で接続する場合は 10 分追加）

d．操作の成立性について

作業環境：室温は通常運転状態と同程度であり，周辺には支障となる設備はない。中央制御室内は可搬型照明が配備されており，建屋内常用照明消灯時における操作性を確保している。また，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携行している。

移動経路：ヘッドライト及びＬＥＤライトを携行し移動する。アクセスルート上に支障となる設備はない。また，放射性物質が

放出される可能性があることから，移動は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を必要により装備し，復路用を携行して移動する。

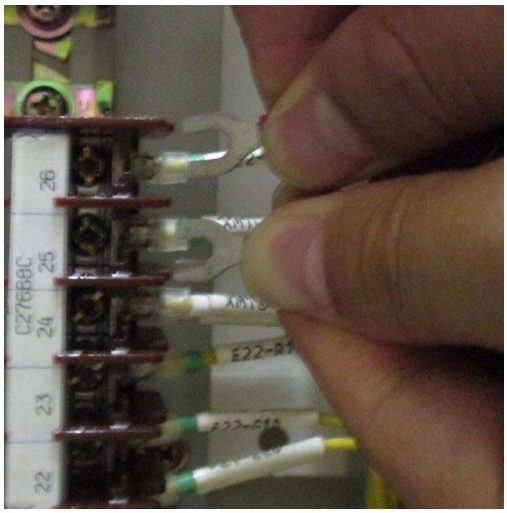
操 作 性：通常の端子リフト・接続操作であり，容易に実施可能である。

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

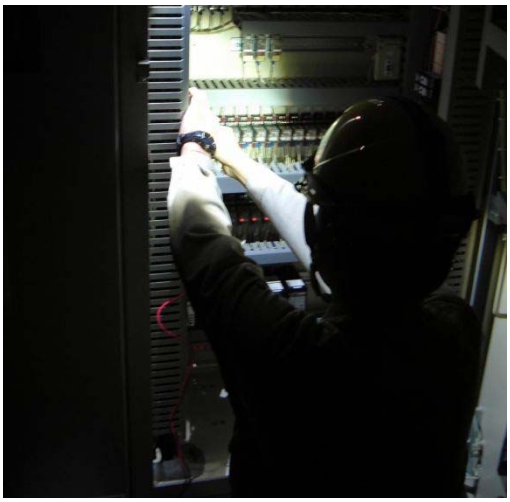
可搬型計測器
（温度，圧力，水位，流量計測用）

可搬型計測器
（圧力・水位・流量計測用）

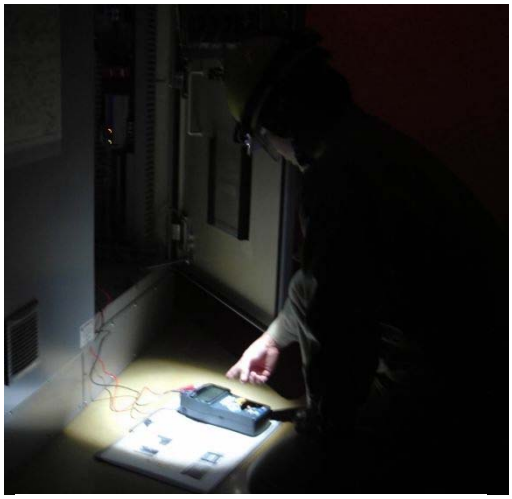
電池容量確認



可搬型計測器接続（拡大）



可搬型計測器接続



計測結果読み取り

可搬型計測器の必要個数整理（1／4）

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0～500℃	0～900℃	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0～10.5MPa［gage］	0～10.5MPa［gage］	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	原子炉圧力（ＳＡ）	0～10.5MPa［gage］	0～10.5MPa［gage］	2		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）	－3,800mm～1,500 ㎜※1	－3,800mm～1,500 ㎜※1	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	原子炉水位（燃料域）	－3,800mm～1,300 ㎜※2	－3,800mm～1,300 ㎜※2	2		差圧式水位検出器	中央制御室	
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	－3,800mm～1,500 ㎜※1	－3,800mm～1,500 ㎜※1	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	－3,800mm～1,300 ㎜※2	－3,800mm～1,300 ㎜※2	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	0～50L／s	0～50L／s	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50L／s	0～50L／s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	0～500L／s	0～500L／s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	0～500m^3／h	0～500m^3／h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	0～80m^3／h	0～80m^3／h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	0～300m^3／h	0～300m^3／h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	0～80m^3／h	0～80m^3／h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150m^3／h	0～150m^3／h	2		差圧式流量検出器	中央制御室	
	残留熱除去系系統流量	0～600L／s	0～600L／s	3		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	0～600L／s	0～600L／s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	

可搬型計測器の必要個数整理（2／4）

分類	監視パラメータ		監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）		0～500m^3／h	0～500m^3／h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）		0～500m^3／h	0～500m^3／h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量		0～300m^3／h	0～300m^3／h	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	－
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量		0～200m^3／h	0～200m^3／h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	－
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度		0～300℃	0～350℃	8	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度		0～200℃	0～350℃	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	サプレッション・プール水温度		0～200℃	0～500℃	3	1	測温抵抗体	中央制御室	
	格納容器下部水温		0～500℃※3（ペデスタル床面 0m，＋0.2m）※4	0～500℃	各 5	8	測温抵抗体	中央制御室	デブリ落下・堆積検知の高さごとに必要な個数（4 個×2 高さ分）を設定する。
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力		0～1MPa［abs］	0～1MPa［abs］	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	サプレッション・チェンバ圧力		0～1MPa［abs］	0～1MPa［abs］	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位		－1m～9m（EL. 2，030mm～12，030mm）※5	－1m～9m（EL. 2，030mm～12，030mm）※5	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	－
	格納容器下部水位	（高さ 1m 超検知用）	＋1.05m※4，※6（EL. 12，856mm）	＋1.05m※4，※6（EL. 12，856mm）	2	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
		（高さ 0.5m，1.0m 未満検知用）	＋0.50m，＋0.95m※4，※7（EL. 12，306mm，12，756mm）	＋0.50m，＋0.95m※4，※7（EL. 12，306mm，12，756mm）	各 2				
		（満水管理用）	＋2.25m，＋2.75m※4，※8（EL. 14，056mm，14，556mm）	＋2.25m，＋2.75m※4，※8（EL. 14，056mm，14，556mm）	各 2				
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）		0～100vol％	－	2	－※9	熱伝導式水素検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）		10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	－	2	－※9	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）		10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	－	2	－※9	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。

可搬型計測器の必要個数整理（3／4）

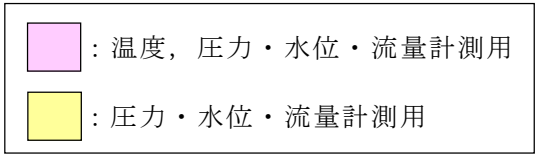
分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	10^{-1}cps～10^{6}cps ($1.0\times10^{3}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$) 0～40%又は0～125% ($1.0\times10^{8}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～$1.5\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	－	8	－※9	核分裂電離箱	－	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域計装	0～125% ($1.0\times10^{12}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～$1.0\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	－	2※10	－※9	核分裂電離箱	－	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0～100℃	0～350℃	2	1	熱電対	中央制御室	－
	フィルタ装置水位	180mm～5,500mm	180mm～5,500mm	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	－
	フィルタ装置圧力	0～1MPa［gage］	0～1MPa［gage］	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	－
	フィルタ装置スクラビング水温度	0～300℃	0～350℃	1	1	熱電対	中央制御室	－
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	－	2	－※9	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
		10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h	－	1	－※9	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol%	－	2	－※9	熱伝導式水素検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10^{-2}mSv／h～10^{5}mSv／h	－	2	－※9	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	0～350℃	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	0～350℃	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	残留熱除去系海水系系統流量	0～550L／s	0～550L／s	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	0～800m^{3}／h	0～800m^{3}／h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	0～50m^{3}／h	0～50m^{3}／h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	

可搬型計測器の必要個数整理（4／4）

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
水源の確保	代替淡水貯槽水位	0～20m	0～20m	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	－
	西側淡水貯水設備水位	0～6.5m	0～6.5m	1	1	電波式水位検出器	中央制御室	－
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0～10MPa［gage］	0～10MPa［gage］	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0～10MPa［gage］	0～10MPa［gage］	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0～10MPa［gage］	0～10MPa［gage］	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0～5MPa［gage］	0～5MPa［gage］	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0～5MPa［gage］	0～5MPa［gage］	2		弾性圧力検出器	中央制御室	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0～4MPa［gage］	0～4MPa［gage］	3		弾性圧力検出器	中央制御室	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0～4MPa［gage］	0～4MPa［gage］	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0～10vol％	－	2	－※9	触媒式水素検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
		0～20vol％	－	3		熱伝導式水素検出器	－	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0～300℃	0～350℃	4※11	2	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	0～25vol％	－	2	－※9	磁気力式酸素検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	－4，300mm～＋7，200mm（EL.35，077mm～46，577mm）※12	－	1	－※9	ガイドパルス式水位検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
		0～120℃	0～500℃	1※13	1	測温抵抗体	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	0～120℃	0～350℃	1※14		熱電対	中央制御室	
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	－	1	－※9	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
		10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h	－	1				
	使用済燃料プール監視カメラ	－	－	1	－※9	赤外線カメラ	－	可搬型計測器での測定対象外。

配備個数：可搬型計測器（温度，圧力，水位，流量計測用）を 20 個（測定時の故障を想定した 1 個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として 20 個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

：可搬型計測器（圧力・水位・流量計測用）を 19 個（測定時の故障を想定した 1 個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として 19 個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）



※1　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm）
※2　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※3　ＲＰＶ破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0m，0.2m 位置水温計兼デブリ検知器）
※4　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ
※5　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※6　ＲＰＶ破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計）
※7　ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ＜0.2m の場合）（高さ 0.5m，1.0m 未満水位計）
※8　ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≧0.2m の場合）（満水管理水位計）
※9　全交流動力電源喪失時は，水素・酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置（水位・温度（ＳＡ広域），監視カメラ）に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には，監視計器は使用可能である。
※10　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※11　2 基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置
※12　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※13　検出点 2 箇所
※14　検出点 8 箇所

代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の影響について

主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）を計測することが困難となった場合に，技術的能力 1.1～1.15 の作業着手の判断基準及び操作手順並びに有効性評価の判断及び確認について，代替パラメータを用いて判断した場合の影響について以下のとおり確認した。

なお，代替パラメータによる判断への影響を第 1 表に示す。

確認結果

(1) 代替パラメータによる各技術的能力の作業着手の判断基準及び操作手順並びに有効性評価の判断及び確認への影響について検討した結果，判断，操作に影響がないことを確認した。

(2) 炉心損傷後は，炉心冠水状態，溶融炉心の発生により原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器内が過熱状態となることも考えられることから，炉心損傷後においては，関連する複数のパラメータを確認し推定を行なうこととする。

また，これらの判断に使用する重要代替計器は，事故時の耐環境性等を有した重大事故等対処設備であり，他チャンネル計器での確認が期待できるため，判断及び操作に対する影響は無いと判断した。

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

以上

第１表　代替パラメータによる判断への影響（1／22）

分類	主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	手	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ②原子炉圧力（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は，原子炉水位が燃料有効長頂部以上の場合には，原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し，原子炉圧力容器内の温度は原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）で推定できるため，事故収束を行う上で問題とはならない。 原子炉水位が燃料有効長頂部以下の場合には，スクラム後の原子炉水位が燃料有効長頂部に到達してからの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定可能であり，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため正確な評価は困難だが，原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。 ③残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉圧力容器破損確認			
		有手	原子炉格納容器下部への注水判断			
		有手	原子炉除熱機能確認			
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	有手	高圧・低圧注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力（ＳＡ） ③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ広帯域） ③原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は，同じ仕様の原子炉圧力（ＳＡ）により監視可能であり，判断に与える影響はない。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの原子炉圧力容器内の圧力は上記①，②で推定ができるため，事故収束を行う上で問題とはならない。	なし
		有手	原子炉圧力容器減圧機能確認			
		手	炉心損傷確認			
		有手	原子炉圧力容器破損確認			
	原子炉圧力（ＳＡ）	有手	高圧・低圧注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ広帯域） ③原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力（ＳＡ）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，同じ仕様の原子炉圧力により監視可能であり，判断に与える影響はない。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの原子炉圧力容器内の圧力は上記①，②で推定ができるため，事故収束を行う上で問題とはならない。	なし
		有手	原子炉圧力容器減圧機能確認			
		手	炉心損傷確認			
		有手	原子炉圧力容器破損確認			

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（2／22）

分類	主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	有手	高圧・低圧注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③高圧代替注水系系統流量 ③低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ③低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ③低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ③低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ③代替循環冷却系原子炉注水流量 ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心スプレイ系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ③低圧炉心スプレイ系系統流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力（ＳＡ） ④サプレッション・チェンバ圧力	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②原子炉水位（広帯域）原子炉水位（燃料域）の監視が不可能になった場合は，同じ仕様の原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）により監視可能であり，判断に与える影響はない。なお，大破断ＬＯＣＡ等により原子炉格納容器温度が上昇し，ドライウェル雰囲気温度の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は，水位不明と判断する。水位不明と判断した場合は，下記③により推定する。 ③直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し，原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して，発電用原子炉の状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用でき，判断に与える影響はない。 ④原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉水位を推定する手段は，原子炉水位の監視が困難になった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における原子炉施設の状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用でき，判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉圧力容器減圧機能確認			
		手	炉心損傷確認			
		有手	原子炉圧力容器破損確認			

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（3／22）

分類	主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	有手	高圧・低圧注水機能確認	①原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②高圧代替注水系系統流量 ②低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ②低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ②低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ②低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ②代替循環冷却系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心スプレイ系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ②低圧炉心スプレイ系系統流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力（ＳＡ） ③サプレッション・チェンバ圧力	①原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）の監視が不可能になった場合は，同じ仕様の原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）により監視可能であり，判断に与える影響はない。なお，大破断ＬＯＣＡ等により原子炉格納容器温度が上昇し，ドライウェル雰囲気温度の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は，水位不明と判断する。水位不明と判断した場合は，下記②により推定する。 ②直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し，原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して，発電用原子炉の状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用でき，判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より原子炉水位を推定する手段は，原子炉水位の監視が困難になった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における原子炉施設の状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用でき，判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉圧力容器減圧機能確認			
		手	炉心損傷確認			
		有手	原子炉圧力容器破損確認			

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（4／22）

分類	主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	有手	高圧注水機能確認	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位，代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して，発電用原子炉の状態を考慮した推定としており，崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき，判断に与える影響はない。 ③各系統の流量の監視が不可能となった場合は，ポンプ吐出圧力からポンプの注水特性を用いて，流量を確認することで，原子炉圧力容器への注水量を把握することができ，判断に与える影響はない。	なし
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	有手	低圧注水機能確認	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）		なし
	代替循環冷却系原子炉注水流量	有手	低圧注水機能確認	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力		なし
	原子炉隔離時冷却系系統流量	有手	高圧注水機能確認	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力		なし
	高圧炉心スプレイ系系統流量	有手	高圧注水機能確認	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子度水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力		なし

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　[　]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（5／22）

分類	主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	有手	低圧注水機能確認	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位，代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して，発電用原子炉の状態を考慮した推定としており，崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき，判断に与える影響はない。 ③各系統の流量の監視が不可能となった場合は，ポンプ吐出圧力からポンプの注水特性を用いて，流量を確認することで，原子炉圧力容器への注水量を把握することができ，判断に与える影響はない。	なし
	低圧炉心スプレイ系系統流量	有手	低圧注水機能確認	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力		なし

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（6／22）

分類	主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	有手	原子炉格納容器冷却機能確認	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②サプレッション・プール水位	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は，水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②注水先のサプレッション・プール水位の変化量から注水量を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	有手	原子炉格納容器冷却機能確認	①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	①代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は,代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量から代替循環冷却系原子炉注水流量を差し引いて，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	有手	原子炉格納容器冷却機能確認	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②格納容器下部水位	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は，水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器下部へ注水した場合は，計測範囲内において適用可能である。なお，原子炉格納容器下部への注水目的は，原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため，初期水張り高さ（＋1.05m），ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ＜0.2m の場合）高さ（＋0.5m，＋0.95m）及びＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≧0.2m の場合）高さ（＋2.25m，＋2.75m）が計測されれば良いため，事故対応を行う上で必要な状態を把握でき，判断に与える影響はない。	なし

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（7／22）

分類	主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	有手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力 ③サプレッション・チェンバ圧力	①ドライウェル雰囲気温度の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②ドライウェル雰囲気温度の計測が不可能となった場合は，原子炉格納容器内が飽和温度にある場合に限定されるが，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期において一時的に原子炉に格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから，原子炉格納容器の過温破損防止に必要な情報を得ることができ，判断に与える影響はない。 ③サプレッション・チェンバ圧力により，上記②と同様にドライウェル雰囲気温度を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認			
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	有手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・プール水温度 ③サプレッション・チェンバ圧力	①サプレッション・チェンバ雰囲気温度の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様のサプレッション・プール水温度により推定可能であり，原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ③サプレッション・チェンバ雰囲気温度の計測が不可能となった場合は，原子炉格納容器内が飽和温度にある場合に限定されるが，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから，原子炉格納容器の過温破損防止に必要な情報を得ることができ，判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認			

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（8／22）

分類	主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	有手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	①サプレッション・プール水温度の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様のサプレッション・チェンバ雰囲気温度により推定可能であり，原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認			
		手	原子炉圧力容器減圧機能確認			
		有手	サプレッション・プール冷却機能確認			
	格納容器下部水温	有手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル	①格納容器下部水温の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 なお，デブリの落下，堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計５個（予備１個含む）設置し，ＲＰＶ破損の早期判断の観点から，２個以上が上昇傾向（デブリ落下による水温上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）することでＲＰＶ破損を検知可能であり，判断に与える影響はない。 また，十分な量のデブリ堆積検知の観点から，３個以上がオーバースケール（デブリの接触による温度上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）した場合は，ペデスタル満水注水を行うため，判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器下部への注水判断			

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（9／22）

分類	主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	有手	原子炉圧力容器破損確認	①サプレッション・チェンバ圧力 ②ドライウェル雰囲気温度 ③［ドライウェル圧力］※3	①ドライウェル圧力の監視が不可能となった場合は，ドライウェルとサプレッション・チェンバは，真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから，同じ仕様のサプレッション・チェンバ圧力により推定可能であり，原子炉格納容器の過圧破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定されるが，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ，判断に与える影響はない。 ③常用計器でドライウェル圧力を監視可能であれば，判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認			
	サプレッション・チェンバ圧力	有手	原子炉圧力容器破損確認	①ドライウェル圧力 ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ③［サプレッション・チェンバ圧力］※3	①サプレッション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合は，ドライウェルとサプレッション・チェンバは，真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから，同じ仕様のドライウェル圧力により推定可能であり，原子炉格納容器の過圧破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定されるが，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ，判断に与える影響はない。 ③常用計器でサプレッション・チェンバ圧力を監視可能であれば，判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認			

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（10／22）

分類	主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	有手	原子炉圧力容器破損確認	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②代替淡水貯槽水位 ②西側淡水貯水設備水位 ③ドライウェル圧力 ③サプレッション・チェンバ圧力	①サプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は，低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②水源である代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の水位変化によりサプレッション・プール水位を推定可能であり，判断に与える影響はない。 ③ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサプレッション・プール水位を推定する手段は，計測範囲が限定されるものの，原子炉格納容器内の水位は上記①，②で推定できるため，事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。	なし
		有	原子炉冷却材流出確認			
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認			
	格納容器下部水位	有手	原子炉格納容器下部注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ③代替淡水貯槽水位 ③西側淡水貯水設備水位 ④［格納容器下部雰囲気温度］※3	①格納容器下部水位の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により，格納容器下部水位を推定可能であり，判断に与える影響はない。 ③水源である代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の水位変化により推定可能であり，判断に与える影響はない。 ④常用計器で格納容器下部雰囲気温度を監視可能であれば，判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②［格納容器内水素濃度］※3	①格納容器内水素濃度（ＳＡ）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②常用計器で格納容器内水素濃度を監視可能であれば，判断に与える影響はない。	なし
		手	格納容器ベント判断			

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（11／22）

分類	主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	有手	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	①格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）の監視が不可能となった場合は，同じ仕様の格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）により推定可能であり，炉心損傷を推定する上で判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉格納容器除熱機能確認			
	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	有手	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	①格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の監視が不可能となった場合は，同じ仕様の格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）により推定可能であり，炉心損傷を推定する上で判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉格納容器除熱機能確認			

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（12／22）

分類	主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	有手	原子炉スクラム確認	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③［制御棒操作監視系］※3	①起動領域計装の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②起動領域計装の監視が不可能となった場合は，平均出力領域計装より推定可能であり，判断に与える影響はない。 ③制御棒は，発電用原子炉が低温状態において臨海未満に維持できる設備であるため，その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより，発電用原子炉の未臨界を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認			
	平均出力領域計装	有手	原子炉スクラム確認	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域計装 ③［制御棒操作監視系］※3	①平均出力領域計装の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②平均出力領域計装の計測が不可能となった場合は，起動領域計装より推定可能であり，判断に与える影響はない。 ③制御棒は，発電用原子炉が低温状態において臨海未満に維持できる設備であるため，その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより，発電用原子炉の未臨界を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認			
	［制御棒操作監視系］※3	有手	原子炉スクラム確認	①起動領域計装 ②平均出力領域計装	①制御棒操作監視系の監視が不可能となった場合は，起動領域計装より発電用原子炉の出力を監視可能であり，判断に与える影響はない。 ②平均出力領域計装により発電用原子炉の出力を監視可能であり，判断に与える影響はない。	なし

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（13／22）

分類		主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サプレッション・プール水温度	有手	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	①サプレッション・プール水温度の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ内の温度を同じ仕様のサプレッション・チェンバ雰囲気温度により推定可能であり，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
		代替循環冷却系ポンプ入口温度			①残留熱除去系熱交換器出口温度	①代替循環冷却系ポンプ入口温度の監視が不可能となった場合は，同じ仕様の残留熱除去系熱交換器出口温度により推定可能であり，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
		代替循環冷却系原子炉注水流量			①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ④原子炉圧力容器温度	①代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は,水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位の水位変化から注水量を推定可能であり，判断に与える影響はない。 ③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量から代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を差し引いて，代替循環冷却系原子炉注水流量を推定可能であり，判断に与える影響はない。 ④除熱対象である原子炉圧力容器温度の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ，判断に与える影響はない。	なし

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（14／22）

分類		主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	有手	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱確認	①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②サプレッション・プール水温度 ②ドライウェル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	①代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量から代替循環冷却系原子炉注水流量を差し引いて，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②除熱対象であるサプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ，判断に与える影響はない。	なし
	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	有手	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		フィルタ装置圧力			①ドライウェル圧力 ①サプレッション・チェンバ圧力 ②フィルタ装置スクラビング水温度	①フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ，判断に与える影響はない。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		フィルタ装置スクラビング水温度			①フィルタ装置圧力	①飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）			①主要パラメータ（フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ））の他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		フィルタ装置入口水素濃度			①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度（ＳＡ）	①フィルタ装置入口水素濃度の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素が格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから，格納容器内水素濃度（ＳＡ）により推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　[　]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（15／22）

分類		主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	有手	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	有手	残留熱除去系による原子炉格納容器除熱確認	①原子炉圧力容器温度 ①サプレッション・プール水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は，除熱対象である原子炉圧力容器温度，サプレッション・プール水温度の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ，判断に与える影響はない。	なし
		残留熱除去系熱交換器出口温度			①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系海水系系統流量 ②緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ②緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度を推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②残留熱除去系海水系又は緊急用海水系の流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため，最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ，判断に与える影響はない。	なし
		残留熱除去系系統流量			①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて残留熱除去系系統流量を確認することで，原子炉格納容器への注水量を把握することができ，判断に与える影響はない。	なし

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　[　]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（16／22）

分類		主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	有手	インターフェイスシステムＬＯＣＡの判断	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，同じ仕様の原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ，判断に与える影響はない。	なし
		原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）			①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域）	①同じ仕様の原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ，判断に与える影響はない。	なし
		原子炉圧力			①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力（ＳＡ） ③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ広帯域） ③原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は，同じ仕様の原子炉圧力（ＳＡ）で原子炉圧力容器内の圧力を監視することができ，判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの，原子炉圧力容器内の圧力は上記①，②で推定可能であり，事故収束を行う上で問題とならない。	なし
		原子炉圧力（ＳＡ）			①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ広帯域） ③原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力（ＳＡ）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，同じ仕様の原子炉圧力で原子炉圧力容器内の圧力を監視することができ，判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの，原子炉圧力容器内の圧力は上記①，②で推定可能であり，事故収束を行う上で問題とならない。	なし

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（17／22）

分類		主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
格納容器バイパスの監視	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度	有手	インターフェイスシステムＬＯＣＡの判断	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力	①ドライウェル雰囲気温度の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期に一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから，適用可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		ドライウェル圧力			①サプレッション・チェンバ圧力 ②ドライウェル雰囲気温度 ③［ドライウェル圧力］※3	①ドライウェル圧力の監視が不可能となった場合は，ドライウェルとサプレッション・チェンバは，真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから，同じ仕様のサプレッション・チェンバ圧力により推定可能であり，原子炉格納容器の過圧破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定されるが，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期に一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ，判断に与える影響はない。 ③常用計器でドライウェル圧力を監視可能であれば，判断に与える影響はない。	なし

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（18／22）

分類		主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
格納容器バイパスの監視	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	有手	インターフェイスシステムＬＯＣＡの判断	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ） ②［エリア放射線モニタ］※3	①高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，格納容器バイパスが発生した場合（発生箇所の隔離まで）は，原子炉圧力と破損箇所が同様の傾向を示すことから，判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示上昇傾向を把握することができ，格納容器バイパス事象が発生したことを推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力			①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ） ②［エリア放射線モニタ］※3	①原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，格納容器バイパスが発生した場合（発生箇所の隔離まで）は，原子炉圧力と破損箇所が同様の傾向を示すことから，判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示上昇傾向を把握することができ，格納容器バイパス事象が発生したことを推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力			①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ） ②［エリア放射線モニタ］※3	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，格納容器バイパスが発生した場合（発生箇所の隔離まで）は，原子炉圧力と破損箇所が同様の傾向を示すことから，判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示上昇傾向を把握することができ，格納容器バイパス事象が発生したことを推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力			①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ） ②［エリア放射線モニタ］※3	①低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，格納容器バイパスが発生した場合（発生箇所の隔離まで）は，原子炉圧力と破損箇所が同様の傾向を示すことから，判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示上昇傾向を把握することができ，格納容器バイパス事象が発生したことを推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（19／22）

分類	主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
水源の確保	サプレッション・プール水位	有手	高圧・低圧注水機能確認	①高圧代替注水系系統流量 ①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心スプレイ系系統流量 ①残留熱除去系系統流量 ①低圧炉心スプレイ系系統流量 ②常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①サプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ内のプール水を水源とする各系統の注水量と直前まで判明していたサプレッション・プールの水位容量曲線を用いて推定するため，必要な水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることを推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②各ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することで，必要な水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることを推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　[　]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（20／22）

分類	主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
水源の確保	代替淡水貯槽水位	有手	低圧注水機能確認	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域） ②サプレッション・プール水位 ③常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	①代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合は，代替淡水貯槽を水源とする各系統の注水量と直前まで判明していた代替淡水貯槽の水位に水位容量曲線を用いて推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位又はサプレッション・プール水位の水位変化を確認することで，必要な水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定可能であり，判断に与える影響はない。 ③常設低圧代替注水系ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することにより，必要な水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
	西側淡水貯水設備水位	有手	低圧注水機能確認	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン） ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域） ②サプレッション・プール水位	①西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は，西側淡水貯水設備を水源とする各系統の注水量と直前まで判明していた西側淡水貯水設備の水位に水位容量曲線を用いて推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位又はサプレッション・プール水位の水位変化を確認することで，必要な水源である西側淡水貯水設備水位が確保されていることを推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（21／22）

分類	主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	手	原子炉建屋内水素濃度確認	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素再結合器動作監視装置	①原子炉建屋水素濃度の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉建屋内の水素が静的触媒式水素再結合器で処理された場合，発熱反応が生じ，装置の入口と出口温度に差が生じる。温度差を測定することにより静的触媒式水素再結合器に入る水素濃度を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ） ②ドライウェル圧力 ②サプレッション・チェンバ圧力 ③［格納容器内酸素濃度］※3	①格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ②格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の監視が不可能になった場合は，炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なＧ値を入力とした評価結果（解析結果）では，実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが，原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する上で判断に与える影響はない。 ②ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力を確認し，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握することは，炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なＧ値を入力とした評価結果（解析結果）の信頼性を上げることとなることから，原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。 ③常用計器で格納容器内酸素濃度を監視可能であれば，判断に与える影響はない。	なし
		手	格納容器ベント判断			

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第１表　代替パラメータによる判断への影響（22／22）

分類	主要パラメータ	判断基準※1		代替パラメータ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①使用済燃料プール温度（ＳＡ） ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ②使用済燃料プール監視カメラ	①同じ仕様の使用済燃料プール温度（ＳＡ）で使用済燃料プールの温度を計測することができ，使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ①水位／放射線量率の関係を利用して，必要な水位が確保されていることを推定でき，使用済燃料プールを監視する上で判断に与える影響はない。 ②使用済燃料プールの状態を監視する上で判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ②使用済燃料プール監視カメラ	①同じ仕様の使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ）で使用済燃料プールの温度を計測することができ，使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②使用済燃料プールの状態を監視する上で判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） ②使用済燃料プール温度（ＳＡ） ②使用済燃料プール監視カメラ	①水位／放射線量率の関係を利用して，必要な水位が確保されていることを推定でき，使用済燃料プールを監視する上で判断に与える影響はない。 ②使用済燃料プールの状態を監視する上で判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料プール監視カメラ	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） ①使用済燃料プール温度（ＳＡ） ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①水位／放射線量率の関係を利用して，必要な水位が確保されていることを推定でき，使用済燃料プールを監視する上で判断に与える影響はない。	なし

※1　有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
※2　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

原子炉水位不明時の対応について

1. 概　要

重大事故等対処設備とする原子炉水位は，原子炉水位（ＳＡ広帯域）及び原子炉水位（ＳＡ燃料域）があり，それぞれの計測範囲で原子炉圧力容器内の水位を確認する。

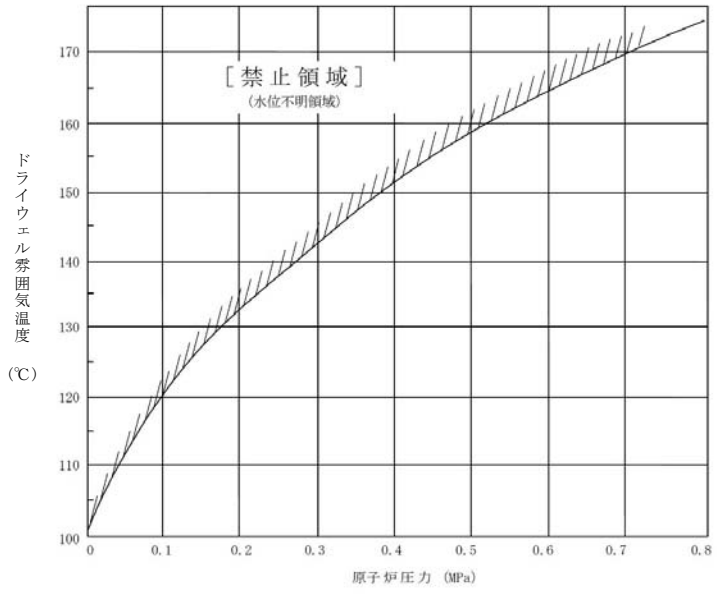
2. 水位不明判断条件

以下のいずれかに該当する場合，原子炉水位不明と判断する。

ａ．原子炉水位の電源が喪失した場合

ｂ．原子炉水位の指示に「ばらつき」があり，原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることが判定できない場合

ｃ．ドライウェル雰囲気温度が，原子炉圧力に対する飽和温度に達した場合（非常時運転手順書Ⅱの中で定める水位不明判断曲線で水位不明領域に入った場合）



第1図　水位不明判断曲線

3. 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における水位不明時の対応について

有効性評価の格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスでは，原子炉冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ発生）により，第1図に示す水位不明領域となるため，運転員は水位不明を判断する。水位不明を判断した場合，原子炉水位Ｌ０まで冠水させるために必要な水量を注水し，その後，崩壊熱による蒸発量相当の注水量に流量調整することで，損傷炉心の冷却を維持することとする。

4. 炉心損傷後における水位不明判断時の対応手順について

上記のとおり，炉心損傷後の対応手順として，水位不明を判断し外部水源に期待した原子炉注水を実施する場合には，手順に従い，第1表に示す原子炉水位Ｌ０まで水位回復させるために必要な注水時間を230m^3／h以上で継続して注水する。原子炉水位Ｌ０到達後に崩壊熱による蒸発量相当の注水量よりも多い注水量で注水する場合には，原子炉に持ち込んだ水がＬＯＣＡ破断口から格納容器へ流出しサプレッション･プール水位の上昇につながるため，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の開始時間が早まる。そのため，原子炉水位Ｌ０到達までに必要な注水時間の注水を実施した後は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を可能な限り遅延させ環境への影響を低減させるため，崩壊熱による蒸発量相当の注水量とする。

なお，代替循環冷却系の起動等によりサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水に切り替える場合には，崩壊熱による蒸発量相当の注水量には変更せず，所定の流量での注水を継続する。

第1表に示す必要注水時間は,原子炉底部から原子炉水位Ｌ０まで冠水させるために必要な注水量に加え，注水開始時点での崩壊熱除去に必要な注水量

を考慮し設定した。

第1表　水位不明時の必要注水時間

原子炉水位Ｌ０到達までに必要な注水時間 （注水流量230m^3／h以上）	
原子炉注水開始時間 （原子炉停止後の経過時間）	注水時間
5分～	55分
10分～	50分
15分～	45分
25分～	40分
1時間～	35分
12時間～	30分

5.　水位不明判断時の原子炉水位の推定手段について

上記のとおり，水位不明と判断した場合，原子炉注水流量及び必要な注水時間により，原子炉水位Ｌ０位置までの水位回復を判断する。

その後，原子炉水位をＬ０以上で維持するためには，崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上での注水の継続及び原子炉圧力容器下部が健全であることが必要となる。仮に原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合には，原子炉水位Ｌ０以上を維持できない可能性があるが，漏えい水がペデスタル（ドライウェル部）へ落下することで，格納容器下部水位及び格納容器下部水温が上昇すると考えられるため，以下のパラメータによって損傷炉心の冷却維持を判断することとする。

・崩壊熱相当の注水量以上で原子炉注水を継続していること

・格納容器下部水位又は格納容器下部水温の上昇がないこと

代替循環冷却系等のサプレッション・チェンバを水源とした注水手段を確保できる場合には，崩壊熱相当及び漏えいを補う注水量以上で注水を継続することで，原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合でも，サプレッション・プールの水位上昇を防止しつつ損傷炉心の冷却維持を図る。

一方，代替循環冷却系が使用できない場合において，原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合等には，原子炉水位Ｌ０到達の判断後に原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の注水量とすると，原子炉水位が低下し損傷炉心の冷却維持ができない可能性がある。この場合，その後の事象進展により原子炉下部プレナムへ溶融炉心が移行することになるが，原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で，損傷炉心の冷却失敗を判断し，原子炉圧力容器破損に備えた対応を実施することとする。

上記のとおり，崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整した場合，損傷炉心の冷却維持ができず，いずれは原子炉圧力容器の破損に至る可能性があるが，崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整しない場合（流量低下しない場合）においても，いずれはサプレッション・プール水位の上昇により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を実施することとなり，サプレッション・チェンバからのベントライン水没防止のために原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の注水量に減少させる必要があり，その後，原子炉圧力容器の破損に至ることになる。

そのため，格納容器下部水位及び格納容器下部水温の上昇等により，損傷炉心の冷却失敗の兆候を確認した場合には，原子炉注水流量を増加させることはせず，原子炉水位Ｌ０到達を判断した時点で崩壊熱による蒸発量相当の注水量に変更することにより，サプレッション・プール水位上昇を抑制し，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の実施を可能な限り遅延させることとする。したがって，破断位置等の違いによる注水手順の差異は生

じない。

上記の原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段について第2表に示す。なお，流量計指示が正常な状況で崩壊熱による蒸発量相当の注水が失敗している場合には，流量計下流での注水配管の破断による漏えいが考えられるが,その場合に有意な変化を示すと考えられるパラメータを第3表に示す。格納容器スプレイの実施によりドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続しない等，状況によっては正確な判断が難しい場合が存在するが，第3表に記載の場合は注水失敗の傾向を判断することが可能と考えられる。ただし，注水が失敗している傾向を確認した場合においても崩壊熱による蒸発量相当の注水を継続し，最終的には原子炉圧力容器表面温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で注水不可を判断することとする。

第2表　原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段

推定事項	判断パラメータ
原子炉水位Ｌ０までの水位回復判断	原子炉注水流量と必要注水時間
損傷炉心の冷却維持判断 （原子炉水位Ｌ０以上の水位維持）	原子炉水位Ｌ０到達判断後，以下の全てを満たすことで損傷炉心の冷却維持を判断する ・原子炉注水流量　：崩壊熱による蒸発量相当の注水量の確保 ・格納容器下部水位　：上昇がないこと ・格納容器下部水温　：上昇がないこと
損傷炉心の冷却失敗判断 （原子炉水位Ｌ０以下に低下，炉心損傷の進展）	原子炉圧力容器温度（下鏡部）：300℃到達

第3表　パラメータ推移

漏えい個所	パラメータの推移
原子炉建屋内で 漏えいしている場合	・原子炉建屋内の漏えい検知設備の作動により，注水系統からの漏えいを判断可能な場合がある ・原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができていない場合，発生した蒸気が炉心部で過熱され，過熱蒸気として格納容器内に流出するため，格納容器スプレイを実施していない場合においては，ドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある ・常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある
格納容器内で 漏えいしている場合	・原子炉へ注入する冷却水がドライウェルからベント管を通じてサプレッション・チェンバに移行することで，サプレッション・プール水位が上昇する可能性がある ・原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができていない場合，発生した蒸気が炉心部で過熱され，過熱蒸気として格納容器内に流出するため，格納容器スプレイを実施していない場合においては，ドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある ・常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある

原子炉圧力容器の破損判断について

1. 原子炉圧力容器の破損に係る判断パラメータの考え方

炉心損傷後に原子炉へ注水されない場合，溶融炉心が原子炉圧力容器（以下「ＲＰＶ」という。）の炉心下部プレナムに落下（リロケーション）し，その後ＲＰＶが破損することとなるが，リロケーション後のＲＰＶ破損のタイミングには不確かさが存在する。ＲＰＶ破損後は，ペデスタル（ドライウェル部）に溶融炉心が落下することにより，ペデスタル（ドライウェル部）のプール水の蒸発及び水蒸気発生に伴う格納容器圧力上昇が生じることから，格納容器スプレイ及びペデスタル(ドライウェル部)注水を実施するために，ＲＰＶ破損を速やかに判断する必要がある。

このため，ＲＰＶ破損前に，事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下，リロケーション）を検知できる【破損徴候パラメータ】によって，ＲＰＶ破損の徴候を検知し，徴候を検知した以降のＲＰＶ破損に至るまでの間はＲＰＶ破損を検知可能なパラメータ【破損判断パラメータ】を継続的に監視することによって，ＲＰＶ破損の速やかな判断が可能となるようにする。

2.　個別パラメータ設定の考え方（第１表）

破損徴候パラメータとしては，事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下，リロケーション）を検知可能なパラメータを設定する。

また，破損判断パラメータは，次の①及び②に適合するパラメータから設定する。

①ＲＰＶ破損以外の原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因により，ＲＰＶ破損と同様の傾向を示すことがないパラメータ（ＲＰＶ破損の誤検知防止）（別添）

②溶融炉心の落下挙動の不確かさ※を考慮した場合でも，変化幅が大きいパラメータ（ＲＰＶ破損の速やかな判断）

※　原子炉注水機能が喪失した状態でＲＰＶが破損した場合には，制御棒駆動機構ハウジング等のＲＰＶ貫通部溶接箇所が破損し，アブレーションによる破損口の拡大を伴いながら下部ヘッドに堆積した溶融炉心が継続的にペデスタル（ドライウェル部）へ落下する可能性が高いと考えられる。ただし，ＲＰＶ破損前に原子炉注水機能が復旧した場合等，少量の溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下する不確かさも存在すると考えられる。

破損徴候パラメータ及び破損判断パラメータは全て中央制御室で確認できるものとし，ＲＰＶ破損の速やかな判断を可能とする。

【破損徴候パラメータ】

・原子炉水位の「低下（喪失）」

・制御棒位置の指示値の「喪失数増加」

・ＲＰＶ下鏡部温度（第１図）が「300℃到達」

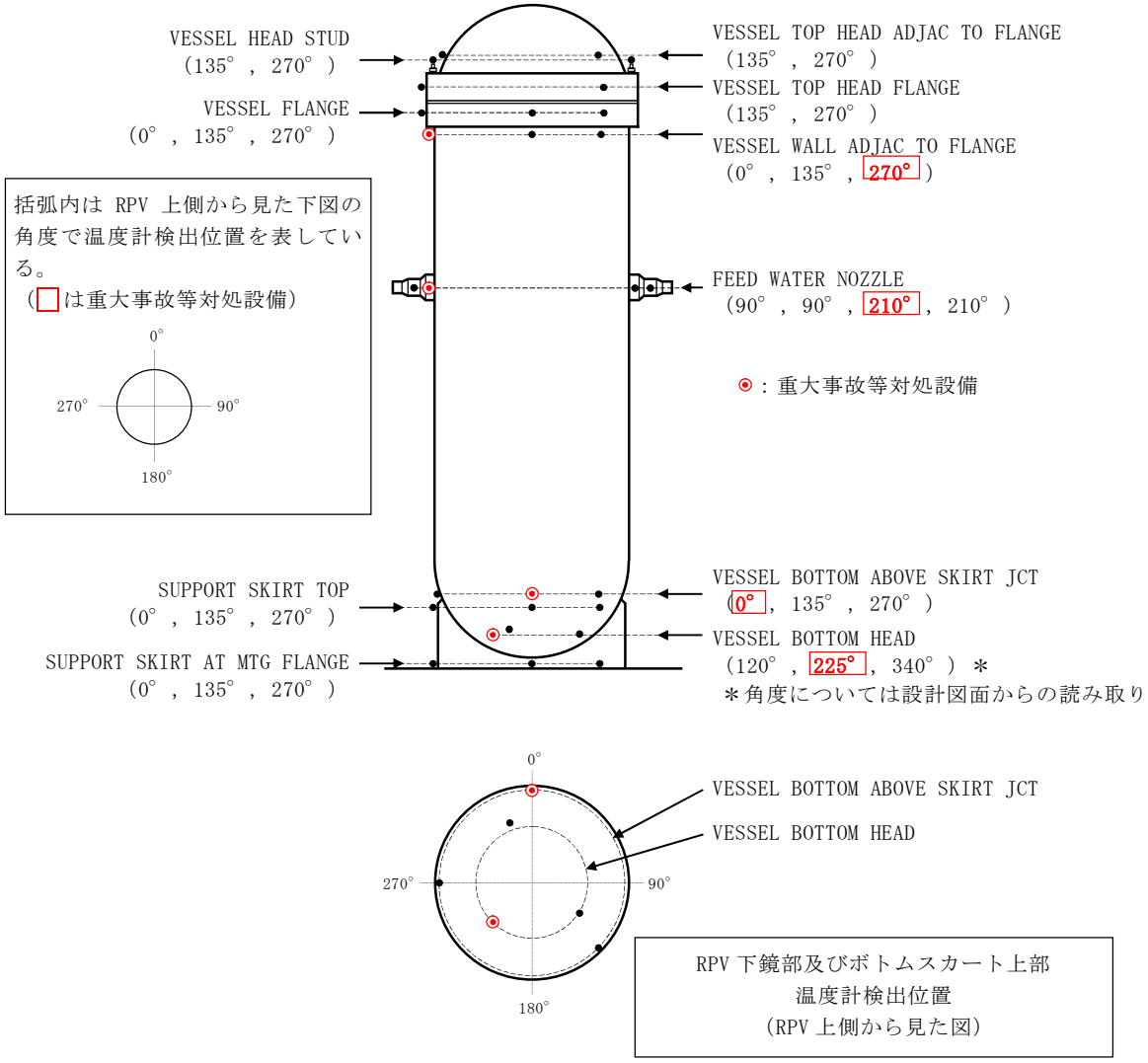
【破損判断パラメータ】

・格納容器下部水温の「上昇」又は「指示値喪失」

なお，従来の非常時運転手順書Ⅲ及びアクシデントマネジメントガイドでは，“原子炉圧力の低下”“ドライウェル圧力の上昇”“ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度の上昇”“ドライウェル雰囲気温度の上昇”等を破損判断パラメータ（ＲＰＶ破損時の変化が顕著で，同一のタイミングで変化した場合には破損判断の確実性が高いと考えられるパラメータ）及び破損判断の参考パラメータ（ＲＰＶ破損時のあるパラメータの副次的な変化として確認されるパラメータやＲＰＶ破損時の変化幅が小さいパラメータ等）として定め，パラメータの挙動から総合的にＲＰＶ破損を判定することとしていた。しかし，これらのパラメータは，溶融炉心少量落下時のようにパラメータの変化幅が小さい場合など，上記①②のいずれかを満足せず，ＲＰＶ破損を誤検知する可能性や速やかな判断に支障を来す可能性がある。このため，ＲＰＶ破損の判断パラメータから除外するとともに，新規にペデスタル（ドライウェル部）水温に係る計装設備として格納容器下部水温計を設置し，破損判断パラメータとして設定する。

第１表　過渡事象及びＬＯＣＡ事象時のＲＰＶ破損判断パラメータ設定の理由

パラメータ	設定の理由
【破損徴候パラメータ】	
原子炉水位	原子炉水位の低下・喪失により，リロケーションに先立ち発生する炉心の露出を検知するものであり，ＲＰＶ破損前における事象進展の把握のため設定。
制御棒位置	ＲＰＶ下部に制御棒位置検出のためのケーブルが設置されており，溶融炉心が下部プレナムに落下した際のケーブル接触に伴う指示値喪失を検知することによりリロケーションの発生を検知可能であり，ＲＰＶ破損前における事象進展の把握のため設定。
ＲＰＶ下鏡部温度	ＲＰＶ下鏡部温度 300℃到達を検知することにより，リロケーション発生後におけるＲＰＶ下鏡部の温度上昇を検知可能であり，破損徴候パラメータとして設定可能。なお，ＲＰＶ内が 300℃到達の状態は，逃がし安全弁（安全弁機能）最高吹出圧力に対する飽和温度を超えており，ＲＰＶ内が過熱状態であることを意味するため，リロケーション前に下部プレナムに水がある状態では到達しない。
【破損判断パラメータ】	
格納容器下部水温	・ＲＰＶ下鏡部温度により破損徴候を判定した以降，ペデスタル（ドライウェル部）の水温が顕著に上昇するのはＲＰＶ破損時のみであり，ＲＰＶ破損の誤検知のおそれはない。 ・少量の溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下する不確かさを考慮しても，格納容器下部水温計の上昇又は指示値喪失により，ＲＰＶ破損の速やかな判断が可能。
【従来の破損判断パラメータ等】	
・原子炉圧力 ・ドライウェル圧力 ・ドライウェル雰囲気温度 ・ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度，等	以下の理由により，破損判断パラメータとして設定しない （・ＬＯＣＡ事象のリロケーション時等，ＲＰＶ破損時と同様の傾向を示す場合が存在する。 又は ・少量の溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下する不確かさを考慮した場合，変化幅が小さい。）



第 58 条で重大事故等対処設備とする温度計の検出位置は代表性を考慮してＲＰＶ上部，中部，下鏡部及びボトムスカート上部各々1 箇所としている。

炉心損傷が進み損傷炉心が溶融すると，炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行する。その後，溶融炉心が下部プレナムの構造物を溶融し，炉心支持板の上にある溶融炉心が全て下部プレナムに落下するとともに，下鏡部の温度が上昇し，いずれはＲＰＶ破損に至る。このようにＲＰＶ破損前には，下部プレナムに全量の溶融炉心が落下することを考慮すると，ＲＰＶ破損の徴候を検知するには下鏡部の 1 つの温度計で十分と考えられるが，東海第二発電所では高さ方向及び径方向ともに位置的に分散された 2 箇所の温度計を重大事故等対処設備とし，ＲＰＶ破損徴候の検知性の向上を図っている。

第 1 図　ＲＰＶ温度計検出位置

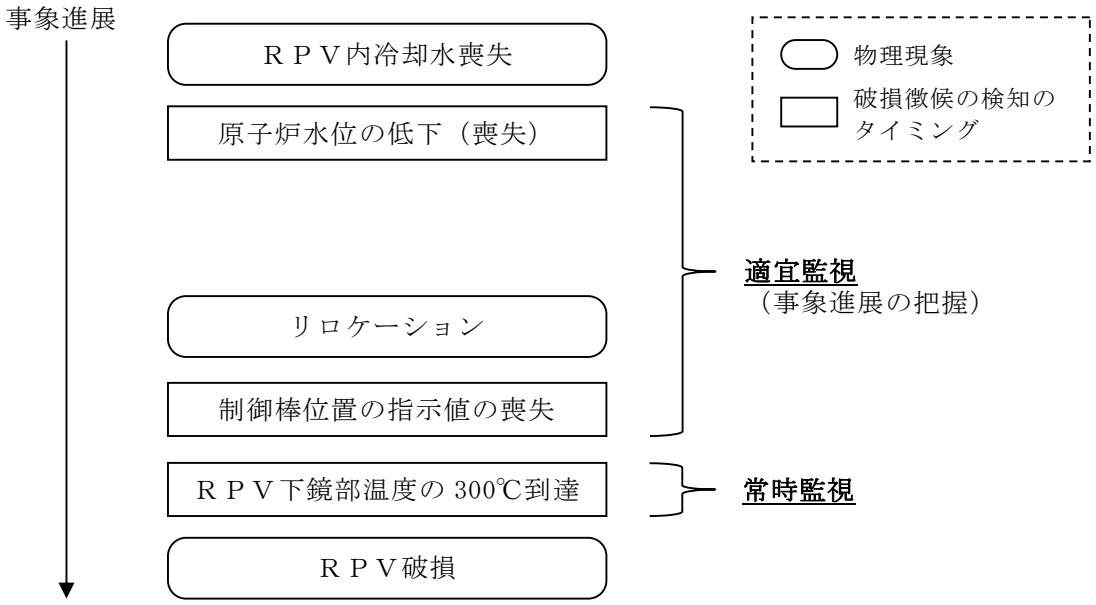
3.　個別パラメータによる検知の考え方について

2.で示した複数の個別パラメータを用いた，ＲＰＶ破損の徴候及びＲＰＶ破損の検知方法について以下に記載する。

(1)　ＲＰＶ破損の徴候の検知方法について

第2図のとおり，事象発生後は，ＲＰＶ内冷却水喪失，炉心損傷，リロケーションといった物理現象が事故の進展に応じて発生するが，その間に“原子炉水位の低下（喪失）”，“制御棒位置の指示値の喪失”及び“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”が検知され，その後ＲＰＶが破損することとなる。

そこで，“原子炉水位の低下（喪失）”や“制御棒位置の指示値の喪失”を検知している状態では，機能喪失した機器の復旧等の作業を並行して実施する可能性等を考慮して破損判断パラメータを適宜監視することとするが，“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”を検知すればやがてＲＰＶ破損に至る可能性が高い状況であると判断し，破損判断パラメータを常時監視することとする。



第2図　ＲＰＶ破損までの事象進展

(2)　ＲＰＶ破損の検知方法について

ＲＰＶ破損の誤検知防止及びＲＰＶ破損の速やかな判断の観点から，“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”が検知された場合に，ＲＰＶ破損を判断することとする。

なお，格納容器下部水温を計測する測温抵抗体式温度計については，水温上昇そのものを検知するほか，測温部に高温の溶融炉心が接触すると温度指示値は急上昇しオーバースケールする（温度上昇)。また，溶融炉心との反応に伴い測温部の導線周囲の絶縁材（ＭｇＯ）の溶融等が発生すると，導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通することにより，温度指示値がダウンスケールする（指示値喪失)。

(3)　ＲＰＶ下鏡部温度の監視に使用する計器について

ＲＰＶ下鏡部温度を計測する計器については，重大事故等対処設備と設計基準対象施設が存在するが，このうち設計基準対象施設の計器については，重大事故等時の耐環境性を有していない等の理由により，重大事故等時に正しく指示値が出力されない可能性がある。

また，重大事故等対処設備の計器は重大事故等時においても信頼性を有する設計であり，かつ位置的に分散して 2 箇所に設置することから，重大事故等対処設備の計器の監視によりＲＰＶ破損の徴候の検知は十分可能と考えられる。

以上より，重大事故等対処設備の計器が 300℃に到達した場合にＲＰＶ破損の徴候を検知し，破損判断パラメータである格納容器下部水温を常時監視することを基本とする。ただし，重大事故等対処設備の計器が機能喪失する等の不測事態も考慮し，設計基準対象施設の計器が 1 つでも 300℃に到達するような場合には，万が一のＲＰＶ破損判断の遅れを防止する観点から，ＲＰＶ破損の徴候を検知し，破損判断パラメータで

ある格納容器下部水温を常時監視することを手順書に記載することとする。

(4) 個別パラメータの位置付けを踏まえたＲＰＶ破損判断の成立性

制御棒位置を除く個別パラメータは重大事故等対処設備により計測されるため，重大事故等時にパラメータ変動を検知可能であるが，制御棒位置の指示値については，全交流動力電源喪失時等，重大事故等時にパラメータ変動が確認できない可能性がある。ただし，その他のＲＰＶ破損の徴候に係る個別パラメータ（“原子炉水位の低下（喪失）”，“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”）により事象の進展及びＲＰＶ破損の徴候が確認可能であり，“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”が検知された以降は，破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。したがって，重大事故等時に制御棒位置の指示値が確認できない場合でも，ＲＰＶ破損判断の成立性に与える影響はない。

4. ＲＰＶ破損の判断時間について

上述のとおり，“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”が検知された以降は，破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。このため，実機においてＲＰＶが破損して溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下した場合，時間遅れなく破損判断パラメータの変化傾向が確認可能であり，「実機においてＲＰＶが破損したタイミング」から「ＲＰＶ破損判断の個別パラメータの確認開始」までの時間遅れは考慮不要と考えられる。

したがって，有効性評価においては，上記時間遅れを考慮せず，3.に示す“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”の確認に必要な時間を保守的に積み上げ，5 分と想定している。さらに，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の操作時間 1 分，格納容器下部注水系（常設）の操作時間 1 分を加え，

ＲＰＶ破損から 7 分後にペデスタル（ドライウェル部）への注水を開始する設定としている。

なお，ペデスタル（ドライウェル部）水位を 1m とした場合，ＲＰＶ破損時点から溶融炉心露出までの時間は，過渡事象の場合で約 21 分間，事象進展の早い大破断ＬＯＣＡ事象の場合で約 15 分間であり，ＲＰＶ破損から 7 分後にペデスタル（ドライウェル部）への注水を開始することで溶融炉心の冷却は維持される※。

※　格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）注水流量は 80m^3／h であり，溶融炉心からの崩壊熱による蒸散量より十分多いため，溶融炉心露出までの注水により冠水維持可能。露出までの余裕時間は，過渡事象の場合で約 14 分間（21 分－7 分），大破断ＬＯＣＡ事象の場合で約 8 分間（15 分－7 分）である。

別添

事象進展を踏まえたＲＰＶ破損判断の成立性

1. はじめに

ＲＰＶ破損は“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”を検知した場合に判断するが，ＲＰＶ破損以外の要因によって原子炉冷却材圧力バウンダリ外へ熱が急激に移行した場合に,“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”を検知することによるＲＰＶ破損の誤判断の可能性について整理する。

別紙 5 の 3.(1)に記載のとおり，ＲＰＶ破損の徴候については，事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下，リロケーション）を検知できるパラメータの指示値により判断している。“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”は，リロケーションに伴うＲＰＶ下鏡部の温度上昇を直接的に検知するものであり，徴候を誤検知することはないと考えられるため，以下ではリロケーションに伴う破損徴候検知後において，ＲＰＶ破損を誤判断する可能性について整理する。

2. 考慮する事象

過渡事象，ＬＯＣＡ事象のそれぞれについて，ＲＰＶ破損以外の要因による原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行について考慮する。

(1) 過渡事象

ＲＰＶ破損までは原子炉冷却材圧力バウンダリの機能が健全であるため，原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては，「逃がし安全弁の作動」が考えられる。

(2) ＬＯＣＡ事象

原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては，リロケーショ

ン後における「破断口からの蒸気流出」が考えられる。

3. 考慮する事象とパラメータ変動の関係

過渡事象，ＬＯＣＡ事象のそれぞれについて，ＲＰＶ破損を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動の関係をまとめた結果を第1表及び第2表に示す。従来の破損判断パラメータ等については，ＲＰＶ破損時とその他要因で同様の傾向を示すパラメータは存在するものの，格納容器下部水温はＲＰＶ破損時特有の挙動を示すことから，ＲＰＶ破損以外の要因を考慮しても，ＲＰＶ破損を誤判断することはなく，ＲＰＶ破損判断の成立性に影響はない。

第１表　原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（過渡事象）

パラメータ	逃がし安全弁作動	ＲＰＶ破損	判　断
【破損判断パラメータ】			
格納容器下部水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	ＲＰＶ破損時には，格納容器下部水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウェル圧力	有意な変化なし	上昇	ＲＰＶ破損前の発生蒸気は逃がし安全弁からＳ／Ｐ経由で排出されるため，ドライウェル圧力に有意な変化はない
ドライウェル雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	ＲＰＶ破損前の発生蒸気は逃がし安全弁からＳ／Ｐ経由で排出されるため，ドライウェル雰囲気温度に有意な変化はない
ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	ペデスタル（ドライウェル部）内に溶融炉心が落下する前に有意な変化はない

第２表　原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（ＬＯＣＡ事象）

パラメータ	破断口からの蒸気流出	ＲＰＶ破損	判　断
【破損判断パラメータ】			
格納容器下部水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	ＲＰＶ破損時には，格納容器下部水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウェル圧力	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ドライウェル雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示すが，ＲＰＶ破損後は溶融炉心からの放熱影響により雰囲気温度の上昇がより顕著であると考えられる

自主対策設備仕様

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	個数
常用計器	常設	Cクラス	－	－	1式
常用代替計器	常設	Cクラス	－	－	1式
プロセス計算機	常設	Cクラス	－	－	1式
記録計	常設	Cクラス	－	－	1式

手順のリンク先について

事故時の計装に関する手順等について，手順のリンク先を以下に取りまとめる。

１．　1.15.2.2　計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順

＜リンク先＞　1.14.2.1　代替電源（交流）による対応手順

＜リンク先＞　1.14.2.2　代替電源（直流）による対応手順

２．　1.15.4　その他の手順項目にて考慮する手順

・原子炉格納容器内の水素濃度監視に関する手順

＜リンク先＞　1.9.2.1(3) a．格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

＜リンク先＞　1.9.2.1(3) b．格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

・原子炉建屋内の水素濃度監視に関する手順

＜リンク先＞　1.10.2.2(2)　原子炉建屋内の水素濃度監視

・使用済燃料プールの監視に関する手順

＜リンク先＞　1.11.2.3(1)　使用済燃料プールの状態監視

・全交流動力電源喪失及び直流電源喪失時の代替電源確保に関する手順

＜リンク先＞　1.14.2.1　代替電源（交流）による対応手順

＜リンク先＞　1.14.2.2　代替電源（直流）による対応手順

・安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）に関する手順

＜リンク先＞　1.18.2.2　重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等

＜リンク先＞　1.18.2.4　代替電源設備からの給電

以　上

1.16　原子炉制御室の居住性等に関する手順等

＜　目　次　＞

1.16.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

(2)　対応手段と設備の選定の結果

ａ．重大事故等時において運転員等が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び設備

(a)　対応手段

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｂ．手順等

1.16.2　重大事故等時の手順

1.16.2.1　居住性を確保するための手順等

(1)　中央制御室換気系の運転手順等

ａ．交流動力電源が正常な場合の運転手順

ｂ．全交流動力電源が喪失した場合の運転手順

(2)　中央制御室待避室の準備手順

(3)　中央制御室の照明を確保する手順

(4)　中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

(5)　中央制御室待避室の照明を確保する手順

(6)　中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

(7)　データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータ等の監視手順

(8)　衛星電話設備（可搬型）（待避室）による通信連絡手順

(9)　その他の放射線防護措置等に関する手順等

ａ．炉心損傷の判断後に全面マスクを着用する手順

ｂ．放射線防護に関する教育等

ｃ．重大事故等時の運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化
(10)　その他の手順項目について考慮する手順
(11)　重大事故等時の対応手段の選択
(12)　操作の成立性
1.16.2.2　汚染の持ち込みを防止するための手順等
(1)　チェンジングエリアの設置及び運用手順
1.16.2.3　運転員等の被ばくを低減するための手順等
(1)　原子炉建屋ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順
ａ．原子炉建屋ガス処理系起動手順
(a)　交流動力電源が正常な場合の運転手順
(b)　全交流動力電源が喪失した場合等の運転手順
ｂ．原子炉建屋ガス処理系停止手順
ｃ．原子炉建屋外側ブローアウトパネル部の閉止手順
ｄ．原子炉建屋外側ブローアウトパネルの強制開放手順
添付資料 1.16.1　対応手段として選定した設備の電源構成図
添付資料 1.16.2　審査基準，基準規則と対処設備との対応表
添付資料 1.16.3　中央制御室換気系閉回路循環運転時及び中央制御室待避室使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度について
添付資料 1.16.4　可搬型照明（ＳＡ）を用いた場合の中央制御室の監視操作について
添付資料 1.16.5　チェンジングエリアについて
添付資料 1.16.6　中央制御室内に配備する資機材の数量について
添付資料 1.16.7　運転員等の交替要員体制の被ばく評価について
添付資料 1.16.8　交替要員の放射線防護と移動経路について
添付資料 1.16.9　手順のリンク先について

1.16　原子炉制御室の居住性等に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

a）重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。

b）原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。

重大事故等が発生した場合において，運転員等が中央制御室にとどまるために必要な設備及び資機材を整備しており，ここでは，この対処設備及び資機材を活用した手順等について説明する。

1.16.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合において，運転員等が中央制御室にとどまるために必要な対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備，設計基準事故対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備※1の他に資機材※2を用いた対応手段を選定する。

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

※2　資機材：防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア設営用資機材については，資機材であるため重大事故等対処設備としない。

また，選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十九条及び技術基準規則第七十四条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料 1.16.1，1.16.2）

(2)　対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備，設計基準事故対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備と資機材を以下に示す。

なお，重大事故等対処設備，重大事故等対処施設及び資機材と整備する手順についての関係を第1.16－1表に示す。

ａ．重大事故等時において運転員等が中央制御室にとどまるために必要な

対応手段及び設備

(a)　対応手段

重大事故等時に環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため，全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備から中央制御室用の電源を確保する手段がある。

中央制御室の居住性を確保する設備は以下のとおり。

・中央制御室遮蔽

・中央制御室換気系　空気調和機ファン

・中央制御室換気系　フィルタ系ファン

・中央制御室換気系　フィルタユニット

・中央制御室換気系　ダクト・ダンパ

・中央制御室換気系　給気隔離弁

・中央制御室換気系　排気隔離弁

・中央制御室換気系　排煙装置隔離弁

・中央制御室待避室遮蔽

・中央制御室待避室　空気ボンベユニット（空気ボンベ）

・中央制御室待避室　空気ボンベユニット（配管・弁）

・可搬型照明（ＳＡ）

・中央制御室待避室差圧計

・酸素濃度計

・二酸化炭素濃度計

・衛星電話設備（可搬型）（待避室）

・衛星電話設備（屋外アンテナ）

・衛星制御装置

・衛星制御装置～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路

・データ表示装置（待避室）

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・非常用交流電源設備

・非常用照明

中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止する手段がある。

中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための設備は以下のとおり。

・可搬型照明（ＳＡ）

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・防護具及びチェンジングエリア設営用資機材

原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することで，重大事故等により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいしてくる放射性物質が原子炉建屋原子炉棟から直接環境へ放出されることを防ぎ，運転員等の被ばくを未然に防止する手段がある。

運転員等の被ばくを未然に防止するための設備は以下のとおり。

・非常用ガス処理系　排風機

・非常用ガス再循環系　排風機

・非常用ガス処理系　配管・弁・フィルタトレイン

・非常用ガス再循環系　配管・弁・フィルタトレイン

・非常用ガス処理系排気筒

・原子炉建屋原子炉棟

・ブローアウトパネル閉止装置

・ブローアウトパネル開閉状態表示

・ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示

・非常用交流電源設備

・常設代替交流電源設備

・ブローアウトパネル強制開放装置

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

中央制御室の居住性の確保する設備及び運転員の被ばく線量を低減する設備のうち中央制御室遮蔽，中央制御室換気系　空気調和機ファン，中央制御室換気系　フィルタ系ファン，中央制御室換気系　フィルタユニット，中央制御室換気系　ダクト・ダンパ，中央制御室換気系　給気隔離弁，中央制御室換気系　排気隔離弁，中央制御室換気系　排煙装置隔離弁，中央制御室待避室遮蔽，中央制御室待避室　空気ボンベユニット（空気ボンベ），中央制御室待避室　空気ボンベユニット（配管・弁），可搬型照明（ＳＡ），中央制御室待避室差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，衛星電話設備（可搬型）（待避室），衛星電話設備（屋外アンテナ），衛星制御装置・衛星制御装置～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路，データ表示装置（待避室），常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，非常用交流電源設備，非常用ガス処理系　排風機，非常用ガス再循環系　排風機，非常用ガス処理系　配管・弁・フィルタトレイン，非常用ガス再循環系　配管・弁・フィルタトレイン，非常用ガス処理系排気筒，原子炉建屋原子炉棟，ブローアウトパネル閉止装置，ブローアウトパネル開閉状態表示及びブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示は重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の設備により，重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまることができるため，以下の設備は自主対策設備と位

置付ける。あわせてその理由を示す。

・非常用照明

非常用照明は設計基準対象施設であり耐震性が確保されていないが，全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備から給電可能であるため，照明を確保する手段として有効である。

・ブローアウトパネル強制開放装置

状況に応じて必要な箇所全てを開放するまでに時間を要するが，原子炉建屋外側ブローアウトパネルを強制的に開放する必要が生じた場合の手段として有効である。

なお，防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア設営用資機材については，資機材であるため重大事故等対処設備とはしない。

ｂ．手順等

上記のａ．により選定した対応手段に係る手順を整備する。また，重大事故時に監視が必要となる計器及び重大事故時に給電が必要となる設備についても整備する（第 1.16－2 表，第 1.16－3 表）。

これらの手順は，運転員等※3及び重大事故等対応要員の対応とし，「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」，「非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）」，「ＡＭ設備別運転手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第 1.16－1 表）

※3　運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

1.16.2　重大事故等時の手順

1.16.2.1　居住性を確保するための手順等

重大事故等が発生した場合において，中央制御室にとどまる運転員等の被ばく量を 7 日間で 100mSv を超えないようにするために必要な設備として，中央制御室換気系を設置する。

中央制御室換気系は，外気との隔離を行うための隔離弁を設置するとともに，中央制御室換気系　フィルタ系ファンを設置し，中央制御室換気系　フィルタユニットを通る閉回路循環運転により放射性物質を取り除いた後の空気を中央制御室へ供給することで，中央制御室内の空気を清浄に保つ。

さらに，格納容器圧力逃がし装置を使用した際のプルームの影響による運転員等の被ばくを低減させるための設備として，中央制御室バウンダリエリアの内側に中央制御室待避室を設置する。中央制御室待避室は遮蔽及び中央制御室待避室　空気ボンベユニット（空気ボンベ）により，居住性を確保する設計とする。中央制御室待避室の正圧化バウンダリ構成を第 1.16－5 図に示す。

なお，重大事故等時の中央制御室の居住性に係る被ばく評価については，炉心損傷が早く原子炉格納容器内の圧力が高く推移する事象が中央制御室の運転員等の被ばく評価上最も厳しくなる事故シーケンスとなることから，原子炉格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンス「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）シナリオを選定する。

中央制御室待避室を使用する場合，居住性確保の観点より，中央制御室待避室の酸素濃度が許容濃度の19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が許容濃度の1%を上回るおそれがある場合は，中央制御室待避室空気ボンベユニットの空気供給差圧調整弁で酸素濃度及び二酸化炭素濃度を調整する。

中央制御室待避室への酸素の供給は空気ボンベで行い，基準値を逸脱することはない設計となっている。

なお，これらの運用解除については，緊急時対策所本部との協議の上，中央

制御室制御盤エリアでの対応を再開する。

さらに，運転員の被ばく低減のため，緊急時対策所本部は，長期的な保安確保の観点から，運転員の交替体制を整備する。

(1)　中央制御室換気系の運転手順等

環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため，中央制御室換気系による閉回路循環運転を行い中央制御室の空気を清浄に保つ。

全交流動力電源喪失により閉回路循環運転が停止した場合は，常設代替交流電源設備により受電し，手動で起動する手順に着手する。

ａ．交流動力電源が正常な場合の運転手順

重大事故等時に，交流動力電源が正常な場合において，中央制御室換気系は原子炉水位低（レベル 3），ドライウェル圧力高，原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高及び原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ放射能高の何れかの隔離信号により自動的に閉回路循環運転となるため，閉回路循環運転状態を確認するための手順を整備する。

(a)　手順着手の判断基準

中央制御室換気系の電源が，外部電源又は非常用ディーゼル発電機から供給可能な場合で隔離信号の発信を確認した場合。

(b)　操作手順

自動起動した中央制御室換気系の動作状況を確認する手順の概要は以下のとおり。

中央制御室換気系概要図を第 1.16－1 図に示す。

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に中央制御室換気系の自動起動の確認を指示する。

②運転員等は，中央制御室にて中央制御室換気系給気隔離弁，排

気隔離弁並びに排煙装置隔離弁が閉していること及び中央制御室換気系空気調和機ファン並びに中央制御室換気系フィルタ系ファンが運転していることを確認し，発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室の運転員等1名にて作業を実施し，中央制御室換気系が自動起動したことを確認するまで6分以内で対応可能である。

b．全交流動力電源が喪失した場合の運転手順

全交流動力電源喪失等により中央制御室換気系が自動で閉回路循環運転に切り替わらない場合に，手動で起動し閉回路循環運転に切り替える手順を整備する。

全交流動力電源喪失時には，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車によりＭＣＣ　２Ｃ系又はＭＣＣ　２Ｄ系が受電されたことを確認した後，中央制御室換気系を起動する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失等により，中央制御室換気系が自動で閉回路循環運転に切り替わらない場合。全交流動力電源喪失後には，代替交流電源設備により緊急用Ｍ／Ｃが受電され，緊急用Ｍ／ＣからＭＣＣ　２Ｃ又はＭＣＣ　２Ｄが受電完了した場合。

(b) 操作手順

全交流動力電源喪失により中央制御室換気系が停止している場合に，中央制御室換気系を再起動する手順の概要は以下のとおり。中央制御室換気系概要図を第1.16－1図に，タイムチャートを第1.16－2図に示す。

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に中央制御室換気系の起動の準備を指示する。

② 運転員等は，中央制御室にて中央制御室換気系による閉回路循環運転を実施するために必要な電源が確保されていることを確認し，中央制御室換気系給気隔離弁，排気隔離弁及び排煙装置隔離弁が閉していることを確認する。なお，中央制御室換気系給気隔離弁，排気隔離弁及び排煙装置隔離弁が閉していないことを確認した場合，運転員等は中央制御室にて，中央制御室換気系給気隔離弁，排気隔離弁及び排煙装置隔離弁を閉にし，発電長に報告する。

③ 発電長は，中央制御室換気系の起動を指示する。

④ 運転員等は，中央制御室にて中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンを起動し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は中央制御室の運転員等1名にて作業を実施し，中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンの起動まで6分以内で対応可能である。

(2)　中央制御室待避室の準備手順

格納容器圧力逃がし装置を使用する際に待避する中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ボンベユニットにより加圧し，中央制御室待避室の居住性を確保するための手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

① 炉心損傷を判断した場合※1において，サプレッション・プール水

位指示値が通常水位＋6.4m※2に到達した場合

② 炉心損傷を判断した場合※1において，可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができず，かつ原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol％に到達した場合で，原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を注入している場合

※1　格納容器雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。

※2　格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの前に，速やかに中央制御室待避室の加圧を行えるよう設定している。なお，サプレッション・プール水位が通常水位＋6.4mから＋6.5mに到達するまでは評価上約20分である。

b．操作手順

中央制御室待避室の中央制御室待避室空気ボンベユニットによる加圧手順の概要は以下のとおり。中央制御室待避室の正圧化バウンダリ構成図を第1.16－5図に，中央制御室待避室を加圧するための中央制御室待避室空気ボンベユニットの概要図を第1.16－6図に示す。タイムチャートを第1.16－4図に示す。

① 発電長は，炉心損傷時の中央制御室換気系による閉回路循環運転後に，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に中央制御室待避室の加圧準備を指示する。

② 運転員等は，中央制御室待避室空気ボンベユニットの空気ボンベ集合弁を開操作し，中央制御室待避室の加圧準備を完了する。

（第 1.16－6 図　中央制御室待避室空気ボンベユニット概要図）

③ 発電長は，格納容器圧力逃がし装置を使用する約 20 分前，運転員等に中央制御室待避室の加圧を指示する。

④ 運転員等は，中央制御室待避室空気ボンベユニットの空気供給差圧調整弁前後弁を開操作した後に，中央制御室待避室内の空気供給差圧調整弁の調整開操作を実施し，中央制御室待避室の加圧を開始する。（第 1.16－6 図　中央制御室待避室空気ボンベユニット概要図）

⑤ 発電長は，運転員等に中央制御室待避室の圧力を中央制御室より正圧に維持するよう指示する。

⑥ 運転員等は，中央制御室待避室にて中央制御室待避室と中央制御室の差圧を確認しながら，中央制御室待避室内に設置した中央制御室待避室空気ボンベユニットの空気供給差圧調整弁を操作し，中央制御室待避室圧力を中央制御室より正圧に維持する。

c．操作の成立性

中央制御室待避室の加圧準備操作は，中央制御室換気系起動後に実施し，運転員等 1 名で 5 分以内で対応可能である。

中央制御室待避室の加圧操作は，発電長の加圧操作指示後（格納容器圧力逃がし装置を使用する約 20 分前），運転員等 1 名にて 5 分以内で対応可能である。

(3)　中央制御室の照明を確保する手順

中央制御室の居住性確保の観点から，中央制御室の照明が使用できない場合において，可搬型照明（ＳＡ）により照明を確保する手順を整備する。

ａ．手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失や電気系統の故障により，中央制御室の照明が使用できない場合。

ｂ．操作手順

全交流動力電源喪失時の可搬型照明（ＳＡ）の設置手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.16－3図に示す。

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に中央制御室の照明を確保するため，可搬型照明（ＳＡ）の点灯確認，可搬型照明（ＳＡ）の設置を指示する。

② 運転員等は，可搬型照明（ＳＡ）の内蔵蓄電池による点灯を確認の上，可搬型照明（ＳＡ）を設置し，中央制御室の照明を確保する。なお，常設代替交流電源設備による給電再開後においても非常用照明が使用できない場合は，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車より可搬型照明（ＳＡ）へ給電するため，可搬型照明（ＳＡ）を緊急用コンセントに接続しておく。

ｃ．操作の成立性

上記の可搬型照明（ＳＡ）の設置・点灯操作は，運転員等1名で実施し，30分以内で対応可能である。

（添付資料1.16.4）

(4)　中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

中央制御室の居住性の観点から，中央制御室内の酸素及び二酸化炭素の濃度測定及び管理を行う手順を整備する。

ａ．手順着手の判断基準

中央制御室換気系が閉回路循環運転で運転中等，中央制御室換気系給

気隔離弁，排気隔離弁及び排煙装置隔離弁が全閉の場合。

ｂ．操作手順

中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度を測定・管理する手順の概要は以下のとおり。

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を指示する。

② 運転員等は，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて，中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を開始する。

③ 運転員等は，中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度を適宜確認し，酸素濃度が許容濃度の 19%を下回る，又は二酸化炭素濃度が 0.5%を超え上昇している場合は，災害対策本部と換気のタイミングを協議により決定し，二酸化炭素濃度が許容濃度の 1%を超えるまでに，中央制御室にて外気取入れによる換気を行い，酸素及び二酸化炭素の濃度調整を行う。

ｃ．操作の成立性

上記の中央制御室の対応は，運転員等 1 名で行い，中央制御室換気系給気隔離弁及び排気隔離弁の開操作まで行った場合でも 10 分以内で対応可能である。

（添付資料 1.16.3）

(5) 中央制御室待避室の照明を確保する手順

中央制御室待避室の居住性確保の観点から，中央制御室待避室に可搬型照明（ＳＡ）を設置する手順を整備する。

ａ．手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，格納容器圧力逃がし装置第一

弁の開操作が完了した場合。

※1　格納容器雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。

b．操作手順

中央制御室待避室に可搬型照明（ＳＡ）を設置する手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.16－4図に示す。

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型照明（ＳＡ）の点灯確認，可搬型照明（ＳＡ）の設置を指示する。

② 運転員等は，可搬型照明（ＳＡ）をあらかじめ定められた場所に設置し，中央制御室待避室使用時に点灯できるよう準備する。なお，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車による給電再開後は，常設代替交流電源より可搬型照明（ＳＡ）へ給電するため，可搬型照明（ＳＡ）を緊急用コンセントに接続しておく。

c．操作の成立性

上記の中央制御室待避室の対応は，中央制御室の照明確保，第一弁の開操作を実施後に運転員等1名で実施し，15分以内で対応可能である。

(6)　中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

中央制御室待避室の居住性確保の観点から，中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

中央制御室待避室へ待避した場合。

ｂ．操作手順

中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度を測定・管理する手順の概要は以下のとおり。

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を指示する。

② 運転員等は，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて，中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を開始する。

③ 運転員等は，中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度を適宜確認し，中央制御室待避室の酸素濃度が許容濃度の 19%を下回る，又は二酸化炭素濃度が 0.5%を超え上昇している場合は，二酸化炭素濃度が許容濃度の 1%を超えるまでに，中央制御室待避室圧力を中央制御室に対して正圧に維持しながら，中央制御室待避室空気ボンベユニットの空気供給差圧調整弁を操作し，酸素及び二酸化炭素の濃度調整を行う。

ｃ．操作の成立性

上記の中央制御室待避室の対応は，運転員が中央制御室待避室へ待避した場合に運転員等 1 名で行うことが可能である。

酸素及び二酸化炭素の濃度調整が必要となった場合は，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計確認後，10 分以内に調整開始が可能である。

(7) データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータ等の監視手順

運転員等が中央制御室待避室に待避後も，データ表示装置（待避室）にてプラントパラメータを継続して監視できるよう手順を整備する。

ａ．手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作が完了した場合。

※1　格納容器雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で 300℃以上を確認した場合。

ｂ．操作手順

中央制御室待避室にて，データ表示装置（待避室）を起動し，監視する手順の概要は以下のとおり。データ表示装置（待避室）に関するデータ伝送の概要を第 1.16－7 図に示す。

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等にデータ表示装置（待避室）の起動，パラメータ監視を指示する。

② 運転員等は，データ表示装置（待避室）を設置し，電源及びネットワークケーブルに接続し，端末を起動し，プラントパラメータの監視準備を行う。

ｃ．操作の成立性

上記の中央制御室待避室の対応は，中央制御室の照明確保，第一弁開操作の実施後に運転員等 1 名で実施し，15 分以内で対応可能である。

(8)　衛星電話設備（可搬型）（待避室）による通信連絡手順

運転員等が中央制御室待避室に待避後も，衛星電話設備（可搬型）（待避室）にて発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できるように手順を整備する。

ａ．手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作が完了した場合。

※1　格納容器雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場

合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。

b．操作手順

中央制御室待避室に衛星電話設備（可搬型）（待避室）を設置する手順は以下のとおり。タイムチャートを第1.16－4図に示す。

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に衛星電話設備（可搬型）（待避室）の設置を指示する。

② 運転員等は，衛星電話設備（可搬型）（待避室）を衛星制御装置に接続し，電源を「入」操作し，通信連絡準備を行う。

③ 通信連絡を行う場合は，一般の電話機と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。

c．操作の成立性

上記の中央制御室待避室の対応は，中央制御室の照明確保，第一弁開操作の実施後に運転員等1名で行い，5分以内で対応可能である。

(9) その他の放射線防護措置等に関する手順等

a．炉心損傷の判断後に全面マスクを着用する手順

炉心損傷の判断後に運転員等が中央制御室に滞在する場合，又は現場作業を実施する場合において，全面マスクを着用する手順を整備する。なお，中央制御室の被ばく評価において，中央制御室換気系又は原子炉建屋ガス処理系の機能喪失時は，全面マスクを着用するとして評価していることから，中央制御室換気系又は原子炉建屋ガス処理系の復旧までは全面マスクを着用する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

・炉心損傷を判断した場合※1で，中央制御室換気系又は原子炉建屋

ガス処理系が機能喪失した状態で中央制御室に滞在する場合

・炉心損傷を判断した場合※1で，その後現場作業等を行う場合

※1　格納容器雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で 300℃以上を確認した場合。

(b)　操作手順

炉心損傷の判断後に全面マスクを着用する手順の概要は以下のとおり。

①　発電長は，手順着手の判断基準に基づき，炉心損傷の直後に中央制御室に滞在する場合，又は現場作業を実施する場合において，運転員等に全面マスクの着用を指示する。

②　運転員等は，全面マスクの使用前点検を行い，異常がある場合は予備品と交換する。運転員等は，全面マスクを着用しリークチェックを行う。

(c)　操作の成立性

全交流動力電源喪失時においても，内蔵蓄電池又は代替交流電源設備より受電可能な可搬型照明（ＳＡ）を設置することで照明を確保できるため，全面マスクの装着は対応可能である。

ｂ．放射線防護に関する教育等

定期検査等においてマスク着用の機会があることから，基本的にマスク着用に関して習熟している。

また，放射線業務従事者指定時及び定期的に，放射線防護に関する教育・訓練を実施している。講師による指導のもとフィッティングテスターを使用したマスク着用訓練において，漏れ率（フィルタ透過率含む）

2%を担保できるよう正しくマスクを着用できることを確認する。

ｃ．重大事故等時の運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化

炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合，運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため，長期的な保安確保の観点から運転員等の交替要員体制を整備する。交替要員体制は，交替要員として通常勤務帯の運転員等を当直交替サイクルに充当する等の運用を行うことで，被ばく線量の平準化を行う。また，運転員等について運転員等交替に伴う移動時の放射線防護措置や，チェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで運転員等の被ばく低減を図る。

（添付資料 1.16.5，添付資料 1.16.6，添付資料 1.16.7）

(10) その他の手順項目について考慮する手順

代替交流電源設備からの受電後の原子炉圧力容器への注水手順は，「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

代替交流電源設備による中央制御室の電源への給電に関する手順は，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

中央制御室，緊急時対策所等の相互に通信連絡が必要な箇所と通信連絡を行う手順は，「1.19　通信連絡に関する手順等」にて整備する。

(11)　重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択フローチャートを第 1.16－10 図に示す。中央制御室の照明は，設計基準対象施設である非常用照明を優先して

使用する。

非常用照明が使用できない場合は，可搬型照明（ＳＡ）を設置し，照明を確保する。代替交流電源設備からの給電開始後においても非常用照明が使用できない場合は，可搬型照明（ＳＡ）を代替交流電源設備からの給電に切り替え，引き続き照明を確保する。

(12)　操作の成立性

中央制御室及び中央制御室待避室の居住性確保のための設備である中央制御室換気系，中央制御室待避室空気ボンベユニットの使用又は準備は，炉心損傷の確認が起因となっており，当該操作は運転員等の被ばく防護の観点から，事象発生後の短い時間で対応することが望ましい。よって，現状の有効性評価シーケンスにおいて，炉心損傷が起こるシーケンスである「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」を含む雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）の事象発生から 150 分，50 時間のタイムチャート（第 1.16－8 図，第 1.16－9 図）で作業の全体像と必要な要員数を示し，作業項目の成立性を確認した。

1.16.2.2　汚染の持ち込みを防止するための手順等

(1)　チェンジングエリアの設置及び運用手順

中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順を整備する。

チェンジングエリアには，防護具を脱衣する脱衣エリア，放射性物質による要員や物品の汚染を確認するためのサーベイエリア，汚染が確認された際に除染を行う除染エリア，中央制御室への汚染の流入を防止するため

のクリーンエリアを設け，運転員等が汚染検査及び除染を行うとともに，チェンジングエリアの汚染管理を行う。除染エリアは，サーベイエリアに隣接して設置し，除染はウェットティッシュでの拭き取りを基本とするが，拭き取りにて除染できない場合は，簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は，必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。

また，チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合は，可搬型照明（ＳＡ）を設置する。

ａ．手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第10条の特定事象が発生したと判断した場合

ｂ．操作手順

チェンジングエリアを設置するための手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.16－11図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に中央制御室の出入口付近に，チェンジングエリアを設置するよう指示する。

② 重大事故等対応要員は，チェンジングエリア設置場所の照明が確保されていない場合，可搬型照明（ＳＡ）を設置し，照明を確保する。

③ 重大事故等対応要員は，チェンジングエリア用資機材を移動・設置し，テントハウスを展開し，床・壁等を養生シート及びテープを用い，隙間なく養生する。

④ 重大事故等対応要員は，各エリアの間にバリア，入口に粘着マット等を設置する。

⑤ 重大事故等対応要員は，簡易シャワー等を設置する。

⑥ 重大事故等対応要員は，脱衣収納袋，ＧＭ汚染サーベイメータ等を必要な箇所に設置する。

ｃ．操作の成立性

上記の対応は，重大事故等対応要員 2 名で行い，作業開始から 170 分以内で対応可能である。

（添付資料 1.16.5，1.16.8）

1.16.2.3　運転員等の被ばくを低減するための手順等

(1)　原子炉建屋ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順

ａ．原子炉建屋ガス処理系起動手順

原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することで，重大事故等により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいしてくる放射性物質が原子炉建屋原子炉棟から直接環境へ放出されることを防ぎ，運転員等の被ばくを未然に防ぐために原子炉建屋ガス処理系を起動する手順を整備する。

全交流動力電源喪失により原子炉建屋ガス処理系が起動できない場合は，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置により原子炉建屋ガス処理系の電源を確保する。

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

(a)　交流動力電源が正常な場合の運転手順

ⅰ）　手順着手の判断基準

原子炉水位低（レベル3），ドライウェル圧力高，原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高及び原子炉建屋換気系燃料取替床排

気ダクトモニタ放射能高のいずれかの信号が発生した場合。

ⅱ） 操作手順

原子炉建屋ガス処理系を起動する手順は以下のとおり。

原子炉建屋ガス処理系の概要図を第1.16－12図に，タイムチャートを第1.16－13図に示す。

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に原子炉建屋ガス処理系Ａ系及びＢ系の自動起動の確認を指示する。

② 運転員等は，中央制御室にて，隔離信号により非常用ガス処理系排風機（Ａ）及び（Ｂ）並びに非常用ガス再循環系排風機（Ａ）及び（Ｂ）が起動したことを確認するとともに，非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇を確認する。

③ 運転員等は，中央制御室にて，非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁及び中央制御室換気系排煙装置隔離弁の閉を確認するとともに，非常用ガス再循環系系統入口弁，非常用ガス再循環系トレイン入口弁，非常用ガス再循環系トレイン出口弁，非常用ガス処理系トレイン入口弁，非常用ガス処理系トレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁の開を確認する。

④ 運転員等は，中央制御室にて，発電長に原子炉建屋ガス処理系Ａ系及びＢ系が自動起動したことを報告する。

⑤ 発電長は，環境へのガス放出量の増大，フィルタトレインに湿分を含んだ空気が流入すること等を考慮し，運転員等に原子炉建屋ガス処理系Ａ系又はＢ系の停止を指示する。

⑥ 運転員等は，中央制御室にて，非常用ガス処理系排風機（Ａ）

又は（Ｂ）若しくは非常用ガス再循環系排風機（Ａ）又は（Ｂ）を停止し，発電長に報告する。

⑦ 発電長は，運転員等に原子炉建屋換気系が隔離され全停していることを確認するように指示する。

⑧ 運転員等は，中央制御室にて原子炉建屋換気系が隔離され全停していることを確認し，発電長に報告する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原子炉建屋ガス処理系の起動まで6分以内で対応可能である。

原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止操作については，運転員等1名にて17分以内で対応可能である。

(b) 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順

全交流動力電源喪失等により原子炉建屋ガス処理系が自動起動しない場合に原子炉建屋ガス処理系を手動で起動する手順を整備する。

全交流動力電源喪失時には，原子炉建屋ガス処理系が停止中であるため，代替交流電源設備によりＭＣＣ　２Ｃ系又はＭＣＣ　２Ｄ系が受電されたことを確認した後，原子炉建屋ガス処理系を起動する。

なお，原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放した場合は，「1.16.2.3 (1) ｃ．原子炉建屋外側ブローアウトパネル部の閉止手順」に従い閉止を行う。

ⅰ） 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失等により，原子炉建屋ガス処理系が自動起動せず，原子炉建屋換気系が全停している場合。全交流動力電源喪失後には，代替交流電源設備により緊急用Ｍ／Ｃが受電され，緊急用

Ｍ／ＣからＭＣＣ　２Ｃ又はＭＣＣ　２Ｄが受電完了した場合。

ⅱ） 操作手順

全交流動力電源喪失により原子炉建屋ガス処理系が停止している場合に，原子炉建屋ガス処理系Ａ系を再起動する手順の概要は以下のとおり。（原子炉建屋ガス処理系Ｂ系の起動手順も同様。）原子炉建屋ガス処理系概要図を第1.16－12図に，タイムチャートを第1.16－14図に示す。

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に原子炉建屋ガス処理系の起動の準備を指示する。

② 運転員等は，中央制御室にて原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止を確認し，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転を実施するために必要な排風機，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

③ 運転員等は，中央制御室にて非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁の閉を確認するとともに，非常用ガス再循環系系統入口弁，非常用ガス再循環系トレイン入口弁，非常用ガス再循環系トレイン出口弁，非常用ガス処理系トレイン入口弁，非常用ガス処理系トレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁の開を確認する。

なお，非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁が閉でない場合又は非常用ガス再循環系系統入口弁，非常用ガス再循環系トレイン入口弁，非常用ガス再循環系トレイン出口弁，非常用ガス処理系トレイン入口弁，非常用ガス処理系トレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁が開で

ない場合は，中央制御室にて系統構成を実施する。

④ 運転員等は，中央制御室にて発電長に原子炉建屋ガス処理系の準備が完了したことを報告する。

⑤ 発電長は，運転員等に原子炉建屋ガス処理系の起動を指示する。

⑥ 運転員等は，中央制御室にて非常用ガス処理系排風機（A）及び非常用ガス再循環系排風機（A）を起動し，非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇を確認した後，発電長に報告する。

iii） 操作の成立性

上記の操作は中央制御室の運転員等1名にて作業を実施し，中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の起動までの所要時間を5分以内で対応可能である。

b．原子炉建屋ガス処理系停止手順

原子炉建屋ガス処理系が運転中に，原子炉建屋内の水素濃度の上昇を確認した場合は，原子炉建屋ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため，原子炉建屋ガス処理系を停止する。

また，耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント操作を実施する場合についても，原子炉格納容器ベント時の系統構成のため，非常用ガス処理系を停止する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が，2.0vol％に到達した場合，又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント操作を実施する場合。

(b) 操作手順

原子炉建屋ガス処理系を停止する手順は以下のとおり。原子炉建屋

ガス処理系の概要図を第1.16－12図に，タイムチャートを第1.16－15図に示す。

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に原子炉建屋ガス処理系の停止準備を開始するよう指示する。

② 運転員等は，非常用ガス処理系排風機のコントロールスイッチを「切保持」とし，非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系排風機が停止，非常用ガス再循環系系統入口弁，非常用ガス再循環系トレイン入口弁が全閉となることを確認する。

③ 運転員等は，原子炉建屋ガス処理系の停止操作が完了したことを発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから非常用ガス処理系の停止まで5分以内で対応可能である。

c．原子炉建屋外側ブローアウトパネル部の閉止手順

原子炉建屋原子炉棟は，重大事故等時においても，原子炉建屋ガス処理系により，内部の負圧を確保することができる。

原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋外側ブローアウトパネルが原子炉建屋ガス処理系起動時に開放状態となっている場合は，内部の負圧を確保するために閉止する。

【原子炉建屋ガス処理系が運転していない場合の中央制御室からの原子炉建屋外側ブローアウトパネル閉止手順】

(a)　手順着手の判断基準

原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放状態で交流動力電源が健

全な場合で原子炉建屋ガス処理系が運転していない場合。

(b)　操作手順

中央制御室からの原子炉建屋外側ブローアウトパネル部を閉止する手順は以下のとおり。タイムチャートを第 1.16－16 図に示す。

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に，原子炉建屋外側ブローアウトパネル閉止操作を指示する。

② 運転員等は，ブローアウトパネル閉止装置の遠隔操作により原子炉建屋外側ブローアウトパネル部閉止操作を実施する。

【原子炉建屋ガス処理系が運転している場合の中央制御室からの原子炉建屋外側ブローアウトパネル閉止手順】

(a)　手順着手の判断基準

原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放状態で交流動力電源が健全な場合で原子炉建屋ガス処理系が運転している場合。

(b)　操作手順

中央制御室からの原子炉建屋外側ブローアウトパネル部を閉止する手順は以下のとおり。タイムチャートを第 1.16－16 図に示す。

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき， 運転員等に，原子炉建屋外側ブローアウトパネル閉止操作を指示する。

② 運転員等は，中央制御室にて原子炉建屋ガス処理系の運転を停止する。

③ 運転員等は，ブローアウトパネル閉止装置の遠隔操作により原子炉建屋外側ブローアウトパネル部閉止操作を実施する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，中央制御室の運転員等1名にて作業を実施した場合，原子炉建屋外側ブローアウトパネルが，10箇所全て開放した場合

に全ての開口部を閉止するまで17分以内で対応可能である。なお，遠隔操作による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開口部の閉止操作を行い，その後に原子炉建屋ガス処理系を手動で起動するまで22分以内で対応可能である。

【現場での原子炉建屋外側ブローアウトパネル部閉止手順】

(a)　手順着手の判断基準

原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放状態で全交流動力電源が喪失及び炉心が健全であることを確認した場合。

(b)　操作手順

現場での原子炉建屋外側ブローアウトパネル部を閉止する手順は以下のとおり。タイムチャートを第1.16－17図に示す。

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に原子炉建屋外側ブローアウトパネル閉止部操作を依頼する。

② 災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に原子炉建屋外側ブローアウトパネル閉止部操作を指示する。

③ 重大事故等対応要員は，原子炉建屋原子炉棟の開放状態の原子炉建屋外側ブローアウトパネルへ移動後，人力でのブローアウトパネル閉止装置の操作により，原子炉建屋外側ブローアウトパネル開口部の閉止を行う。

④ 重大事故等対応要員は，原子炉建屋外側ブローアウトパネル部の閉止操作完了を災害対策本部長代理経由で発電長へ報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は重大事故等対応要員2名で実施し，作業開始を判断してから原子炉建屋外側ブローアウトパネル1枚あたり40分以内で対

応可能である。

d．原子炉建屋外側ブローアウトパネルの強制開放手順

(a)　手順着手の判断基準

ブローアウトパネル閉止装置による閉止を行うために原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放を行う必要があると判断した場合。

(b)　操作手順

現場においてのブローアウトパネル強制開放装置の操作手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.16－18図に示す。

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放を，災害対策本部長代理に依頼する。

② 災害対策本部長代理は，原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放を，重大事故等対応要員に指示する。

③ 重大事故等対応要員は，現場（二次格納施設外）にてブローアウトパネル強制開放装置の操作により，原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放を行う。

④ 重大事故等対応要員は，原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放を確認した後，災害対策本部長代理経由で発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は重大事故等対応要員2名にて作業を実施し，1箇所を開放するまで50分で対応可能である。

その後にブローアウトパネル閉止装置による閉止を現場において人力で行う場合，閉止まで60分以内で対応可能である

第 1.16－1 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／3）

機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
－	居住性の確保	中央制御室 中央制御室待避室	重大事故等対処施設	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」等
		中央制御室遮蔽 中央制御室待避室遮蔽 中央制御室換気系　空気調和機ファン 中央制御室換気系　フィルタ系ファン 中央制御室換気系　フィルタユニット 中央制御室換気系　ダクト・ダンパ 中央制御室換気系　給気隔離弁 中央制御室換気系　排気隔離弁 中央制御室換気系　排煙装置隔離弁	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		酸素濃度計 二酸化炭素濃度計	重大事故等対処設備	ＡＭ設備別操作手順書

第 1.16－1 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処施設と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／3）

機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
—	居住性の確保	可搬型照明（ＳＡ）	重大事故等対処設備	ＡＭ設備別操作手順書
—		非常用照明	自主設備対策	—
—		データ表示装置（待避室） 中央制御室待避室　空気ボンベユニット（空気ボンベ） 衛星電話設備（可搬型）（待避室） 中央制御室待避室差圧計 衛星電話設備（屋外アンテナ） 衛星制御装置 衛星制御装置～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路 中央制御室待避室　空気ボンベユニット（配管・弁） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 非常用交流電源設備※1	重大事故等対処設備	ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1　手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.16－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／3）

機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
－	汚染の持ち込みの防止	可搬型照明（ＳＡ） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材※2	資機材	
－	被ばく線量の低減	非常用ガス処理系　排風機 非常用ガス再循環系　排風機 非常用ガス処理系　配管・弁・フィルタトレイン 非常用ガス再循環系　配管・弁・フィルタトレイン 原子炉建屋原子炉棟 非常用ガス処理系排気筒 ブローアウトパネル閉止装置 ブローアウトパネル開閉状態表示 ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 常設代替交流電源設備※1 非常用交流電源設備※1	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		ブローアウトパネル強制開放装置	自主対策設備	

※1　手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2　防護具及びチェンジングエリア用資機材は本条文【解釈】1a)項を満足するための資機材（放射線防護措置）

第1.16－2表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／3）

手順書		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領 中央制御室換気系による居住性の確保 ａ．交流動力電源が正常な場合の運転手順	判断基準	信号	原子炉水位 ドライウェル圧力 原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ
		電源（確保）	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧
	操作	中央制御室換気系の運転	―
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領 中央制御室換気系による居住性の確保 ｂ．全交流動力電源が喪失した場合の運転手順	判断基準	電源（確保）	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧
	操作	中央制御室換気系の運転	―
ＡＭ設備別操作手順書 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理	判断基準	信号	原子炉水位 ドライウェル圧力 原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ
		電源（確保）	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧
	操作	中央制御室内の環境監視	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
ＡＭ設備別操作手順書 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理	判断基準	中央制御室内の環境監視	中央制御室待避室差圧計
	操作	中央制御室待避室内の環境監視	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
ＡＭ設備別操作手順書 中央制御室の照明の確保	判断基準	電源（喪失）	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧
	操作	可搬型照明（ＳＡ）の設置	－

第1.16－2表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（2／3）

手順書		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
ＡＭ設備別操作手順書 中央制御室待避室の準備	判断基準	原子炉格納容器内の放射線線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器表面温度
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）
	操作	中央制御室待避室の加圧	中央制御室待避室差圧計
ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領 中央制御室待避室の照明の確保，データ表示装置によるプラントパラメータの監視，衛星電話装置（可搬型）（待避室）による通信連絡	判断基準	原子炉格納容器内の放射線線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器表面温度
	操作	可搬型照明（ＳＡ）の設置	―
		プラントパラメータの監視	―
		衛星電話装置（可搬型）（待避室）による通信連絡	―
重大事故等対策要領 チェンジングエリアの設置及び運用手順	判断基準	―	―
	操作	チェンジングエリアの設置	ＧＭ汚染サーベイメータ
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領 原子炉建屋ガス処理系による居住性の確保	判断基準	信号	原子炉水位 ドライウェル圧力 原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ
		電源（確保）	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧
	操作	非常用ガス処理系運転状態	非常用ガス処理系流量 原子炉建屋負圧
		非常用ガス再循環系運転状態	非常用ガス再循環系流量

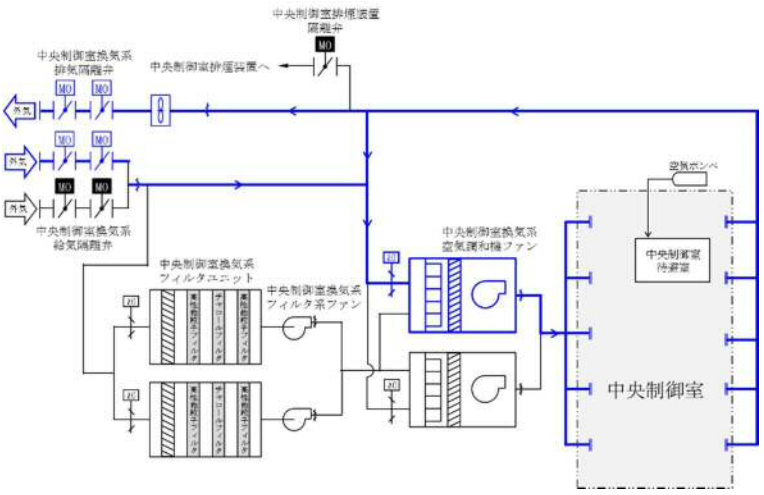
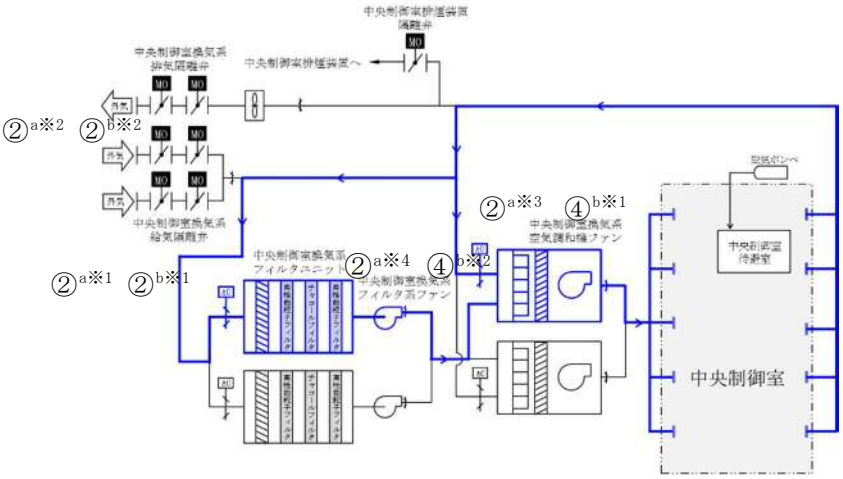
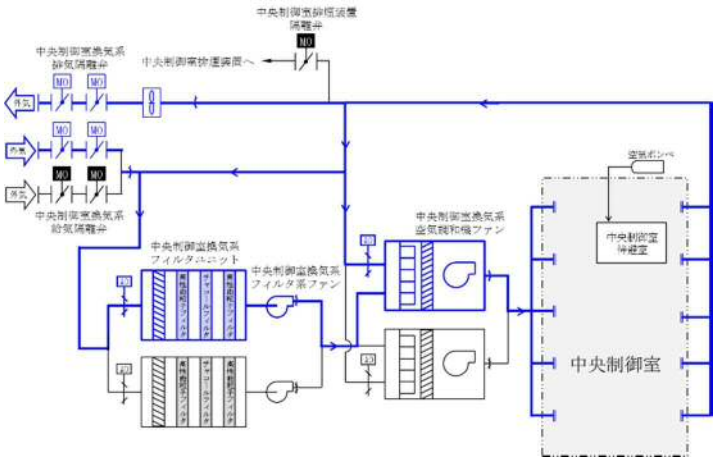
第1.16－2表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（3／3）

手順書		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止による居住性の確保 ａ．遠隔操作の場合の手順	判断基準	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放	ブローアウトパネル開閉状態表示
	操作	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止	ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止による居住性の確保 ｂ．現場において人力による操作が必要な場合の手順	判断基準	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放	ブローアウトパネル開閉状態表示
	操作	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止	ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示

第 1.16－3 表　審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.16】 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	中央制御室換気系　空気調和機ファン	Ａ系：ＭＣＣ　２Ｃ系 Ｂ系：ＭＣＣ　２Ｄ系
	中央制御室換気系　フィルタ系ファン	Ａ系：ＭＣＣ　２Ｃ系 Ｂ系：ＭＣＣ　２Ｄ系
	中央制御室換気系　給気隔離弁	Ａ系：ＭＣＣ　２Ｄ系 Ｂ系：ＭＣＣ　２Ｃ系
	中央制御室換気系　排気隔離弁	Ａ系：ＭＣＣ　２Ｄ系 Ｂ系：ＭＣＣ　２Ｃ系
	中央制御室換気系　排煙装置隔離弁	Ａ系：ＭＣＣ　２Ｄ系 Ｂ系：ＭＣＣ　２Ｃ系
	非常用ガス処理系　排風機	Ａ系：ＭＣＣ　２Ｃ系 Ｂ系：ＭＣＣ　２Ｄ系
	非常用ガス再循環系　排風機	Ａ系：ＭＣＣ　２Ｃ系 Ｂ系：ＭＣＣ　２Ｄ系
	原子炉建屋ガス処理系　AO 弁用制御電源	Ａ系：125V　Ａ系蓄電池 Ｂ系：125V　Ｂ系蓄電池
	可搬型照明（ＳＡ）	緊急用ＭＣＣ
	ブローアウトパネル閉止装置	緊急用ＭＣＣ
	ブローアウトパネル開閉状態表示	緊急用 125V 系蓄電池
	ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示	緊急用 125V 系蓄電池

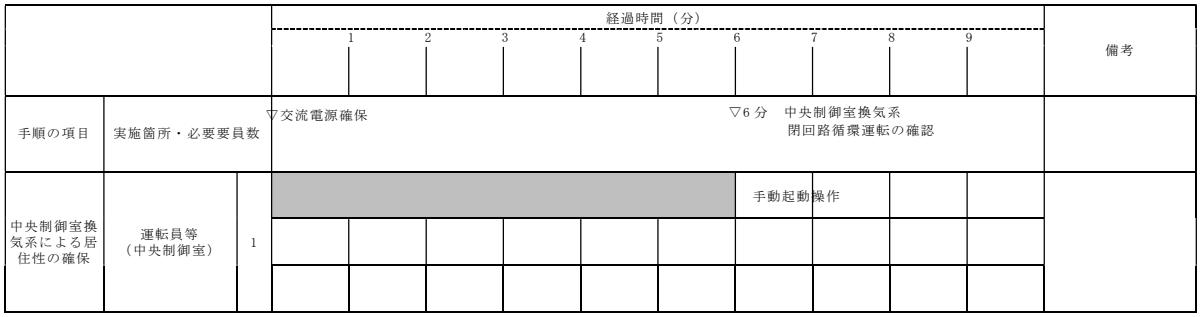
通常運転時（再循環方式）	
外気隔離時（閉回路循環方式）	
外気取入れ時	

操作手順	名称
②a※1 ②b※1	中央制御室換気系給気隔離弁
②a※2 ②b※2	中央制御室換気系排気隔離弁
②a※3 ④b※1	中央制御室換気系空気調和機ファン
②a※4 ④b※2	中央制御室換気系フィルタ系ファン

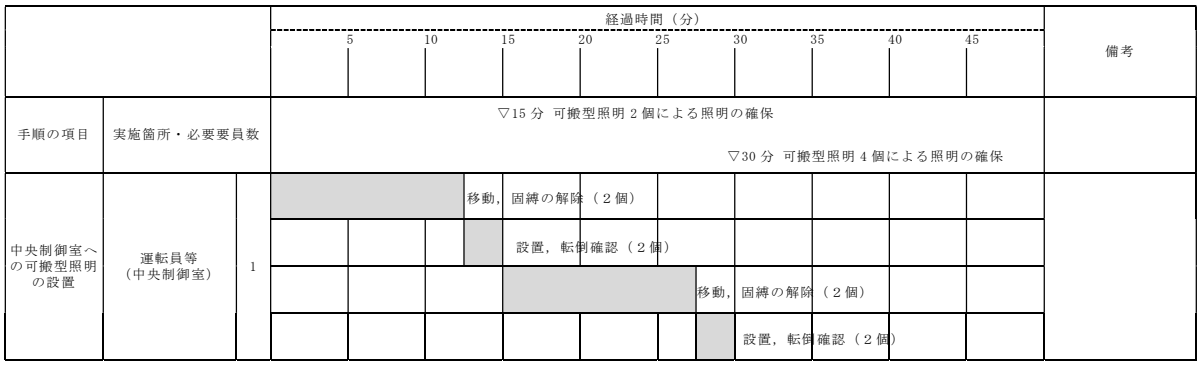
記載例①a※1 a は交流動力電源が正常な場合の手順，b は全交流動力電源が喪失した場合を示す。

※1 同一操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し，数字は対象順を示す。

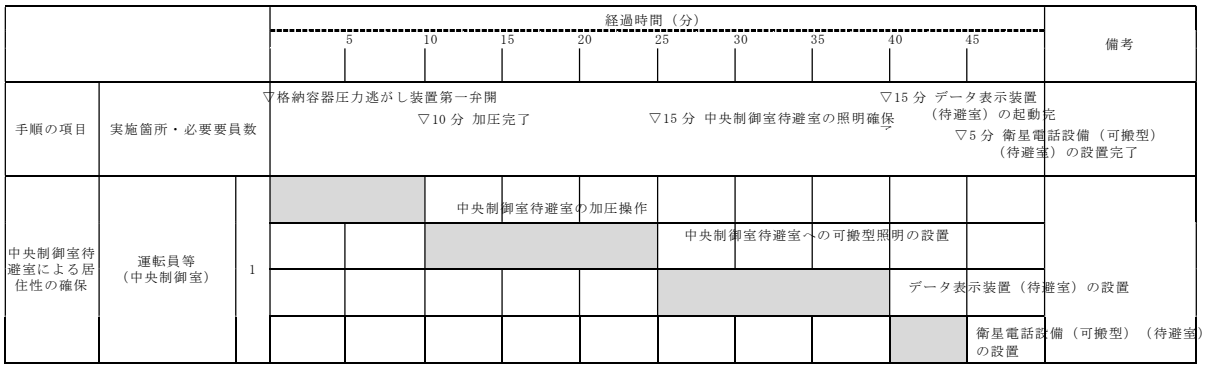
第 1.16－1 図　中央制御室換気系概要図（A系運転時）



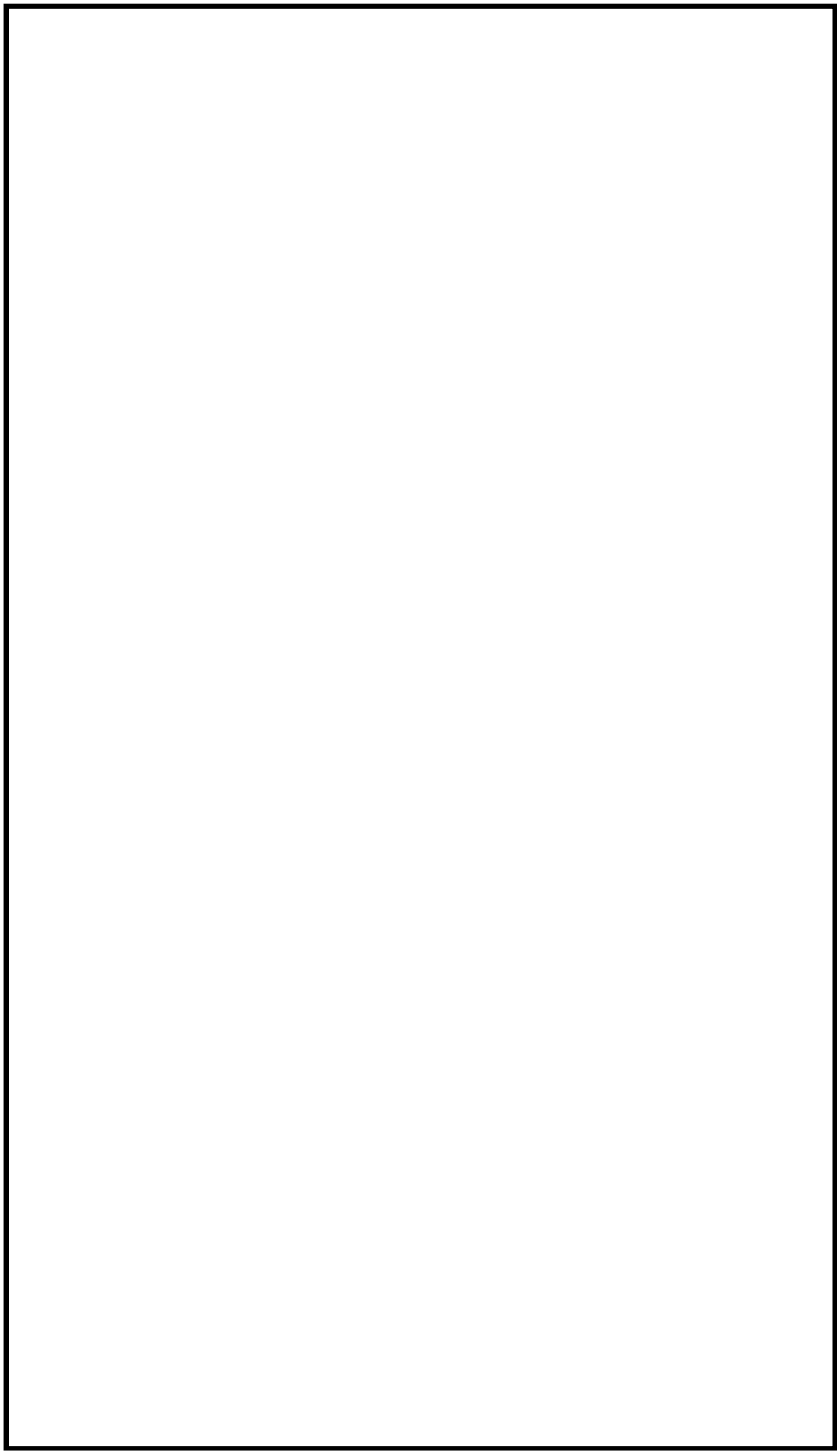
第 1.16－2 図　中央制御室換気系による居住性の確保タイムチャート
（全交流動力電源が喪失した場合）



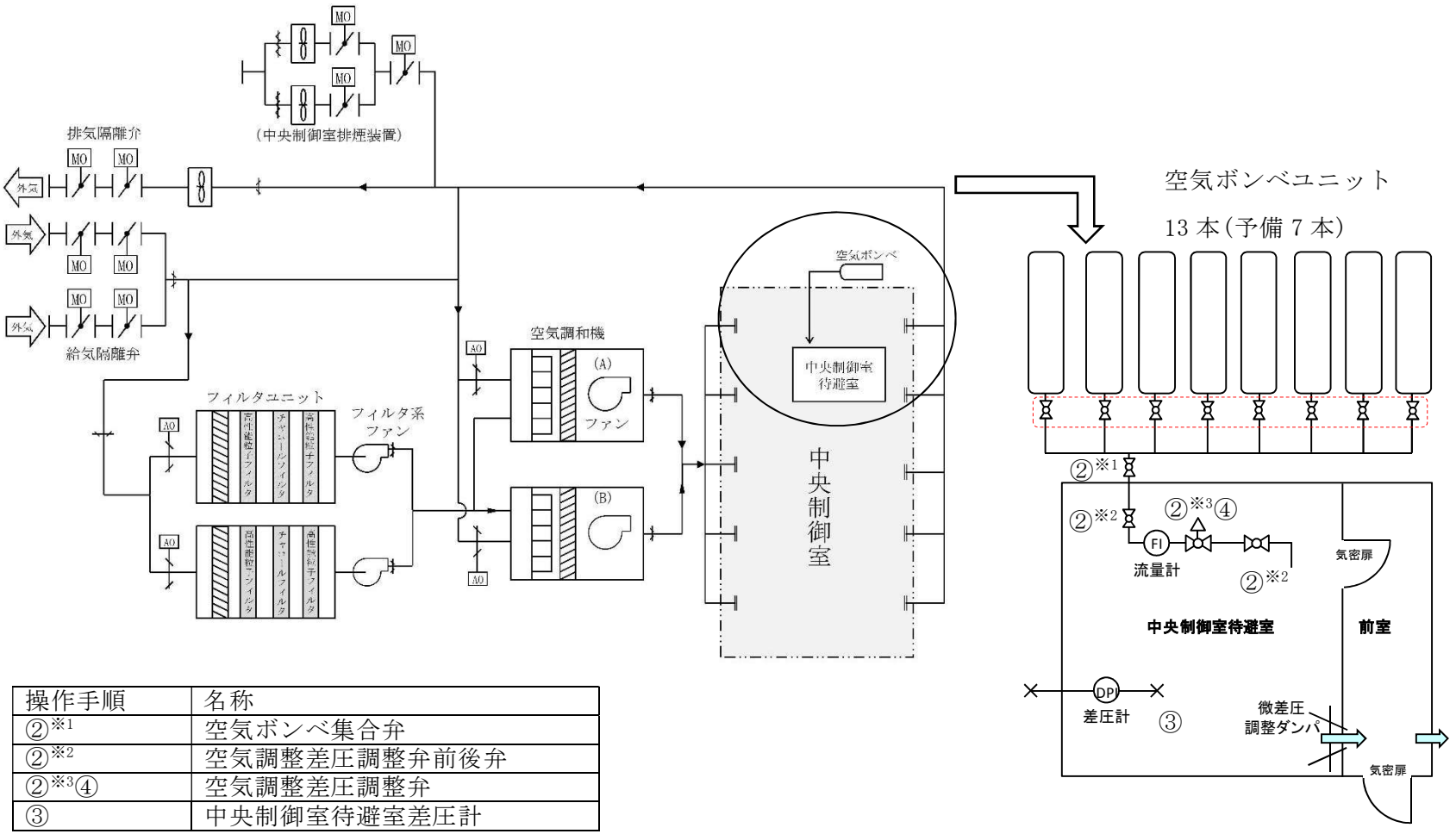
第 1.16－3 図　中央制御室の照明の確保のタイムチャート



第 1.16－4 図　中央制御室待避室による居住性の確保のタイムチャート



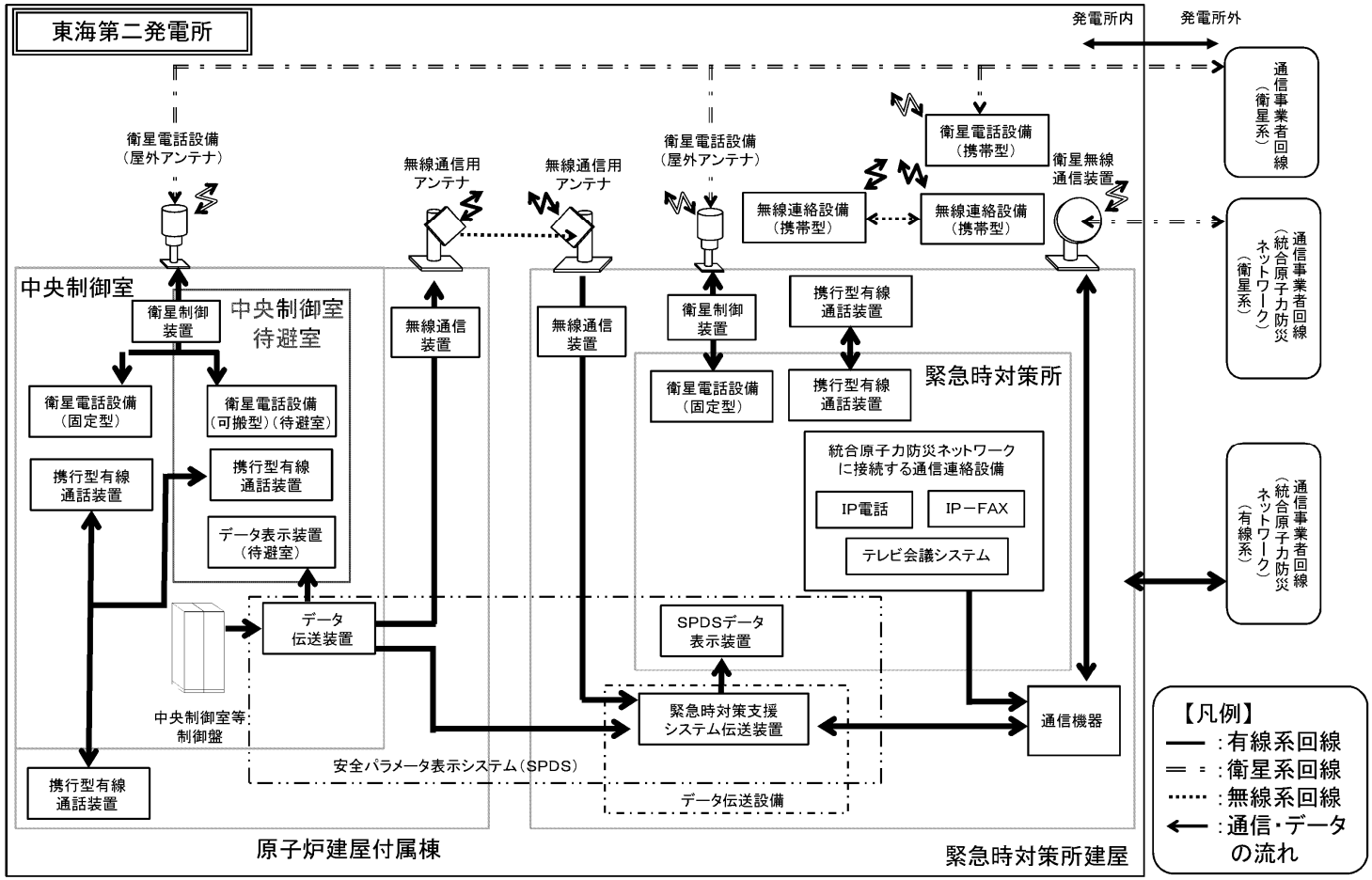
第 1.16－5 図　中央制御室待避室正圧化バウンダリ構成図



操作手順	名称
②※1	空気ボンベ集合弁
②※2	空気調整差圧調整弁前後弁
②※3④	空気調整差圧調整弁
③	中央制御室待避室差圧計

記載例　①※1 ※1：同一操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し，数字は対象順を示す。

第 1.16－6 図　中央制御室待避室空気ボンベユニット概要図



第 1.16－7 図　データ表示装置（待避室）に関するデータ伝送の概要

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）

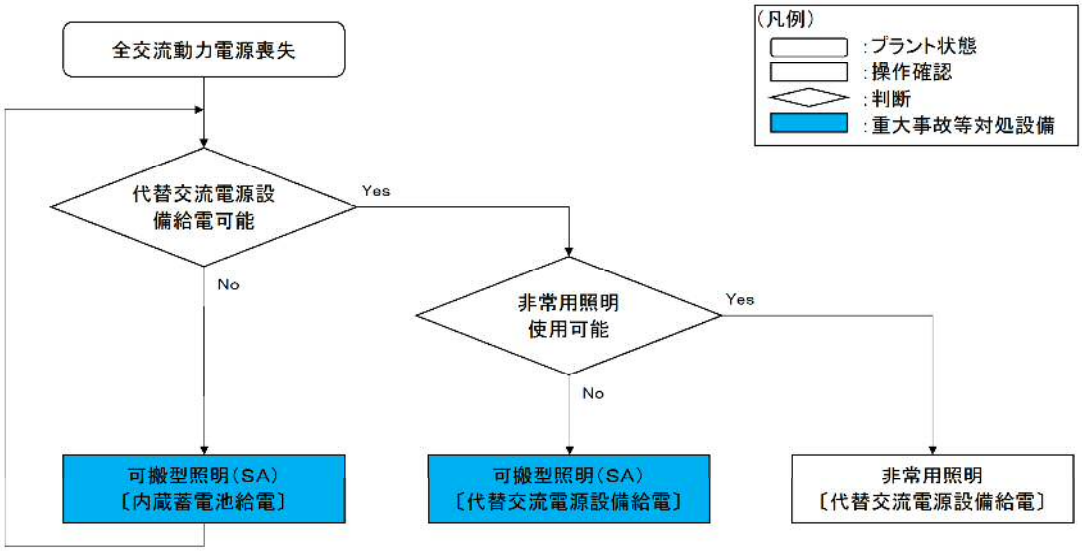
操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】は他作業後に移動してきた要員			操作の内容	経過時間（分） 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150	備考
	責任者	当直発電長	1人 中央監視 運転操作指揮		▽事象発生 ▽原子炉スクラム ▽約 4 分　炉心損傷開始（燃料被覆管温度 1,000K 到達） ▽約 9 分　燃料被覆管温度 1,200℃到達 ▽プラント状況判断 ▽25 分　格納容器冷却及び原子炉注水開始 ▽約 27 分　炉心溶融開始（燃料温度 2,500K 到達） ▽65 分　原子炉水位Ｌ０到達判断 ▽2 時間 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動による負圧達成	
	補佐	当直副発電長	1人 運転操作指揮補佐			
	指揮者等	災害対策要員（指揮者等）	4人 初動での指揮 発電所内外連絡			
	当直運転員（中央制御室）	当直運転員（現場）	重大事故等対応要員（現場）			
状況判断	2 人 A，B	－	－	●原子炉スクラムの確認 ●タービン停止の確認 ●外部電源喪失の確認 ●ＬＯＣＡ発生の確認 ●再循環ポンプ停止の確認 ●主蒸気隔離弁閉止及び逃がし安全弁（安全弁機能）による原子炉圧力制御の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動失敗の確認 ●原子炉への注水機能喪失の確認 ●炉心損傷の確認	10 分	
早期の電源回復不能の確認	【1 人】 A	－	－	●高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗）	1 分	
	【1 人】 B	－	－	●非常用ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗）	2 分	
電源確保操作対応	－	－	2 人 a，b	●電源回復操作	適宜実施	解析上考慮しない
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作	【1 人】 B	－	－	●常設代替高圧電源装置 2 台の起動操作及び緊急用母線の受電操作	4 分	
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の起動操作	【1 人】 B	－	－	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却に必要な負荷の電源切替操作	4 分	
				●原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作	2 分	
	【1 人】 A	－	－	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成操作及び起動操作	3 分	
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	【1 人】 A	－	－	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	6 分　原子炉注水及び格納容器冷却開始後，適宜状態監視	解析上では，事象発生12時間までは6時間間隔で注水量を変更し，12時間以降においては12時間以上の間隔で流量調整を実施する
				●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の流量調整操作	6 分　流量調整後（崩壊熱相当），適宜状態監視	
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作	【1 人】 A	－	－	●格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）注水に必要な負荷の電源切替操作	4 分	解析上考慮しない
				●常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の調整操作	20 分　水位調整後，適宜状態監視	
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	【1 人】 A	－	－	●水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	8 分　適宜，格納容器内水素濃度及び酸素濃度の監視	通常運転時は外部電源で常時暖気状態であり，交流電源喪失時は代替交流電源設備により緊急用母線受電後，暖気が自動的に開始される
サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入操作	【1 人】 A	－	－	●サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入操作	15 分	解析上考慮しない
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作	【1 人】 B	－	－	●非常用母線の受電準備操作(中央制御室)	35 分	
	－	2 人 C，D	－	●非常用母線の受電準備操作(現場)	75 分	
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	【1 人】 B	－	－	●常設代替高圧電源装置 3 台の追加起動操作	8 分	
				●非常用母線の受電操作	5 分	
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	【1 人】 B	－	－	●原子炉建屋ガス処理系の起動操作	5 分　起動操作実施後，適宜状態監視	
				●中央制御室換気系の起動操作	6 分　起動操作実施後，適宜状態監視	
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作	【1人】 B	－	－	●ほう酸水注入系の起動操作	2 分	解析上考慮しない
				●ほう酸水注入系の注入状態監視	ほう酸水全量注入完了まで適宜状態監視	

第 1.16－8 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用できない場合）

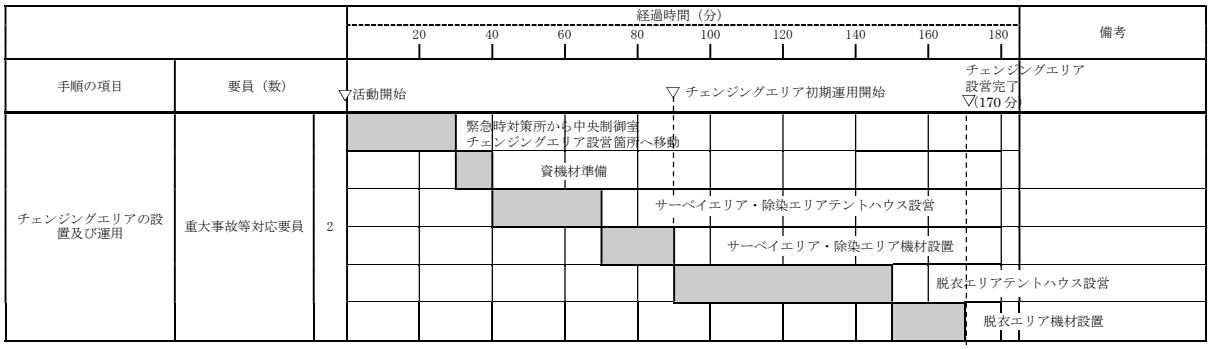
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）

操作項目	実施箇所・必要要員数 【　】は他作業後移動してきた要員 当直運転員（中央制御室）	当直運転員（現場）	重大事故等対応要員（現場）	操作の内容	経過時間（時間） 4 8 12 16 20 24 28 42 46 50 ▽約 3.9 時間　格納容器圧力 0.465MPa［gage］到達 ▽約 16 時間　サプレッション・プール水位 通常水位＋5.5m 到達 ▽約 19 時間　サプレッション・プール水位 通常水位＋6.5m 到達 ▽約 42.6 時間 代替淡水貯槽残量 1,000m³到達	備考
原子炉水位の調整操作（低圧代替注水系（常設）	【1 人】 A	－	－	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の調整操作	流量調整後（崩壊熱相当），適宜状態監視	解析上では，事象発生12時間までは6時間間隔で注水量を変更し，12時間以降においては12時間以上の間隔で流量調整を実施する
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	【1 人】 A	－	－	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	間欠スプレイにより格納容器圧力を 0.400MPa［gage］から 0.465MPa［gage］の間に維持	解析上では，約6分以上の間隔で格納容器圧力が変動するが，実運用上ではスプレイ流量を調整することで可能な限り連続スプレイする手順とし，並行した操作を極力減らすこととする
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作	【1 人】 A	－	－	●格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作（中央制御室での第一弁操作）	5 分	
	－	【2 人】＋1 人 C，D，E	－	●第一弁現場操作場所への移動 ●格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作（現場での第一弁操作）	125 分	解析上考慮しない
	1 人 副発電長	【3 人】 C，D，E	－	●緊急時対策所への退避	35 分	第一弁操作完了後，緊急時対策所に退避する
	－	－	3 人 （参集）	●第二弁現場操作場所への移動	45 分	
中央制御室待避室の準備操作	【1 人】 B	－	－	●中央制御室待避室内の正圧化準備操作	20 分	
				●可搬型照明（ＳＡ）の設置	15 分	
				●データ表示装置（待避室）の起動操作	15 分	
				●衛星電話設備（可搬型）（待避室）の設置	5 分	
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（サプレッション・チェンバ開）	【1 人】 A	－	－	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却の停止操作	3 分	
				●格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（中央制御室での第二弁操作）	2 分	
				●格納容器逃がし装置による格納容器除熱操作実施後の状態監視		
	－	－	【3 人】 （参集）	●第二弁操作室の正圧化操作	10 分	
				●格納容器逃がし装置による格納容器除熱操作（現場での第二弁操作）	30 分	サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.4m到達時に待避室の加圧操作を行う
				●第二弁操作室への退避		
				●緊急時対策所への帰還	45 分	
	【1 人】 B	－	－	●中央制御室待避室内の正圧化操作	5 分	サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.4m到達時に待避室の加圧操作を行う
	1 人＋【2 人】 発電長，A，B	－	－	●中央制御室待避室内への退避		
使用済燃料プールの除熱操作	【1 人】 A	－	－	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作	適宜実施	解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までに実施する
				●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作	20 分	解析上考慮しない 約25時間までに実施する
				●代替燃料プール冷却系の起動操作	15 分	
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	－	－	8人 c～j	●可搬型代替注水中型ポンプの移動，ホース敷設等の操作	170 分	炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し，モニタ指示を確認しながら作業を行う
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給操作	－	－	【8人】 c～j	●可搬型代替注水中型ポンプの移動，ホース敷設等の操作		水源枯渇までは十分余裕がある
	－	－	【2人】 c，d	●可搬型代替注水中型ポンプの起動操作及び水源補給操作		
タンクローリによる燃料給油操作	－	－	2 人 （参集）	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油操作		タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから給油する
				●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作		
	2 人 A，B	3 人 C，D，E	10 人 a～j 及び参集 5 人			

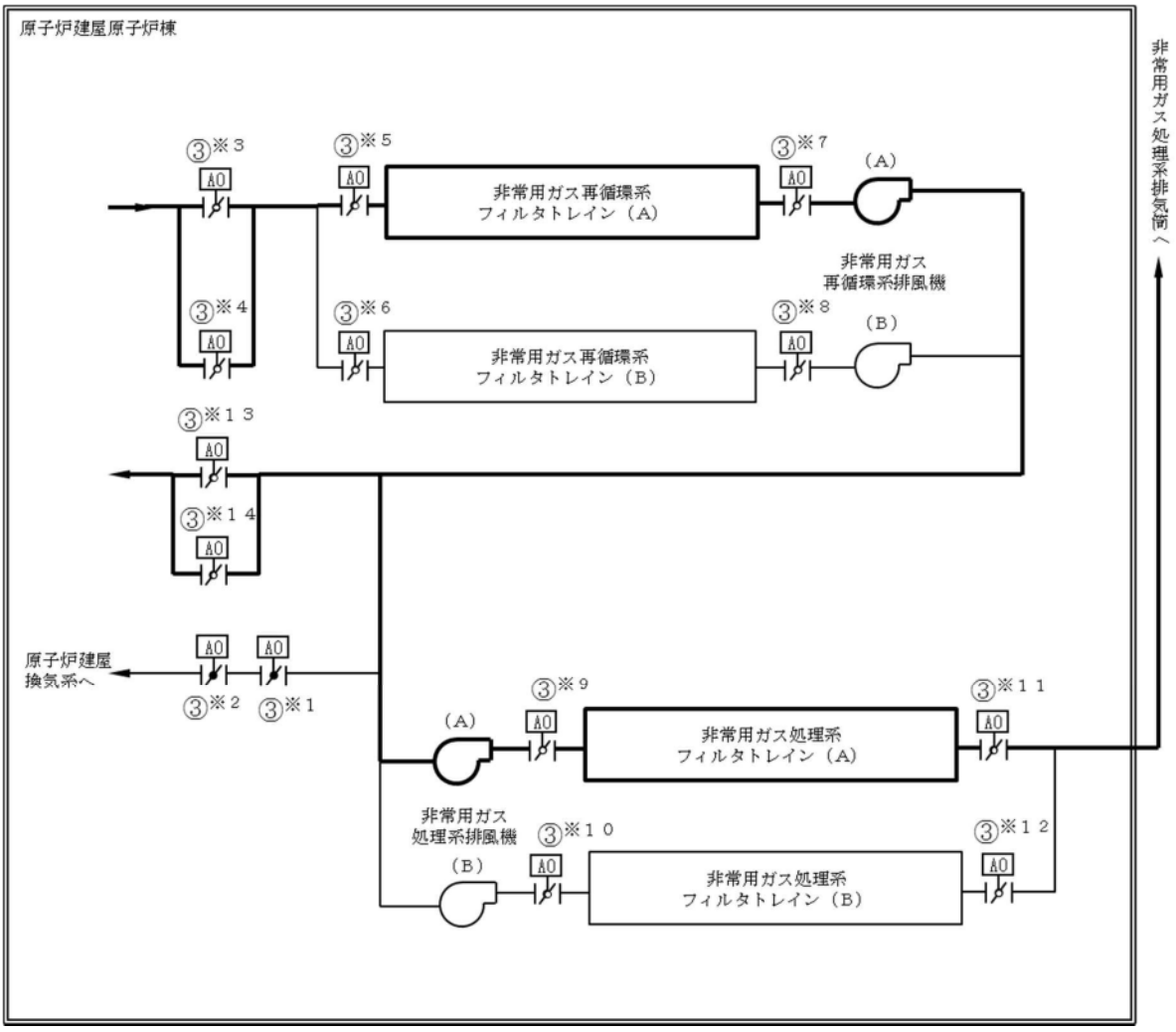
第 1.16－9 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用できない場合）



第 1.16－10 図　対応手段選択フローチャート



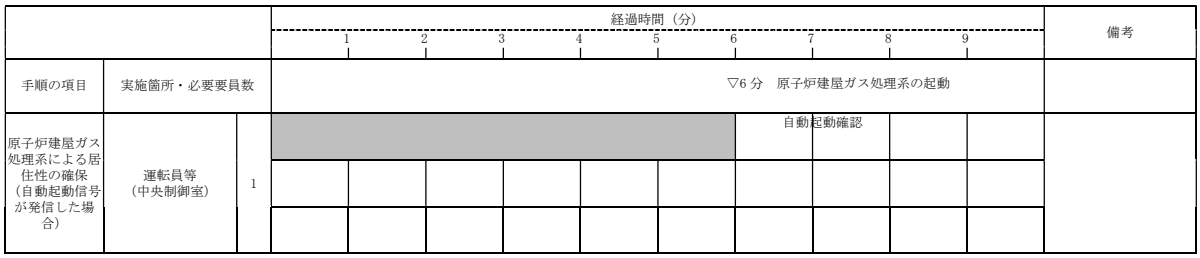
第 1.16－11 図　中央制御室チェンジングエリア設置　タイムチャート



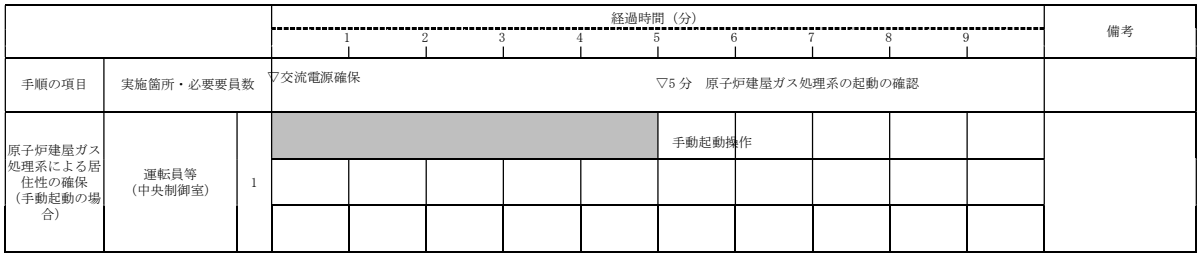
操作手順	名称
③※1，③※2	非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁
③※3，③※4	非常用ガス再循環系系統入口弁
③※5，③※6	非常用ガス再循環系トレイン入口弁
③※7，③※8	非常用ガス再循環系トレイン出口弁
③※9，③※10	非常用ガス処理系トレイン入口弁
③※11，③※12	非常用ガス処理系トレイン出口弁
③※13，③※14	非常用ガス再循環系系統再循環弁

記載例　○　　操作手順番号を示す。
　　○※1　同一操作手順番号内の複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合は，その実施順を示す。

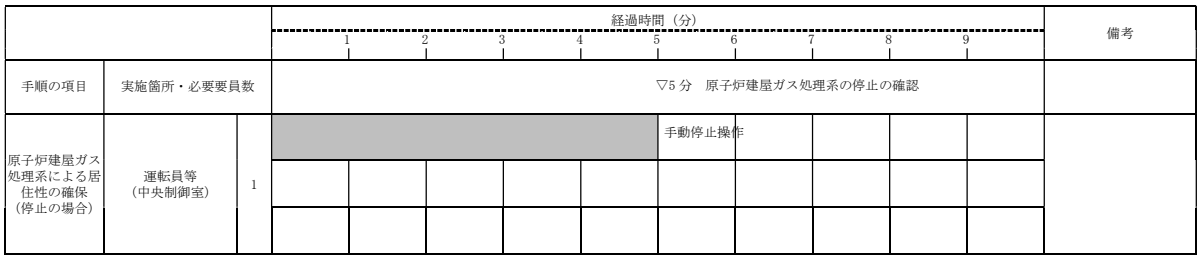
第 1.16－12 図　原子炉建屋ガス処理系概要図
（A系運転時）



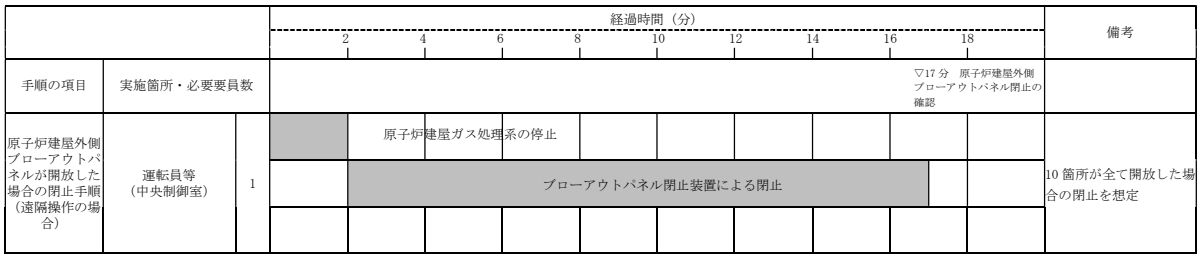
第 1.16－13 図　原子炉建屋ガス処理系（交流電源が正常な場合）
運転のタイムチャート



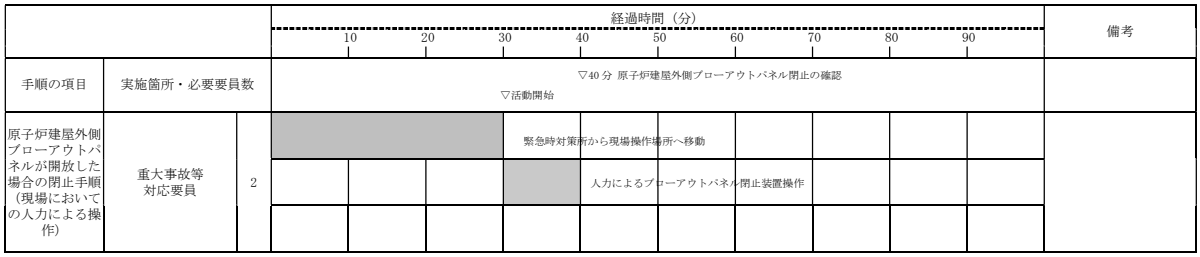
第 1.16－14 図　原子炉建屋ガス処理系（全交流動力電源が喪失した場合）
運転のタイムチャート



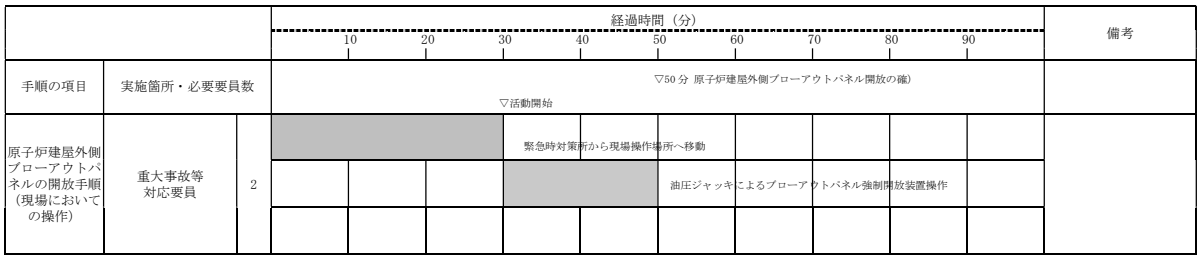
第 1.16－15 図　原子炉建屋ガス処理系停止のタイムチャート



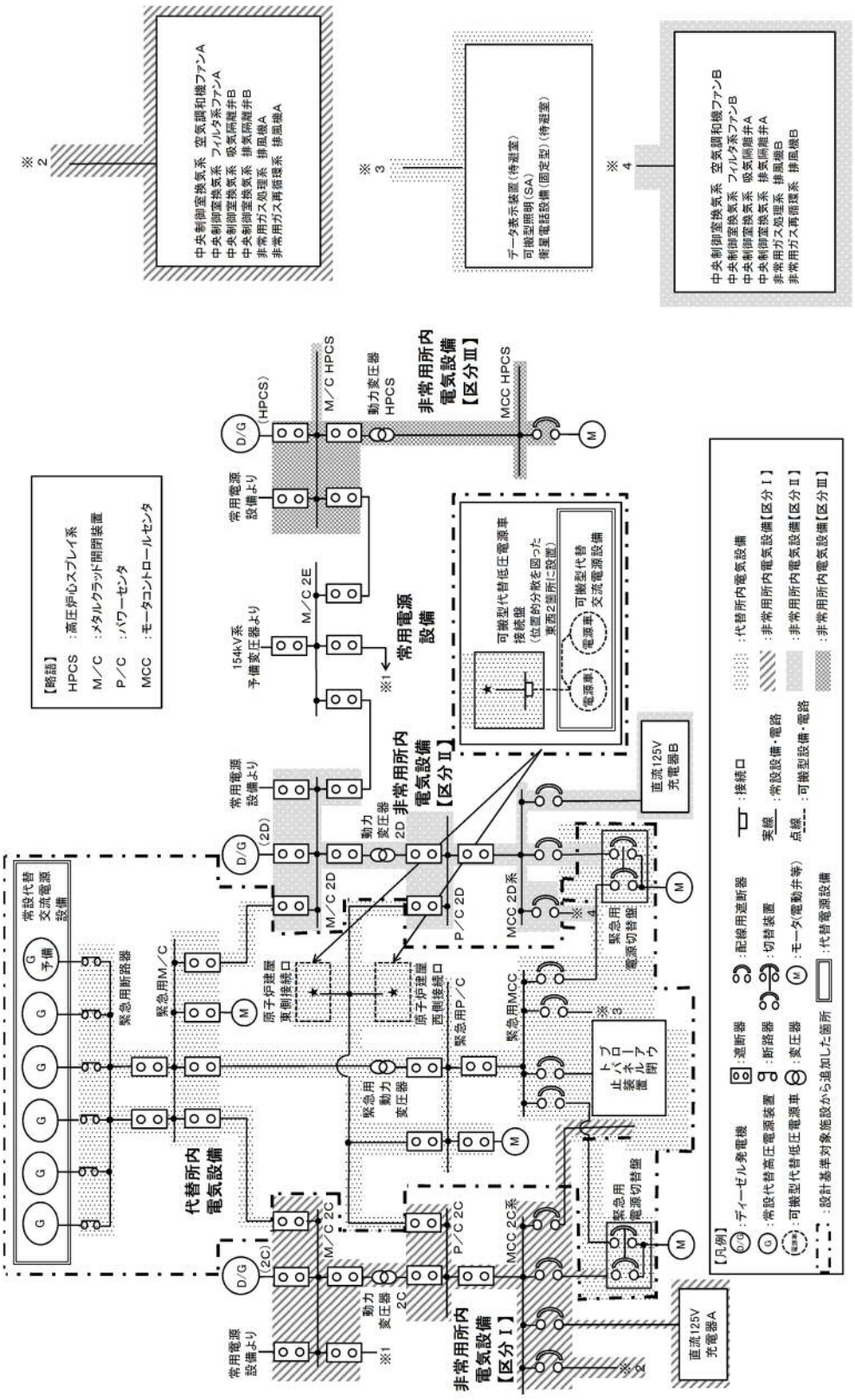
第 1.16－16 図　原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放した場合の閉止（遠隔操作の場合）のタイムチャート



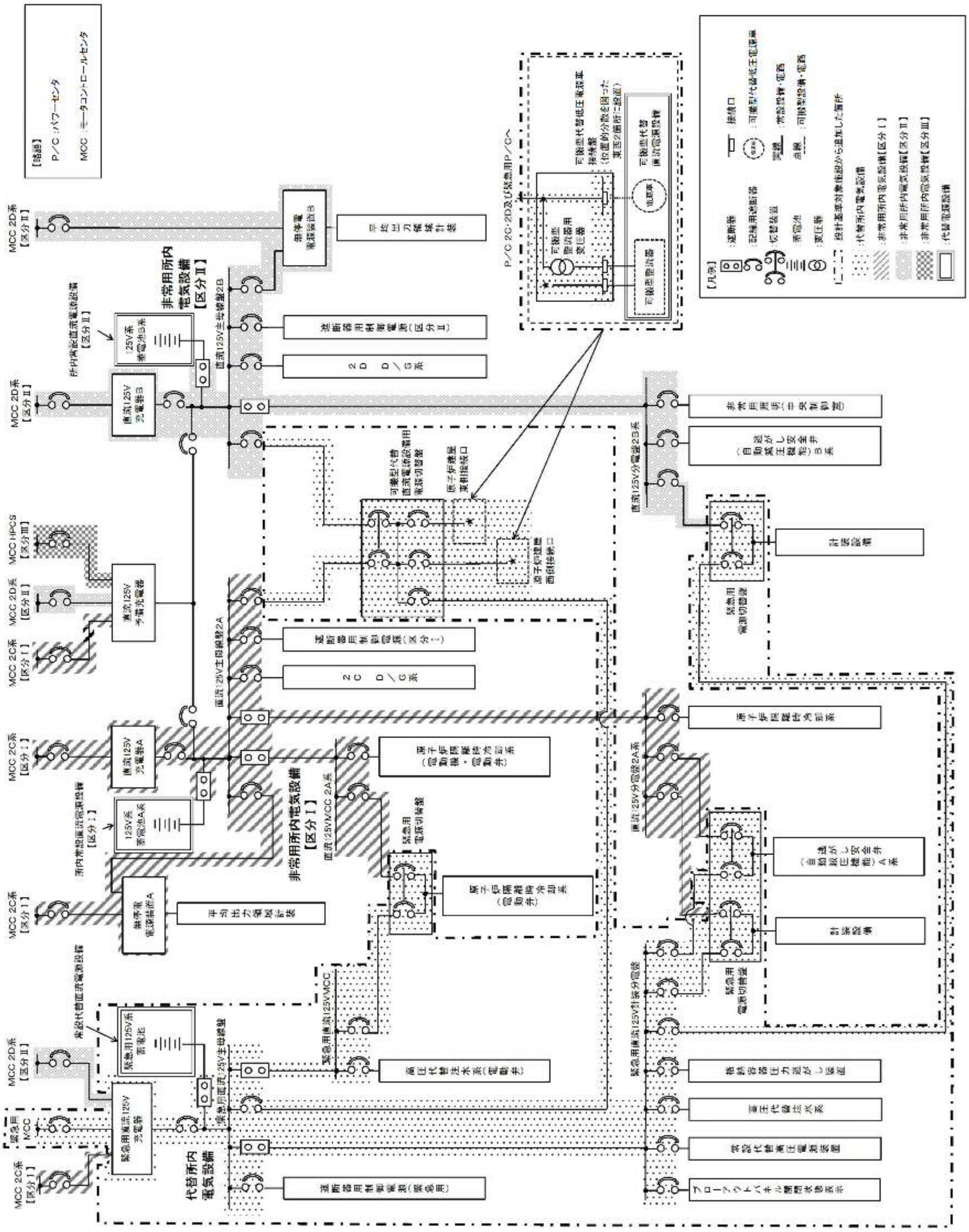
第 1.16－17 図　原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放した場合の閉止（現場において人力による操作が必要な場合）のタイムチャート



第 1.16－18 図　原子炉建屋外側ブローアウトパネルの強制開放のタイムチャート



対応手段として選定した設備の電源構成図（1／2）



対応手段として選定した設備の電源構成図（2／2）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／5）

技術的能力審査基準(1.16)	番号	設置許可基準規則(59 条)	技術基準規則(74 条)	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員等がとどまるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には，炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第三十八条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。	④
【解釈】 －	－	【解釈】 1　第 59 条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第 49 条、第 50 条、第 51 条又は第 52 条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。	【解釈】 1　第 74 条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは，第 64 条，第 65 条，第 66 条又は第 67 条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。	－
1　「運転員等がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－	2　第 59 条に規定する「運転員が第 26 条第 1 項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	2　第 74 条に規定する「運転員が第三十八条第 1 項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	—
a）重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員等がとどまるために必要な手順等を整備すること。	②	a）原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	a）原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は，代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	⑤
b）原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。	③	b）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。 ①　本規定第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員等の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装 置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。	b）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について，次の要件を満たすものであること。 ①　設置許可基準規則第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員等の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装 置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。	⑥

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／5）

技術的能力審査基準(1.16)	番号	設置許可基準規則(59条)	技術基準規則(74条)	番号
		② 運転員等はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③ 交替要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員等の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。	② 運転員等はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③ 交替要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員等の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。	⑥
		c）原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。	c）原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。	⑦
		d）上記b）の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWRの場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWRの場合）を設置すること。	d）上記b）の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWRの場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWRの場合）を設置すること。	⑧
		e）BWRにあっては、上記b）の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとすること。	e）BWRにあっては、上記b）の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとすること。	⑨

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／5）

重大事故等対処設備 審査基準の要求に適合するための資機材					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
居住性の確保	中央制御室遮蔽	既設	① ② ③ ④	－	－	－
	中央制御室待避室遮蔽	新設				
	中央制御室換気系　空気調和機ファン	既設				
	中央制御室換気系　フィルタ系ファン	既設				
	中央制御室換気系　フィルタユニット	既設				
	中央制御室換気系　ダクト・ダンパ	既設				
	中央制御室換気系　給気隔離弁	既設				
	中央制御室換気系　排気隔離弁	既設				
	中央制御室換気系　排煙装置隔離弁	既設				
	酸素濃度計	新設				
	二酸化炭素濃度計	新設				
	可搬型照明（ＳＡ）	新設				
	－	－	－	－	居住性の確保	非常用照明
	データ表示装置（待避室）	新設	① ② ③ ④ ⑤	－	－	－
	中央制御室待避室　空気ボンベユニット（空気ボンベ）	新設				
	衛星電話設備（可搬型）（待避室）	新設				
	中央制御室待避室差圧計	新設				
	衛星電話設備（屋外アンテナ）	新設				
	衛星制御装置	新設				
	衛星制御装置～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路	新設				
	中央制御室待避室　空気ボンベユニット（配管・弁）	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
	非常用交流電源設備	既設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／5）

重大事故等対処設備 審査基準の要求に適合するための資機材					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
汚染持ち込み防止	可搬型照明（ＳＡ）	新設	① ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	－	－	－
	常設代替高圧電源装置	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
	防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材	新設				
放射線防護に関する教育等	－	－	① ② ④	－	－	－
運転員等の被ばく低減及び平準化	－	－	① ② ④	－	－	－
運転員等の被ばくの低減	非常用ガス処理系　排風機	既設	① ② ③ ④ ⑧ ⑨	－	－	－
	非常用ガス再循環系　排風機	既設				
	非常用ガス処理系　配管・弁・フィルタトレイン	既設				
	非常用ガス再循環系　配管・弁・フィルタトレイン	既設				
	原子炉建屋原子炉棟	既設				
	非常用ガス処理系排気筒	既設				
	ブローアウトパネル閉止装置	新設				
	ブローアウトパネル開閉状態表示	新設				
	ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	非常用交流電源設備	既設				
	燃料給油設備	新設				
	－	－	－	－	運転員等の被ばくの低減	ブローアウトパネル強制開放装置

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／5）

技術的能力審査基準(1.16)	適合方針
【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員等がとどまるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	重大事故が発生した場合においても中央制御室換気系，原子炉建屋ガス処理系，可搬型照明（ＳＡ）及び中央制御室待避室等により中央制御室に運転員がとどまるために必要な手順を整備する。
【解釈】 １　「運転員等がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	―
ａ）重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員等がとどまるために必要な手順等を整備すること。	重大事故が発生した場合においても資機材（防護具及びチェンジングエリア用資機材）を用いた放射線防護措置により中央制御室に運転員がとどまるために必要な手順を整備する。
ｂ）原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。	中央制御室用の電源（空調及び照明等）が，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）は，技術的能力「1.14　電源の確保に関する手順等」で整備する。

中央制御室換気系閉回路循環運転時及び中央制御室待避室使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度について

中央制御室換気系が閉回路循環運転時及び格納容器圧力逃し装置作動時に使用する中央制御室待避室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を，「空気調和・衛生工学便覧　空気調和設備設計」に基づき実施した。

1.　酸素濃度，二酸化炭素濃度に関する法令要求について

酸素濃度・二酸化炭素濃度計による室内酸素濃度，二酸化炭素濃度管理は，労働安全衛生法，ＪＥＡＣ4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規程」及び鉱山保安法施行規則に基づき，酸素濃度が 19%以上，かつ二酸化炭素濃度が 1%以下で運用する。

酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）
（定義）
第二条　この省令において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。
一　酸素欠乏　空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。
（換気）
第五条　事業者は、酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は、当該作業を行う場所の空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上（第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあっては、空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上、かつ、硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし、爆発、酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は、この限りでない。

鉱山保安法施行規則（一部抜粋）
第十六条の一
一　鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし、炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

酸　素 濃　度	症　状　等
21%	通常の空気の状態
18%	安全限界だが連続換気が必要
16% 12% 8% 6%	頭痛、吐き気 目まい、筋力低下 失神昏倒、7～8 分以内に死亡 瞬時に昏倒、呼吸停止、死亡

（出典：厚生労働省リーフレット「なくそう！酸素欠乏症・硫化水素中毒」）

ＪＥＡＣ4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規程」　（一部抜粋）

【付属書解説 2.5.2】事故時の外気の取り込み

中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には、中央制御室内の CO_2 濃度の上昇による運転員等の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。

(1) 許容 CO_2 濃度

事務所衛生基準規則（昭和 47 年 9 月 30 日労働省令第 43 号、最終改正平成 26 年 7 月 30 日厚生労働省令第 87 号）により，事務室内の CO_2 濃度は 100 万分の 5000（0.5%）以下と定められており、中央制御室の CO_2 濃度もこれに準拠する。

したがって、中央制御室居住性の評価にあたっては、上記濃度（0.5%）を許容濃度とする。

2.　中央制御室待避室の必要空気供給量

(1)　二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

ａ．収容人数：n＝3 名

ｂ．許容二酸化炭素濃度：C＝0.5%（ＪＥＡＣ4622-2009）

ｃ．大気二酸化炭素濃度：C_0＝0.0336%（空気ボンベの二酸化炭素濃度）

ｄ．呼吸による二酸化炭素発生量：M＝0.022m^3／h／人（空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量）

ｅ．必要換気量：Q_1＝100×M×n／（C－C_0）m^3／h（空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）

Q_1＝100×0.022×3÷（0.5－0.0336）

＝14.15

≒14.2 m^3／h

(2)　酸素濃度基準に基づく必要換気量

ａ．収容人数：n＝3 名

ｂ．吸気酸素濃度：a＝20.95%（標準大気の酸素濃度）

ｃ．許容酸素濃度：b＝19%（鉱山保安法施行規則）

ｄ．成人の呼吸量：c＝0.48m^3／h／人（空気調和・衛生工学便覧）

ｅ．乾燥空気換算酸素濃度：d＝16.4%（空気調和・衛生工学便覧）

ｆ．必要換気量：Q_1＝ｃ×（ａ－ｄ）×ｎ／（ａ－ｂ）m^3／ｈ（空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量）

Q_1＝0.48×（20.95－16.4）×3÷（20.95－19.0）

＝3.36

≒3.4m^3／h

以上により，中央制御室待避室使用に必要な空気供給量は二酸化炭素濃度基準の 14.2m^3／h とする。

3.　中央制御室待避室の必要ボンベ本数

中央制御室待避室は，中央制御室内に流入した放射性物質からの影響を十分に防護できる時間として，ベント開始から 5 時間正圧化する。

中央制御室待避室を 5 時間正圧化する必要最低限のボンベ本数は，二酸化炭素濃度基準換気量の 14.2m^3／h 及びボンベ供給可能空気量 5.5m^3／本から下記のとおり 13 本となる。なお，中央制御室待避室の設置後に試験を実施し必要ボンベ本数が 5 時間正圧化維持するのに十分であることの確認を実施し，予備のボンベ容量について決定する。

(1)　ボンベ初期充填圧力：14.7MPa（at35℃）

(2)　ボンベ供給可能空気量：5.5m^3/本※

※　空気ボンベは標準圧力 14.7MPa で 6.8m^3／本であるが，安全側（残圧及び使用温度補正）を考慮し 5.5m^3／本とする。

必要ボンベ本数＝14.2m^3／h÷5.5m^3／本×5 時間

＝12.9 本

≒13 本

添付資料 1.16.4

可搬型照明（ＳＡ）を用いた場合の中央制御室の監視操作について

1.　中央制御室に配備している可搬型照明（ＳＡ）

中央制御室の照明が全て消灯した場合に使用する可搬型照明（ＳＡ）は，主制御盤エリア用 3 台，中央制御室待避室用 1 台，予備 1 台の計 5 台を配備する。個数はシミュレーション施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認しているとともに，可搬型照明（ＳＡ）を操作箇所に応じて向きを変更することによりさらに照度を確保できることを確認している。

仮に，可搬型照明（ＳＡ）が活用できない場合のため，乾電池内蔵型照明を中央制御室に備えている。第 1 表に中央制御室に配備している可搬型照明（ＳＡ）及び乾電池内蔵型照明の概要を示す。

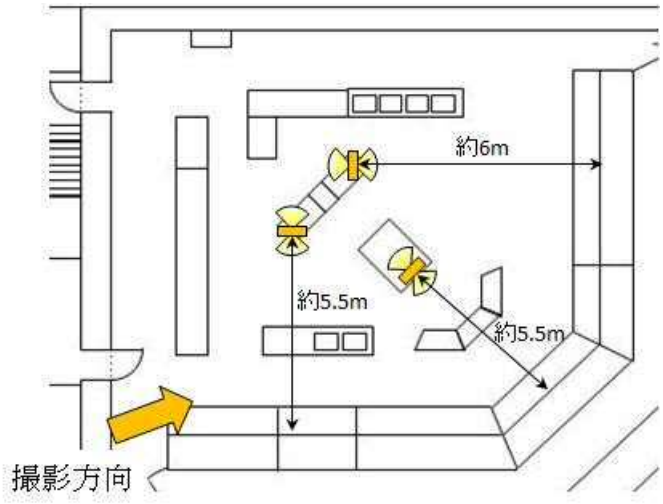
第 1 表　中央制御室に配備している可搬型照明（ＳＡ）及び乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（ＳＡ） 	中央制御室	3 台 （予備 1 台）	（AC）100V―240V 点灯時間 片面：20～24 時間 両面：10～12 時間
乾電池内蔵型照明 （ランタン） 	中央制御室	16 個 （予備 4 個）	電源：乾電池 （単一×4） 点灯可能時間： 約 45 時間
乾電池内蔵型照明 （ヘッドライト（ヘルメット装着用）） 	中央制御室	7 個 （予備 7 個）	電源：乾電池 （単三×3） 点灯可能時間： 約 12 時間

2.　可搬型照明（ＳＡ）を用いた監視操作

可搬型照明（ＳＡ）の照度は，第 1 図に示すとおり主制御盤から約 6m の位置に設置した場合で，直流非常灯の実測値である照度（20 ルクス以上）に対し，室内照明全消灯状態にて主制御盤垂直部平均で約 20 ルクス以上の照度を確認し，監視操作が可能なことを確認している。

画像については，印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。



第 1 図　シミュレーション施設における可搬型照明（ＳＡ）確認状況

チェンジングエリアについて

1. チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 59 条第 1 項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 74 条第 1 項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）に基づき，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

2. チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは，脱衣エリア，サーベイエリア，除染エリア，クリーンエリアからなり原子炉建屋付属棟内，かつ中央制御室バウンダリに隣接した場所に設営する。概要は第 1 表のとおり。

第１表　チェンジングエリアの概要

設営場所	原子炉建屋付属棟４階 空調機械室	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設ける。 なお，空調機械室内への搬入口は地震竜巻等でも開放せず，事故発生時でも外部の風雨の影響を防止できる構造とする。
設営形式	テントハウス （一部，通路区画化）	通路にテントハウスを設営し，テントハウス内は扉付シート壁等により区画化する。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生し，災害対策本部長代理の指示があった場合。	中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合，チェンジングエリアの設営を行う。 なお，事故進展の状況，参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し，速やかに設営を行う。
実施者	放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている放射線管理班員が参集した後に設営を行う。

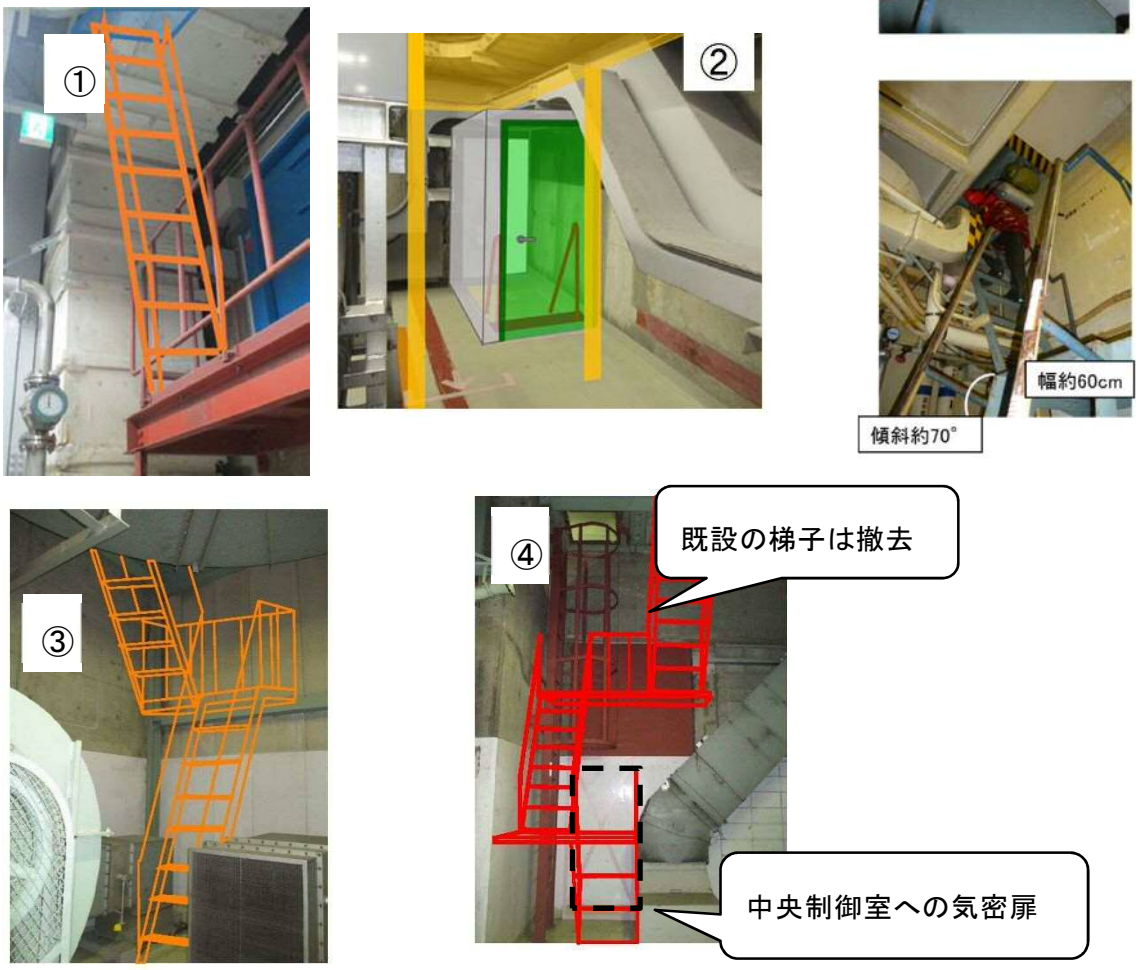
3.　チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

チェンジングエリアは，中央制御室バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルートは，第１図，第２図のとおり。なお，通常時のルートであるサービス建屋側へアクセスするルートは使用せず，耐震性が確保された原子炉建屋内外のルートを設定する。作業員は放射線防護具を着用し，チェンジングエリアから中央制御室へのアクセスする。原子炉建屋付属棟における中央制御室へのアクセスルートの設定

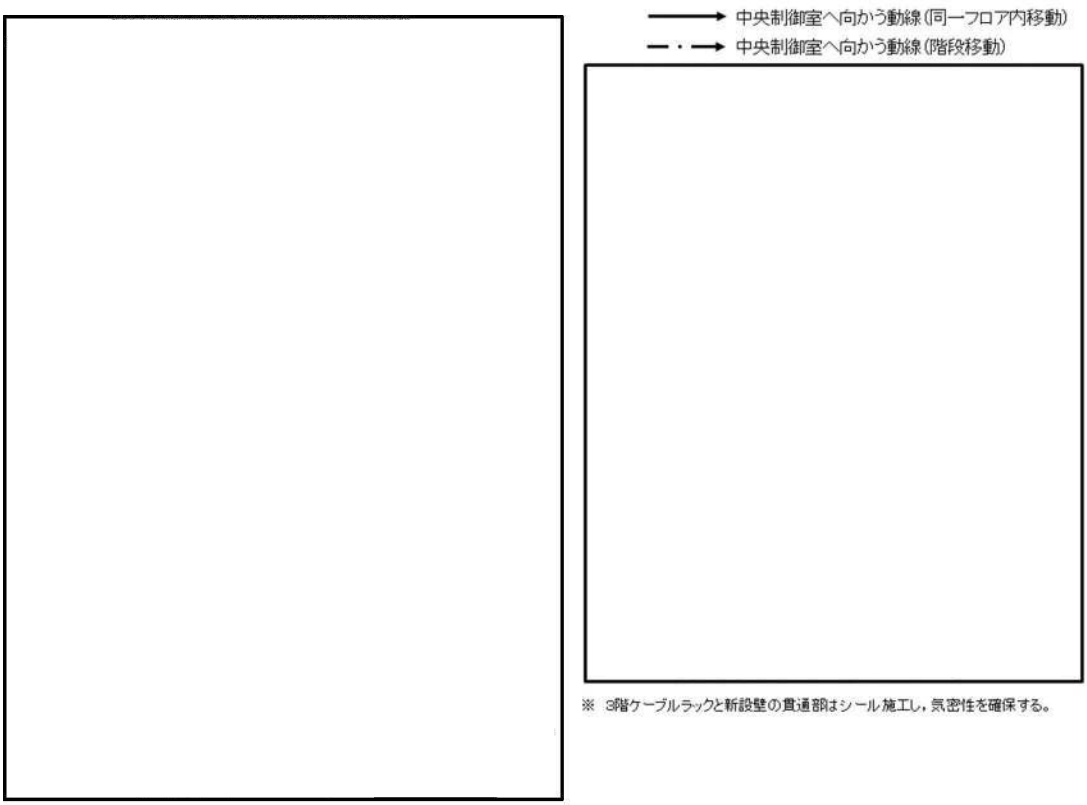
図を第3図に示す。作業員が携行する資機材（携行型有線通話装置，電離箱サーベイメータ，電動ドライバ等）についてはバックパックに入れ携行することで，携行時の負担を軽減する。

第1図　中央制御室チェンジングエリアの設営場所

（通行状態のイメージ）



第２図　中央制御室へのアクセスルートの概要図



第 3 図　中央制御室へのアクセスルート設定図

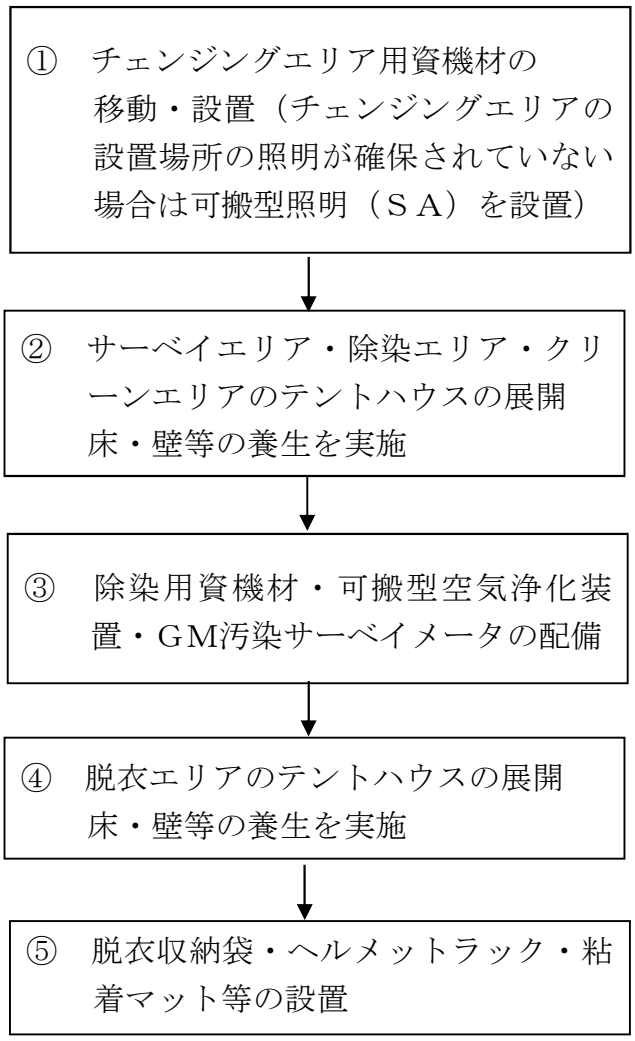
4.　チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

(1)　考え方

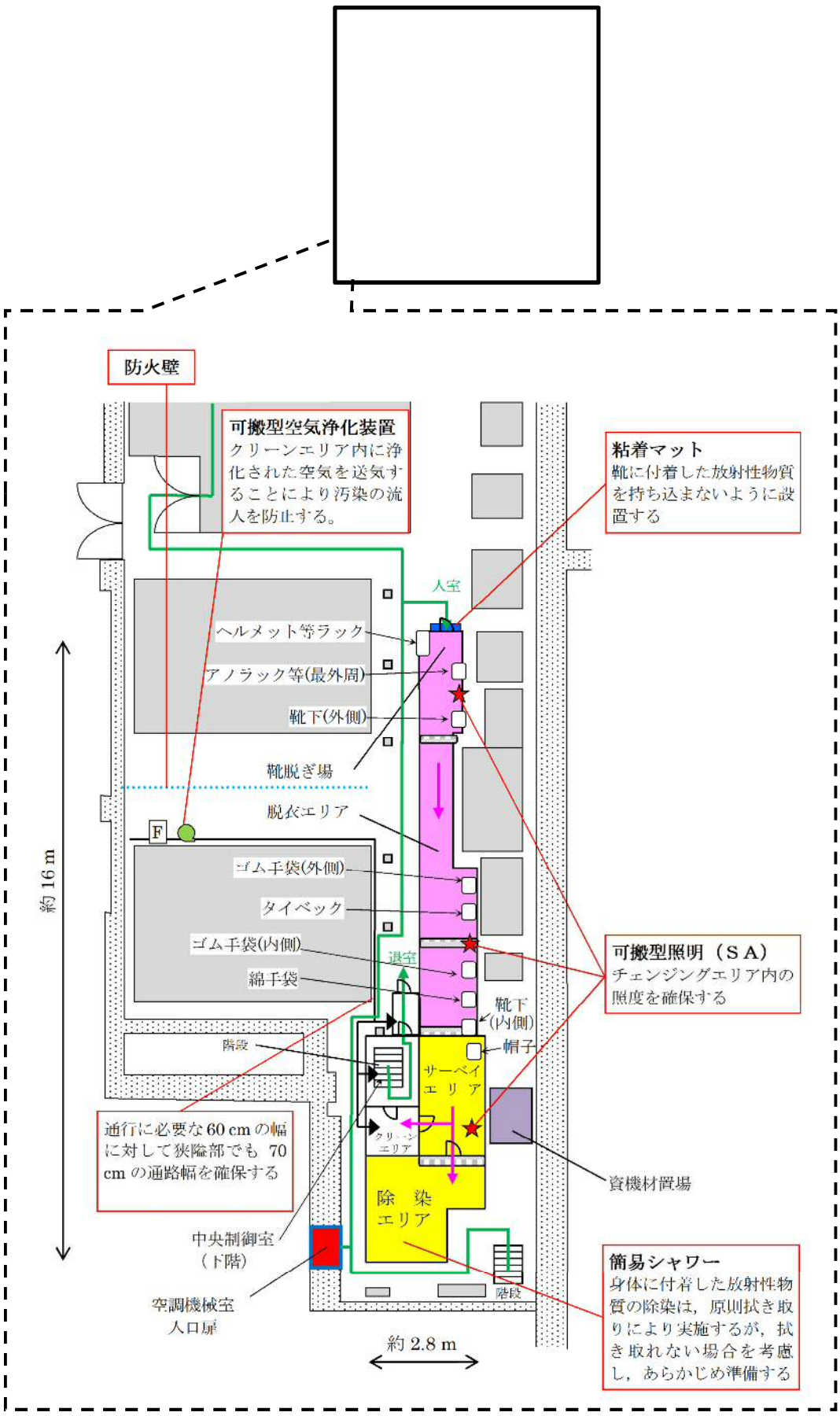
中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため，第 4 図の設営フローに従い，第 5 図のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員 2 名で，初期運用開始に必要なサーベイエリア，除染エリア及びクリーンエリアについて約 60 分，さらに脱衣エリアの設営について約 80 分の合計 140 分を想定している。なお，チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。夜間休日に事故が発生した場合に参集までの時間を考慮しても約 3 時間後にはチェンジングエリアの初期運用を開始することが可能である。

チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の要員の放射線管理班に

おける重大事故等対応要員4名のうち，チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は，原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し，災害対策本部長代理の指示があった場合に実施する。



第4図　チェンジングエリアの設営フロー



第5図　中央制御室チェンジングエリア

(2)　チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については，運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して，第2表のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は，チェンジングエリア付近に保管する。

第2表　チェンジングエリア用資機材

	名　称	数　量※1
エリア設営用	テントハウス	7張※2
	バリア	6個※3
	簡易シャワー	1式※2
	簡易水槽	1個※2
	バケツ	1個※2
	水タンク	1式※2
	可搬型空気浄化装置	2台※4
消耗品	はさみ，カッター	各3本※5
	筆記用具	2式※6
	養生シート	2巻※7
	粘着マット	2枚※8
	脱衣収納袋	8個※9
	難燃袋	84枚※10
	難燃テープ	12巻※11
	クリーンウェス	5缶※12
	吸水シート	93枚※13

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　エリアの設営に必要な数量
※3　各エリア間の4個×1.5倍＝6個
※4　1台×1.5倍＝1.5→2台
※5　設置作業用，脱衣用，除染用の3本
※6　サーベイエリア用，除染エリア用の2式
※7　44.0 m^2（床，壁の養生面積）×2（補修張替え等）÷90m^2／巻×1.5倍＝1.5→2巻

※8　1枚（設置箇所数）×1.5倍＝1.5→2枚
※9　8個（設置箇所数　修繕しながら使用）
※10　8枚／日×7日×1.5倍＝84枚
※11　58.4 m（養生エリアの外周距離）×2（シートの継ぎ接ぎ対応）×2（補修張替え等）÷30m／巻×1.5倍＝11.7→12巻
※12　11名（中央制御室要員数）×7日×2交替×8枚（マスク，長靴，両手，身体の拭き取りに各2枚）÷300枚／缶＝4.1→5缶
※13　簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。
11名（要員数）×7日×4ℓ(1回除染する際の排水量)÷5ℓ(シート1枚の吸水量)×1.5倍＝92.4→93枚

5. チェンジングエリアの運用

（出入管理，脱衣，汚染検査，除染，着衣，廃棄物管理，チェンジングエリアの維持管理）

(1) 出入管理

チェンジングエリアは，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室外で作業を行った要員が，中央制御室に入室する際に利用する。中央制御室外は，放射性物質により汚染しているおそれがあることから，中央制御室外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは第5図のとおりであり，チェンジングエリアには下記の①から④のエリアを設けることで中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

①脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア。

②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品の汚染検査を行うエリア。汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

③除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

④クリーンエリア

扉付シート壁により区画することでサーベイエリア等からの汚染の流入を防止するエリア。

(2)　脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

・脱衣エリアの靴脱ぎ場で，安全靴，ヘルメット，アノラック，靴下（外側）を脱衣する。

・脱衣エリア前室で，ゴム手袋（外側），タイベック等を脱衣する。

・脱衣エリア後室で，ゴム手袋（内側），綿手袋，靴下（内側）を脱衣する。

・マスク及び帽子を着用したまま，サーベイエリアへ移動する。

なお，チェンジングエリアでは，放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し，指導，助言，防護具の脱衣の補助を行う。

(3)　汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査等の手順は以下のとおり。

①サーベイエリアにて，マスク及び帽子を着用した状態の頭部の汚染検査を受ける。

②汚染基準を満足する場合は，マスク及び帽子を脱衣し，全身の汚染検査を受ける。

③汚染基準を満足する場合は，脱衣後のマスクを持参し，クリーンエリアを通過して中央制御室へ入室する。

④②又は③の汚染検査において汚染基準を満足しない場合は，除染エリアに移動する。

なお，放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また，放射線管理班員は汚染検査の状況について，適宜確認し，指導，助言をする。

(4)　除染

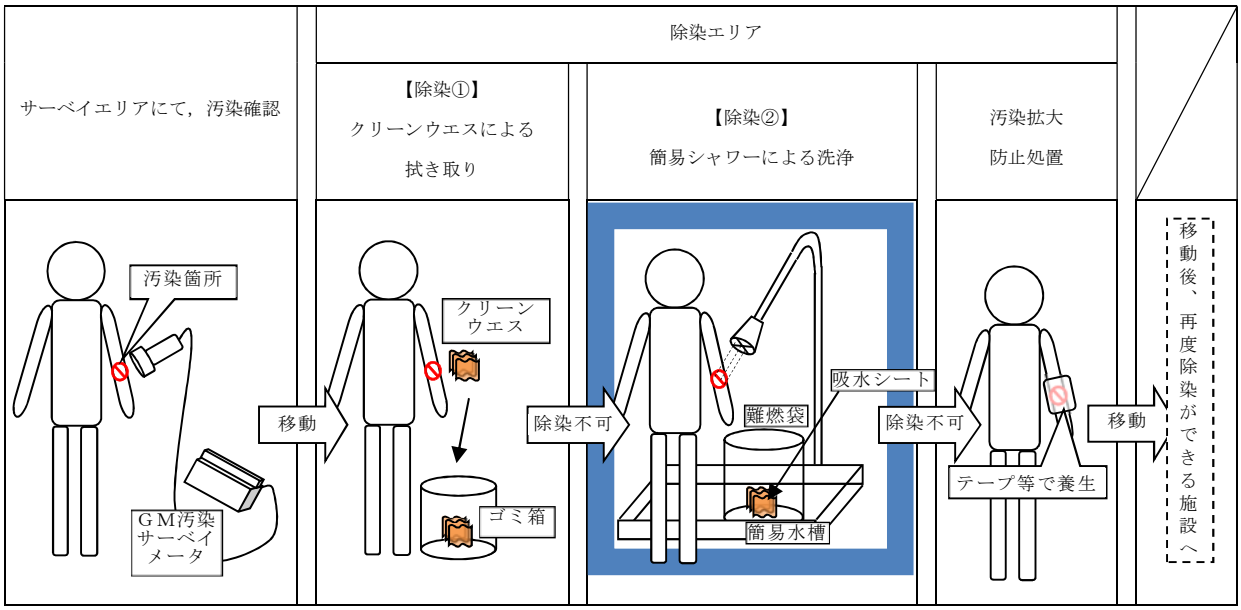
サーベイエリア内で重大事故等に対処する要員の汚染が確認された場合は，サーベイエリアに隣接した除染エリアで重大事故等に対処する要員の除染を行う。

重大事故等に対処する要員の除染については，クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが，拭き取りにて除染ができない場合も想定し，汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は，第6図のとおり必要に応じて吸水シートへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は，除染エリアに移動する。
・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。
・再度汚染箇所について汚染検査する。
・汚染基準を満足しない場合は，簡易シャワーで除染する。（マスク及び帽子は除く）
・簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は，汚染箇所を養生し，再度除染ができる施設へ移動する。



第６図　除染及び汚染水処理イメージ図

(5)　着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

・中央制御室内で，綿手袋，靴下内側，靴下外側，帽子，タイベック，マスク，ゴム手袋内側，ゴム手袋外側等を着衣する。

・チェンジングエリアの靴脱ぎ場で，ヘルメット，靴を着用する。

・放射線管理班は，要員の作業に応じて，アノラック等の着用を指示する。

(6)　廃棄物管理

中央制御室外で活動した要員が脱衣した防護具については，チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから，適宜チェンジングエリア外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

(7)　チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は，チェンジングエリア内の表面汚染密度，線量当量率及び空気中放射性物質濃度を定期的（1回／日以上）に測定し，放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

6. チェンジングエリアの汚染拡大防止について

(1) 汚染拡大防止の考え方

各テントハウスの接続部等をテープ養生することでテントハウス外からの汚染の持ち込みを防止する。また，テントハウスの出入口等を扉付シート壁で区画することで中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。

チェンジングエリアには，更なる汚染拡大防止対策として，可搬型空気浄化装置を1台設置する。

(2) チェンジングエリアの区画

チェンジングエリアは，テントハウスの出入口，サーベイエリア，クリーンエリア，除染エリアは扉付のシート壁により区画し，テントの接続部は放射性物質が外部から流入することを防止できる設計とする。テントハウスの外観は第7図のとおりであり，仕様は第3表のとおりである。また，第8図はテントハウスの設置状況であり，図中①～⑦の各テントハウス間はファスナーを用いて接続する。なお，各テントハウス間の接続は第9図のとおり行う。

中央制御室へアクセスする階段の周囲（階段室及び前後室）は扉付のシート壁により2重に区画した上で2重のシート扉は同時に開けない運用とし，テント床面開口部周囲を難燃テープでシールすることで，中央制御室側への空気の流入を防止する。チェンジングエリア内面には，必要に応じて汚染除去の容易さの観点から養生シートを貼ることとし，一時閉鎖となる時間を短縮する。

更にチェンジングエリア内には，靴等に付着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。

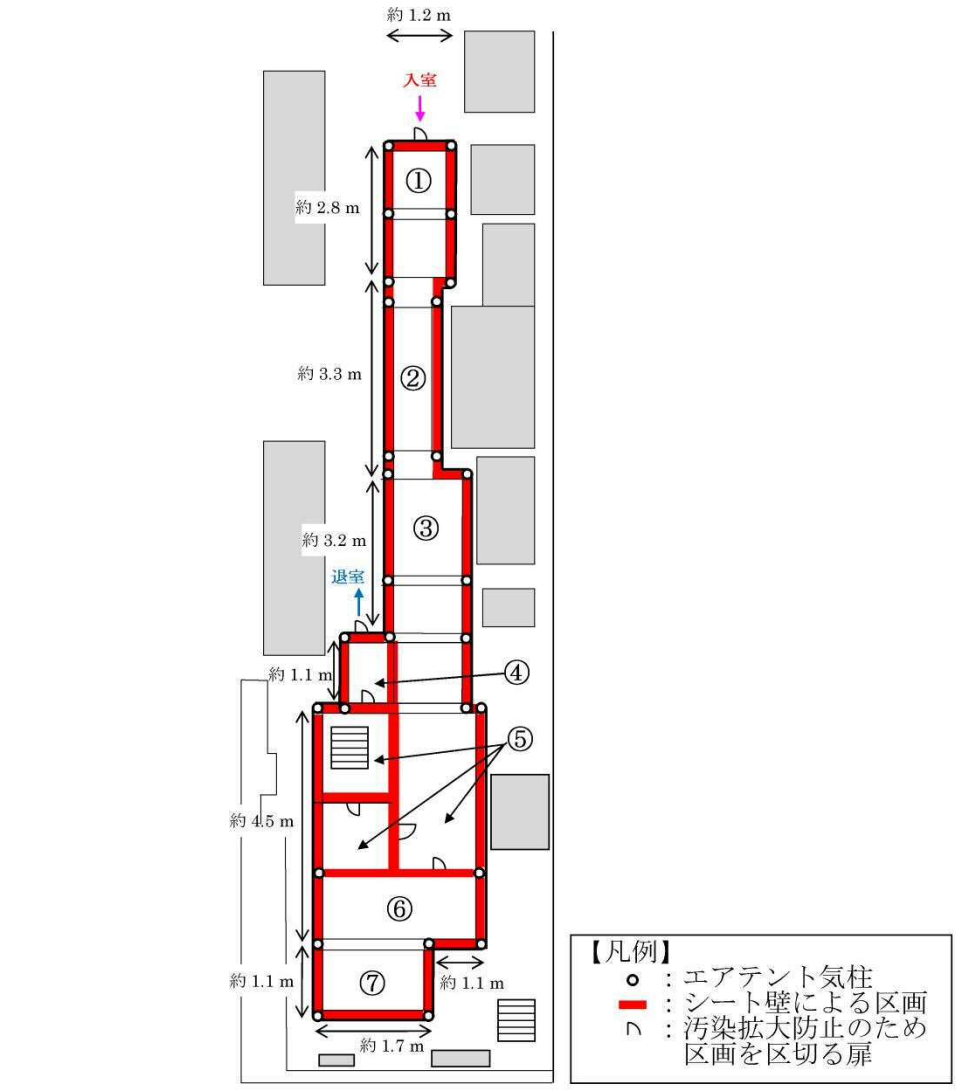
第 7 図　テントハウスの外観（イメージ）

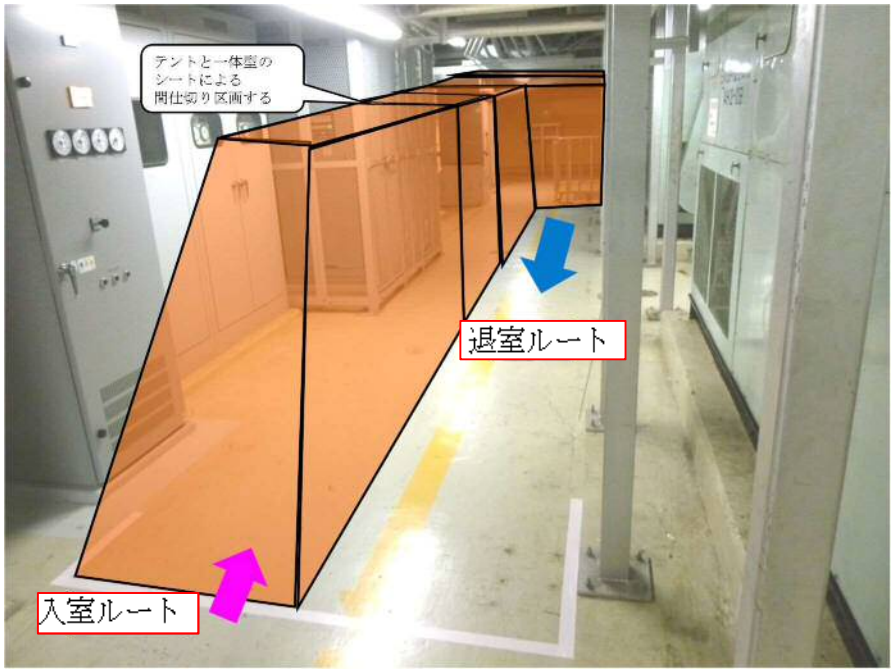
第 3 表　テントハウスの仕様

サイズ	幅 1.0～2.8m×奥行 0.9m～3.6m×高さ 2.3m 程度
本体重量	40 kg※1 程度
サイズ（折り畳み時）	80 cm×140 cm×40 cm程度※1
送風時間 （専用ブロワ）※2	約 2 分※1
構造	7 張のテントハウスを連結して組み立て

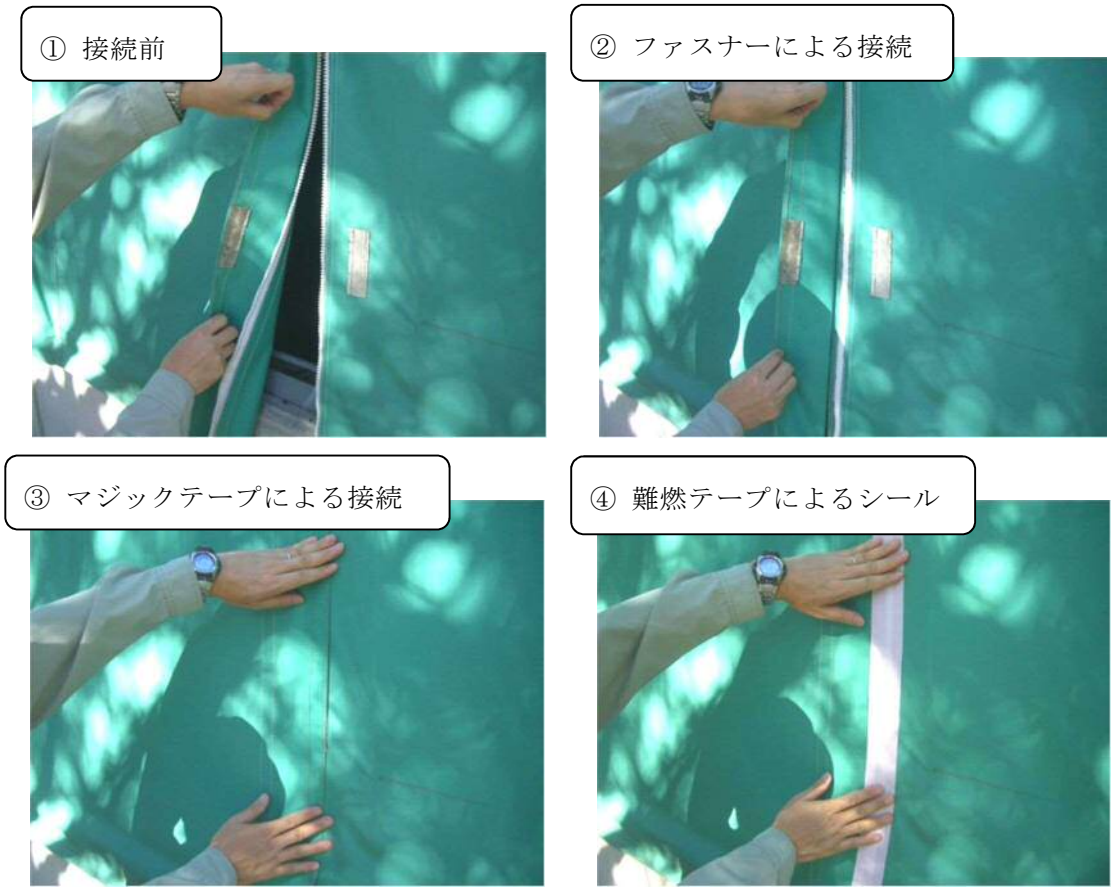
※1　幅 2m×奥行 2m×高さ 2.4m のテントハウスでの数値

※2　手動及び高圧ボンベを用いた送風による展開も可能な設計とする。





第８図　テントハウスの設置状況（イメージ）



第 9 図　各テントハウス間の接続（イメージ）

(3)　可搬型空気浄化装置

更なる汚染拡大防止対策として，チェンジングエリアに設置する可搬型空気浄化装置の仕様等を第 10 図に示す。

可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は，可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視で確認することで行う。

なお，中央制御室は格納容器圧力逃がし装置の操作直後には，原則出入りしない運用とすることから，チェンジングエリアについても，原則利用しないこととする。したがって，チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもこの間は運用しないことから，可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することによる居住性への影響はない。

ただし，可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから，フィルタの線量が高くなることも想定し，本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお，交換したフィルタ等は，線源とならないようチェンジングエリアから遠ざけて保管する。

<table>
<tr><td rowspan="2"> </td><td>○ 外形寸法：縦約 420×横約 400×高約 1200 ㎜
○ 風　　量：9m³／min（540m³／h）
○ 重　　量：約 50 ㎏
○ フィルタ：微粒子フィルタ（除去効率 99%以上）
よう素フィルタ（除去効率 97%以上）</td></tr>
<tr><td>微粒子フィルタ
微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり，微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に，微粒子が捕集される。
よう素フィルタ
よう素フィルタのろ材は，活性炭素繊維であり，よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に，よう素が活性炭繊維を通ることにより吸着・除去される。</td></tr>
</table>

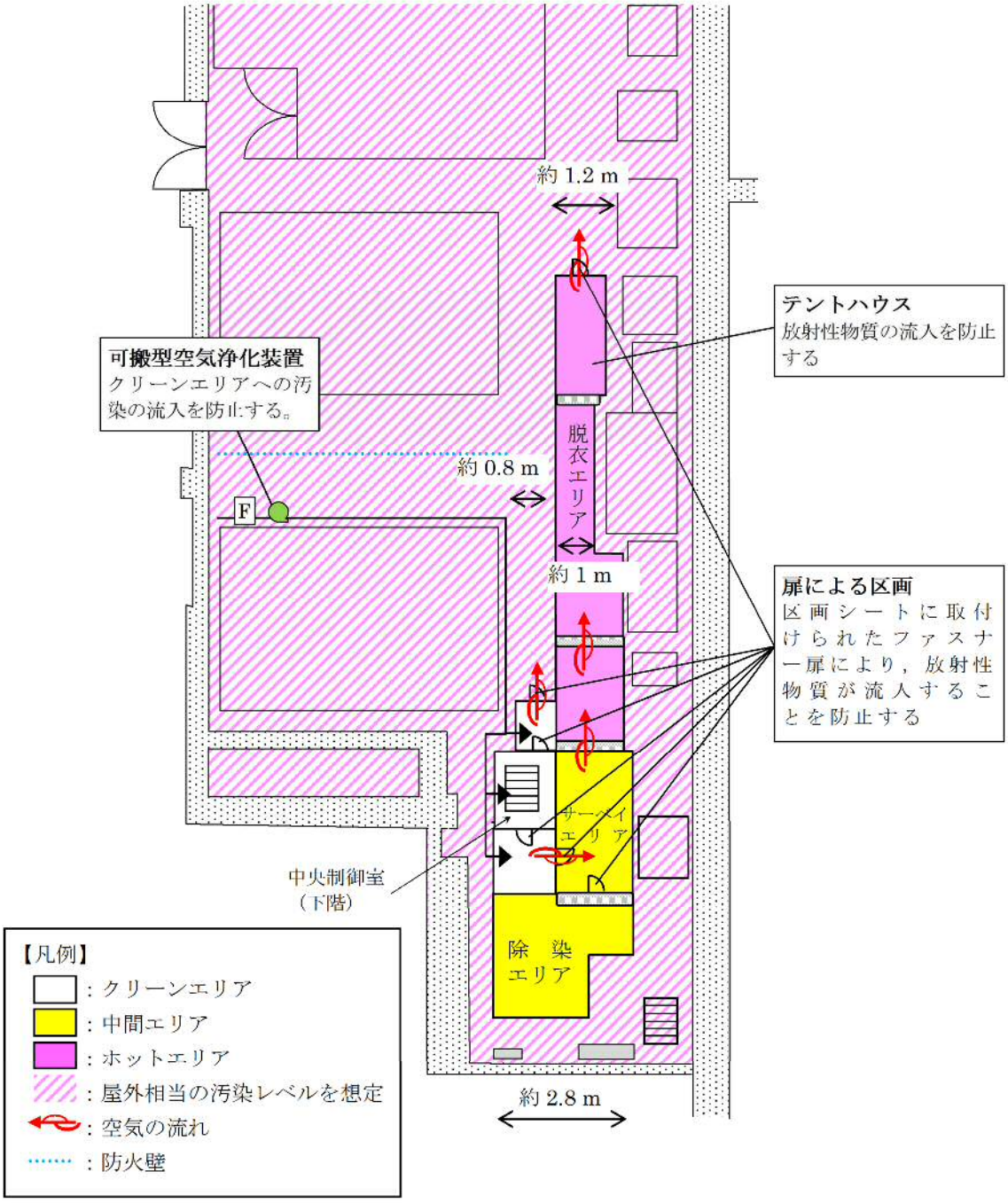
第 10 図　可搬型空気浄化装置の仕様等

(4)　チェンジングエリアへの空気の流れ

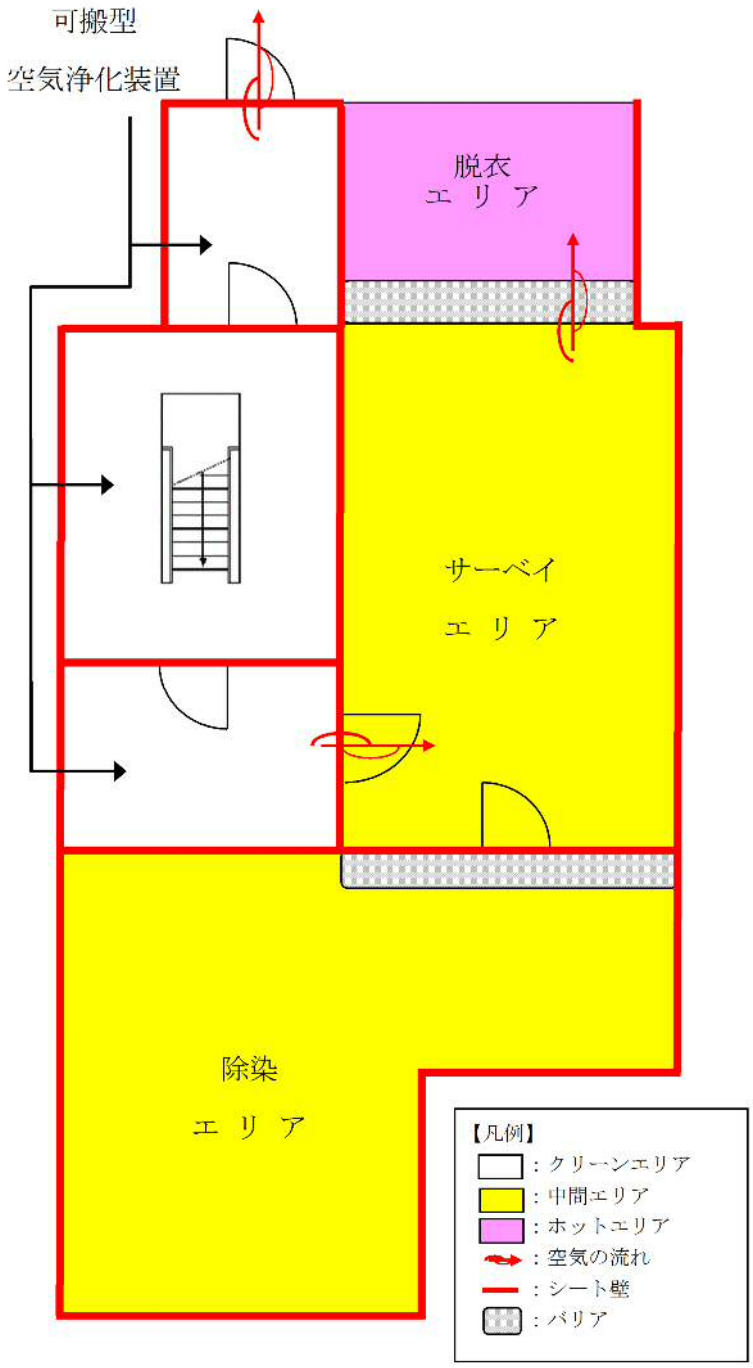
チェンジングエリアは，第 11 図のように，汚染の区分ごとに空間を区画し，汚染を管理する。

また，更なる汚染拡大防止のため設置する，可搬型空気浄化装置により中央制御室へアクセスする階段室及びその前後室に浄化された空気を送り込むことで，中央制御室へ放射性物質が流入することを防止する。

第 11 図，第 12 図のとおりチェンジングエリア内に空気の流れを作ることで，中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。なお，テントハウス出入口はカーテンシートとすることで外部への空気の流れを確保する。



第 11 図　中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ



第 12 図　中央制御室へアクセスする階段の周囲の区画

(5)　チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

中央制御室に入室しようとする要員に付着した汚染が他の要員に伝播することがないよう，サーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は，汚染箇所を養生するとともにサーベイエリア内に汚染が拡大していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合は，速やかに養生シートを張り替える等により，要員の出入りに極力影響を与えないようにする。

また，チェンジングエリア内は一方通行とし，扉付シート壁により入域ルート側の汚染が退域エリアに伝播することを防止する。さらに脱衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運用とすることで，脱衣する要員同士の接触を防止する。

7.　汚染の管理基準

第4表のとおり，状況に応じた汚染の管理基準を運用する。ただし，サーベイエリアのバックグラウンドに応じて，第4表の管理基準での運用が困難となった場合は，バックグラウンドと識別できる値を設定する。

第4表　汚染の管理基準

状況		汚染の 管理基準	根拠等
状況①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は 放出されるような 原子力災害時	1,300 cpm （4 Bq/cm^{2}相当）	法令に定める表面汚染密度限度 （アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度：40 Bq/cm^{2}の1/10）
状況②	大規模プルームが放出されるような 原子力災害時	13,000 cpm （40 Bq/cm^{2}相当）	原子力災害対策指針における ＯＩＬ4【1 ヶ月後の値】に準拠
		40,000 cpm （120 Bq/cm^2 相当）	原子力災害対策指針における ＯＩＬ4に準拠

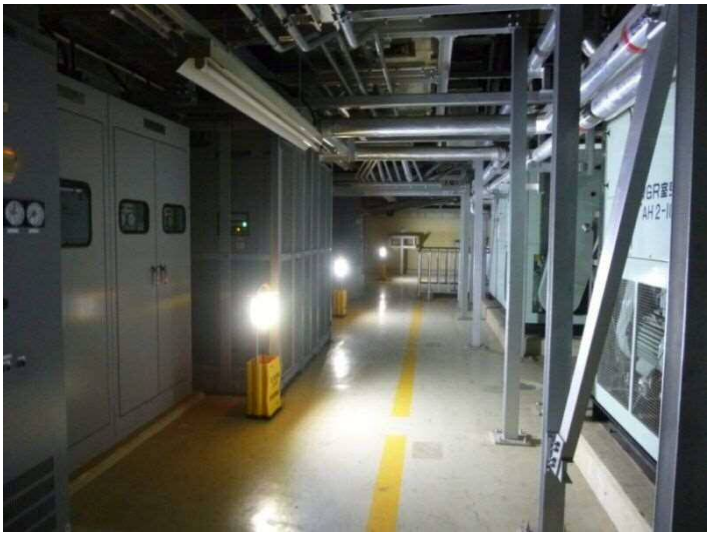
8.　可搬型照明（ＳＡ）

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に使用する可搬型照明（ＳＡ）は，チェンジングエリアの設置，脱衣，汚染検査，除染時に必要な照度を確保するために3台（予備1台）を使用する。可搬型照明（ＳＡ）の仕様を第5表に示す。

第5表　チェンジングエリアの可搬型照明（ＳＡ）

	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（ＳＡ） 	原子炉建屋 付属棟4階 空調機械室	3台 （予備1台）	（AC）100V―240V 点灯時間 片面　20～24時間 両面　10～12時間

チェンジングエリア内は，第13図に示すように設置する可搬型照明（ＳＡ）により5ルクス以上の照度が確保可能であり，問題なく設営運用等が行えることを確認している。



第 13 図　チェンジングエリア設置場所における
可搬型照明（ＳＡ）確認状況

9.　チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員等は，2 名 1 組で 2 組を想定し，同時に 4 名の運転員等がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に 4 名の要員が来た場合，全ての要員が中央制御室に入りきるまで約 14 分（1 人目の脱衣に 6 分＋その後順次汚染検査 2 分×4 名）と設定し，全ての要員が汚染している場合でも除染が完了し中央制御室に入りきるまで約 22 分と設定しており，訓練によりこれを下回る時間で退域できることを確認している。

また，仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも，チェンジングエリアは建屋内に設置しており，屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

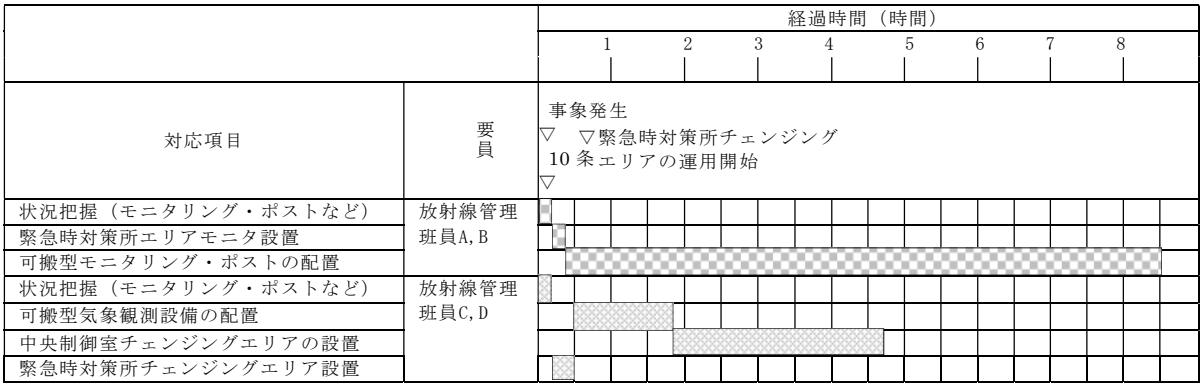
10.　放射線管理班の緊急時対応のケーススタディ

放射線管理班は，チェンジングエリアの設置以外に，緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置（10分），可搬型モニタリング・ポストの設置（最大475分），可搬型気象観測設備の設置（80分）を行うことを技術的能力にて説明している。これら対応項目の優先順位については，放射線管理班長が状況に応じ判断する。

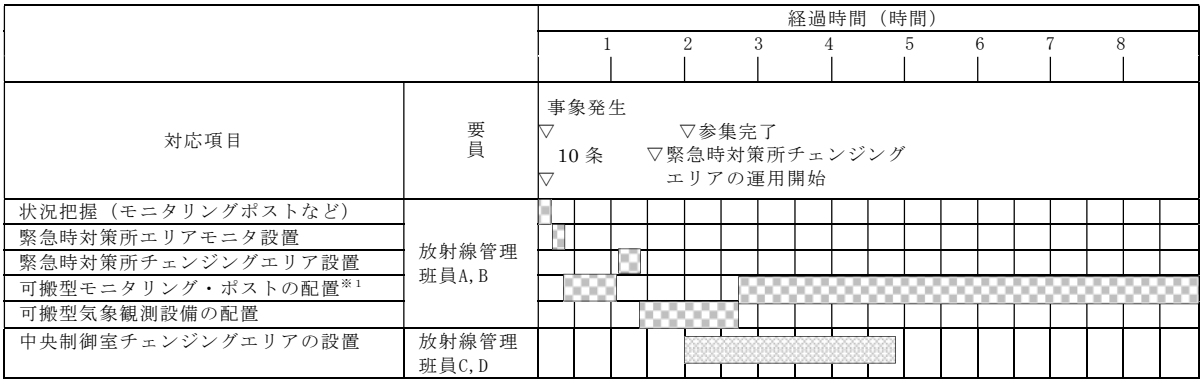
例えば，平日昼間に事故が発生した場合（ケース①）には，放射線管理班員4名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ，可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備の設置を優先し，その後にチェンジングエリアの設置を行う。

夜間・休祭日に事故が発生した場合（ケース②）には，放射線管理班員2名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ，可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所加圧判断用）及び可搬型気象観測設備の設置を行い，その後参集した要員がチェンジングエリアの設置を行う。要員参集後（発災から2時間後）に参集した放射線管理班員にてチェンジングエリアの設置を行うことで平日昼間のケースと同等の時間で設置を行える。なお，チェンジングエリアの運用については，エリア使用の都度，放射線管理班員がチェンジングエリアまで移動して対応するがチェンジングエリアが使用されるのは直交代時及び作業終了後に運転員が中央制御室に戻る際であり，多くとも1日数回程度のため十分対応が行える。

・ケース①（平日昼間の場合）



・ケース②（夜間・休祭日に事故が発生した場合）



※1 可搬型モニタリング・ポストは，放射線管理班長の判断により緊急時対策所加圧判断用モニタを優先して設置する。

第14図　放射線管理班の緊急時対応のケーススタディ

11.　チェンジングエリア設置前の汚染の持ち込み防止について

夜間，休日は，参集要員によりチェンジングエリアの設置を行う可能性があるため，チェンジングエリアの初期運用の開始※1まで事象発生から3時間程度※2要する場合が考えられる。その場合において，チェンジングエリアの初期運用開始までは，下記の対応により中央制御室への過度な汚染の持ち込みを防止する。

※1：サーベイエリア，除染エリア及びクリーンエリアの設営

※2：2時間（参集時間）＋1時間（サーベイエリア及び除染エリアの設営）

- 運転員等は，自ら汚染検査を実施し，必要に応じ除染（クリーンウエスによる拭取り）を行った上で，中央制御室に入室する。
- 放射線管理班員は，チェンジングエリアの初期運用開始に必要なサーベイエリア及び除染エリアを設営後，運転員等の再検査を実施し，必要に応じ除染（クリーンウエスでの拭き取り又は簡易シャワーによる水洗）を行う。また，中央制御室内の環境測定を行う。
- 上記に加えて，中央制御室とチェンジングエリアの間に設置する気密扉により中央制御室バウンダリを区画する。
- なお，仮に中央制御室に汚染が持ち込まれた場合でも，中央制御室換気系により中央制御室内を浄化することで，中央制御室の居住性を確保する。

詳細な手順は「5.　チェンジングエリアの運用」に従う。

中央制御室内に配備する資機材の数量について

1. 放射線防護資機材等

中央制御室に配備する放射線防護資機材等の内訳を第 1 表及び第 2 表に示す。なお，放射線防護資機材等は，汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し，配備する。

第1表　放射線防護具類

品　名	配備数※1	
	緊急時対策所建屋	中央制御室※2
タイベック	1,166着※3	17 着※15
靴下	2,332足※4	34 足※16
帽子	1,166個※5	17 個※17
綿手袋	1,166双※6	17 双※18
ゴム手袋	2,332双※7	34 双※19
全面マスク	333個※8	17 個※17
チャコールフィルタ	2,332個※9	34 個※20
アノラック	462着※10	17 着※15
長靴	132足※11	9 足※21
胴長靴	12足※12	9 足※21
高線量対応防護服（遮蔽ベスト）	15着※13	—
自給式呼吸用保護具	—	9 式※22
バックパック	66個※14	17個※17

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　運転員等は交替のために中央制御室に向かう際に，緊急時対策所建屋より防護具類を持参する。
※3　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5着→1,166着
※4　111名（要員数）×7日×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍＝2,331足→2,332足
※5　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5個→1,166個
※6　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5双→1,166双

※7　111名（要員数）×7日×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍＝2,331双→2,332双
※8　111名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍＝333個
※9　111名（要員数）×7日×2倍(2個を1セットで使用)×1.5倍＝2,331個→2,332個
※10　44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日×1.5倍＝462着
※11　44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=132足
※12　4名（重大事故等対応要員4名：放水砲対応）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=12足
※13　10名（重大事故等対応要員10名：放水砲，アクセスルート確保，電源確保，水源確保対応））×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=15着
※14　44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×1.5倍＝66個
※15　11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17着
※16　11名(中央制御室要員数)×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍=33足→34足
※17　11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17個
※18　11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17双
※19　11名(中央制御室要員数)×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍=33双→34双
※20　11名(中央制御室要員数)×2倍（2個を1セットで使用）×1.5倍=33個→34個
※21　6名（運転員（現場）3名＋重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍=9足
※22　6名（運転員（現場）3名＋重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍=9式

・放射線防護具類の配備数の妥当性の確認について
【中央制御室】
中央制御室には初動対応に必要な数量を配備することとし，初動対応以降は交替要員が中央制御室に向かう際に，緊急時対策所建屋より防護具類を持参することで対応する。
中央制御室の要員数は11名であり，運転員等（中央制御室）4名と運転員（現場）3名，情報班員1名，重大事故等対応要員3名で構成されている。このうち，運転員等（現場）は，1回現場に行くことを想定する。また，全要員の交替時の防護具類を考慮する。
タイベック等（帽子，綿手袋）の配備数は，以下のとおり，上記を踏まえ算出した必要数を上回っており妥当である。
11名×1回（交替時）＋3名×1回（現場）＝14 ＜ 17
靴下及びゴム手袋は二重にして使用し，チャコールフィルタは2個装着して使用する。靴下等の配備数は，以下のとおり，必要数を上回っており妥当である。
（11名×1回（交替時）＋3名×1回（現場））×2倍＝28 ＜ 34
全面マスク及びバックパックは，再使用するため，必要数は11個であり，配備数（17個）は必要数を上回っており妥当である。
長靴，胴長靴及び自給式呼吸用保護具は，それぞれ想定する使用者数を上回るよう設定しており妥当である（※21，22参照）。

第2表　放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）

品　名	配備数※1	
	緊急時対策所建屋	中央制御室
個人線量計	333台※3	33 台※8
ＧＭ汚染サーベイメータ	5台※4	3 台※9
電離箱サーベイメータ	5台※5	3 台※10
緊急時対策所エリアモニタ	2台※6	―
可搬型モニタリング・ポスト※2	2台※6	―
ダストサンプラ	2台※7	2 台※7

※1　今後，訓練等で見直しを行う
※2　緊急時対策所の可搬型モニタリング・ポストについては「監視測定設備」の可搬型モニタリング・ポストと兼用する。
※3　111名（要員数）×2台（交替時用）×1.5倍＝333台
※4　身体の汚染検査用に3台＋2台（予備）＝5台
※5　現場作業等用に4台＋1台（予備）＝5台
※6　加圧判断用に1台＋１台（予備）＝2台
※7　室内のモニタリング用に1台+1台（予備）＝2台
※8　11 名（中央制御室要員数）×2 台（交替時用）×1.5 倍＝33 台
※9　身体の汚染検査用に2台＋1台（予備）＝3台
※10　現場作業等用に2台＋1台（予備）＝3台

運転員等の交替要員体制の被ばく評価について

1．被ばく評価

中央制御室等の運転員等の被ばく評価は，事故シーケンス「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」（代替循環冷却系を使用できない場合）（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）で，運転員の勤務体系（5 直 2 交替）に基づき，中央制御室の滞在期間及び入退域の時間を考慮して評価する。想定する勤務体系を第 1 表に，対応のタイムチャートを第 1 図に示す。

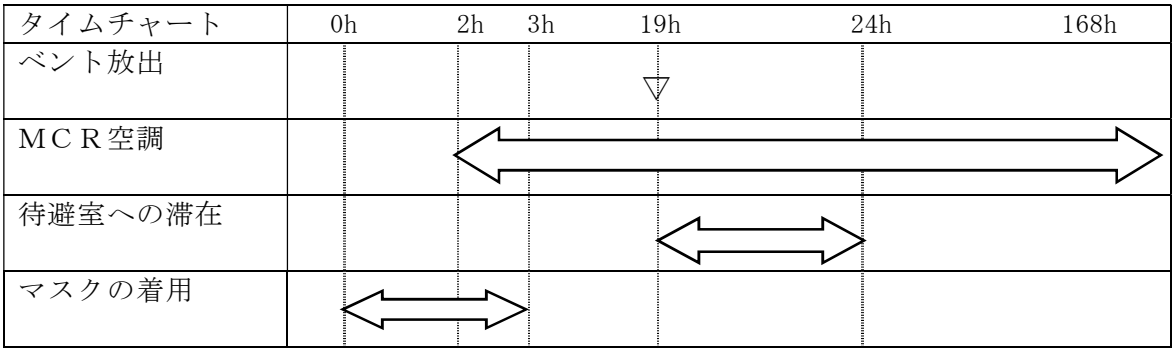
第 1 表　想定する勤務体系

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目
A班※	1 直						
B班			1 直	1 直		2 直	2 直
C班	2 直				1 直	1 直	
D班		2 直	2 直				1 直
E班※		1 直		2 直	2 直		

※　被ばくの平準化のため，事故直後に中央制御室に滞在している班（A班）の代わり，2 日目以降は日勤業務の班（E班）が滞在するものとする。

中央制御室の滞在時間は，1 直が 8:00～21:45，2 直が 21:30～8:15 とする。

保守的にフィルタベント開始 1 時間前から 12 時間は中央制御室に滞在することとした。



第 1 図　中央制御室内での対応のタイムチャート

この勤務形態での各班の被ばく評価結果を第2表に，最も厳しい被ばくとなる事故直後に中央制御室に滞在している班(A班)の評価結果の内訳を第3表に示す。

この評価結果より，運転員等の被ばく線量は100mSvを超えないことを確認した。

第2表　各班の被ばく評価結果　（単位：mSv）

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	合計
A班	約 6.0×10^{1}							約 6.0×10^{1}
B班			約 1.2×10^{1}	約 9.3×10^{0}		約 5.5×10^{0}	約 2.7×10^{0}	約 3.0×10^{1}
C班	約 4.0×10^{1}				約 7.5×10^{0}	約 6.2×10^{0}		約 5.4×10^{1}
D班		約 1.4×10^{1}	約 1.0×10^{1}				約 5.2×10^{0}	約 2.9×10^{1}
E班		約 2.4×10^{1}		約 8.0×10^{0}	約 6.6×10^{0}			約 3.9×10^{1}

第3表　最大の線量となる班の被ばく評価結果の内訳

被ばく経路		実効線量（mSv）
中央制御室内作業	①建屋からのガンマ線による被ばく	約 7.8×10^{-1}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 9.6×10^{-1}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 4.6×10^{1}
	②大気中へ放出され，地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 4.7×10^{0}
	小　　計　（①＋②＋③）	約 5.2×10^{1}
入退域時	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 2.6×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 6.9×10^{-3}
	⑤大気中へ放出され，地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 8.0×10^{0}
	小　　計　（④＋⑤）	約 8.3×10^{0}
合　計（①＋②＋③＋④＋⑤）		約 6.0×10^{1}

2．マスク着用の要否について

中央制御室内は，中央制御室換気系による閉回路循環運転を行うことで，希ガス以外の放射性物質の流入防止対策を行っているため，マスク着用は不要とする。

ただし，中央制御室換気系又は原子炉建屋ガス処理系が機能喪失した場合は復旧後1時間が経過するまで中央制御室内でマスクを着用する。

交替要員の放射線防護と移動経路について

運転員等の交替要員は，発電所への入域及び退域の際に放射線防護管理による被ばくの低減を行う。以下にその放射線防護措置と移動経路を第 1 図に示す。

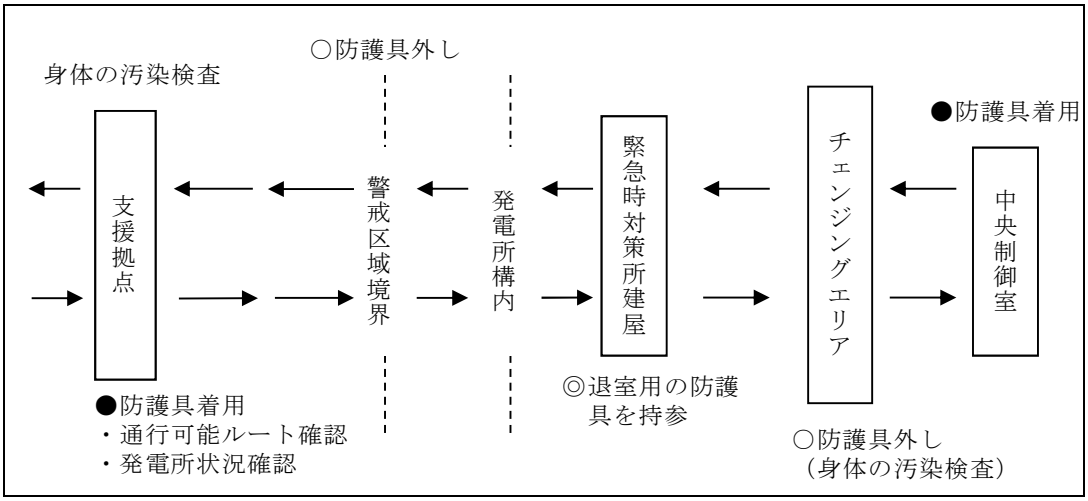
① 発電所に入域するにあたり原子力災害対策支援拠点（以下「支援拠点」という。）にて発電所内の情報を入手し，必要な防護具を着用する。

② 通行できる事が確認されたルートを通り発電所へ入域後，緊急時対策所建屋で退室時用の防護具を受け取る。

③ 中央制御室入口付近に設置したチェンジングエリアで身体及び退室時用の防護具等の汚染検査を実施する。

④ 汚染が認められなければ中央制御室に入室し，運転員等との引継ぎを実施する。

⑤ 引継ぎを終えた運転員等は，入室時に持参した防護具を着用し，中央制御室を退室後，警戒区域境界の指定された場所へ移動を行い，防護具を脱衣し，警戒区域外の支援拠点にて身体の汚染検査を実施する。



第 1 図 放射線防護措置と移動経路

手順のリンク先について

原子炉制御室の居住性等に関する手順等について，手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1.　1.16.2.4　その他の手順項目について考慮する手順

＜リンク先＞　1.14.2.1(1) 非常用交流電源設備による非常用電気設備への給電

1.14.2.2(1) a．常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) b．可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) a．常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) b．可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.17　監視測定等に関する手順等

＜　目　次　＞

1.17.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

(2)　対応手段と設備の選定の結果

ａ．放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備

ｂ．風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備

ｃ．モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復の対応手段及び設備

ｄ．手順等

1.17.2　重大事故等時の手順等

1.17.2.1　放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

(1)　モニタリング・ポストによる放射線量の測定

(2)　可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

(3)　放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定

(4)　可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

(5)　可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

(6)　モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策

(7)　可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策

(8)　放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策

(9)　敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

1.17.2.2　風向，風速その他の気象条件の測定の手順等

(1)　気象観測設備による気象観測項目の測定

(2)　可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定

1.17.2.3　モニタリング・ポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等

添付資料 1.17.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.17.2　緊急時モニタリングの実施手順及び体制

添付資料 1.17.3　緊急時モニタリングに関する要員の動き

添付資料 1.17.4　モニタリング・ポスト

添付資料 1.17.5　可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

添付資料 1.17.6　可搬型モニタリング・ポスト

添付資料 1.17.7　放射能放出率の算出

添付資料 1.17.8　放射能観測車

添付資料 1.17.9　可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

添付資料 1.17.10　可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定

添付資料 1.17.11　各種モニタリング設備等

添付資料 1.17.12　発電所敷地外の緊急時モニタリング体制

添付資料 1.17.13　他の原子力事業者との協力体制（原子力事業者間協力協定）

添付資料 1.17.14　モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策手段

添付資料 1.17.15　気象観測設備

添付資料 1.17.16　可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定

添付資料 1.17.17　可搬型気象観測設備

添付資料 1.17.18　可搬型気象観測設備の気象観測項目について

添付資料 1.17.19　モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置

添付資料 1.17.20　手順のリンク先について

1.17　監視測定等に関する手順等

【要求事項】

1　発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

2　発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　第１項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

ａ）重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。

ｂ）常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。

ｃ）敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築する

こと。

2　事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。

重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するための設備を整備する。また，重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するための設備を整備する。ここでは，これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.17.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

また，重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に，柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※1を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第六十条及び技術基準規則第七十五条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2)　対応手段と設備の選定の結果

上記「(1)　対応手段と設備の選定の考え方」に基づき選定した対応手段及び審査基準，基準規則からの要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備，資機材及び自主対策設備を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準対象施設等と整備する手順についての関係を第 1.17－1 表に整理する。

ａ．放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備

(a)　対応手段

重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の放射線量を測定する手段がある。放射線量の測定で使用する設備は以下のとおり。

・モニタリング・ポスト
・可搬型モニタリング・ポスト
・可搬型モニタリング・ポスト端末
・電離箱サーベイ・メータ
・小型船舶

重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の放射性物質の濃度を測定する手段がある。放射性物質の濃度の測定で使用する設備は以下のとおり。

・放射能観測車
・可搬型放射能測定装置
（可搬型ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）
・小型船舶
・Ｇｅγ線多重波高分析装置
・ガスフロー式カウンタ

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

放射線量の測定に使用する設備のうち，可搬型モニタリング・ポスト，可搬型モニタリング・ポスト端末，電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶は，重大事故等対処設備として位置付ける。

また，放射性物質の濃度の測定に使用する設備のうち，可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）及び小型船舶は，重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料 1.17.1）

以上の重大事故等対処設備により，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる。

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

・モニタリング・ポスト

耐震性は確保されておらず，また津波により機能喪失する可能性もあるが，健全性が確認できた場合において，重大事故等時の放射線量を測定するための手段として有効である。

・放射能観測車

耐震性は確保されておらず，また予備機置場に保管しているため自主整備ルートの状況により使用できない可能性もあるが，

健全性が確認できた場合において，重大事故等時の放射性物質の濃度を測定するための手段として有効である。

・Ｇｅγ線多重波高分析装置，ガスフロー式カウンタ

耐震性は確保されていないが，健全性が確認できた場合において，重大事故等時の放射性物質の濃度を測定するための手段として有効である。

ｂ．風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備

(a)　対応手段

重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定する手段がある。風向，風速その他の気象条件の測定で使用する設備は以下のとおり。

・気象観測設備

・可搬型気象観測設備

・可搬型気象観測設備端末

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

風向，風速その他の気象条件の測定に使用する設備のうち，可搬型気象観測設備及び可搬型気象観測設備端末は，重大事故等対処設備として位置付ける。これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備として全て網羅されている。

（添付資料 1.17.1）

以上の重大事故等対処設備により，重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録できる。

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

・気象観測設備

耐震性は確保されていないが，健全性が確認できた場合において，風向，風速その他の気象条件を測定するための手段として有効である。

c．モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復の対応手段及び設備

(a) 対応手段

電源を回復させるため，無停電電源装置，常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置），可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）及び非常用交流電源設備から給電する手段がある。

なお，モニタリング・ポストの電源を回復してもモニタリング・ポストの機能が回復しない場合は，可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポスト端末により代替測定する手段がある。

モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復で使用する設備は以下のとおり。

・無停電電源装置

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・非常用交流電源設備

・可搬型モニタリング・ポスト

・可搬型モニタリング・ポスト端末

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復で使用する設備のうち，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，非常用交流電源設備，可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポスト端末は，重大事故等対処設備として位置付ける。これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備として全て網羅されている。

（添付資料 1.17.1）

以上の重大事故等対処設備により，非常用交流電源設備からの給電が喪失した場合においても，モニタリング・ポストの電源又は機能を回復し，発電所及びその周辺において発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる。

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

・無停電電源装置

耐震性は確保されていないが，モニタリング・ポストの電源が喪失した場合に，代替交流電源設備から給電するまでの間のモニタリング・ポストの機能を維持するための手段として有効である。

d．手順等

上記のａ．ｂ．及びｃ．により選定した対応手段に係る手順を整備する。（第 1.17－1 表）

また，これらの手順は，運転員等※2及び重大事故等対応要員の対応として「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」，「非常時運転手順書Ⅱ（停止

時徴候ベース)」,「ＡＭ設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める。

※2　運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。（第 1.17－2 表，第 1.17－3 表）

1.17.2　重大事故等時の手順等

1.17.2.1　放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。)において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するため，以下の手段を用いた手順を整備する。

重大事故等時におけるモニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストを用いた放射線量の測定は，連続測定を行う。また，放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）の測定及び海上モニタリングの測定頻度は，1回／日以上とする。ただし，発電用原子炉施設の状態，放射性物質の放出状況及び海洋の状況を考慮し，測定しない場合もある。得られた放射性物質の濃度及び放射線量並びに「1.17.2.2　風向，風速その他の気象条件の測定の手順等」の気象データから放射能放出率を算出し，放出放射能量を求める。

事故後の周辺汚染により，モニタリング・ポストでの放射線量の測定ができなくなることを避けるため，モニタリング・ポストの検出器保護カバーを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。

事故後の周辺汚染により，可搬型モニタリング・ポストでの放射線量の測

定ができなくなることを避けるため，可搬型モニタリング・ポストの養生シートを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。

事故後の周辺汚染により，放射性物質の濃度の測定ができなくなることを避けるため，検出器の周辺を遮蔽材で囲む等のバックグラウンド低減対策を行う。

(1)　モニタリング・ポストによる放射線量の測定

モニタリング・ポストは，通常時から放射線量を連続測定しており，重大事故等時に放射線量の測定機能等が喪失していない場合は，継続して放射線量を連続測定し，測定結果は，モニタリング・ポスト局舎内で電磁的に記録し，約2ヶ月分保存する。また，モニタリング・ポストによる放射線量の測定は,自動的な連続測定であるため,手順を要するものではない。

なお，モニタリング・ポストが機能喪失した場合は,「1.17.2.1 (2)　可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定」を行う。

(2)　可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

重大事故等時にモニタリング・ポストが機能喪失した場合，可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定を行う。また，原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合,モニタリング・ポストが設置されていない海側等に可搬型モニタリング・ポストを5台設置し，放射線量の測定を行う。さらに，緊急時対策所の正圧化の判断のため，緊急時対策所付近に可搬型モニタリング・ポストを1台設置し，放射線量の測定を行う。

可搬型モニタリング・ポストにより放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第1.17－1図に示す。

可搬型モニタリング・ポストによる代替測定地点については，測定データの連続性を考慮し，各モニタリング・ポストに隣接した位置に設置することを原則とする。可搬型モニタリング・ポストの設置場所及び保管場所を第 1.17－2 図に示す。

ただし,地震･火災等で設置場所にアクセスすることができない場合は,アクセスルート上の車両等で運搬できる範囲に設置場所を変更する。

ａ．手順着手の判断基準

重大事故等時，災害対策本部長代理が緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及び警報表示を確認し，モニタリング・ポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合。

また，海側等及び緊急時対策所付近への設置については，災害対策本部長代理が原子力災害対策法第10条特定事象が発生したと判断した場合。

ｂ．操作手順

可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第1.17－3 図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定の開始を指示する。その際，災害対策本部長代理は，アクセスルート等の被災状況を考慮し，設置場所を決定する。

② 重大事故等対応要員は，緊急時対策所建屋に保管してある可搬型モニタリング・ポストを車両等に積載し，設置場所まで運搬・設置し，測定を開始する。緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し，監視を開始する。なお，可搬型モニタリング・ポストを設置する際に，あらかじめ可搬型モニタリング・ポスト本体を養生シ

ートにより養生することで，可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策を行う。

③ 重大事故等対応要員は，可搬型モニタリング・ポストの記録装置（電子メモリ）に測定データを記録し，保存する。なお，記録装置の電源が切れた場合でも電子メモリ内の測定データは消失しない。

④ 重大事故等対応要員は，使用中に外部バッテリーの残量が少ない場合，予備の外部バッテリーと交換する。（外部バッテリーは連続6日以上使用可能である。なお，10台の可搬型モニタリング・ポストの外部バッテリーを交換した場合の所要時間は，作業開始を判断してから移動時間も含めて310分以内で可能である。）

c．操作の成立性

上記の対応は，重大事故等対応要員2名にて実施し，連続して10台設置した場合は，作業開始を判断してから475分以内で可能である。なお，モニタリング・ポストの代替測定（4台），海側等の測定（5台）及び正圧化判断用の測定（1台）をそれぞれ別に実施した場合は，作業開始を判断してから，モニタリング・ポストの代替測定は200分以内，海側等の測定は235分以内，正圧化判断用の測定は35分以内で可能である。

車両等で設置場所までの運搬ができない場合は，アクセスルート上に車両等で運搬し，設置する。また，円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(3) 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定

周辺監視区域境界付近等の空気中の放射性物質の濃度を放射能観測車により監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するための手順を整備する。

放射能観測車は，通常時は予備機置場に保管しており，重大事故等時に測定機能等が喪失していない場合は，空気中の放射性物質の濃度を測定する。

なお，放射能観測車が機能喪失した場合は，「1.17.2.1(4)　可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」を行う。

ａ．手順着手の判断基準

災害対策本部長代理が原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生したと判断した場合。

ｂ．操作手順

放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17－4 図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。

② 重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理の指示した場所に放射能観測車を移動し，ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし，試料を採取する。

③ 重大事故等対応要員は，よう素測定装置によりよう素濃度，ダストモニタによりダスト濃度を監視・測定する。

④ 重大事故等対応要員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

ｃ．操作の成立性

上記の対応は，重大事故等対応要員 2 名にて実施し，一連の作業（1 箇所あたり）は，作業開始を判断してから 100 分以内で可能である。また，円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を

整備する。

(4)　可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

重大事故等時に放射能観測車が機能喪失した場合，可搬型放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬型ダスト・よう素サンプラ，よう素測定装置の代替としてＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，ダストモニタの代替としてβ線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）による空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行う。可搬型放射能測定装置により空気中の放射性物質の濃度を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第1.17－1図に示す。可搬型放射能測定装置の保管場所を第1.17－5図に示す。

ａ．手順着手の判断基準

重大事故等時，災害対策本部長代理が放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラの使用可否，よう素測定装置及びダストモニタの指示値を確認し，放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。

ｂ．操作手順

可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第1.17－6図に示す。

①　災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定の開始を指示する。

②　重大事故等対応要員は，可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よ

う素サンプラ，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池等の残量を確認し，少ない場合は予備の乾電池等と交換する。

③ 重大事故等対応要員は，可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）を車両等に積載し，災害対策本部長代理が指示した場所に運搬・移動し，可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし，試料を採取する。

④ 重大事故等対応要員は，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータによりよう素濃度，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータによりダスト濃度を監視・測定する。

⑤ 重大事故等対応要員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

ｃ．操作の成立性

上記の対応は，重大事故等対応要員2名にて実施し，一連の作業（1箇所あたり）は，作業開始を判断してから110分以内で可能である。

また，円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(5) 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

重大事故等時に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチ

レーションサーベイ・メータ），電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶により，放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するための手順を整備する。

可搬型放射能測定装置等の保管場所及び海水・排水試料採取場所を第1.17－5図に示す。

ａ．可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に発電用原子炉施設から気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合において発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に，可搬型放射能測定装置により空気中の放射性物質の濃度の測定を行う。

(a)　手順着手の判断基準

重大事故等時，災害対策本部長代理が排気筒モニタの指示値及び警報表示を確認し，排気筒モニタの放射性物質の濃度の測定機能が喪失したと判断した場合。

又は，排気筒モニタの測定機能が喪失しておらず，指示値の有意な変動を確認する等，災害対策本部長代理が発電用原子炉施設から気体状の放射性物質が放出されたおそれがあると判断した場合。

(b)　操作手順

可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第1.17－7図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に空気中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。

② 重大事故等対応要員は，可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よ

う素サンプラ，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池等の残量を確認し，少ない場合は予備の乾電池等と交換する。

③ 重大事故等対応要員は，可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）を車両等に積載し，災害対策本部長代理が指示した場所に運搬・移動し，可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし，試料を採取する。

④ 重大事故等対応要員は，必要に応じて前処理を行い，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータによりガンマ線，β線サーベイ・メータによりベータ線，ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータによりアルファ線を放出する放射性物質の濃度（空気中）を監視・測定する。また，自主対策設備であるＧｅγ線多重波高分析装置，ガスフロー式カウンタが健全であれば，必要に応じて前処理を行い，測定する。なお，測定は，重大事故等対処設備である可搬型放射能測定装置による測定を優先する。

⑤ 重大事故等対応要員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c)　操作の成立性

上記の対応は，重大事故等対応要員2名にて実施し，一連の作業（1箇所あたり）は，作業開始を判断してから110分以内で可能である。

また，円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

b．可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に発電用原子炉施設から液体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合において発電所及びその周辺の水中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に，可搬型放射能測定装置により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。

(a)　手順着手の判断基準

重大事故等発生後，災害対策本部長代理が液体廃棄物処理系出口モニタの指示値及び警報表示を確認し，液体廃棄物処理系出口モニタの放射性物質の濃度の測定機能が喪失したと判断した場合。

又は，液体廃棄物処理系出口モニタの測定機能が喪失しておらず，指示値に有意な変動を確認する等，災害対策本部長代理が発電用原子炉施設から発電所の周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがあると判断した場合。

(b)　操作手順

可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第1.17－8図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に水中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。

② 重大事故等対応要員は，可搬型放射能測定装置（ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し，少ない場合は予備の乾電池と交換する。

③ 重大事故等対応要員は，可搬型放射能測定装置（ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシ

ンチレーションサーベイ・メータ）を車両等に積載し，試料採取場所に運搬・移動し，採取用資機材を用いて海水等の試料を採取する。

④ 重大事故等対応要員は，必要に応じて前処理を行い，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータによりガンマ線，β線サーベイ・メータによりベータ線，ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータによりアルファ線を放出する放射性物質の濃度（水中）を監視・測定する。また，自主対策設備であるＧｅγ線多重波高分析装置，ガスフロー式カウンタが健全であれば，必要に応じて前処理を行い，測定する。なお，測定は，重大事故等対処設備である可搬型放射能測定装置による測定を優先する。

⑤ 重大事故等対応要員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，重大事故等対応要員2名にて実施し，一連の作業（1箇所あたり）は，作業開始を判断してから90分以内で可能である。また，円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

ｃ．可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合，可搬型放射能測定装置により土壌中の放射性物質の濃度の測定を行う。

(a)　手順着手の判断基準

重大事故等時，災害対策本部長代理が以下のいずれかにより気体状の放射性物質が放出されたと判断した場合（プルーム通過後）。

・「1.17.2.1（3）　放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定」

・「1.17.2.1（4）　可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」

・「1.17.2.1（5）　ａ．可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定」

・排気筒モニタ（測定機能が喪失していない場合）

(b)　操作手順

可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第1.17－9図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に土壌中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。

② 重大事故等対応要員は，可搬型放射能測定装置（ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し，少ない場合は予備の乾電池と交換する。

③ 重大事故等対応要員は，可搬型放射能測定装置（ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）を車両等に積載し，災害対策本部長代理が指示した場所に運搬・移動し，試料を採取する。

④ 重大事故等対応要員は，必要に応じて前処理を行い，ＮａＩシンチ

レーションサーベイ・メータによりガンマ線，β線サーベイ・メータによりベータ線，ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータによりアルファ線を放出する放射性物質の濃度（土壌中）を監視・測定する。また，自主対策設備であるＧｅγ線多重波高分析装置，ガスフロー式カウンタが健全であれば，必要に応じて前処理を行い，測定する。なお，測定は，重大事故等対処設備である可搬型放射能測定装置による測定を優先する。

⑤ 重大事故等対応要員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，重大事故等対応要員2名にて実施し，一連の作業（1箇所あたり）は，作業開始を判断してから100分以内で可能である。また，円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

d．海上モニタリング

重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所の周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合，小型船舶で周辺海域を移動し，可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）及び電離箱サーベイ・メータにより空気中及び水中の放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行う。

小型船舶の保管場所及び運搬ルートを第1.17－10図に示す。

(a)　手順着手の判断基準

重大事故等時，災害対策本部長代理が以下のいずれかにより気体状又は液体状の放射性物質が放出されたと判断した場合（プルーム通過後）。

・「1.17.2.1（3）　放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定」
・「1.17.2.1（4）　可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」
・「1.17.2.1（5）　ａ．可搬型放射能測定装置等による空気中の放射性物質の濃度の測定」
・「1.17.2.1（5）　ｂ．可搬型放射能測定装置等による水中の放射性物質の濃度の測定」
・排気筒モニタ（測定機能が喪失していない場合）
・液体廃棄物処理系出口モニタ（測定機能が喪失していない場合）

(b)　操作手順

海上モニタリングについての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第1.17－11図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に海上モニタリングの開始を指示する。

② 重大事故等対応要員は，可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）及び電離箱サーベイ・メータの使用開始前に乾電池等の残量を確認し，少ない場合は予備の乾電池等と交換する。

③ 重大事故等対応要員は，可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側，

南側）にある小型船舶を車両に連結又は車載し，荷揚げ場又は南防波堤へ移動する。

④ 重大事故等対応要員は，可搬型放射能測定装置等を小型船舶に積載し，小型船舶にて災害対策本部長代理が指示した場所に運搬・移動し，電離箱サーベイ・メータにより放射線量を測定する。可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし，試料を採取する。海水は，採取用資機材を用いて採取する。

⑤ 重大事故等対応要員は，必要に応じて前処理を行い，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータによりガンマ線，β線サーベイ・メータによりベータ線，ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータによりアルファ線を放出する放射性物質の濃度（空気中及び水中）を監視・測定する。また，自主対策設備であるＧｅγ線多重波高分析装置，ガスフロー式カウンタが健全であれば，必要に応じて前処理を行い，測定する。なお，測定は，重大事故等対処設備である可搬型放射能測定装置による測定を優先する。

⑥ 重大事故等対応要員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，重大事故等対応要員 4 名にて実施し，一連の作業（1 箇所あたり）は，作業開始を判断してから 290 分以内で可能である。また，円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(6) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染によりモニタリング・ポストによる測定ができなくな

ることを避けるため，モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策を行う手順を整備する。

ａ．手順着手の判断基準

重大事故等時，災害対策本部長代理がモニタリング・ポストの指示値が安定している状態でモニタリング・ポスト周辺のバックグラウンドレベルとモニタリング・ポストの指示値に有意な差があることを確認し，モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策が必要と判断した場合（プルーム通過後）。

ｂ．操作手順

モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策の手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17－12 図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員にモニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策として，モニタリング・ポストの検出器保護カバーの交換を指示する。

② 重大事故等対応要員は，車両等によりモニタリング･ポストに移動し，検出器保護カバーの交換作業を行う。

③ 重大事故等対応要員は，モニタリング・ポスト周辺汚染を確認した場合，必要に応じてモニタリング・ポストの局舎壁等の除染，除草，周辺の土壌撤去等により，周辺のバックグラウンドレベルを低減する。

ｃ．操作の成立性

上記の対応は，重大事故等対応要員 2 名にて実施し，モニタリング・ポスト 4 台分の検出器保護カバー交換作業は，作業開始を判断してから 185 分以内で可能である。また，円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(7)　可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染により可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定ができなくなることを避けるため，可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策を行う手順を整備する。

ａ．手順着手の判断基準

重大事故等時，災害対策本部長代理が可搬型モニタリング・ポストの指示値が安定している状態で可搬型モニタリング・ポスト周辺のバックグラウンドレベルと可搬型モニタリング・ポストの指示値に有意な差があることを確認し，可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策が必要と判断した場合（プルーム通過後）。

ｂ．操作手順

可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17－13 図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策として，可搬型モニタリング・ポストの養生シートの交換を指示する。

② 重大事故等対応要員は，車両等により可搬型モニタリング・ポストに移動し，養生シートの交換作業を行う。

③ 重大事故等対応要員は，可搬型モニタリング・ポストの周辺汚染を確認した場合，必要に応じて除草，周辺の土壌撤去等により，周辺のバックグラウンドレベルを低減する。

ｃ．操作の成立性

上記の対応は，重大事故等対応要員 2 名にて実施し，可搬型モニタリング・ポスト 10 台分の養生シート交換作業は，作業開始を判断してから

300 分以内で可能である。また，円滑に作業ができるよう，緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(8)　放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染により放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドレベルが上昇し，可搬型放射能測定装置が測定不能となるおそれがある場合，放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策を行うための手順を整備する。

可搬型放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲む等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて，放射性物質の濃度を測定する。

なお，可搬型放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲んだ場合でも可搬型放射能測定装置が測定不能となるおそれがある場合は，バックグラウンドレベルが低い場所に移動して，測定を行う。

ａ．手順着手の判断基準

重大事故等時，災害対策本部長代理が可搬型放射能測定装置を使用する場所でバックグラウンドレベルの上昇により，可搬型放射能測定装置による測定ができなくなるおそれがあると判断した場合。

ｂ．操作手順

放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策の手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17－14 図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策として，可搬型放射能測定装置により放射性物質の濃度を測定する場合は，遮蔽材で囲む等の対策をとるよう指示する。

② 重大事故等対応要員は，遮蔽材で囲む等の対策をとり，可搬型放射

能測定装置により放射性物質の濃度を測定する。

③ 重大事故等対応要員は，②の対策でも測定不能となるおそれがある場合は，バックグラウンドレベルが低い場所に移動して，測定を行う。

c．操作の成立性

上記の対応は，重大事故等対応要員2名にて実施し，遮蔽材で囲む等は，作業開始を判断してから30分以内で可能である。また，円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(9) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては，国が地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従い，資機材，要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。

また，原子力災害が発生した場合に他の原子力事業者との協力体制を構築するため原子力事業者間協力協定を締結し，環境放射線モニタリング等への要員の派遣，資機材の貸与等を受けることが可能である。

1.17.2.2 風向，風速その他の気象条件の測定の手順等

重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するため，以下の手段を用いた手順を整備する。

重大事故等時における気象観測設備及び可搬型気象観測設備による風向，風速その他の気象条件の測定は，連続測定を行う。

(1)　気象観測設備による気象観測項目の測定

気象観測設備は，通常時から風向，風速その他の気象条件を連続測定しており，重大事故等時に測定機能等が喪失していない場合は，継続して気象観測項目を連続測定し，測定結果は記録紙に記録し，保存する。また，気象観測設備による風向，風速その他の気象条件の測定は，自動的な連続測定であるため，手順を要するものではない。

なお，気象観測設備が機能喪失した場合は，「1.17.2.2 (2)　可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定」を行う。

(2)　可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定

重大事故等時に気象観測設備が機能喪失した場合，可搬型気象観測設備により発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第 1.17－1 図に示す。

可搬型気象観測設備による代替測定地点については，測定データの連続性を考慮し，発電所内を代表する気象観測設備の位置に設置することを原則とする。可搬型気象観測設備の設置場所及び保管場所を第 1.17－15 図に示す。

ただし，地震・火災等で設置場所にアクセスすることができない場合は，アクセスルート上の車両等で運搬できる範囲に設置場所を変更する。

ａ．手順着手の判断基準

重大事故等時，災害対策本部長代理が緊急時対策所で気象観測設備の指示値を確認する等，気象観測設備による風向・風速・日射量・放射収支量・雨量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。

ｂ．操作手順

可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第1.17－16図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定の開始を指示する。その際，災害対策本部長代理は，アクセスルート等の被災状況を考慮し，設置場所を決定する。

② 重大事故等対応要員は，緊急時対策所建屋に保管してある可搬型気象観測設備を車両等に積載し，設置場所まで運搬・設置し，測定を開始する。緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し，監視を開始する。

③ 重大事故等対応要員は，可搬型気象観測設備の記録装置（電子メモリ）に測定データを記録し，保存する。なお，記録装置の電源が切れた場合でも電子メモリ内の測定データは消失しない。

④ 重大事故等対応要員は，使用中に外部バッテリーの残量が少ない場合は，予備の外部バッテリーと交換する。（外部バッテリーは連続2日以上使用可能である。なお，1台の可搬型気象観測設備の外部バッテリーを交換した場合の所要時間は，作業開始を判断してから移動時間も含めて50分以内で可能である。）

ｃ．操作の成立性

上記の対応は，重大事故等対応要員2名にて実施し，一連の作業は，作業開始を判断してから80分以内で可能である。

車両等で設置場所までの運搬ができない場合は，アクセスルート上に車両等で運搬し，設置する。また，円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

1.17.2.3　モニタリング・ポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等

非常用交流電源設備からの給電の喪失時は，無停電電源装置，常設代替高圧電源装置及び可搬型代替低圧電源車によりモニタリング・ポストへ給電する。無停電電源装置は，非常用交流電源設備からの給電の喪失時に自動起動し，約 12 時間の間モニタリング・ポストへ給電することが可能である。

モニタリング・ポストは，電源が喪失した状態で代替交流電源設備から給電した場合，自動的に放射線量の連続測定を開始する。

なお，代替交流電源設備及び非常用交流電源設備からモニタリング・ポストへの給電並びに代替交流電源設備及び非常用交流電源設備への給油については，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する

第1.17－1表　機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順（1／2）

機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
—	放射線量の測定	モニタリング・ポスト	自主対策設備	—
モニタリング・ポスト（放射線量の測定）	放射線量の代替測定	可搬型モニタリング・ポスト 可搬型モニタリング・ポスト端末	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
—	空気中の放射性物質の濃度の測定	放射能観測車 採取装置：ダスト・よう素サンプラ 測定装置：よう素測定装置 ：ダストモニタ	自主対策設備	重大事故等対策要領
放射能観測車（空気中の放射性物質の濃度の測定）	空気中の放射性物質の濃度の代替測定	可搬型放射能測定装置 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンプラ 測定装置：ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ ：β線サーベイ・メータ ：ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
—	気象観測項目の測定	気象観測設備	自主対策設備	—
気象観測設備（風向，風速その他の気象条件の測定）	気象観測項目の代替測定	可搬型気象観測設備 可搬型気象観測設備端末	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
—	放射線量の測定	可搬型モニタリング・ポスト 可搬型モニタリング・ポスト端末 電離箱サーベイ・メータ	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
	放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）の測定	可搬型放射能測定装置 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンプラ 測定装置：β線サーベイ・メータ ：ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ ：ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		Ｇｅγ線多重波高分析装置 ガスフロー式カウンタ	自主対策設備	

第1.17－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対象施設と整備する手順（2／2）

機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
―	海上モニタリング	小型船舶 可搬型放射能測定装置 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンプラ 測定装置：β線サーベイ・メータ ：ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ ：ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ 電離箱サーベイ・メータ	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
	バックグラウンド低減対策	検出器保護カバー 養生シート 遮蔽材	資機材	重大事故等対策要領
	モニタリング・ポストの代替電源	無停電電源装置	自主対策設備	―
無停電電源装置	モニタリング・ポストへの代替交流電源設備からの給電	常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 非常用交流電源設備※1	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書

※1　手順は，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.17－2 表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／3）

対応手順			重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）	計測範囲（単位）
1.17.2.1　放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等					
(1)モニタリング・ポストによる放射線量の測定		判断基準	—	—	—
		操作	放射線量	モニタリング・ポスト	10^{1}～10^{8}（nGy／h）
(2)可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	モニタリング・ポストの代替測定	判断基準	放射線量	モニタリング・ポスト	10^{1}～10^{8}（nGy／h）
		操作	放射線量	可搬型モニタリング・ポスト	B.G.～10^{9}（nGy／h）
	海側等及び緊急時対策所付近での測定	判断基準	—	—	—
		操作	放射線量	可搬型モニタリング・ポスト	B.G.～10^{9}（nGy／h）
(3)放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定		判断基準	—	—	—
		操作	放射性物質の濃度	放射能観測車 ・よう素測定装置 ・ダストモニタ	 B.G.～10^{5}（S^{-1}） B.G.～10^{5}（S^{-1}）
(4)可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定		判断基準	放射性物質の濃度	放射能観測車 ・よう素測定装置 ・ダストモニタ	 B.G.～10^{5}（S^{-1}） B.G.～10^{5}（S^{-1}）
		操作	放射性物質の濃度	可搬型放射能測定装置 ・ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ ・β線サーベイ・メータ ・ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ	 B.G.～30（μGy／h） B.G.～99.9k（min^{-1}） B.G.～99.9k（min^{-1}）

監視計器一覧（2／3）

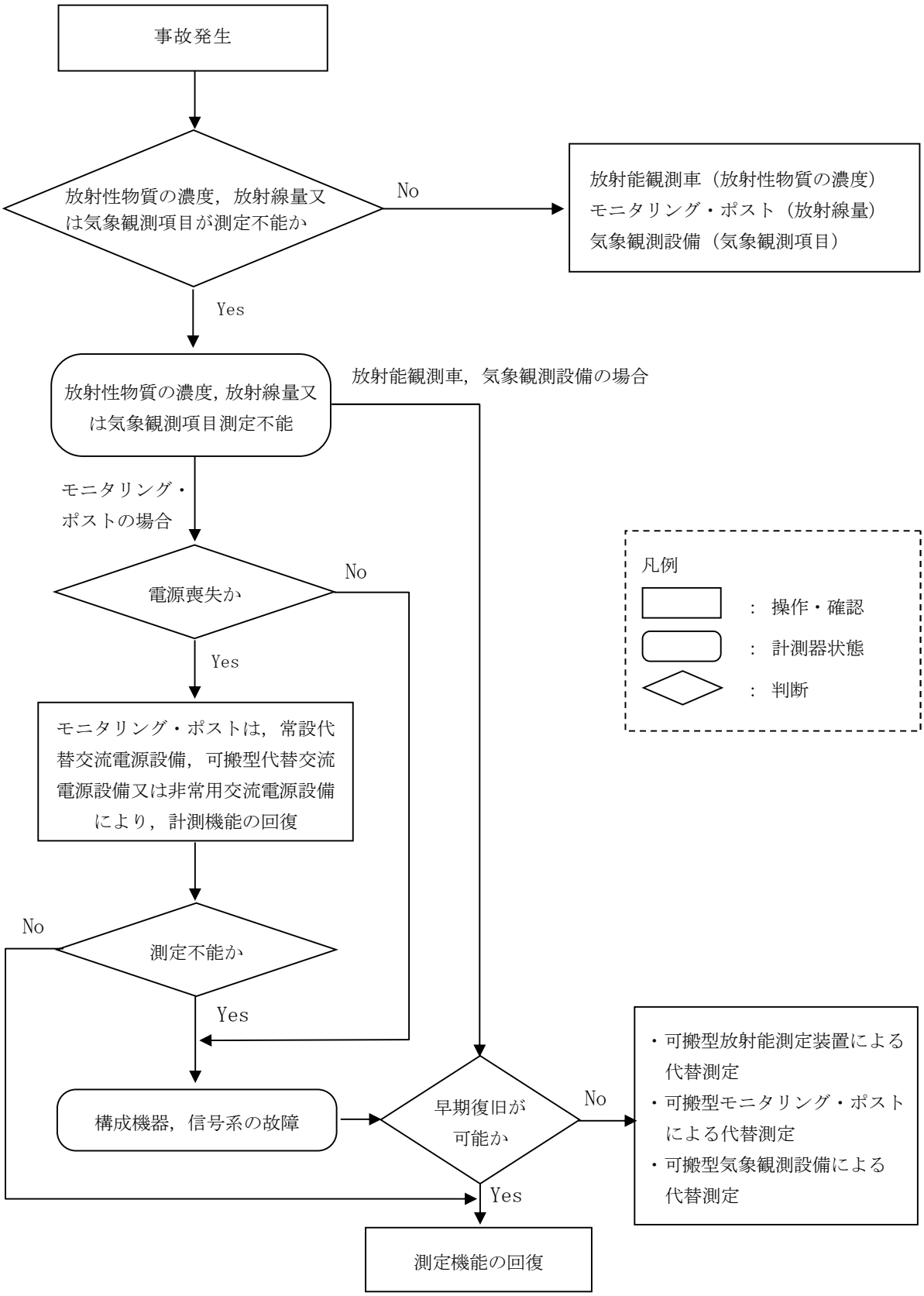
対応手順			重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）	計測範囲（単位）
1.17.2.1　放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等					
(5)可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	a.空気中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	排気筒モニタ	［シンチレーション］ 10^{-1}～10^{6}（cps） ［電離箱］ 10^{-2}～10^{4}（mSv／h）
			放射線量	モニタリング・ポスト	10^{1}～10^{8}（nGy／h）
				可搬型モニタリング・ポスト	B.G.～10^{9}（nGy／h）
		操作	放射性物質の濃度	・ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ ・β線サーベイ・メータ ・ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ	B.G.～30（μGy／h） B.G.～99.9k（min^{-1}） B.G.～99.9k（min^{-1}）
	b.水中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	液体廃棄物処理系出口モニタ	10^{-1}～10^{6}（cps）
		操作	放射性物質の濃度	・ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ ・β線サーベイ・メータ ・ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ	B.G.～30（μGy／h） B.G.～99.9k（min^{-1}） B.G.～99.9k（min^{-1}）
	c.土壌中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	排気筒モニタ	［シンチレーション］ 10^{-1}～10^{6}（cps） ［電離箱］ 10^{-2}～10^{4}（mSv／h）
			放射線量	モニタリング・ポスト	10^{1}～10^{8}（nGy／h）
				可搬型モニタリング・ポスト	B.G.～10^{9}（nGy／h）
		操作	放射性物質の濃度	・ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ ・β線サーベイ・メータ ・ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ	B.G.～30（μGy／h） B.G.～99.9k（min^{-1}） B.G.～99.9k（min^{-1}）
	d.海上モニタリング	判断基準	モニタ値	排気筒モニタ	［シンチレーション］ 10^{-1}～10^{6}（cps） ［電離箱］ 10^{-2}～10^{4}（mSv／h）
				液体廃棄物処理系出口モニタ	10^{-1}～10^{6}（cps）
			放射線量	モニタリング・ポスト	10^{1}～10^{8}（nGy／h）
				可搬型モニタリング・ポスト	B.G.～10^{9}（nGy／h）
		操作	放射線量	電離箱サーベイ・メータ	10^{-3}～10^{3}（mSv／h）
			放射性物質の濃度	・ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ ・β線サーベイ・メータ ・ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ	B.G.～30（μGy／h） B.G.～99.9k（min^{-1}） B.G.～99.9k（min^{-1}）

監視計器一覧（3／3）

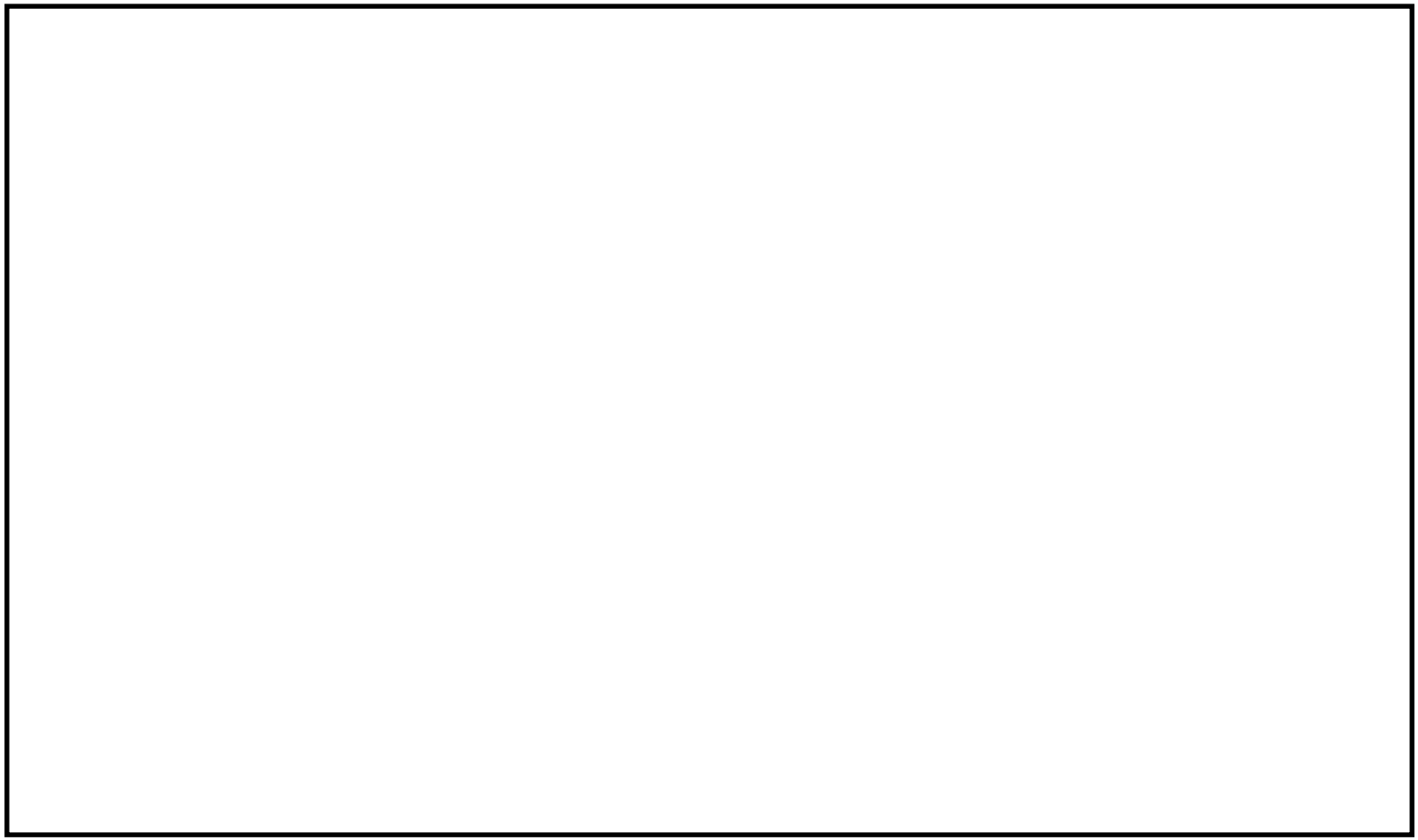
対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）	計測範囲（単位）
1.17.2.1　放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等				
(6)モニタリング・ポストのバックグラウンドの低減対策	判断基準	放射線量	モニタリング・ポスト	10^{1}～10^{8}（nGy／h）
	操作	放射線量	モニタリング・ポスト	10^{1}～10^{8}（nGy／h）
(7)可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンドの低減対策	判断基準	放射線量	可搬型モニタリング・ポスト	B.G.～10^{9}（nGy／h）
	操作	放射線量	可搬型モニタリング・ポスト	B.G.～10^{9}（nGy／h）
(8)放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドの低減対策	判断基準	放射性物質の濃度	・ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ ・β線サーベイ・メータ ・ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ	B.G.～30（μGy／h） B.G.～99.9k（min^{-1}） B.G.～99.9k（min^{-1}）
	操作	放射性物質の濃度	・ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ ・β線サーベイ・メータ ・ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ	B.G.～30（μGy／h） B.G.～99.9k（min^{-1}） B.G.～99.9k（min^{-1}）
1.17.2.2　風向，風速その他の気象条件の測定の手順等				
(1)気象観測設備による気象観測項目の測定	判断基準	—	—	—
	操作	風向・風速その他の気象条件	気象観測設備 ・風向（地上高） ・風速（地上高） ・日射量 ・放射収支量 ・雨量	 16（方位） 0～30（m／s） 0～1.2（kW／m^{2}） －0.25～0.05（kW／m^{2}） 0～49.5（mm）
(2)可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定	判断基準	風向・風速その他の気象条件	気象観測設備 ・風向（地上高） ・風速（地上高） ・日射量 ・放射収支量 ・雨量	 16（方位） 0～30（m／s） 0～1.2（kW／m^{2}） －0.25～0.05（kW／m^{2}） 0～49.5（mm）
	操作	風向・風速その他の気象条件	可搬型気象観測設備 ・風向（地上高） ・風速（地上高） ・日射量 ・放射収支量 ・雨量	 16（方位） 0～60（m／s） 0～2.00（kW／m^{2}） －0.25～1.25（kW／m^{2}） 0～100（mm）

第 1.17－3 表　審査基準における要求事項ごとの給電対策設備

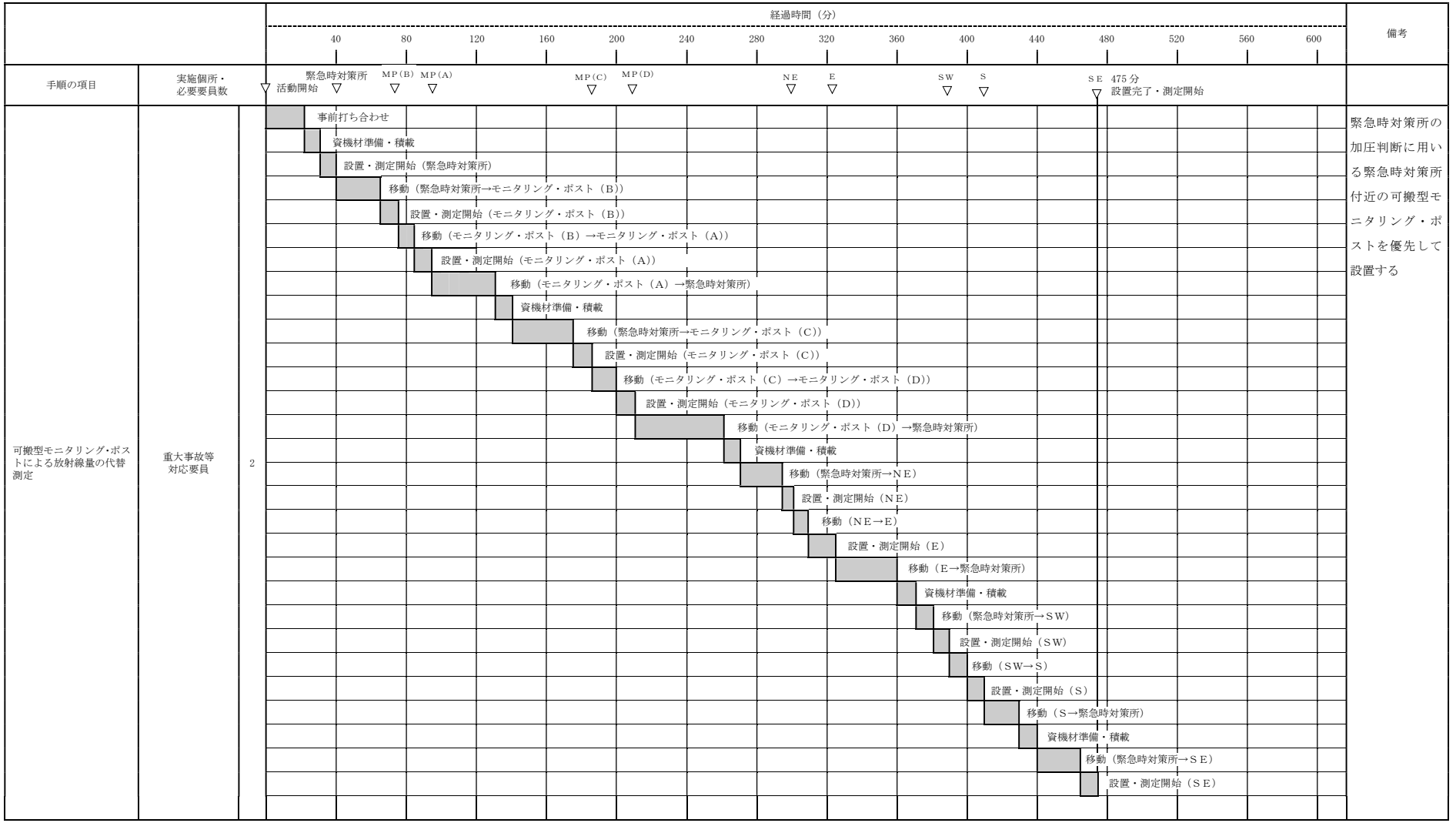
対象条文	供給対象設備	給電元
【1.17】監視測定等に関する手順等	モニタリング・ポスト	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備



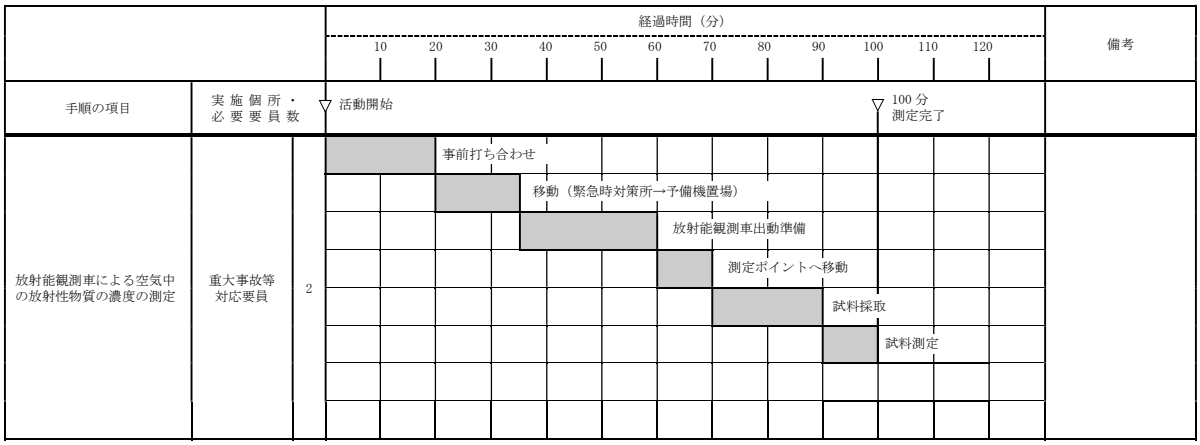
第 1.17－1 図　放射性物質の濃度，放射線量及び気象観測項目の測定不能時対応手順



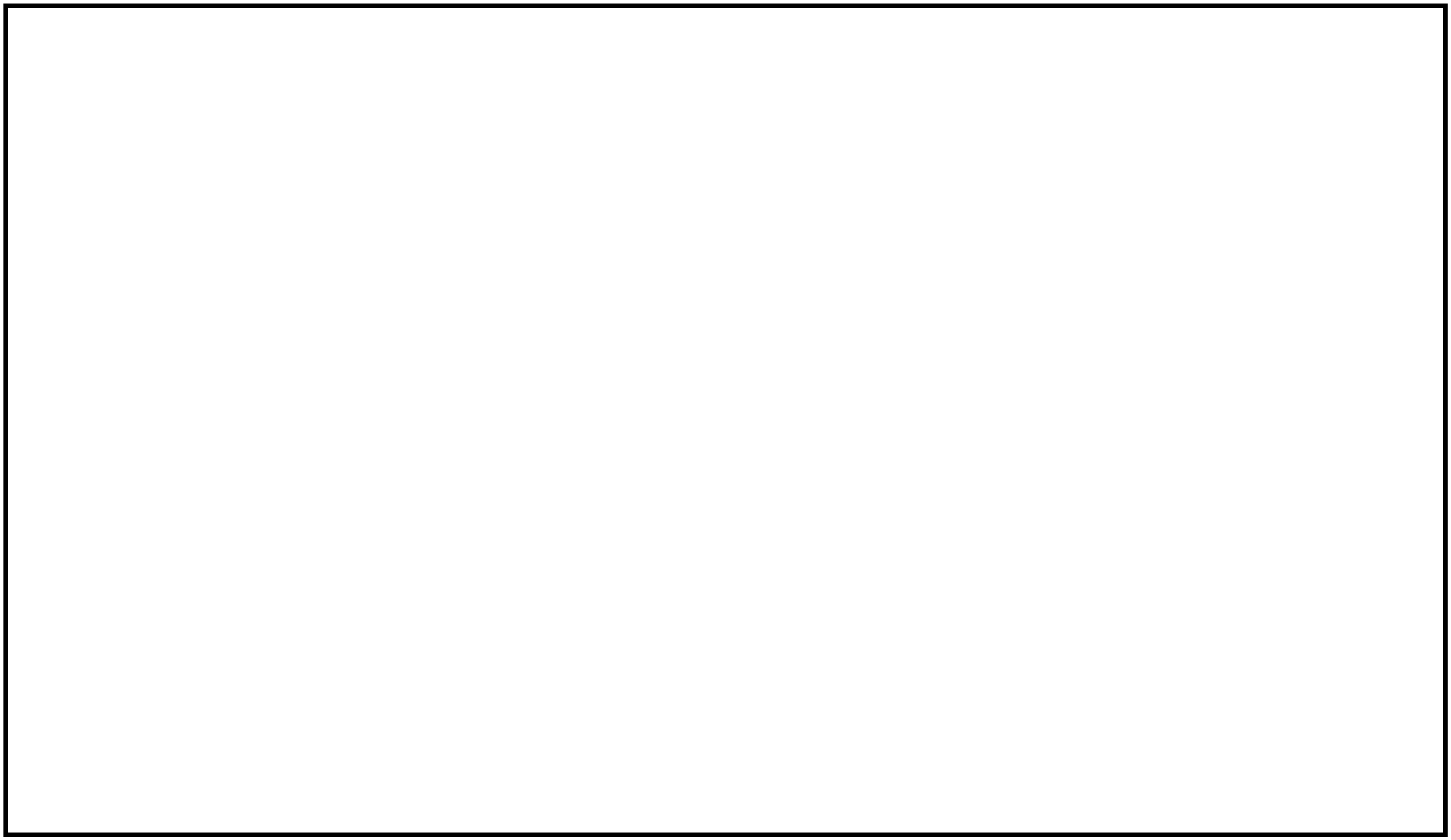
第 1.17－2 図　可搬型モニタリング・ポストの設置場所及び保管場所



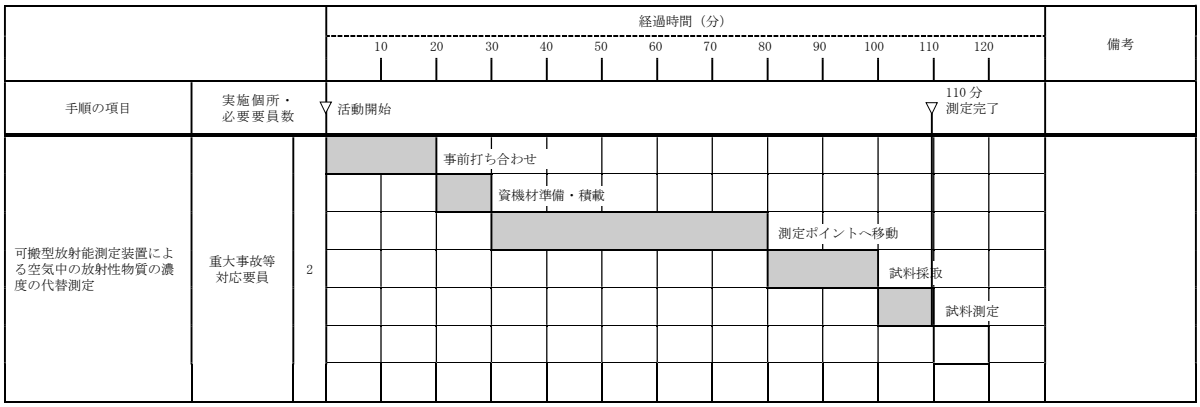
第 1.17－3 図　可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定のタイムチャート



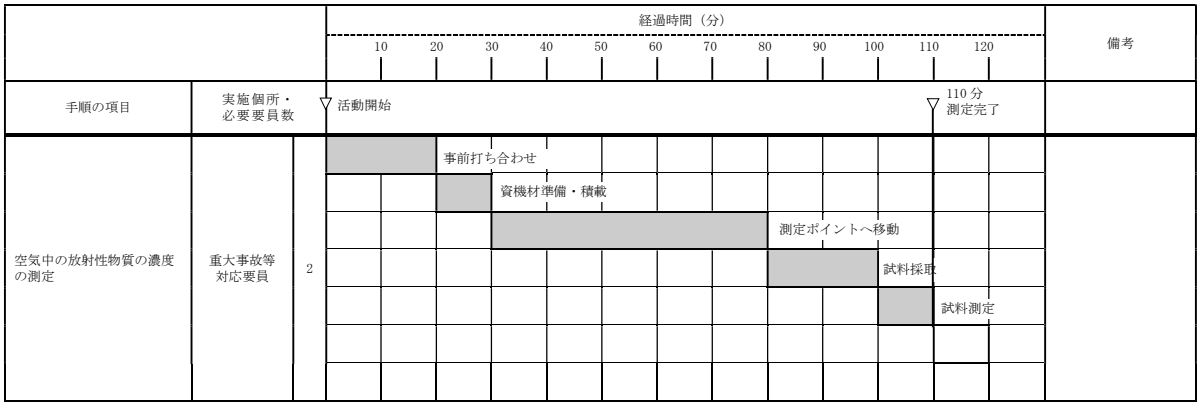
第 1.17－4 図　放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート



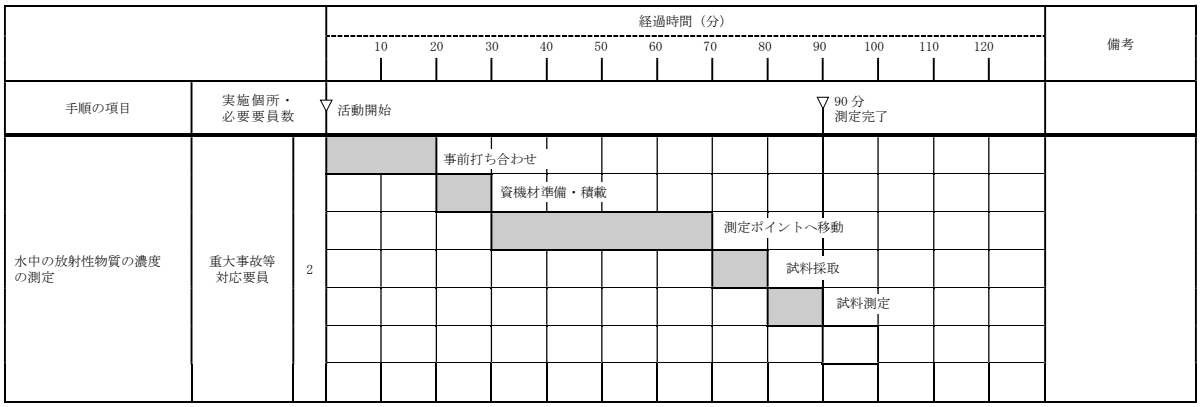
第 1.17－5 図　可搬型放射能測定装置の保管場所及び海水・排水試料採取場所



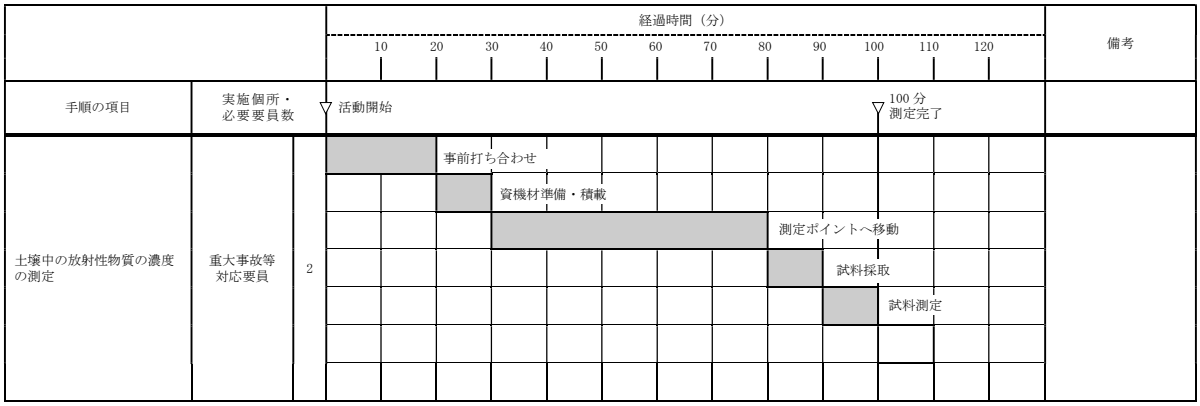
第 1.17－6 図　可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定のタイムチャート



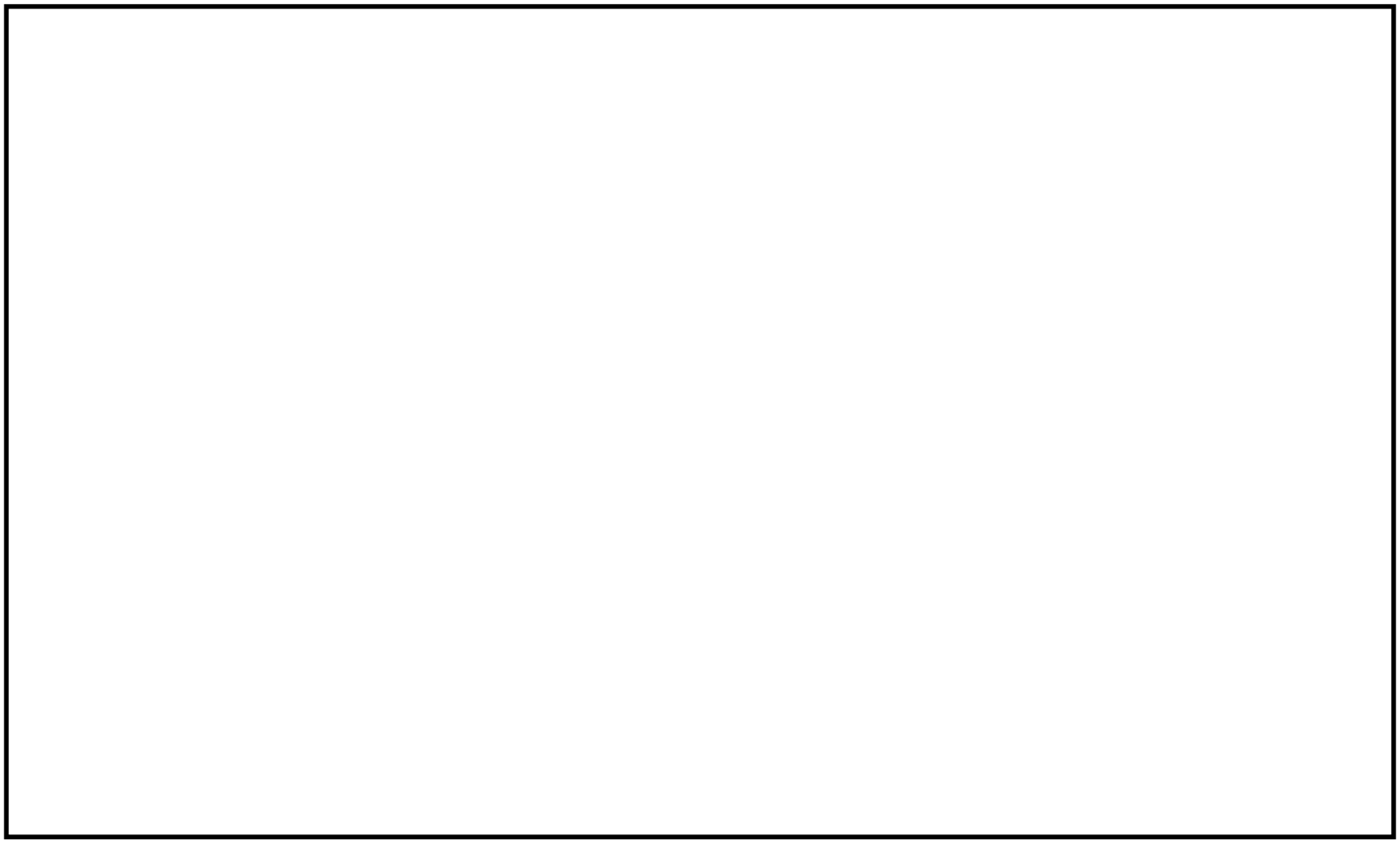
第 1.17－7 図　可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート



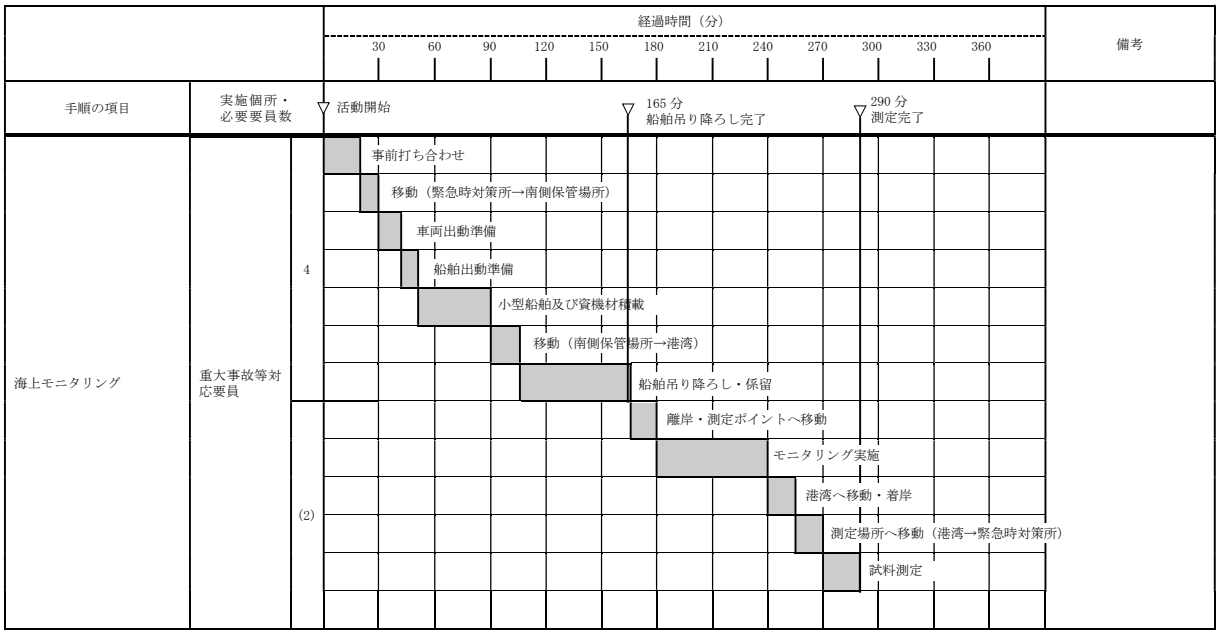
第1.17－8図　可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート



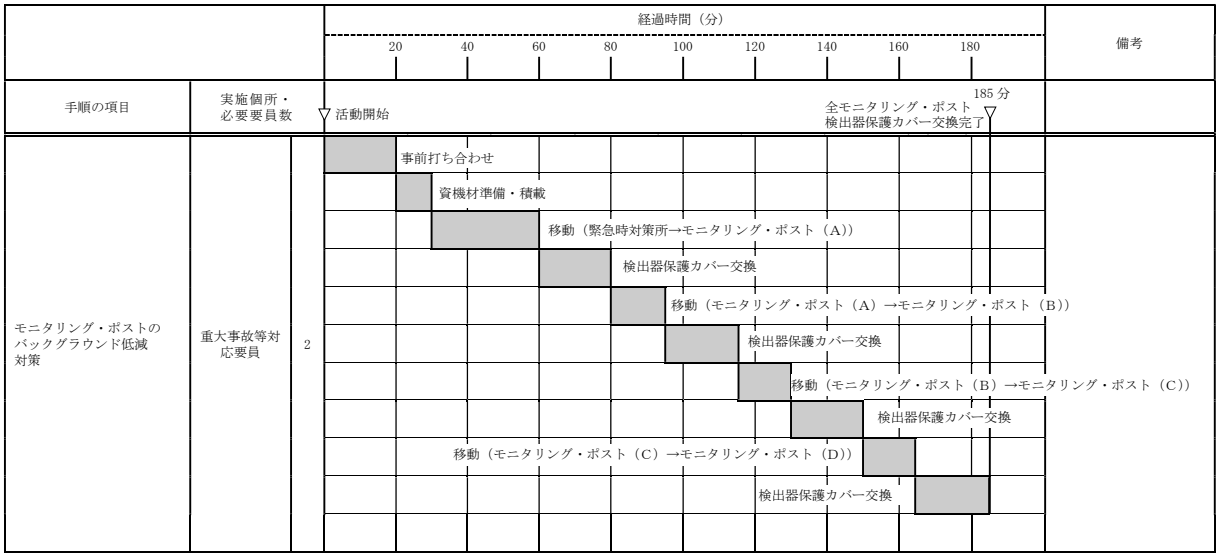
第 1.17－9 図　可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート



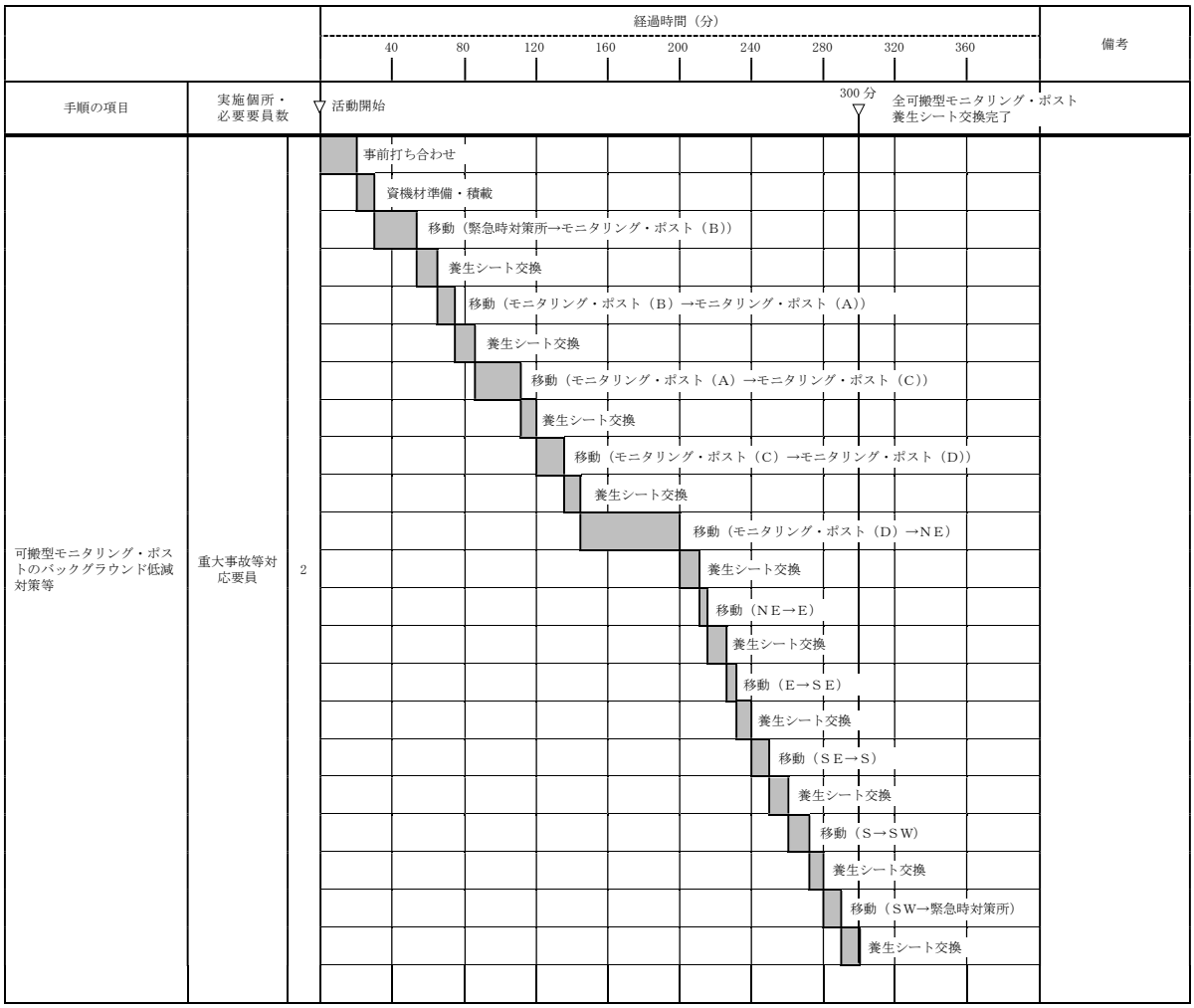
第 1.17－10 図　小型船舶の保管場所及び運搬ルート



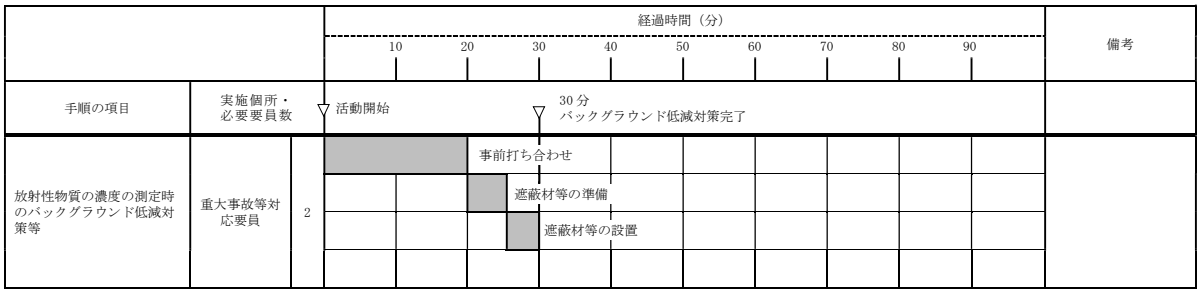
第 1.17－11 図　海上モニタリングのタイムチャート



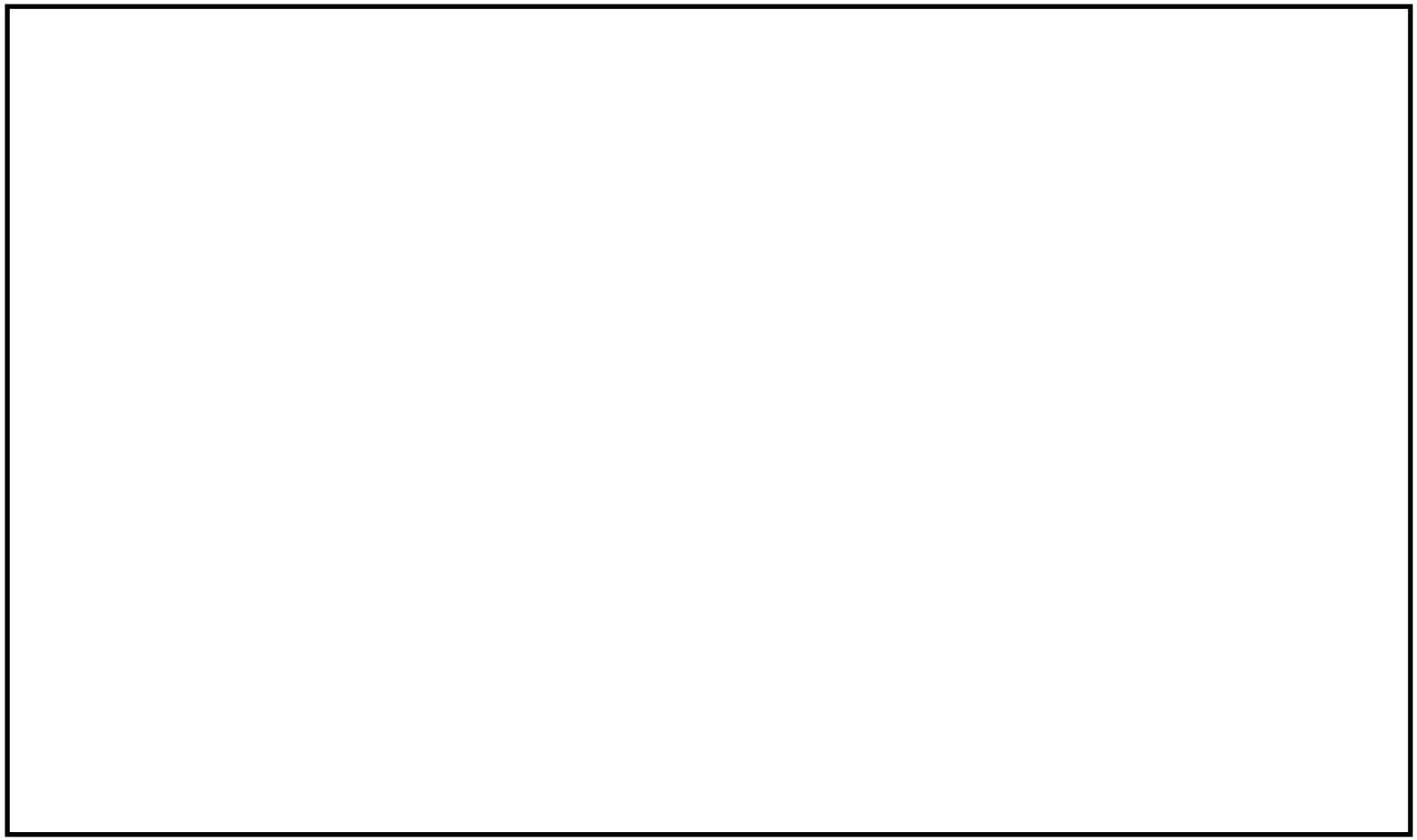
第 1.17－12 図　モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策の
タイムチャート



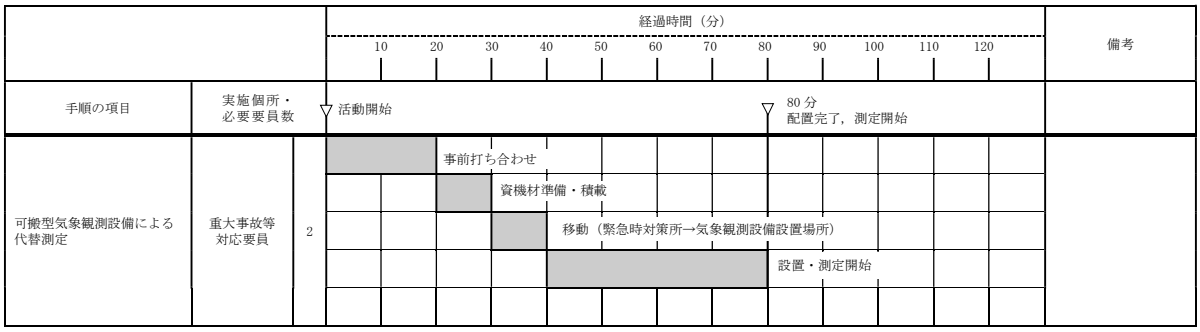
第 1.17－13 図　可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策のタイムチャート



第 1.17－14 図　放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策のタイムチャート



第 1.17－15 図　可搬型気象観測設備の設置場所及び保管場所



第 1.17－16 図　可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定の

タイムチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／4）

技術的能力審査基準（1.17）	番号	設置許可基準規則（60 条）	技術基準規則（75 条）	番号
【本文】 1　発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を施設しなければならない。	⑦
2　発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	②	2　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。	2　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を施設しなければならない。	⑧
【解釈】 1　第 1 項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－	【解釈】 1　第 1 項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1　第 1 項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	－
a）重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。	③	a）モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。	a）モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。	⑨
b）常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	④	b）常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数の放射能観測車又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。	b）常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数の放射能観測車又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。	⑩
c）敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。	⑤	c）常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	c）常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	⑪
2　事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。	⑥			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／4）

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
手段	機器名称	既設新設	解釈対応番号	機能	機器名称	常設可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
放射線量の代替測定	可搬型モニタリング・ポスト	新設	① ③ ⑦ ⑨ ⑩	放射線量の測定	モニタリング・ポスト	常設	自動で作動	—	機能喪失していない場合は使用する
	可搬型モニタリング・ポスト端末	新設							
放射能観測車の代替測定	可搬型ダスト・よう素サンプラ	新設	① ③ ⑦ ⑨ ⑩	空気中放射性物質の濃度の測定	放射能観測車	可搬	100 分	2 名	機能喪失していない場合は使用する
	ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ	新設							
	β線サーベイ・メータ	新設							
	ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ	新設							
気象観測項目の代替測定	可搬型気象観測設備	新設	② ⑧	風向，風速その他の気象条件の測定	気象観測設備	常設	自動で作動	—	機能喪失していない場合は使用する
	可搬型気象観測設備端末	新設							
放射線量の測定	可搬型モニタリング・ポスト	新設	① ③ ⑦ ⑨	—	—	—	—	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト端末	新設							
	電離箱サーベイ・メータ	新設							
放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌）及び海上モニタリング	可搬型ダスト・よう素サンプラ	新設	① ③ ⑦ ⑨	放射性物質の濃度の測定	Ｇｅγ線多重波高分析装置	常設	測定条件による	—	自主対策とする理由は本文参照
	ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ	新設			ガスフロー式カウンタ	常設			
	β線サーベイ・メータ	新設			液体廃棄物処理系出口モニタ	常設			
	ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ	新設			排気筒モニタ	常設	自動で作動		
	電離箱サーベイ・メータ	新設			—	—	—	—	—
	小型船舶	新設							
バックグラウンド低減対策	検出器保護カバー	—	⑥	—	—	—	—	—	—
	養生シート	—							
	遮蔽材	—							
代替交流電源設備によるモニタリング・ポストへの給電	常設代替交流電源設備	新設	① ④ ⑦ ⑪	モニタリング・ポストの無停電電源	無停電電源装置	常設	自動で作動	—	機能喪失していない場合は使用する
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	非常用交流電源設備	既設							
敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制	—	—	① ⑤	—	—	—	—	—	設備を必要としない

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／4）

技術的能力審査基準(1.17)	適合方針
【要求事項】 1　発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	重大事故が発生した場合において，可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型放射能測定装置等により放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するために必要な手順を整備する。
2　発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	重大事故が発生した場合において，可搬型気象観測設備により風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するために必要な手順を整備する。
【解釈】 1　第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	—
a）重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。	重大事故が発生した場合において，可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型放射能測定装置等により放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するために必要な手順を整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／4）

技術的能力審査基準(1.17)	適合方針
ｂ）常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	モニタリング・ポストは，非常用交流電源設備からの給電の喪失時に，代替交流電源設備である常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。
ｃ）敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。	敷地外でのモニタリングについては，国，地方公共団体及びその他関係機関と連携して策定されるモニタリング計画に従い，モニタリングに係る適切な連携体制を構築する。
2　事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。	事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型放射能測定装置のバックグラウンド低減対策のために必要な手順を整備する。

緊急時モニタリングの実施手順及び体制

重大事故等が発生した場合に実施する敷地内及び周辺監視区域境界のモニタリングは，以下の手順で行う。

1. 放射線量

(1) 事象進展に伴う放射線量の変化を的確に把握するため，モニタリング・ポスト 4 台の稼働状況を確認する。

(2) 可搬型モニタリング・ポストを緊急時対策所建屋付近に 1 台設置する。

(3) モニタリング・ポストが機能喪失した場合は，車両等により可搬型モニタリング・ポストをモニタリング・ポストに隣接する場所に運搬・設置し，放射線量の監視を行う。なお，現場の状況により原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置場所を変更する。

(4) 可搬型モニタリング・ポストを発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）に 5 台設置し，放射線量の監視強化を行う。なお，現場の状況により原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置場所を変更する。

2. 放射性物質の濃度及び海上モニタリング

(1) 放射能観測車の使用可否を確認する。

(2) 放射能観測車が使用可能な場合，放射能観測車により発電所構内の空気中の放射性物質の濃度を測定する。

(3) 放射能観測車が機能喪失により使用不可の場合，可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・

メータ）により，発電所構内の空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行う。

(4) 排気筒モニタが使用できない場合，又は気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合，可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）により空気中の放射性物質の濃度を測定する。

(5) 液体廃棄物処理系出口モニタが使用できない場合，又は液体状の放射性物質が放出された場合，取水口，放水口等で海水，排水の採取を行い，可搬型放射能測定装置により水中の放射性物質の濃度を測定する。

なお，海水，排水の採取は，海洋の状況等を考慮し，安全上の問題がないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に行う。

(6) プルーム通過後において，気体状の放射性物質が放出された場合，可搬型放射能測定装置により土壌中の放射性物質の濃度を測定する。

(7) プルーム通過後において，気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合，可搬型放射能測定装置，電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶により周辺海域の放射線量及び放射性物質の濃度を測定する。

なお，海上モニタリングは，海洋の状況等を考慮し，安全上の問題がないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に行う。

3. 気象観測

(1) 事象進展に伴う気象情報を的確に把握するため，気象観測設備の稼働状況を確認する。

(2) 気象観測設備が機能喪失した場合，車両等により可搬型気象観測設備を気象観測設備に隣接する場所に設置し，気象観測を行う。なお，現場の状況により設置場所を変更する場合がある。

4. 緊急時モニタリングの実施手順及び体制

第1表 緊急時モニタリングの判断基準及び対応要員

手順	具体的実施事項		開始時期の考え方	対応要員※（必要想定人数）
可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	可搬型モニタリング・ポストの設置	【代替測定】 モニタリング・ポスト位置に設置	モニタリング・ポストが機能喪失した場合	2名
		【測定】 海側等及び緊急時対策所付近に設置	原子力災害特別措置法第10条特定事象※発生と判断した場合	
可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定及び代替測定	空気中の放射性物質の濃度の測定		【代替測定】 放射能観測車が使用できない場合	
			【測定】 排気筒モニタが使用できない場合，又は気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合	
可搬型気象観測設備による気象観測設備の代替測定	可搬型気象観測設備の設置		気象観測設備が使用できない場合	
可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	海水，排水中の放射性物質の濃度の測定		液体廃棄物処理系出口モニタが使用できない場合，又は液体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合	
可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	土壌中の放射性物質の濃度の測定		気体状の放射性物質が放出された場合（プルーム通過後）	
海上モニタリング	海上における放射線量及び放射性物質の濃度の測定		気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合（プルーム通過後）	4名（船舶吊り降ろし後は2名）

※原子力災害対策特別措置法第10条特定事象とは，「原子力災害対策特別措置法施行令」の第4条第4項に該当する事象（要員数については，今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。）

緊急時モニタリングに関する要員の動き

緊急時モニタリングを行う放射線管理班員は，監視測定に係る手順等に示される各作業の他にも緊急時対策所エリアモニタの設置，緊急時対策所及び中央制御室チェンジングエリアの設置を行う。これら対応項目の優先順位については，放射線管理班長が状況に応じ判断するが，以下の考え方に基づき優先度を判断する。

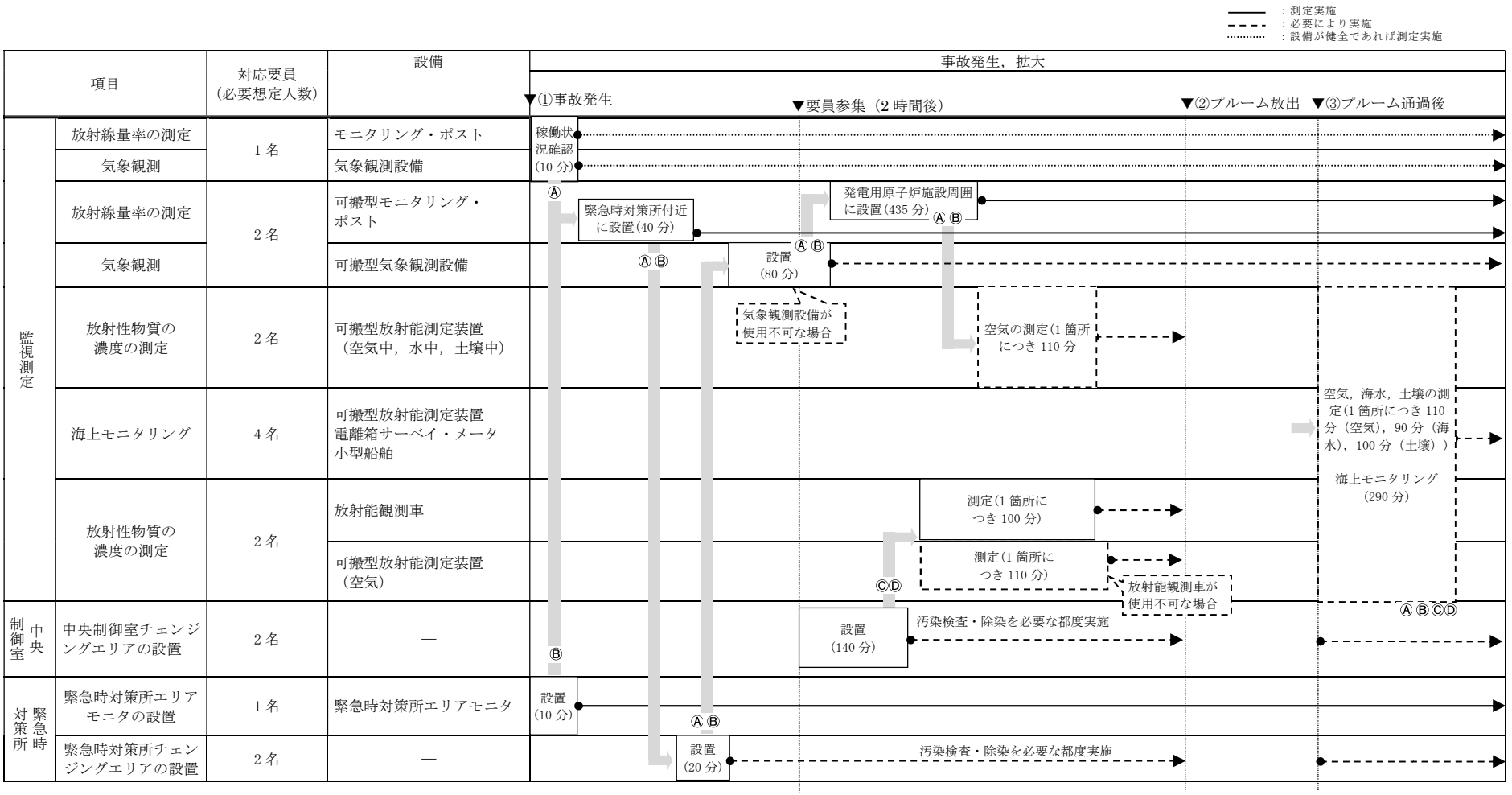
(1) 緊急時対策所の居住性を確保するため，加圧判断に用いる緊急時対策所可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所建屋付近に設置する可搬型モニタリング・ポストの設置を最優先に行う。

(2) 緊急時対策所の加圧判断の参考に用いる可搬型気象観測設備及び(1)で設置したもの以外の可搬型モニタリング・ポストの設置を行う。

(3) 緊急時対策所及び中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，チェンジングエリアの設置を行う。

(4) 発電所から放出された放射性物質の状況を把握するため，構内の環境モニタリング（空気中，水中，土壌中の放射性物質の濃度測定）を行う。

事故発生からプルーム通過後までの動きの例を第1図に示す。なお，対応要員数及び対応時間については，今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。



第1図　事故発生からプルーム通過後までの要員の動きの例

ⒶⒷ　現場の放射線管理班員（初動）
ⒸⒹ　現場の放射線管理班員（参集）
Ⓔ　　本部の放射線管理班員（参集）

モニタリング・ポスト

1. モニタリング・ポストの配置及び計測範囲

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に周辺監視区域境界付近の放射線量率を連続的に監視するために，モニタリング・ポスト4台を設けており，連続測定したデータは，現場盤及び中央制御室で監視及び記録を行うことができる設計としている。また，緊急時対策所でも監視できる設計とする。

なお，モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

モニタリング・ポストの計測範囲等を第1表に，配置図及び写真を第1図に示す。

第1表　モニタリング・ポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報設定値	台数	取付箇所
モニタリング・ポスト	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション	10^{1}nGy／h～10^{5}nGy／h	計測範囲内で可変	1	モニタリング・ポストは周辺監視区域境界付近に4箇所
	電離箱	10^{-8}Gy／h～10^{-1}Gy／h	計測範囲内で可変	1	

第１図　モニタリング・ポストの配置図及び写真

可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

1. 操作の概要

(1) モニタリング・ポストが機能喪失した際に，周辺監視区域境界付近の放射線量を測定するため，可搬型モニタリング・ポストを 4 台設置する。可搬型モニタリング・ポストの外形図を第 1 図に示す。

(2) また，海側等に可搬型モニタリング・ポストを 5 台設置し，放射線量の監視に万全を期す。

(3) さらに，緊急時対策所の正圧化判断のため，緊急時対策所建屋付近に 1 台設置し，放射線量の監視に万全を期す。

(4) 可搬型モニタリング・ポストは，緊急時対策所建屋（T.P.＋約 23m）に保管し，各設置場所まで車両等により運搬し，設置，測定を開始する。可搬型モニタリング・ポストの運搬（例）を第 2 図に示す。

(5) 測定値は，機器本体での表示及び電子メモリに記録する他，衛星系回線によるデータ伝送機能を使用し，緊急時対策所にて監視及び記録する。

2. 必要要員数・想定時間

必要要員数：2 名

操作時間　：設置場所での設置開始から測定開始まで…約 10 分／台

所要時間※1：可搬型モニタリング・ポスト（10 台）の設置…475 分以内

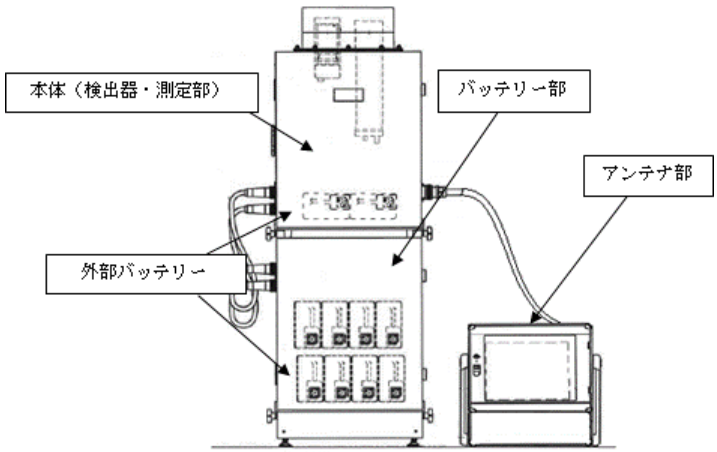
下記をそれぞれ実施した場合は以下のとおり

・モニタリング・ポストの代替用（4 台）の設置…200 分以内

・海側等（5 台）の設置…235 分以内

・正圧化判断用（1 台）の設置…35 分以内

※1　所要時間は，可搬型モニタリング・ポストの運搬時間を含む。



第１図　可搬型モニタリング・ポストの外形図

【設置方法等】
・可搬型モニタリング・ポスト本体を組み立てる。
・衛星携帯のアンテナを南向きに設定する。
・可搬型モニタリング・ポスト本体，外部バッテリー部，衛星携帯アンテナ部をケーブルにて接続する。

リヤカーでの運搬

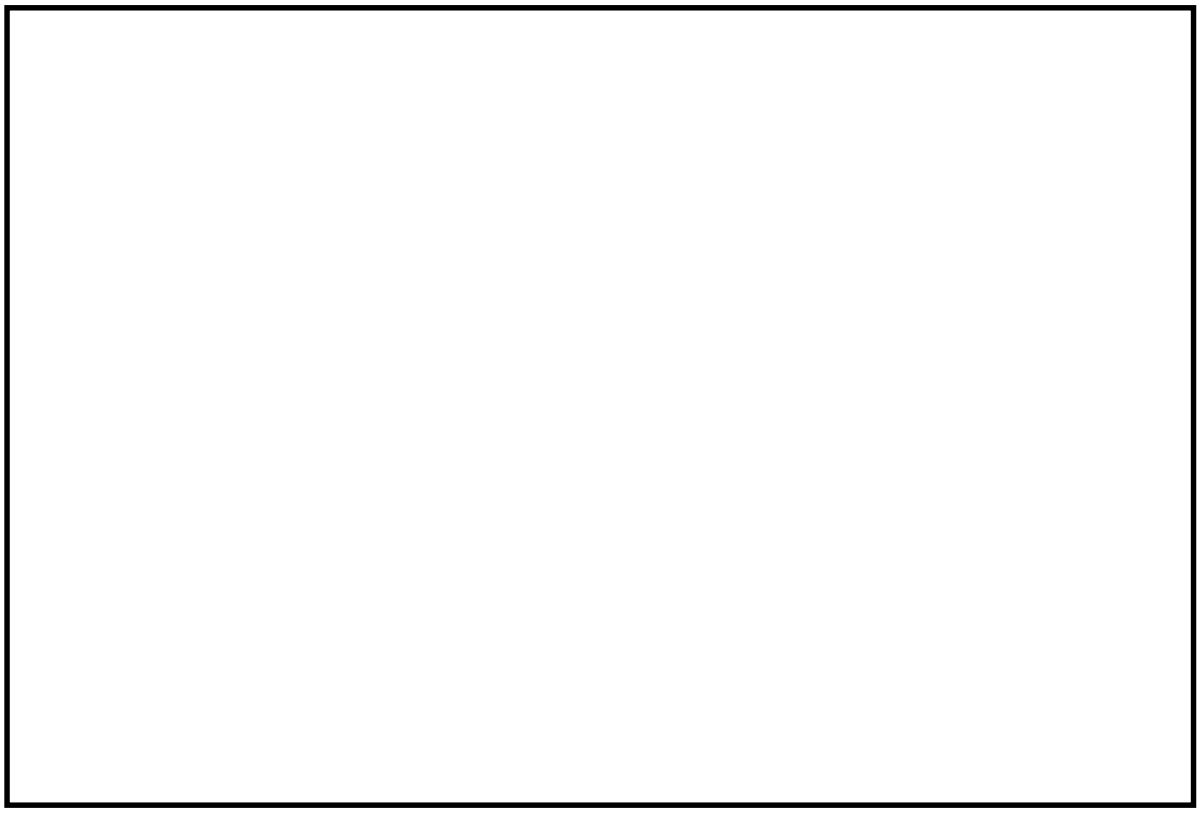
第２図　可搬型モニタリング・ポストの運搬（例）

可搬型モニタリング・ポスト

重大事故等時，モニタリング・ポストが機能喪失した際に代替できるよう可搬型モニタリング･ポストをモニタリング･ポスト配置場所に4台設置する。また，原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合，モニタリング･ポストが配置されていない海側等に5台，緊急時対策所の正圧化が判断できるよう緊急時対策所付近に1台設置する。

可搬型モニタリング・ポストは，上記に加え，故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用2台を含めた合計12台を保管する。可搬型モニタリング・ポストの設置場所及び保管場所を第1図に示す。

可搬型モニタリング･ポストは，外部バッテリーにより6日間以上連続で稼働できる設計としており，外部バッテリーを交換することにより継続して計測できる。また，測定したデータは，可搬型モニタリング・ポストの電子メモリに記録するとともに，衛星系回線により，緊急時対策所に伝送することができる設計とする。可搬型モニタリング・ポストの計測範囲等を第1表，仕様を第2表，伝送概略図を第2図に示す。



第１図　可搬型モニタリング・ポストの設置場所及び保管場所

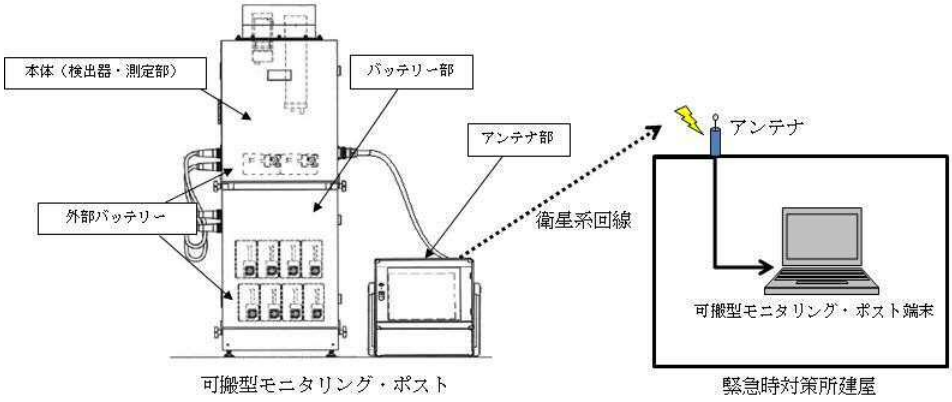
第１表　可搬型モニタリング・ポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	台数
可搬型モニタリング・ポスト	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション	B.G～10^{9} nGy／h※1	計測範囲で可変	10（予備2）
	半導体			

※1　「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値（10^{-1}Gy／h）等を満足する設計とする。

第２表　可搬型モニタリング・ポストの仕様

項目	内容
電源	外部バッテリー（10 個）により 6 日間以上連続で稼働可能。 6 日後からは，予備の外部バッテリー（4 個ずつ）と交換することにより継続して計測可能 外部バッテリーは 1 個あたり約 6 時間で充電可能
記録	測定値は 7 日分以上電子メモリに記録
伝送	衛星系回線により，緊急時対策所にデータ伝送。 なお，本体で指示値の確認が可能。
概略寸法	本体（測定部）：約 350(W)×240(D)×555(H)mm バッテリー部　：約 350(W)×240(D)×420(H)mm
重量	本体（検出・測定部）　：約 15kg バッテリー部（外部バッテリー4 個含む）　：約 17 kg 外部バッテリー（6 個）　：約 10.5kg アンテナ部　：約 5kg 設置台　：約 5kg 外線ケーブル　：約 2kg 合計　：約 54.5kg



第2図 可搬型モニタリング・ポストの伝送概略図

放射能放出率の算出

1．環境放射線モニタリング指針に基づく算出

(1)　地上高さから放出された場合の測定について

重大事故等時において，放射性物質が放出された場合に放射性物質の放射能放出率を算出するために，可搬型モニタリング・ポスト等で得られた放射線量率のデータより，以下の算出式を用いる。(出典：「環境放射線モニタリング指針」(原子力安全委員会　平成 22 年 4 月))

ａ．放射性希ガス放出率（Ｑ）の算出

$Q = 4 \times D \times U / D_0 / E$ (GBq／h)

Ｑ：実際の条件下での放射性希ガス放出率（GBq／h）

Ｄ：風下の地表モニタリング地点で実測された空気カーマ率※1（μGy／h）

D_0：風下の空気カーマ率図のうち，地上放出高さ及び大気安定度が該当する図から読み取った地表地点における空気カーマ率※2（μGy／h）

（放出率：1GBq／h，風速：1m／s，実効エネルギー：1MeV／dis）

Ｕ：平均風速（m／s）

Ｅ：原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー（MeV／dis）

ｂ．放射性よう素放出率（Ｑ）の算出

$Q = 4 \times \chi \times U / \chi_0$ (GBq／h)

Ｑ：実際の条件下での放射性よう素放出率（GBq／h）

χ：風下の地表モニタリング地点で実測された大気中の放射性よう素濃度※1（Bq／cm^3）

χ_0：地上高さ及び大気安定度が該当する地表濃度分布図から読み取った地表面における大気中放射性よう素濃度※2（Bq／cm^3）

（at 放出率：1GBq／h，風速：1m／s）

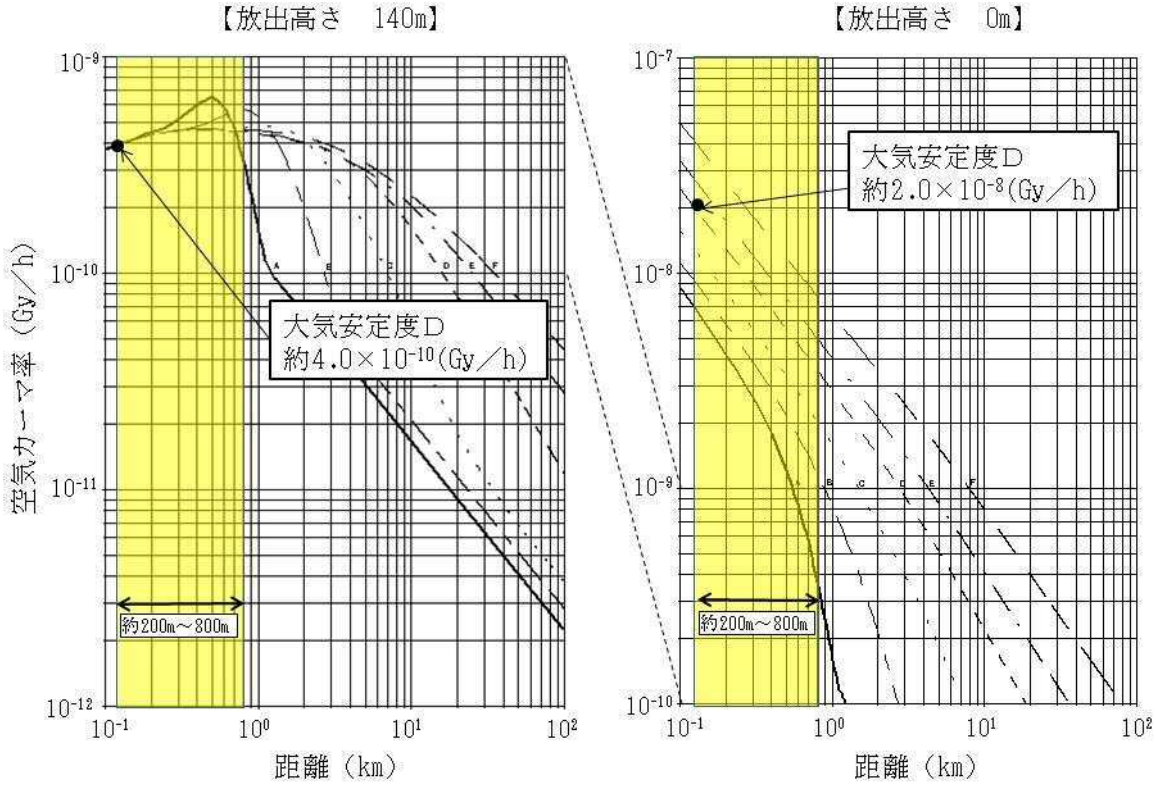
Ｕ：平均風速（m／s）

※1　モニタリングで得られたデータを使用

※2　排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図及び放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）（日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code 2004-10）を使用

(2)　高い位置から放出された場合の測定について

可搬型モニタリング・ポストは，地表面に設置するため，プルームが高い位置から放出された場合，プルーム高さで測定した場合に比べて放射線量率としては低くなる。しかしながら，プルームが通過する上空と地表面の間に放射線を遮蔽するものがないため，地表面に設置する可搬型モニタリング・ポストで十分に測定が可能である。



・排気筒高さ　地上高 140m
・標高　8m
・可搬型モニタリング・ポスト設置場所
（原子炉建屋から約 200m～800m）

出典：排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図及び放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）（日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code 2004-10）

第 1 図　各大気安定度における地表面での放射性雲からのγ線による空気カーマ率分布図

(3)　放射能放出率の算出

＜放射能放出率の計算例＞

以下に，放射性希ガスによる放出放射能率の計算例を示す。

（風速は「1.0m／s」，大気安定度は「D型」とする。）

放射性希ガス放出率＝$4\times D\times U／D_0／E$

$=4\times5\times10^{4}\times1.0／4.0\times10^{-4}／0.5$

$=1.0\times10^{9}$(GBq／h)

$=1.0\times10^{18}$(Bq／h)

4　：安全係数

D　：地表モニタリング地点（風下方向）にて実測された空間放射線量率

⇒50mGy／h（5.0×10^{4}Gy／h）　（1Sv=1Gy とした。）

U　：放出地上高さにおける平均風速

⇒1.0m／s

D_0：4.0×10^{-4} μGy／h※（放出高さ 140m，距離 200m）

E　：原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー

⇒0.5MeV／dis

※　放射性よう素の放射能放出率は，可搬型ダスト・よう素サンプラにより採取し，可搬型放射能測定装置により測定したデータから算出する。

2. 各モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの設置場所におけるプルームの検知性について

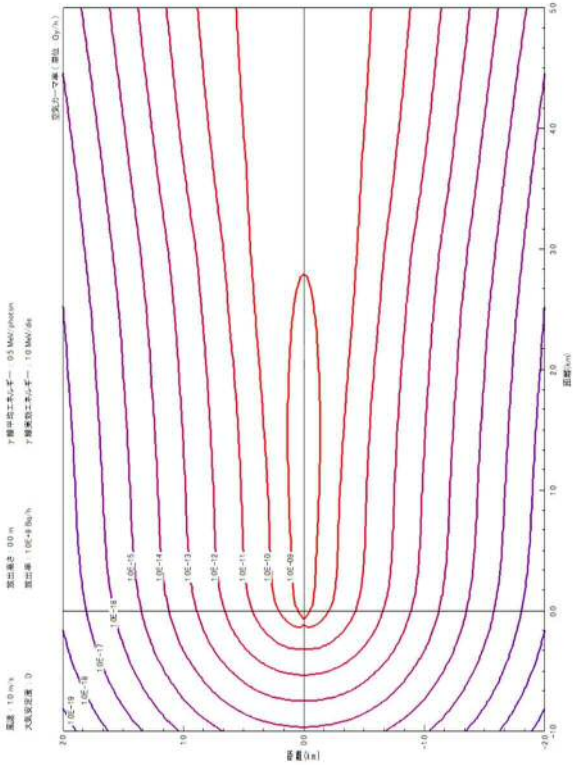
プルームが放出された場合において，プルームは必ずしも可搬型モニタリング・ポスト等の設置場所を通過するわけではなく，間隙を通過するケースも考えられる。そのため，設置する可搬型モニタリング・ポストの検知性について，以下のとおり確認を行った。

(1) 評価条件

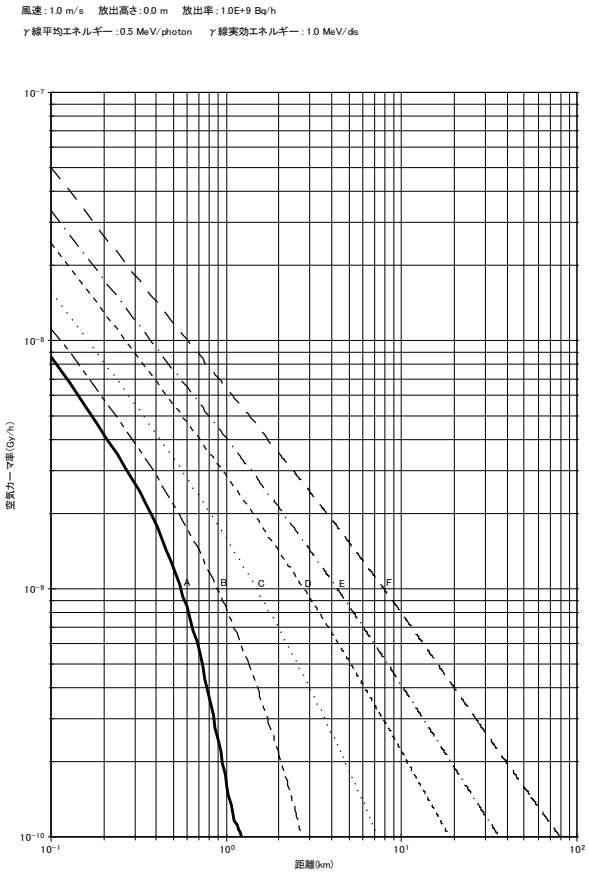
第1表の条件において，空間ガンマ線線量率の等値線図（第2図）及び風下軸上空間ガンマ線線量率図（第3図）を用いて，各モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの検知性を評価した。

第1表　空間ガンマ線線量率図を用いた大気拡散評価

項目	設定内容	設定根拠
風速	1.0m／s	それぞれのモニタ指示値の比には影響しないので代表値として1.0m／s を設定した。
風向	8方位	各モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの設置方位を考慮した。
大気安定度	D（安定）	東海第二発電所構内において，最も出現頻度の高い大気安定度を採用した。
放出位置	原子炉建屋原子炉棟地上高	放射性物質が拡散せずにモニタリング・ポストの隙間を通過する条件として原子炉格納容器からの漏えいを想定した。
評価地点	各モニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポストの設置場所	当該設置場所でのプルームの検知性を確認するため



第２図　空間ガンマ線線量率の等値線図



第３図　風下軸上空間ガンマ線線量率図

出典：排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図及び放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）

（日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code 2004-10）

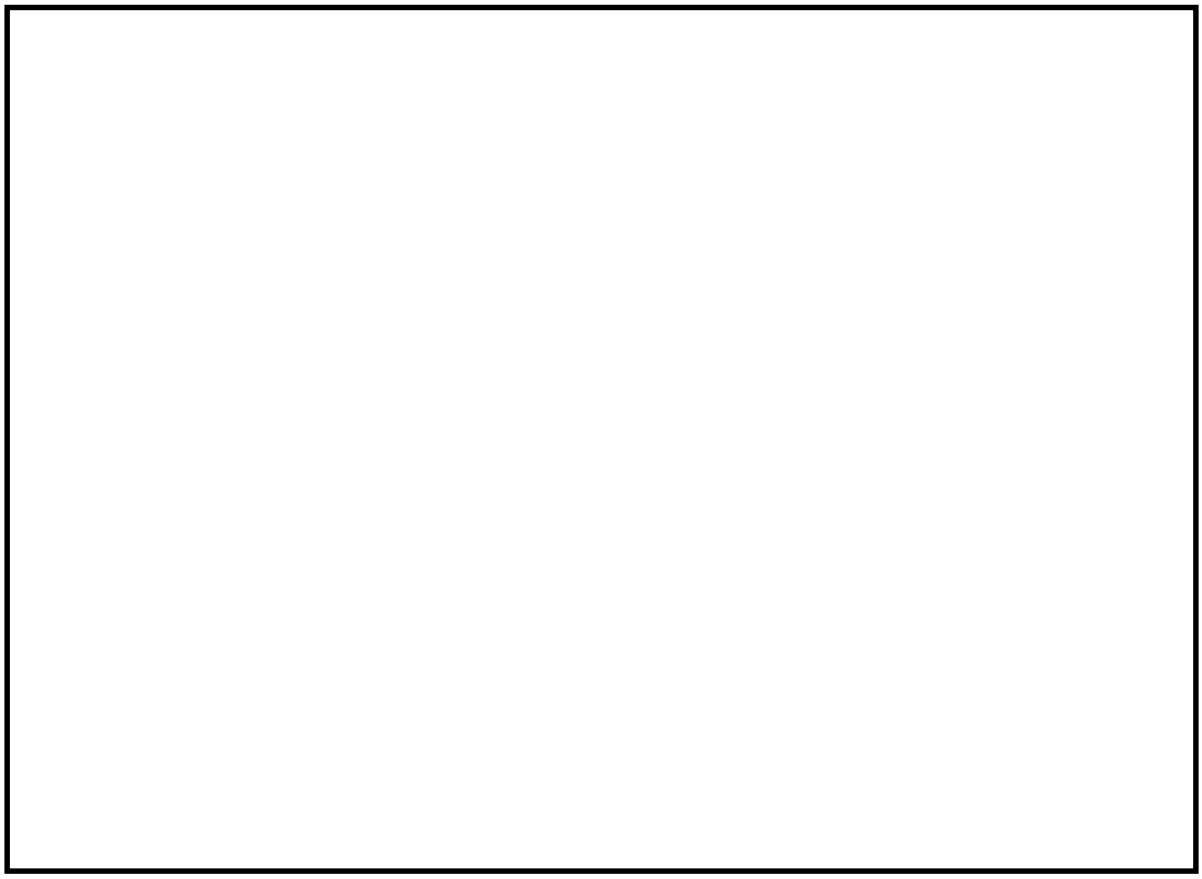
(2)　評価結果

各風向におけるモニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポストの線量率を読み取り（第4図），感度をまとめた結果を第2表に示す。ここでは風向による差を確認するために，風下方向の評価地点での線量率を1と規格化して求めた。風下方向に対して隣接するモニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポストは約2桁低くなるが，各モニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポスト位置での評価結果は，風下方向の数値に対して最低でも0.015程度の感度を有しており，プルーム通過時の線量率の計測は可能であると評価する。

第2表　各風向における評価地点での線量率の感度

		風向							
		SW	S	SE	E	NE	N	NW	W
モニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポスト	可搬型 M/P(NE)	**1**	0.071	0.075	0.011	0.002	0.001	0.002	0.010
	MP-D(N)	0.001	**1**	0.008	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
	MP-C(NW)	0.001	0.021	**1**	0.002	0.000	0.000	0.000	0.000
	MP-B	0.001	0.003	0.250	0.167	0.002	0.000	0.000	0.000
	MP-A(W)	0.000	0.001	0.025	**1**	0.004	0.000	0.000	0.000
	可搬型 M/P(SW)	0.008	0.021	0.050	0.111	**1**	0.010	0.002	0.001
	可搬型 M/P(S)	0.008	0.014	0.075	0.022	0.060	**1**	0.015	0.002
	可搬型 M/P(SE)	0.010	0.021	0.075	0.017	0.008	0.015	**1**	0.015
	可搬型 M/P(E)	0.075	0.071	0.100	0.017	0.008	0.005	0.015	**1**

太字：風下方向の線量率の感度（1と規格化した方位）
下線：それぞれの風向に対し，最も感度が高いもの
：下線で示したもののうち，最も低い値となるもの



第４図　可搬型モニタリング・ポスト設置場所と線量率（風向ＳＷの例）

3.　可搬型モニタリング・ポストの計測範囲

(1)　重大事故等時における放射線量率測定に必要な最大測定レンジ

重大事故等時において，放出放射能を推定するために周辺監視区域内で放射線量率を測定する場合の最大測定レンジは，福島第一原子力発電所の実績を踏まえて150mSv／h程度（炉心との距離が最も短い場所に設置する可搬型モニタリング・ポストの距離約200mの場合）が必要と考えられる。

このため，1000mSv／hの測定レンジがあれば十分測定可能である。

なお，測定レンジを超えたとしても，近隣の可搬型モニタリング・ポスト等の測定値より推定することが可能である。また，瓦礫等の影響でバックグラウンドが高くなる場合は,設置場所を変更する等の対応を実施する。

(2)　福島第一原子力発電所の測定データに基づく放射線量率の評価

福島第一原子力発電所敷地周辺の最大放射線量率は，原子炉建屋から約900mの距離にある正門付近で約11mSv／hであった（2011.3.15　9:00）。これを基に炉心から約200mにおける値を計算すると，線量率は約13mSv／h～150mSv／hとなる。炉心からの距離と線量率の関係を第3表に示す。

第3表　炉心からの距離と放射線量率の関係

炉心からの距離 (m)	放射線量率 (mSv／h)
原子炉建屋から最も近い可搬型モニタリング・ポスト設置場所 約200	約13～150※
福島第一原子力発電所の正門付近 約900	約11

※　風速1m／s，放出高さ30m，大気安定度Ａ～Ｆ「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図及び放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）（日本原子力研究所2004年6月JAERI-Data／Code2004-010）を用いて算出

4.　可搬型モニタリング・ポストのバッテリー交換における被ばく線量評価

可搬型モニタリング・ポストは，外部バッテリー（10 個）により 6 日間以上連続で稼働可能であり，6 日後からは予備の外部バッテリー（4 個）と交換することにより，必要な期間継続して計測が可能な設計とする。なお，外部バッテリーは，緊急時対策所建屋に保管し，通常時から充電を行うことで，6 日目に確実に交換できる設計とする。

また，10 台全ての可搬型モニタリング・ポストの外部バッテリーを交換した場合の所要時間は，移動時間含めて 310 分以内で可能である。

ここでは，以下の評価条件から，可搬型モニタリング・ポストのバッテリー交換における被ばく線量の評価を示す。

＜被ばく線量の評価条件＞

発災プラント：東海第二発電所

ソースターム：格納容器ベント実施

評価点：敷地内の最大濃度地点（可搬型モニタリング・ポストの設置場所よりも線源に近い場所を選定した。）

大気拡散条件：評価点における相対濃度及び相対線量を参照

評価時間：270 分※

※　事前打合せ及び資機材準備は緊急時対策所内で行うため評価対象としない。
緊急時対策所建屋付近及びモニタリング・ポスト代替の可搬型ＭＰ設置に係る作業：175 分
（移動合計時間 125 分＋作業時間 10 分×上記 5 箇所）
発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）の可搬型ＭＰ設置に係る作業：95 分
（移動合計時間 45 分＋作業時間 10 分×上記 5 箇所）

作業開始時間：事故発生後から 6 日後（144 時間後）から作業開始

遮蔽：考慮しない

マスクによる防護係数：50

被ばく経路：以下を考慮

・原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく

・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）及び放射性物質の吸入による内部被ばく

・大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャイン）

作業開始時間	事故発生から 144 時間後
作業に係る被ばく線量	約 28mSv

放射能観測車

周辺監視区域境界付近の放射線量率及び空気中の放射性物質濃度を迅速に測定するために，放射線量率を監視し，及び測定し，並びに記録する装置，空気中の放射性物質（粒子状物質，よう素）を採取し，及び測定する装置等を搭載した放射能観測車を1台配備している。放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等及び放射能観測車の写真を第1表に示す。

なお，放射能観測車は，廃止措置中の東海発電所の事故対応と重畳した場合でも測定対象範囲は同一であるため，東海発電所と共用する。

また，原子力災害時における原子力事業者間協力協定に基づき，放射能観測車11台の協力を受けることが可能である。

第１表　放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等

名称		検出器の種類	計測範囲	記録方法	台数
放射能観測車	空間ガンマ線測定装置	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション	B.G.～10^{8} nGy／h	記録紙	1
		半導体			
	ダストモニタ	プラスチックシンチレーション	B.G.～10^{5} S^{-1}	記録紙	1
		ＺｎＳ（Ａｇ）シンチレーション			
	よう素測定装置	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション	B.G.～10^{5} S^{-1}	記録紙	1

（その他主な搭載機器）台数：各1台
・ダスト・よう素サンプラ
・風向，風速計
・無線通話装置

（放射能観測車の写真）

可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定

1. 操作の概要

(1) 重大事故等時，放射能観測車が機能喪失した際に，空気中の放射性物質の濃度を代替測定し，監視するため，可搬型ダスト・よう素サンプラを設置し，試料を採取する。また，重大事故等，排気筒モニタが機能喪失した場合，又は気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合，空気中の放射性物質の濃度を測定し，監視するため，可搬型ダスト・よう素サンプラを設置し，試料を採取する。

(2) 可搬型放射能測定装置は，緊急時対策所建屋（T.P.＋約23m）に保管し，車両等で採取場所に運搬し，試料を採取する。

(3) 採取したダスト用ろ紙及びよう素用カートリッジを，可搬型放射能測定装置で放射性物質の濃度を測定し，記録する。

2. 必要要員数・想定時間

必 要 要 員 数：2名

操 作 時 間：ＢＧ測定から試料採取・測定終了まで約30分／箇所

所 要 時 間：移動を含め1箇所の測定は，110分以内

※試料採取場所により，所要時間に変動あり

ダスト・よう素の採取	ダストの測定	よう素の測定

3.　放射性物質の濃度の算出

空気中の放射性物質の濃度の算出は，可搬型ダスト・よう素サンプラで採取した試料を可搬型放射能測定装置にて測定し，以下の算出式から求める。

(1) 空気中ダストの放射性物質の濃度の算出式

空気中ダストの放射性物質の濃度（Bq／cm^3）

＝換算係数(Bq／min^{-1}）×試料のＮＥＴ値(min^{-1})／サンプリング量(L)

×1000（cm^3／L)

(2) 空気中よう素の放射性物質の濃度の算出式

空気中よう素の放射性物質の濃度（Bq／cm^3）

＝換算係数（Bq／μGy／h）×試料のＮＥＴ値（μGy／h）／サンプリング量（L）×1000（cm^3／L）

空気中の放射性物質の濃度の測定上限値については,「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針(昭和56年7月23日　原子力安全委員会決定，平成18年9月19日　一部改訂)」に3.7×10^1Bq／cm^3と定められており，サンプリング量を適切に設定することにより，サーベイ・メータの計測範囲内で計測することができる。

空気中の放射性物質の濃度の測定例

可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定

1. 操作の概要

重大事故等時，液体廃棄物処理系出口モニタが機能喪失した場合，又は発電所の周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがある場合，取水口及び放水口付近から，採取用資機材を用いて海水，排水を採取する。

採取用資機材は，緊急時対策所建屋（T.P.＋約23m）に保管し，車両等にて採取場所まで運搬し，海水，排水を採取する。

海水の採取深度は，表層（海面～2m程度）とする。（参考参照）

採取した海水，排水は，測定用のポリ容器に移し，可搬型放射能測定装置で放射性物質の濃度を測定し，記録する。

なお，海水，排水の採取は，海上の状況等から安全上の問題がないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に行う。

2. 必要要員数・想定時間

必 要 要 員 数：2名

所 要 時 間：移動を含め1箇所の測定は，90分以内

採取用資機材	海水の採取例

【測定方法】

・採取用資機材にて，海水，排水を採取する。

・採取した海水，排水をポリ容器に移す。

・採取した海水，排水の放射性物質の濃度を可搬型放射能測定装置で測定し，記録する。

3.　放射性物質の濃度の算出

海水の放射性物質の濃度の算出は，ポリ容器に採取した試料を可搬型放射能測定装置にて測定し，以下の算出式から求める。

(1) 海水，排水の放射性物質の濃度の算出式

海水，排水の放射性物質の濃度（Bq／cm^3）

＝換算係数（Bq／μGy／h）×試料のＮＥＴ値（μGy／h）／試料量（cm^3）

参考

海水の採取深度について

「総合モニタリング計画（平成29年4月28日改訂　モニタリング調整会議）」の別紙「海域モニタリングの進め方」において海水の採取深度を「表層（海面～2m程度）」としており，事故直後のモニタリングではこの計画を踏襲し，表層の海水を採取することとする。なお，長期的なモニタリングは官庁，地方公共団体等の関係機関と調整し，計画を策定して行うこととなる。

別紙

海域モニタリングの進め方

１　実施内容

海水、海底土及び海洋生物の実施内容と総合モニタリング計画の関係は、以下のとおりである。

表１：海域モニタリングの実施内容

試料	海域モニタリングの実施内容	総合モニタリング計画内の該当する目的
海水	放射性セシウムを中心とする放射性物質濃度の把握	⑥
海底土※	放射性セシウムを中心とする放射性物質の分布状況、経時的な移動の様子の把握	⑥
海洋生物	放射性物質濃度とその経時変化の把握	②、③、⑤、⑥

※　…　土質の定性的な性状は必要に応じて把握する。

２　実施体制

原子力規制委員会、水産庁、国土交通省、海上保安庁、環境省、福島県、東京電力ホールディングス株式会社（以下「東京電力」という。）、研究機関、関係自治体、漁業協同組合等が連携して実施する。

３　実施海域

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（以下「東電福島第一原発」という。）の周辺の以下の海域及び東京湾で実施する。

（１）近傍海域：東電福島第一原発近傍で監視が必要な海域
　　※２号機排気筒と３号機排気筒の中間地点から概ね 3km の海域
（２）沿岸海域：青森県（一部）・岩手県から宮城県、福島県、茨城県の海岸線から概ね 30km 以内の海域（河口域を含み、近傍海域を除く）
（３）沖合海域：海岸線から概ね 30～90km の海域
（４）外洋海域：海岸線から概ね 90km 以遠の海域
（５）東 京 湾：河川からの放射性物質の流入・蓄積が特に懸念される閉鎖性海域である東京湾

４　実施計画

Cs-134 及び Cs-137 を分析し、適宜その他の核種についても分析を行う。

４－１　海水

東電福島第一原発から漏えい等があった場合等には、必要に応じて東京電力、関係省庁が連携して、漏えい等の状況に応じた適切なモニタリングを実施することとする。

（１）近傍海域

表２のとおり、モニタリングを実施する。

また、東京電力が海水を連続的に測定する設備を設置し、実施計画を見直すこととする。

表２：近傍海域の海水モニタリング

採取ポイント	核種	検出下限値 (Bq/L)	分析頻度	採取深度※1	実施機関
T-1、T-2 (図３参照)	Cs-134	1	1回／日	表層	東京電力
	Cs-137	1×10^{-3}	1回／週		
	I-131	1	1回／日		
	H-3	3	1回／週		
	Sr-90	1×10^{-3}	1回／月		
	Pu-238※2 Pu-239+240※3	1×10^{-5}	1回／6ヶ月		
T-0-1、T-0-2 T-0-3、T-0-1A T-0-3A (図３参照)	Cs-134 Cs-137	1	1回／週	表層	東京電力
	H-3	3	1回／週	表層	
M-101、M-102、M-103、M-104 (図３参照)	Cs-134 Cs-137	1×10^{-3}	1回／月	表層	原子力規制委員会
	H-3	4×10^{-1}	1回／月	表層	
	Sr-90	1×10^{-3}			
F-P01、F-P02、F-P03、F-P04 (図３参照)	Cs-134 Cs-137	1×10^{-3}	1回／月	表層	福島県
	H-3	1			
	Sr-90	1×10^{-3}			
	Pu-238 Pu-239+240	1×10^{-5}			

※１…　表層：海面～2m 程度

※２…　Pu-238 が検出された場合、U-234、U-235、U-238、Am-241、Cm-242 及び Cm-243+244※4 も分析する。

※３…　Pu-239+240 は $^{239+240}$Pu であり、以後の表記も同様である。

※４…　Cm-243+244 は $^{243+244}$Cm であり、以後の表記も同様である。

※　…　海水の放射性物質濃度の目安を調査するため、必要に応じて全β を測定する。

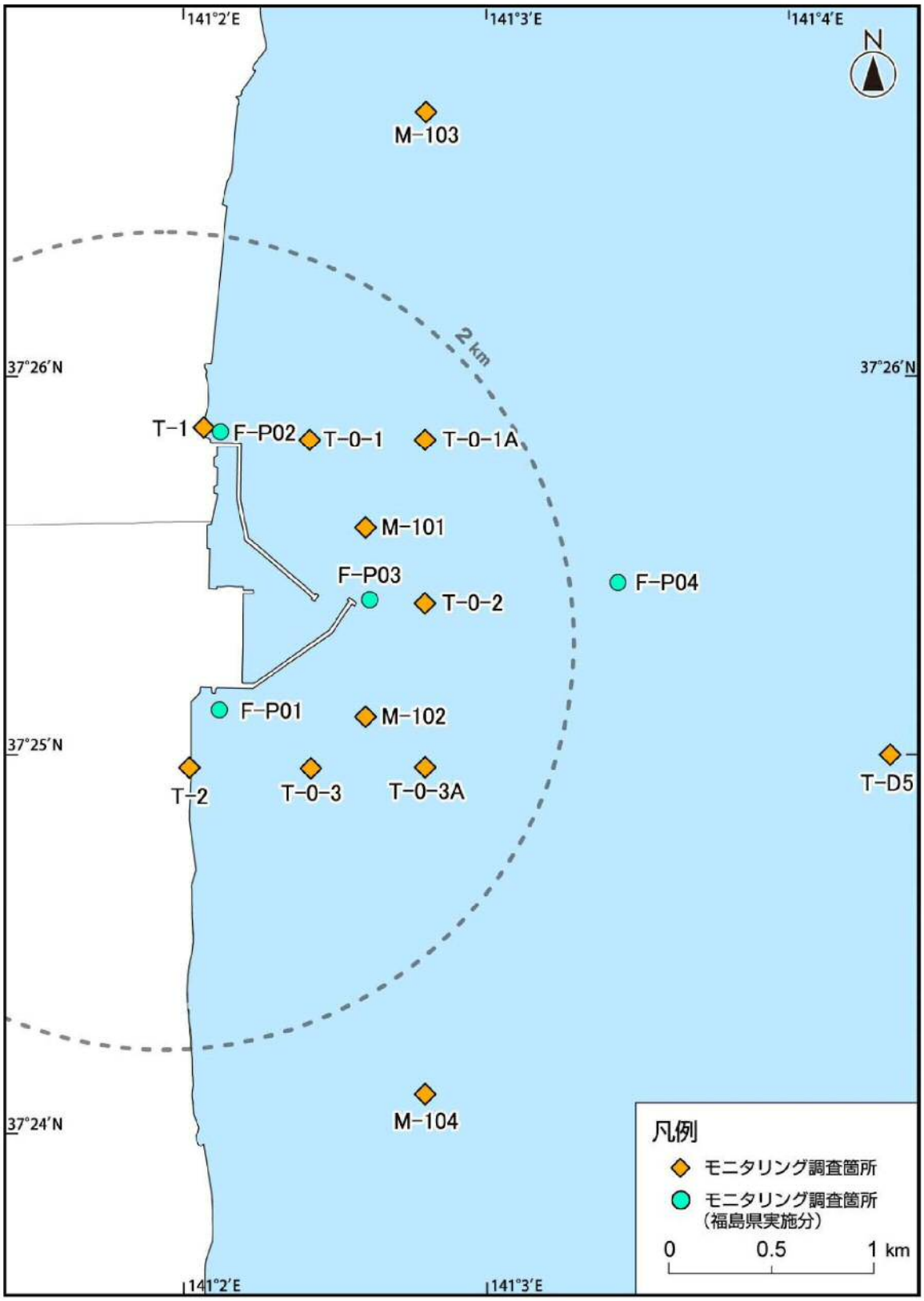


図3

出典：「総合モニタリング計画（平成 29 年 4 月 28 日改訂　モニタリング調整会議）」

各種モニタリング設備等

「設置許可基準規則」第 60 条（監視測定設備）及び「技術基準規則」第 75 条（監視測定設備）の対応のモニタリング設備は以下とする。

可搬型モニタリング・ポストは，モニタリング・ポストが機能喪失しても代替し得る十分な台数として 4 台，モニタリング・ポストが配置されていない海側等に 5 台，緊急時対策所の正圧化が判断できるよう 1 台，故障時及び保守点検時のバックアップ用（予備）として 2 台を加えた合計 12 台を保管する。

放射能観測車は，周辺監視区域境界付近の放射線量率及び空気中の放射性物質の濃度を迅速に測定するために，1 台を配備する。

また，原子力事業者間協力協定に基づき，放射能観測車 11 台の融通を受けることが可能である。

可搬型放射能測定装置は，放射能観測車の代替測定並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な台数として各 2 台，故障時及び保守点検時のバックアップ用（予備）として各 1 台を加えた合計各 3 台を保管する。

電離箱サーベイ・メータは，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において放射線量を測定し得る十分な台数として 1 台，故障時及び保守点検時のバックアップ用(予備)として各 1 台を加えた合計 2 台を保管する。

上記モニタリング設備の他に，サーベイ車，可搬型放射能測定装置，自主対策設備及び小型船舶等を組み合わせることで，状況に応じて，発電所内外のモニタリングを総合的に行う。

(1)　サーベイ・メータ等を搭載したモニタリング可能な車両（サーベイ車）

サーベイ・メータ等を搭載し，任意の場所のモニタリングを行うサーベイ車を１台配備している。

なお，放射能観測車の保守点検時は，サーベイ車を使用可能な状態で待機させる。

サーベイ車の仕様を第１表に，サーベイ車の写真を第１図に示す。

第１表　サーベイ車の仕様

主な搭載機器	計測範囲	台数
可搬型ダスト・よう素サンプラ	―	1
ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ	B.G.～3.0×10^{4}nGy／h	1
ＧＭ汚染サーベイ・メータ	B.G.～99.9kmin^{-1}	1
電離箱サーベイ・メータ	0.001mSv／h～1000mSv／h	1

第１図　サーベイ車

(2)　可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータ

可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータは，放射能観測車等に搭載する。また，状況に応じて，モニタリングに使用する。

ａ．放射線量の測定

電離箱サーベイ・メータにより現場の放射線量率を測定する。

・電離箱サーベイ・メータ（1 台（予備 1））

第 2 図　電離箱サーベイ・メータ

ｂ．放射性物質の採取

可搬型ダスト・よう素サンプラにより空気中の放射性物質（ダスト，よう素）を採取する。

・可搬型ダスト・よう素サンプラ（2 台（予備 1））

第 3 図　可搬型ダスト・よう素サンプラ

ｃ．放射性物質の濃度の測定

・ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ（2 台（予備 1））

・β線サーベイ・メータ（2 台（予備 1））

・ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ（2 台（予備 1））

ＮａＩシンチレーション サーベイ・メータ	β線サーベイ・メータ	ＺｎＳシンチレーション サーベイ・メータ

第４図　各種サーベイ・メータ

(3)　自主対策設備（放射性物質の濃度の測定）

重大事故等時に機能維持を担保できないが，機能喪失していない場合には，事故対応に有効であるため使用する。

なお，使用に当たっては，必要に応じ試料に前処理を行い，測定する。

・Ｇｅγ線多重波高分析装置

・ガスフロー式カウンタ

Ｇｅγ線多重波高分析装置	ガスフロー式カウンタ

第５図　自主対策設備

(4)　小型船舶による海上モニタリング

重大事故等時，発電所の周辺海域へ気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合，小型船舶により，周辺海域の放射線量率を電離箱サーベイ・メータで測定し，その結果を記録するとともに，空気中の放射性物質及び海水のサンプリングを行う。サンプリングした試料については，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータで測定し，その結果を記録する。

なお，海上モニタリングは，海上の状況等から安全上の問題がないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に行う。

海上モニタリングは，「総合モニタリング計画（平成 29 年 4 月 28 日改訂モニタリング調整会議）」（添付資料 1.17.10）を参考に，発電所から 2km 圏内の海域において状況に応じて採取場所を選定することを想定する。

小型船舶には，想定する海域を航行するために十分な容量の外部バッテリー（航続距離：約 30km，使用可能時間：約 2 時間）を積載する。また，仮に航行中に外部バッテリーが枯渇するような状況になった場合でも発電所まで帰還できるように，予備のバッテリー（航続距離：約 15km，使用可能時間：約 1 時間）を積載する。

船舶を運搬するルートについて，防潮堤の外側道路を約 1.1 ㎞（北ルート）又は約 1 ㎞（南ルート）通行する。道路幅は約 7m（北ルート）又は約 5m（南ルート）であり，運搬車両の車幅約 2.5ｍに対し十分余裕がある。

外側道路が津波等の影響を受けた場合，重機による復旧（がれきの撤去等）を実施する。重機による復旧は，1 日～2 日程度を想定するため，海上モニタリングは事故発生後 3 日程度で実施できると考える。（参考 1 参照）

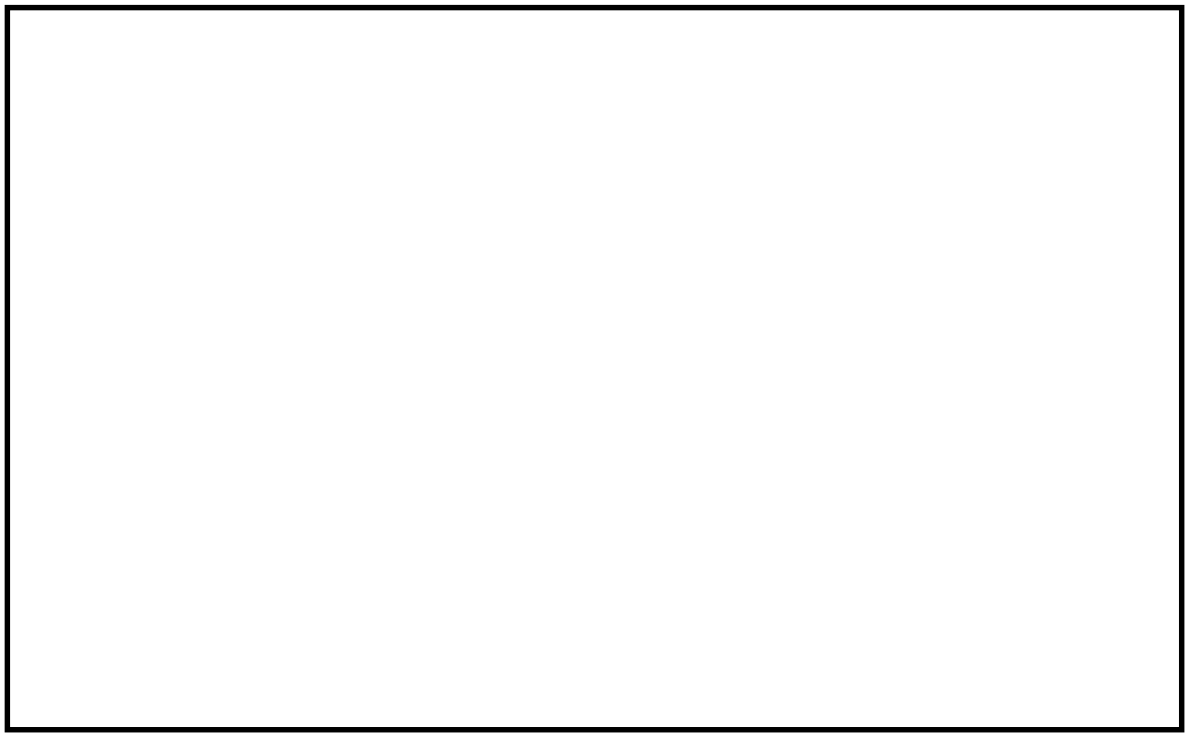
なお，北ルートの一部において，送電鉄塔の倒壊に伴い送電線が通路を遮る可能性があり，その場合は南ルートを使用する。

その他，敷地外近郊の着水可能な場所を用いた方が海上モニタリングを早く実施できる場合は，敷地外近郊の着水可能な場所を用いて海上モニタリングを実施する。

小型船舶の仕様等を第2表に，保管場所及びアクセスルートを第6図に示す。

第2表　小型船舶の仕様等

項目	内容
艇数	1（予備１）
最大積載重量	350kg 以上
動力源	外部バッテリー　2セット(予備1) 使用可能時間：1セットあたり約1時間 航続距離：1セットあたり約15ｋｍ
モニタリング時に持ち込む重大事故等対処設備等	電離箱サーベイ・メータ：1台 可搬型ダスト・よう素サンプラ：1台 採取用資機材：1式
保管場所	可搬型重大事故等対処設備保管場所(西側,南側)
移動方法	保管場所から船舶運搬車両を用いて岸壁まで運搬する。



第6図　小型船舶の保管場所及びアクセスルート

(5)　土壌モニタリング

重大事故等時，気体状の放射性物質が放出された場合，発電所敷地内の土壌を採取し，β線サーベイ・メータによりベータ線を放出する放射性物質の濃度を測定する。また，必要に応じてＮａＩシンチレーションサーベイ・メータによりガンマ線，ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータによりアルファ線を測定する。

なお，測定試料は，地表面から深さ 5cm までの表層土壌を対象とする。（参考 2 参照）

例として，ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータによる測定を第 3 表に示す。

第 3 表　ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータによる測定

ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ	
測定風景： 	実施事項： 採取した試料を容器に入れて，ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータにより放射性物質を測定する。

参考 1

船舶を運搬するルートが津波等の影響を受けた場合の重機による復旧について

防潮堤の外側道路が津波等の影響を受けた場合の重機による復旧（がれきの撤去等）に要する時間について評価した。なお，ホイールローダの仕様及びがれき撤去速度は，屋外アクセスルートの復旧時間評価を基に設定した。

1．がれきの撤去に要する時間

(1)　評価条件

ａ．がれきの堆積範囲

運搬車両の通行する防潮堤の外側道路（約 1.1 ㎞※1）

※1　外側道路の通行距離が長い北ルートを評価条件として選定

ｂ．運搬車両が通るために必要な道幅

5m（運搬車両の車幅（約 2.5m）に余裕を見て設定）

ｃ．ホイールローダの台数

1 台（ホイールローダのバケット幅が 2.5m のため，外側道路を 1 往復してがれきを撤去する）

ｄ．がれき撤去速度（がれきは道路脇に押し出す）

30 秒／12m（約 1.44 ㎞／h）

(2)　評価結果

運搬車両が通るために必要な道幅を確保するために要する時間は，約 96 分（1.1 ㎞×2（1 往復）÷1.44 ㎞／h≒1.6h）と評価する。

上記に加えて，土砂等の堆積物への対応も考慮すると，重機による復旧（がれきの撤去等）は 1 日～2 日程度を想定する。

参考 2

土壌の採取深度について

「緊急時におけるガンマ線スペクトロメトリーのための試料前処理法（平成4年文部科学省)」を踏まえ，地表面から深さ 5cm までの表層土壌を測定試料とする。

第 11 章　土　　壌

地表面から深さ5cmまでの表層土壌を測定試料に調製する前処理方法および保存方法について示す。室内の汚染を防止するため、乾燥処理は行わず、湿土のまま測定試料とする。測定容器として小型容器を用いるときの方法を示す。なお、本法は河底土、湖底土、海底土にも適用できる。

11.1 必要な機器、用具等

① ガンマ線用シンチレーションサーベイメータ
② 小型容器（容積100mℓ程度）
③ 測定容器を封入するポリエチレン袋

11.2 試料搬入時の注意点

① 試料の採取地および採取日を確認する。
② 200g以上の表層土壌を用意する。
③ 採取した試料については、サーベイメータで放射能レベルを確認し、その結果を基に、分析者の被ばく防止、前処理を行う際の汚染防止および供試量の決定等について適切な措置をする。

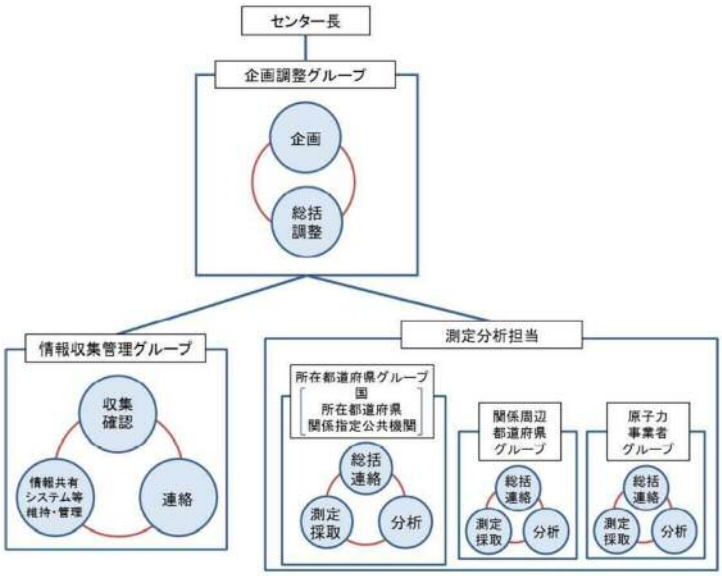
11.3 試料の前処理方法

① 混入している大きな草木、根、石礫等は取り除く。
② 小型容器の風袋重量を測る。
③ 湿土のまま、約100gを小型容器に入れる。残り約100gは、乾土率を測定するため、そのまま保存する。
③ 試料の上面を軽く圧縮して、円柱形とし、測定試料とする。
④ 蓋をして、試料の厚さをはかり、測定試料とする。
⑤ 重量をはかり、先の風袋重量を差引き、測定試料重量を求める。

出典：「緊急時におけるガンマ線スペクトロメトリーのための試料前処理法（平成 4 年文部科学省)」

発電所敷地外の緊急時モニタリング体制

1. 原子力災害対策指針（原子力規制委員会 平成 29 年 7 月 5 日 全部改正）に従い，国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて，第 1 図及び第 1 表のとおり国,地方公共団体及びその他関係機関と連携を図りながら，敷地外のモニタリングを実施する。



第 1 図　緊急時モニタリングセンターの体制図

第 1 表　緊急時モニタリングセンター組織の機能と人員構成

	機能	人員構成
企画調整グループ	・緊急時モニタリングセンターの総括 ・緊急時モニタリングの実施内容の検討，指示等	・対策官事務所長及び副所長を企画調整グループ長，所在都道府県センター長等を企画調整グループ長補佐として配置 ・国，所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
情報収集管理グループ	・緊急時モニタリングセンター内における情報の収集及び管理 ・緊急時モニタリングの結果の共有，緊急時モニタリングに係る関連情報の収集等 ・情報共有システムの維持・異常対応等	・国の職員（原子力規制庁監視情報課）を情報収集管理グループ長とし，国，所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
測定分析担当	・企画調整グループで作成された指示書に基づき，必要に応じて安定ヨウ素剤を服用したのち測定対象範囲の測定	・所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者のグループで構成し，それぞれに全体を統括するグループ長を配置

出典：緊急時モニタリングセンター設置要領　第 2 版（平成 29 年 3 月 31 日）

2. 原子力事業者防災業務計画において，以下の状況を把握し，オフサイトセンターに所定の様式で情報連絡を行うこととしている。

【オフサイトセンターへ情報連絡する事項】

① 事故の発生時刻及び場所

② 事故原因，状況及び事故の拡大防止措置

③ 被ばく及び障害等人身災害にかかわる状況

④ 発電所敷地周辺における放射線及び放射性物質の測定結果

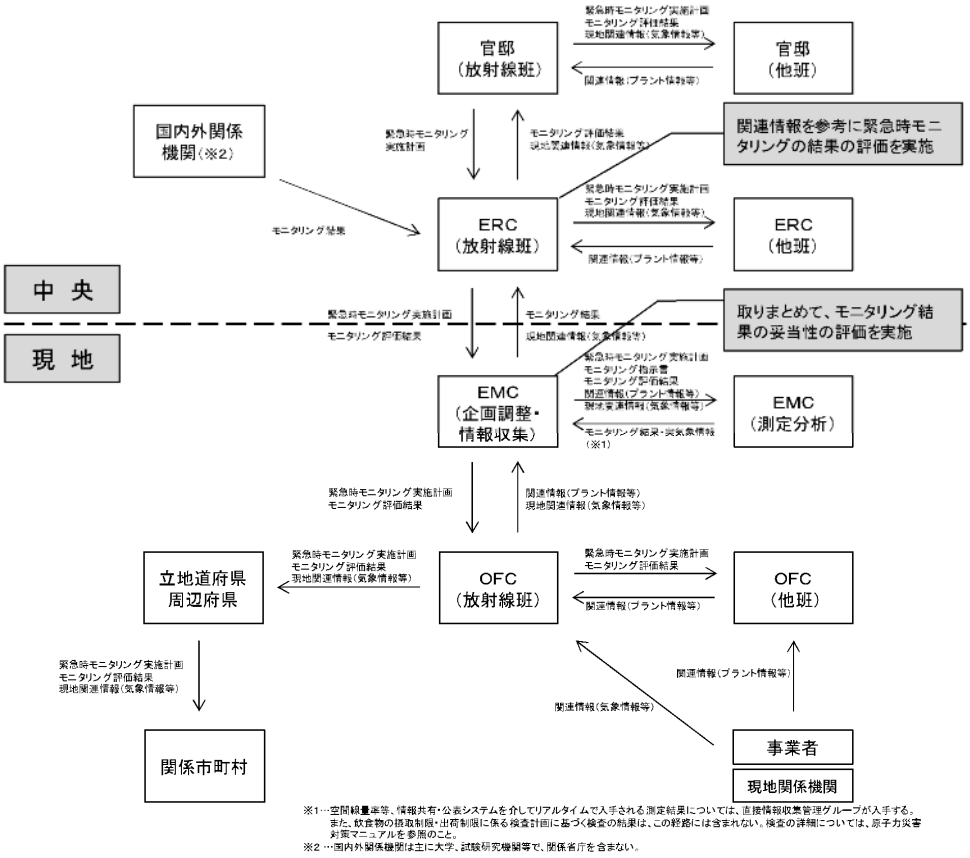
⑤ 放出放射性物質の種類，量，放出場所及び放出状況の推移等

⑥ 気象状況

⑦ 収束の見通し

⑧ その他必要と認める事項

3. オフサイトセンターから緊急時モニタリングセンターへの情報のやり取りは，第2図のとおりである。事業者はオフサイトセンターへ情報連絡する事項（放出源情報）を連絡し，オフサイトセンターは，その情報を緊急時モニタリングセンターに提供することとなる。



第2図　緊急時モニタリング関連の情報のやり取り

出典：緊急時モニタリングについて（原子力災害対策指針補足参考資料）第5版（平成29年3月22日）

他の原子力事業者との協力体制（原子力事業者間協力協定）

原子力災害が発生した場合,他の原子力事業者との協力体制を構築するため,原子力災害時における原子力事業者間協力協定（以下「原子力事業者間協力協定」という。）を締結している。

1. 原子力事業者間協力協定締結の背景

平成 11 年 9 月のＪＣＯ事故の際に,各原子力事業者が周辺環境のモニタリングや住民の方々のサーベイなどの応援活動を実施した。

この経験を踏まえ,平成 12 年 6 月に施行された原子力災害対策特別措置法の内容とも整合性をとりながら，原子力事業者間協力協定を締結した。

2. 原子力事業者間協力協定（内容）

（目的）

本協定は，原子力災害対策特別措置法第 14 条※の精神に基づき，国内原子力事業所（事業所外運搬途上を含む。以下同じ。）において原子力災害が発生した場合，協力事業者が発災事業者に対し，協力要員の派遣，資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力を円滑に実施し，原子力災害の拡大防止および復旧対策に努め，原子力事業者として責務を全うすることを目的とする。

※原災法第 14 条 （他の原子力事業所への協力）

原子力事業者は，他の原子力事業者の原子力事業所に係る緊急事態応急対策が必要である場合には，原子力防災要員の派遣，原子力防災資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力をするよう努めなければならない。

（事業者）

電力 10 社（北海道，東北，東京，中部，北陸，関西，中国，四国，九州，電源開発），日本原子力発電，日本原燃

（協力の内容）

協力事業者は，発災事業者からの協力要請に基づき，緊急事態応急対策および原子力災害事後対策が的確かつ円滑に行われるようにするため，緊急時モニタリング，避難退避時検査および除染その他の住民避難に対する支援に関する事項について協力要員の派遣，資機材の貸与その他の措置を講ずるものとする。

モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策手段

事故後の周辺汚染により，モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング･ポストによる放射線の測定ができなくなることを避けるため，以下のとおり，バックグラウンドを低減する手段を整備する。

1. モニタリング・ポスト

・汚染予防対策

事故後の周辺汚染により，放射性物質で検出器保護カバーが汚染される場合を想定し，交換用の検出器保護カバーを備える。

・汚染除去対策

重大事故等により，放射性物質の放出後，モニタリング・ポスト及びその周辺が汚染された場合，汚染の除去を行う。

① 保修班員は，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ等により汚染レベルを確認する。

② 保修班員は，モニタリング・ポストの検出器保護カバーの交換を行う。

③ 保修班員は，局舎屋上等の拭取り等を行う。

④ 保修班員は，除草，土壌の撤去等を行う。

⑤ 保修班員は，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

2.　可搬型モニタリング・ポスト

・汚染予防対策

事故後の周辺汚染により，放射性物質で可搬型モニタリング・ポストが汚染される場合を想定し，可搬型モニタリング・ポストを設置する際，予め養生を行う。

・汚染除去対策

重大事故等により，放射性物質の放出後，可搬型モニタリング・ポスト及びその周辺が汚染された場合，汚染の除去を行う。

① 放射線管理班員は，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ等により汚染レベルを確認する。

② 放射線管理班員は，予め養生を行っていた養生シートを取り除く。

③ 放射線管理班員は，除草，土壌の除去等を行う。

④ 放射線管理班員は，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

3.　バックグラウンド低減の目安について

放射性物質により汚染した場合のバックグラウンド低減の目安については以下のとおり。

・モニタリング・ポストの平常時の空間放射線量率レベル（通常値）

・ただし，汚染の状況によっては，通常値まで低減することが困難な場合があるため，検出器の周囲にコンクリートの遮蔽壁を設置するなど可能な限りバックグラウンドの低減を図る。

気象観測設備

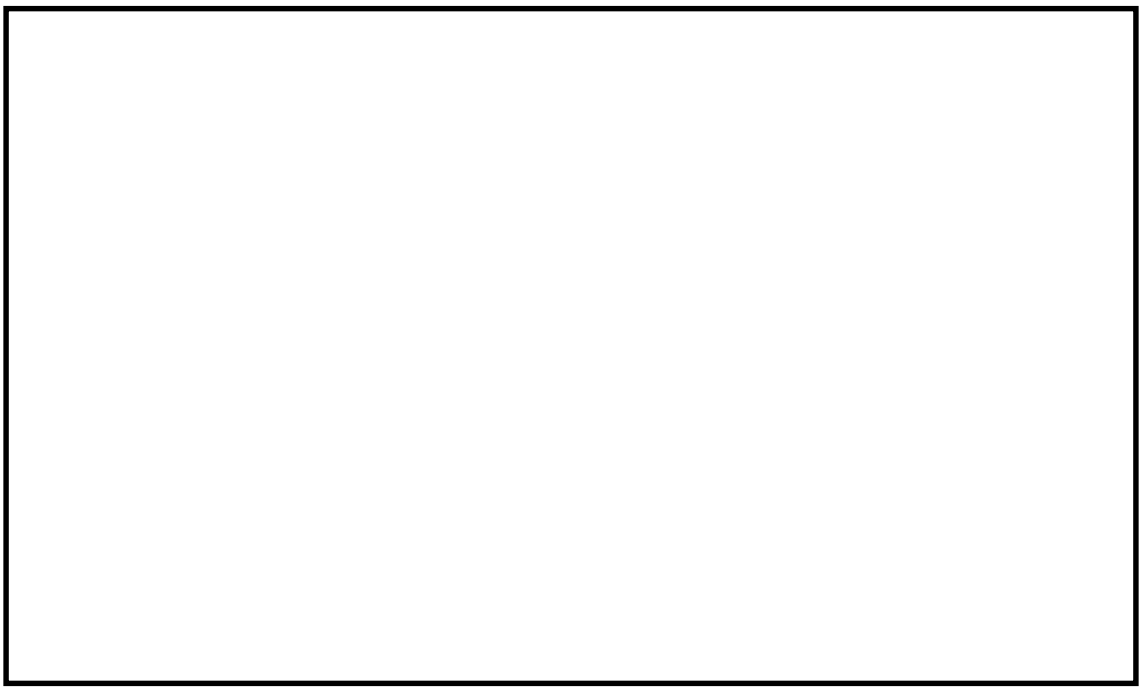
気象観測設備は，放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のために，風向，風速，日射量，放射収支量，雨量，温度等を測定し，連続測定したデータは，中央制御室及び緊急時対策所に表示し，監視を行うことができる設計とする。また，そのデータを記録し，保存することができる設計とする。

なお，気象観測設備の各測定器は防潮堤等周囲の構造物の影響のない位置※1※2に設置する設計とする。

気象観測設備の配置図を第 1 図に，測定項目等を第 1 表に示す。

※1 「露場から建物までの距離は建物の高さから 1.5ｍを引いた値の 3 倍以上、または露場から 10ｍ以上。」「露場中央部における地上 1.5ｍの高さから周囲の建物に対する平均仰角は 18 度以下。」（地上気象観測指針（2002 気象庁））

※2 「おおよその目安として各アンテナの送信方向の中心軸±45 度に反射体がないことが望まれる」（ドップラーソーダによる観測要領（2004　原子力安全研究協会））



第 1 図　気象観測設備配置図

第1表　気象観測設備の測定項目等

<table>
<tr><td colspan="2">気象観測設備</td></tr>
<tr><td colspan="2">

【超音波風向風速計】
（地上高さ）

【ドップラーソーダ（風向風速計）】
（排気筒高さ）

【日射計（左），放射収支計（右）】

【温度計】

【雨量計】
</td></tr>
<tr><td>台数：1式
（測定項目）
風向※，風速※，日射量※
放射収支量※，雨量，温度等</td><td>（記録）
有線系回線及び無線系回線にて，中央制御室及び緊急時対策所に表示し，監視する。また，そのデータを記録し，保存する。</td></tr>
</table>

※　「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める測定項目

可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定

1. 操作の概要

気象観測設備（風向，風速，日射量，放射収支量，雨量）が機能喪失した際に，可搬型気象観測設備を1台設置する。

可搬型気象観測設備は，緊急時対策所建屋（T.P.＋約23m）に保管し，車両等にて気象観測設備近傍に運搬・設置し，測定を開始する。

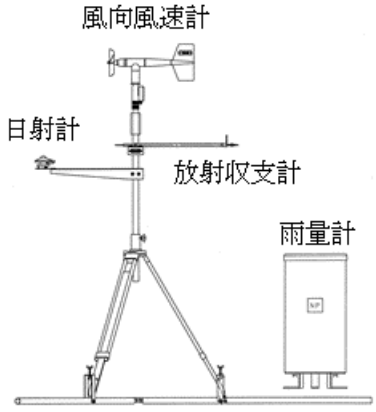
測定値は，機器本体の電子メモリにて記録する他，衛星系回線によるデータ伝送機能を使用し，緊急時対策所にて監視する。

2. 必要要員数・想定時間

必 要 要 員 数：2名

所 要 時 間：可搬型気象観測設備（1台）の設置：80分以内

※所要時間は可搬型気象観測設備の運搬時間を含む。



第 1 図 可搬型気象観測設備

可搬型気象観測設備

重大事故等時，気象観測設備が機能喪失した際に代替できるよう可搬型気象観測設備を設置して，風向，風速，日射量，放射収支量及び雨量を測定，記録する。設置場所は，以下の理由より，恒設の気象観測設備近傍とする。

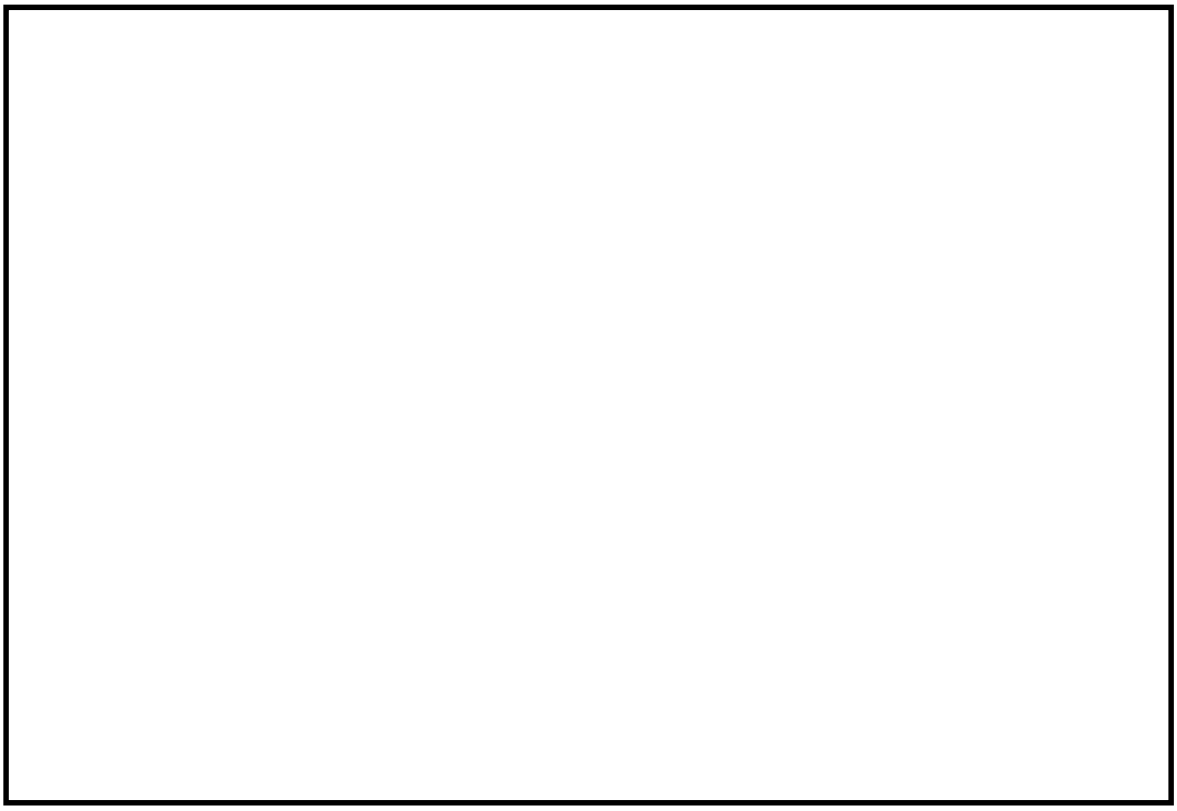
① グランドレベルが恒設の気象観測設備と同じ

② 設置場所周辺の建物や樹木の影響が少ない

③ 事故時に放射性物質が放出された際に敷地を代表する付近の風向，風速を把握できる。

可搬型気象観測設備の設置場所及び保管場所を第1図，測定項目等を第1表に示す。

なお，放射能観測車に搭載している風向風速計にて，風向，風速を測定することも可能である。



第 1 図　可搬型気象観測設備の設置場所及び保管場所

第１表　可搬型気象観測設備の測定項目等

項目	内容
台数	１（予備1）
測定項目	風向※，風速※，日射量※，放射収支量※及び雨量
電源	外部バッテリーにより2日以上供給可能。 2日後からは，外部バッテリーを交換することにより継続して計測可能。外部バッテリーは，約6時間で充電可能。
記録	本体の電子メモリにて1週間以上記録
伝送	衛星系回線により，緊急時対策所へ伝送。
重量	本体（風向風速計等）　：約40kg 外部バッテリー（5個）：約115kg

※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める測定項目

可搬型気象観測設備の気象観測項目について

重大事故等時，放射性物質が放出された場合，放出放射能量評価や大気中における放射性物質拡散状態の推定を行うために，気象観測設備が機能喪失した場合は，可搬型気象観測設備を用いて以下の項目について気象観測を行う。

1. 観測項目

風向，風速，日射量，放射収支量及び雨量

風向，風速，日射量及び放射収支量については，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和 57 年 1 月原子力安全委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)」に基づく測定項目

2. 各観測項目の必要性

放出放射能量，大気安定度及び放射性物質の降雨による地表への沈着の推定には，それぞれ以下の観測項目が必要となる。

(1) 放出放射能量

風向，風速及び大気安定度

(2) 大気安定度

風速，日射量及び放射収支量

(3) 放射性物質の降雨による地表への沈着の推定

雨量

モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置

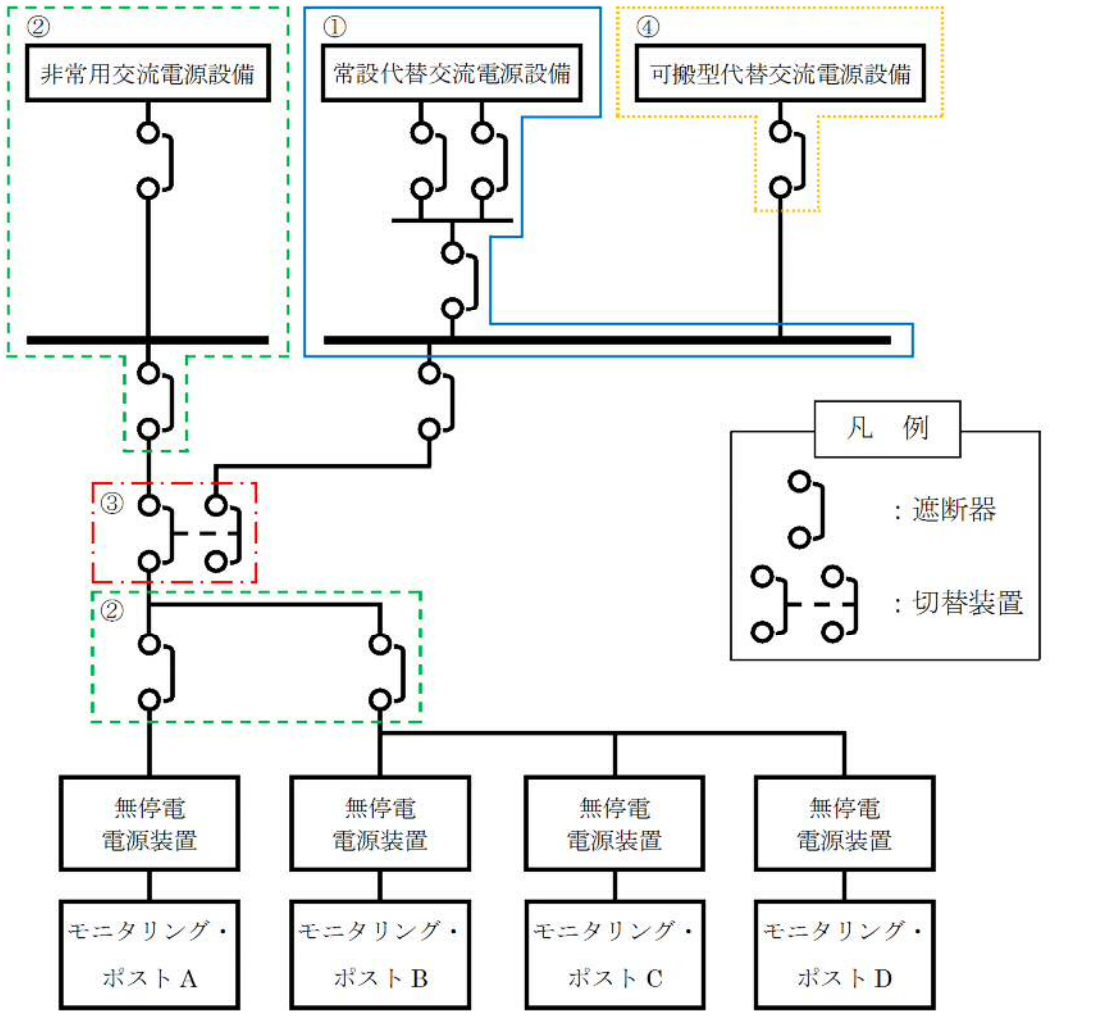
モニタリング・ポストは，非常用電源設備に接続し，電源復旧までの期間，電源を供給できる設計とする。さらに，モニタリング・ポストは，専用の無停電電源装置を有し，電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また，モニタリング・ポストの電源は，代替電源設備である常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）及び可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）により給電が可能な設計とする。

無停電電源装置の設備仕様を第 1 表に，モニタリング・ポストの電源構成（概略図）を第 1 図，モニタリング・ポストの電源構成（外観）を第 2 図に示す。

第 1 表　無停電電源装置の設備仕様

名　称	個　数	容　量	発電 方式	バックアップ 時間※1	備　考
無停電 電源装置	局舎毎 に 1 台 計 4 台	3.0kVA	蓄電池	約 12 時間	停電時に電源を供給できる

※1　バックアップ時間は，各モニタリング・ポストの実負荷により算出



設置場所
① 常設代替高圧電源装置置場
② 原子炉建屋付属棟
③ 原子炉建屋付属棟（中央制御室）
④ 可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び
可搬型代替低圧電源車接続盤（東側）

第１図　モニタリング・ポストの電源構成（概略図）

＜外観写真＞

無停電電源装置

常設代替交流電源設備

可搬型代替交流電源設備

第２図　モニタリング・ポストの電源構成（外観）

手順のリンク先について

監視測定等に関する手順等について,手順のリンク先を以下に取りまとめる。

１．　1.17.2.3　モニタリング・ポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等

＜リンク先＞　1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) ａ．常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) ｂ．可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) ａ．常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) ｂ．可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等

＜　目　次　＞

1.18.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

(2)　対応手段と設備の選定の結果

ａ．重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段及び設備

ｂ．手順等

1.18.2　重大事故等時の手順等

1.18.2.1　居住性を確保するための手順等

(1)　緊急時対策所立ち上げの手順

ａ．緊急時対策所非常用換気設備運転手順

ｂ．緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

(2)　原子力災害対策特別措置法第10条特定事象発生時の手順

ａ．緊急時対策所エリアモニタの設置手順

ｂ．その他の手順項目にて考慮する手順

(3)　重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等

ａ．緊急時対策所にとどまる災害対策要員について

ｂ．緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順

ｃ．緊急時対策所加圧設備への切り替え準備手順

ｄ．緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順

ｅ．緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切り替え手順

1.18.2.2　重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順

等

(1)　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）によるプラントパラメータ等の監視手順

(2)　重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備

(3)　通信連絡に関する手順等

1.18.2.3　必要な数の要員の収容に係る手順等

(1)　放射線管理

ａ．放射線管理用資機材（線量計及びマスク等）の維持管理等

ｂ．チェンジングエリアの設置及び運用手順

ｃ．緊急時対策所非常用換気設備の切り替え手順

(2)　飲料水，食料等の維持管理

1.18.2.4　代替電源設備からの給電手順

(1)　緊急時対策所用代替電源設備による給電

ａ．緊急時対策所用発電機起動手順

(2)　緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車による給電

添付資料1.18.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.18.2 居住性を確保するための手順等の説明について

添付資料1.18.3 必要な情報を把握するための手順等の説明について

添付資料1.18.4 必要な数の要員の収容に係る手順等の説明について

添付資料1.18.5 手順のリンク先について

1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

a）重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。

b）緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。

c）対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。

d）資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。

e）少なくとも外部からの支援なしに１週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。

2　「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。

緊急時対策所には，重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり，重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに，発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し，重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な設備及び資機材を整備する。ここでは，緊急時対策所の設備及び資機材を活用した手順等について説明する。

なお，手順等については，今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。

1.18.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等がとどまり，重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し，重大事故等に対処するために緊急時対策所を設置し必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に自主対策設備※1及び資機材※2を用いた対応手段を選定する。

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

※2　資機材：「対策の検討に必要な資料」，「放射線管理用資機材（線量計及びマスク等）」及び「飲料水，食料等」については，資機材であるため重大事故等対処設備としない。

また，緊急時対策所の電源は，通常，発電所の常用電源設備より給電されている。

この発電所からの給電が喪失した場合は，その機能を代替するための機能，相互関係を明確にした上で，想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.18.1－1図）。（以下「機能喪失原因対策分析」という。）

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第六十一条及び技術基準

規則第七十六条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

(2)　対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果，並びに，審査基準及び基準規則要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備及び資機材を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準対象施設，重大事故等対処設備，自主対策設備，資機材，整備する手順についての関係を第1.18.1-1表に示す。

ａ．重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段及び設備

(a)　対応手段

重大事故等時が発生した場合において，環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護するため，緊急時対策所の居住性を確保する手段がある。

緊急時対策所の居住性を確保するための設備は以下のとおり。

・緊急時対策所

・緊急時対策所遮蔽

・緊急時対策所非常用送風機

・緊急時対策所非常用フィルタ装置

・緊急時対策所給気・排気配管・ダクト

・緊急時対策所給気・排気隔離弁

・緊急時対策所加圧設備

・緊急時対策所加圧設備（配管・弁）

・緊急時対策所エリアモニタ

・可搬型モニタリング・ポスト

・酸素濃度計

・二酸化炭素濃度計

・緊急時対策所用差圧計

緊急時対策所から重大事故等の対処するために必要な指示を行うために必要な情報を把握し，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡をするための手段がある。

緊急時対策所の必要な情報を把握するための設備，通信連絡を行うための設備及び資機材等は以下のとおり。

・安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）※3（以下「ＳＰＤＳ」という。）

・無線連絡設備（携帯型）

・携行型有線通話装置

・衛星電話設備（固定型）

・衛星電話設備（携帯型）

・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話，ＩＰ－ＦＡＸ）

・無線通信装置

・無線通信装置用アンテナ

・衛星電話設備（屋外アンテナ）

・衛星無線通信装置

・専用接続箱～専用接続箱電路

・衛星制御装置

・通信機器

・ＳＰＤＳ～無線通信装置用アンテナ電路

・衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路

・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）～衛星無線通信装置電路

※3　主にデータ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，ＳＰＤＳデータ表示装置から構成される。

重大事故等に対処するために必要な数の要員を緊急時対策所内で収容するための手段がある。

必要な数の要員を収容するために必要な資機材は以下のとおり。

・放射線管理用資機材（線量計及びマスク等）

・飲料水，食料等

緊急時対策所の電源として，代替電源設備からの給電を確保するための手段がある。

緊急時対策所の代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

・緊急時対策所用発電機

・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク

・緊急時対策所用発電機給油ポンプ

・緊急時対策所用発電機～緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「Ｍ／Ｃ」という。）電路

・緊急時対策所用Ｍ／Ｃ～緊急時対策所用動力変圧器電路

・緊急時対策所用動力変圧器～緊急時対策所用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「Ｐ／Ｃ」という。）電路

・緊急時対策所用Ｐ／Ｃ～緊急時対策所用モーターコントロールセンタ（以下「モーターコントロールセンタ」を「ＭＣＣ」という。）電路

・緊急時対策所用ＭＣＣ～緊急時対策所用分電盤電路

・緊急時対策所用 125V 系蓄電池～緊急時対策所用直流 125V 主母線盤電路

・緊急時対策所用直流 125V 主母線盤～緊急時対策所用直流 125V 分電盤電路

・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク～緊急時対策所用発電機給油ポンプ流路

・緊急時対策所用発電機給油ポンプ～緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク流路

・緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク～緊急時対策所用発電機流路

・緊急時対策所用Ｍ／Ｃ電圧計

(b)　重大事故等対処設備及び自主対策設備，資機材

審査基準及び基準規則に要求される緊急時対策所，緊急時対策所遮

蔽，緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所非常用フィルタ装置，緊急時対策所加圧設備，緊急時対策所給気・排気配管・ダクト，緊急時対策所給気・排気隔離弁，緊急時対策所加圧設備（配管・弁），緊急時対策所用差圧計，酸素濃度計，緊急時対策所エリアモニタ，可搬型モニタリング・ポスト，ＳＰＤＳ，無線連絡設備（携帯型），携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話，ＩＰ－ＦＡＸ），無線通信装置，無線通信装置用アンテナ，衛星電話設備（屋外アンテナ），衛星無線通信装置，専用接続箱～専用接続箱電路，衛星制御装置，通信機器，ＳＰＤＳ～無線通信装置用アンテナ電路，衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）～衛星無線通信装置電路は，重大事故等対処設備と位置付ける。

二酸化炭素濃度は，酸素濃度同様，居住性に関する重要な制限要素であることから，二酸化炭素濃度計は重大事故等対処設備と位置付ける。

機能喪失原因対策分析の結果により選定した，緊急時対策所の代替電源設備からの給電を確保するための手段に使用する設備のうち，緊急時対策所用発電機，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク，緊急時対策所用発電機給油ポンプ，緊急時対策所用発電機～緊急時対策所用Ｍ／Ｃ電路，緊急時対策所用Ｍ／Ｃ～緊急時対策所用動力変圧器電路，緊急時対策所用動力変圧器～緊急時対策所用Ｐ／Ｃ電路，緊急時対策所用Ｐ／Ｃ～緊急時対策所用ＭＣＣ電路，緊急時対策所用ＭＣＣ～緊急時対策所用分電盤電路，緊急時対策所用125V系蓄電池～緊急時

対策所用直流125V主母線盤電路，緊急時対策所用直流125V主母線盤～緊急時対策所用直流125V分電盤電路，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク～緊急時対策所用発電機給油ポンプ流路，緊急時対策所用発電機給油ポンプ～緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク，緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク～緊急時対策所用発電機流路，緊急時対策所用Ｍ／Ｃ電圧計はいずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

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

以上の重大事故等対処設備において，発電所外（社内外）との通信連絡を行うことが可能であることから，以下の設備は自主対策設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・無線連絡設備（固定型）

・電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）

・専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）

・テレビ会議システム（社内）

・加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）

・送受話器（ページング）

上記の設備は，基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが，設備が健全である場合は，発電所内外の通信連絡を行うための手段として有効である。

また，緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車は，緊急時対策所用発電機に比べて容量が小さく，保管場所が基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有しておらず，移動，設置，ケーブルの接続等に

時間を要するものの，健全性が確認できた場合は，重大事故等時に緊急時対策所用代替電源設備からの給電ができない場合に緊急時対策所の換気設備，通信連絡設備及びその他の負荷に給電する代替手段として有効であることから，自主対策設備として配備する。

対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材（線量計及びマスク等）及び飲料水，食料等については，資機材であるため重大事故等対処設備としない。

（添付資料 1.18.１）

ｂ．手順等

上記のａ．により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，災害対策要員※4の対応として「重大事故等対策要領」に定める。（第1.18.1－1表）

また，事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。（第1.18.1－2表，第1.18.1－3表）

また，通常時における，対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材（線量計及びマスク等），飲料水，食料等の管理，運用については，安全・防災グループマネージャー，放射線・化学管理グループマネージャー及び総務グループマネージャー※5にて実施する。

※4　災害対策要員：重大事故等に対処するために必要な指示を行う本部要員，各作業班員，現場にて対応を行う重大事故等対応要員，当直要員及び自衛消防隊（初期消火要員）。

※5 安全・防災グループマネージャー，放射線・化学管理グループマネージャー及び総務グループマネージャー：通常時の発電所組織における各グループの長をいう。

（添付資料1.18.4(1)～(5)）

1.18.2　重大事故等時の手順等

1.18.2.1　居住性を確保するための手順等

重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするために必要な対応手段として，緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所非常用フィルタ装置，緊急時対策所用発電機，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計により，緊急時対策所にとどまるために必要な居住性を確保する。

環境に放射性物質が放出された場合，緊急時対策所エリアモニタにより，緊急時対策所に向かって放出される放射性物質による放射線量を測定及び監視し，緊急時対策所加圧設備による希ガス等の放射性物質の侵入を防止することで，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護する。

また，万が一，希ガス等の放射性物質が緊急時対策所内に侵入した場合においても，緊急時対策所エリアモニタにて監視，測定し対策をとることにより，緊急時対策所への放射性物質の侵入を低減する。

緊急時対策所内が事故対策のための活動に影響がない酸素濃度及び二酸化炭素濃度の範囲にあることを把握する。

これらを踏まえ事故状況の進展に応じた手順とする。

(1)　緊急時対策所立ち上げの手順

重大事故等が発生するおそれがある場合等※1，緊急時対策所を使用し，発電所災害対策本部を設置するための準備として，緊急時対策所を立ち上げるための手順を整備する。

※1　警戒事態又は非常事態が宣言され，災害対策本部が設置される場合として，運転時の異常な過渡変化，設計基準事故も含める。

a．緊急時対策所非常用換気設備運転手順

警戒事態又は非常事態が宣言された場合，災害対策本部要員は，緊急時対策所を拠点として活動を開始する。緊急時対策所で活動する災害対策本部要員の必要な換気量の確保及び被ばくの低減のため，緊急時対策所非常用換気設備を起動し，通常運転から緊対建屋加圧モードに切り替える。

常用電源設備が喪失した場合は，代替交流電源設備からの給電により，緊急時対策所非常用換気設備を起動する。

緊急時対策所非常用換気設備を起動し，必要な換気を確保するとともに，緊急時対策所非常用フィルタ装置を通気することにより放射性物質の侵入を低減するために緊対建屋加圧モードに切り替える手順を整備する。

（添付資料1.18.2(1)(2)）

(a)　手順着手の判断基準

緊急時対策所を立ち上げた場合。

(b)　操作手順

緊急時対策所立ち上げ時の緊急時対策所非常用換気設備の運転手順の概要は以下のとおり。

緊急時対策所非常用換気設備の概要図を第1.18.2.1－1図に，緊急時対策所非常用換気設備運転手順のタイムチャートを第1.18.2.1－2図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策要員に緊急時対策所非常用換気設備の起動を指示する。

② 災害対策要員は，キースイッチを「通常運転モード」から「緊対建屋加圧モード」に切り替え，起動スイッチ操作により，緊急時

対策所非常用換気設備の運転を開始する。

③ 災害対策要員は，流量が調整されていることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は緊急時対策所内において災害対策要員1名で行い，一連の操作完了まで5分以内で可能である。

廃止措置中の東海発電所と事故対応が重畳した場合であっても実施する手順に変更はない。

b．緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

緊急時対策所の使用を開始した場合，緊急時対策所の居住性確保の観点から，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。

酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順を整備する。

（添付資料1.18.2(1)(2)）

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所の使用を開始した場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順の概要は以下のとおり。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策要員に緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。

② 災害対策要員は，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。（測定箇所は，第1.18.2.1-3図を参照）

(c)　操作の成立性

上記の対応は，緊急時対策所内において，災害対策要員１名で行う。

室内での測定のみであるため，速やかに対応が可能である。

廃止措置中の東海発電所と事故対応が重畳した場合であっても実施する手順に変更はない。

(2)　原子力災害対策特別措置法第10条特定事象発生時の手順

a．緊急時対策所エリアモニタの設置手順

原子炉格納容器から希ガス等の放射性物質が放出された場合に，緊急時対策所の居住性の確認（線量率の測定）を行うため，緊急時対策所に緊急時対策所エリアモニタを設置する手順を整備する。

さらに，緊急時対策所エリアモニタは，緊急時対策所内への放射性物質の侵入量を微量のうちに検知し，正圧化の判断を行うために使用する。

なお，可搬型モニタリング・ポスト等についても，緊急時対策所を加圧するための判断の一助とする。

(a)　手順着手の判断基準

災害対策本部長代理が原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生したと判断した場合。

(b)　操作手順

緊急時対策所エリアモニタを設置する手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第1.18.2.1－5図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に緊急時対策所エリアモニタ設置の開始を指示する。

② 重大事故等対応要員は，緊急時対策所エリアモニタを設置し，起動する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，重大事故等対応要員1名にて実施し，一連の作業の所要時間は，作業開始を判断してから10分以内で可能である。

b．その他の手順項目にて考慮する手順

可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定手順は，「1.17監視測定等に関する手順等」で整備する。

(3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等

重大事故等が発生した場合，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護し，居住性を確保するための手順を整備する。

a．緊急時対策所にとどまる災害対策要員について

プルーム通過中においても，緊急時対策所にとどまる災害対策要員は，休憩，仮眠をとるための交代要員を考慮して，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員48名と，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員18名をあわせて，66名と想定している。

プルーム放出のおそれがある場合，災害対策本部長は，この要員数を目安とし，最大収容可能人数（100名）の範囲で緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

なお，廃止措置中の東海発電所と事故対応が重畳した場合は東海発電所の災害対策要員4名を加えた70名を目安とし最大収容可能人数（100

名）の範囲で緊急時対策所にとどまる要員を判断する。プルーム放出のおそれがある場合，災害対策本部長は，この要員数を目安とし，廃止措置中の東海発電所の災害対策要員も考慮し最大収容可能人数（100名）の範囲で緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

（添付資料 1.18.4(6)(7)(8)(12)）

b．緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順

プルーム放出時に緊急時対策所等に加圧設備から空気を供給するための準備を行う手順を整備する。

(a)　手順着手の判断基準

中央制御室から炉心損傷が生じた※2旨の連絡があった場合又は緊急時対策所でのプラント状態監視の結果，災害対策本部長代理が炉心損傷※2の可能性を踏まえ，プルーム放出に備える必要があると判断した場合

※2　格納容器雰囲気放射線モニタ（ＣＡＭＳ）で格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタ（ＣＡＭＳ）が使用できない場合に，原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。

(b)　操作手順

緊急時対策所加圧設備による空気供給準備の手順は以下のとおり。

緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順のタイムチャートを第1.18.2.1－5図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策要員に緊急時対策所加圧設備の系統構成を指示する。

② 災害対策要員は，各部に漏えい等がないことを高圧空気ボンベ出口圧力にて確認する。

③ 災害対策要員は，「待機時高圧空気ボンベ出口圧力低（Ｌ）」及び「空気供給量低」警報をバイパスさせる。

(c) 操作の成立性

上記の対応は災害対策要員2名で行い，着手から漏えい等がないことの確認までの一連の操作完了まで65分以内で対応可能である。

また，廃止措置中の東海発電所と事故対応が重畳した場合であっても緊急時対策所を共用して使用するため実施する手順に変更はない。

ｃ．緊急時対策所加圧設備への切り替え準備手順

プルーム放出のおそれがある場合，プルーム放出に備え，パラメータの監視強化及び緊急時対策所加圧設備による加圧操作の要員配置を行うための手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

プルーム放出のおそれがある場合

具体的には，以下のいずれかに該当した場合

・プルーム放出前の段階において，直接線，スカイシャイン線により，緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリング・ポストの指示値が有意な上昇傾向となった場合

・中央制御室から炉心損傷※2が生じた旨の連絡，情報があった場合又は緊急時対策所でのプラント状態監視の結果，災害対策本部長代理が炉心損傷※2の可能性を踏まえ，プルーム放出に備える必要があると判断した場合

※2 格納容器雰囲気放射線モニタ（ＣＡＭＳ）で格納容器内のガン

マ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタ（ＣＡＭＳ）が使用できない場合に，原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。

(b)　操作手順

プルーム放出のおそれがある場合に実施する手順は以下のとおり。緊急時対策所加圧設備への切り替え準備手順のタイムチャートを第1.18.2.1－6図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，プルーム放出に備え，重大事故等対応要員等へパラメータの監視強化及び緊急時対策所加圧設備による加圧操作の要員配置を指示する。

② 重大事故等対応要員は可搬型モニタリング・ポスト及び緊急時対策所エリアモニタの監視強化を行う。

③ 災害対策要員は，加圧設備の操作に備え配置場所で待機する。

(c)　操作の成立性

上記の対応は緊急時対策所にて重大事故等対応要員1名及び災害対策要員1名で行う。室内での要員の配置等のみであるため，短時間での対応が可能である。

なお，直接線，スカイシャイン線により可搬型モニタリング・ポストのうち複数台の指示値上昇が予想されることから，緊急時対策所建屋付近に設置する可搬型モニタリング・ポスト以外の可搬型モニタリング・ポスト指示値も参考として監視する。

また，廃止措置中の東海発電所と事故対応が重畳した場合であっても緊急時対策所を共用して使用するため実施する手順に変更はない。

ｄ．緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順

格納容器ベントを実施する場合に備え，緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備に切り替えることにより，緊急時対策所等への外気の流入を遮断する手順を整備する。

（添付資料1.18.2(1)(2)）

(a)　手順着手の判断基準

緊急時対策所加圧設備による加圧判断のフローチャートは第1.18.2.1－7図に示すとおりであり，以下のいずれかの場合。

・緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリング・ポストの指示値が20mSv／hとなった場合

・緊急時対策所エリアモニタの指示値が0.5mSv／hとなった場合

・炉心損傷を判断した場合※2において，サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.4m※3に到達した場合

・炉心損傷を判断した場合※2において，可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができず，原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol％に到達した場合で，かつ原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を注入している場合

※2　格納容器雰囲気放射線モニタ（ＣＡＭＳ）で格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタ（ＣＡＭＳ）が使用できない場合に，原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。

※3　格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの前に，速やかに緊急時対策所の加圧を行えるよう設定している。なお，サプレッション・プール水位が通常水位＋6.4mから＋6.5mに到達

するまでは評価上約20分である。

(b)　操作手順

緊急時対策所にとどまる必要のない要員が発電所外へ一時退避し，緊急時対策所非常用換気設備の緊急時対策所加圧設備により緊急時対策所等を加圧する手順の概要は以下のとおり。

緊急時対策所非常用換気設備の概要図を第1.18.2.1－8図に，切り替え手順のタイムチャートを第1.18.2.1－9図に示す。

（添付資料1.18.2(1)(2)）

①　災害対策本部長は，災害対策要員が実施する事象進展予測等から，格納容器ベントに備え，緊急時対策所にとどまる現場要員の移動及びとどまる必要のない要員の発電所からの一時退避に関する判断を行う※4。

※4・災害対策要員が実施する事象進展予測から，炉心損傷後※2の格納容器ベントの実施予測時刻が6.5時間以内になると判明した場合。

・災害対策要員が実施する事象進展予測から，炉心損傷後※2の格納容器ベントより先に格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に近づき，水素ガス・酸素ガスの放出の実施予測時刻が6.5時間後以内になると判明した場合で，放出される放射性物質量，風向き等から災害対策本部長が退避が必要と判断した場合。

・事象進展の予測ができず，炉心損傷後※2の格納容器ベントに備え，災害対策本部長が退避が必要と判断した場合。

・不測の事態が発生し，放射性物質の放出に備え，災害対策本部長が退避が必要と判断した場合。

※2　格納容器雰囲気放射線モニタ（ＣＡＭＳ）で格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタ（ＣＡＭＳ）が使用できない場合に，原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。

② 災害対策本部長は，プルーム放出中に緊急時対策所にとどまる要員と，発電所から一時待避する要員とを明確にする。

③ 災害対策本部長は，発電所から一時退避するための要員の退避に係る体制，連絡手段，移動手段を確保させ，放射性物質による影響の少ないと想定される場所（原子力事業所災害対策支援拠点等）への退避を指示する。

④ 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策要員へ緊急時対策所加圧設備による緊急時対策所等の加圧開始を指示する。

⑤ 災害対策本部長代理は，格納容器ベント実施の前には，緊急時対策所にとどまる要員が全て緊急時対策所に戻って来ていることの確認を行う。

⑥ 災害対策要員は，キースイッチを「緊対建屋加圧モード」から「災害対策本部加圧モード」に切り替え，起動スイッチ操作により，緊急時対策所用加圧設備空気ボンベによる加圧を開始する。

⑦ 災害対策要員は，災害対策本部と隣接区画の差圧が正圧（20Pa以上）であることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，緊急時対策所において，災害対策要員１名で行い，

一連の操作完了まで5分以内で可能である。このうち，緊急時対策所加圧設備の操作から正圧に達するまでの時間は，1分未満である。

廃止措置中の東海発電所と事故対応が重畳した場合であっても実施する手順に変更はない。

e．緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切り替え手順

周辺環境中の放射性物質が十分減少した場合にプルーム通過後の緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切り替え手順を整備する。

（添付資料1.18.2(1)(2)）

(a) 手順着手の判断基準

可搬型モニタリング・ポスト等の線量率の指示が上昇した後に，減少に転じ，更に線量率が安定的な状態になり，周辺環境中の放射性物質が十分減少した場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所の正圧化について，緊急時対策所加圧設備による給気から緊急時対策所非常用換気設備への切り替え手順の概要は以下のとおり。

緊急時対策所非常用換気設備の概要図を第1.18.2.1－1図及び第1.18.2.1－10図に，緊急時対策所における手順のタイムチャートを第1.18.2.1－11図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策要員に緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替えを指示する。

② 災害対策要員は，キースイッチを「災害対策本部加圧モード」から「緊対建屋浄化モード」に切り替え，起動スイッチ操作により自動シーケンスにて，建屋浄化モード運転を開始する。

③ 災害対策要員は，建屋内の浄化運転が1時間継続されたことを確認し，キースイッチを「緊対建屋浄化モード」から「緊対建屋加圧モード」に切り替え，起動スイッチ操作により自動シーケンスにて，緊急時対策所非常用換気設備の運転を開始する。

④ 災害対策要員は，流量が調整されていることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は緊急時対策所において，災害対策要員１名で行い，一連の操作完了まで 67 分以内で可能である。

廃止措置中の東海発電所と事故対応が重畳した場合であっても実施する手順に変更はない。

1.18.2.2 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等

重大事故等が発生した場合において，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が，緊急時対策所のＳＰＤＳ及び通信連絡設備により，必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し，重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに，重大事故等に対処するための対策の検討を行う。

また，重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を，緊急時対策所に整備する。

重大事故等が発生した場合において，緊急時対策所の通信連絡設備により，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

常用電源及び非常用電源の喪失時は，代替電源設備からの給電により，緊急時対策所のＳＰＤＳ及び通信連絡設備を使用する。

（添付資料1.18.3）

(1)　ＳＰＤＳによるプラントパラメータ等の監視手順

重大事故等が発生した場合，緊急時対策所の緊急時対策支援システム伝送装置及びＳＰＤＳデータ表示装置により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータ等を監視する手順を整備する。

ａ．手順着手の判断基準

緊急時対策所を立上げた場合。

ｂ．操作手順

ＳＰＤＳのうちＳＰＤＳデータ表示装置を起動し，監視する手順は以下のとおり。ＳＰＤＳ及びデータ伝送設備の概要を第1.18.2.2－1図に示す。

なお，緊急時対策支援システム伝送装置については，常時，伝送が行われており，操作は必要ない。

① 災害対策要員は，手順着手の判断基準に基づき，ＳＰＤＳデータ表示装置の接続を確認し，端末（ＰＣ）を起動する。

② 災害対策要員は，ＳＰＤＳデータ表示装置にて，各パラメータを監視する。

ｃ．操作の成立性

上記の対応は，緊急時対策所内において災害対策要員1名で行う。室内での端末起動等のみであるため，短時間での対応が可能である。

廃止措置中の東海発電所と事故対応が重畳した場合であっても実施する手順に変更はない。

(2)　重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備

重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に配備し，資料が更新された場合には資料の差し替えを行い，常に最新となるよう通常時から維持，管理する。

（添付資料1.18.4(11)）

(3)　通信連絡に関する手順等

重大事故等時において，緊急時対策所の通信連絡設備により，中央制御室，屋内外の作業場所，本店（東京），国，地方公共団体，その他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順を整備する。

重大事故等対処に係る通信連絡設備一覧を第1.18.2.2－1表に，データ伝送設備の概要を第1.18.2.2－1図に示す。

発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の使用方法等，必要な手順の詳細は「1.19　通信連絡に関する手順等」にて整備する。

1.18.2.3　必要な数の要員の収容に係る手順等

緊急時対策所には，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員として最大100名を収容する。

なお，プルーム通過中において，緊急時対策所にとどまる要員は66名である。

要員の収容に当たっては，重大事故等に対処するために必要な指示を行

う要員と現場作業を行う要員との輻輳を避けるレイアウトとなるように考慮する。また，要員の収容が適切に行えるようにトイレや休憩スペース等を整備するとともに，収容する要員に必要な放射線管理を行うための資機材，飲料水，食料等を整備し，維持，管理する。

なお，廃止措置中の東海発電所と事故対応が重畳した場合であっても東海発電所の事故対応を行う場合に用いる飲料水，食料及び放射線防護具類は，緊急時対策所の建屋外に東海発電所専用に確保し，必要に応じ緊急時対策所に持ち込むため，東海第二発電所の重大事故等への対応に悪影響を及ぼさない。

(1) 放射線管理

a．放射線管理用資機材（線量計及びマスク等）の維持管理等

緊急時対策所には，7日間外部からの支援がなくとも災害対策要員が使用する十分な数量の装備（汚染防護服，個人線量計，全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材を配備するとともに，通常時から維持，管理し，重大事故等時には，防護具等の使用及び管理を適切に運用し，十分な放射線管理を行う。

災害対策本部長代理は，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の被ばく線量管理を行うため，個人線量計を常時装着させるとともに線量評価を行う。また，作業に必要な放射線管理用資機材を用いて作業現場の放射線量率測定等を行う。

（添付資料 1.18.4(9)）

b．チェンジングエリアの設置及び運用手順

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下におい

て，緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順を整備する。

チェンジングエリアには，防護具を脱衣する脱衣エリア，放射性物質による要員や物品の汚染を確認するためのサーベイエリア，汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設け，重大事故等対応要員が汚染検査及び除染を行うとともに，チェンジングエリアの汚染管理を行う。除染エリアは，サーベイエリアに隣接して設置し，除染はクリーンウエスでの拭き取りを基本とするが，拭き取りにて除染ができない場合は，簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は，必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。また，チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合は，可搬型照明を設置する。

（添付資料1.18.4(10)）

(a)　手順着手の判断基準

災害対策本部長代理が原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生したと判断した場合。

(b)　操作手順

チェンジングエリアを設置及び運用するための手順は以下のとおり。チェンジングエリア設置のタイムチャートを第1.18.2.3－1図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に緊急時対策所の出入口付近にチェンジングエリアの設置を指示する。

② 重大事故等対応要員は，チェンジングエリア設置場所の照明が

確保されていない場合，可搬型照明を設置し，照明を確保する。

③ 重大事故等対応要員は，チェンジングエリア用資機材を移動・設置し，床・壁等の養生シートの状態を確認する。

④ 重大事故等対応要員は，各エリア間にバリア，入口に粘着マット等を設置する。

⑤ 重大事故等対応要員は，簡易シャワー等を設置する。

⑥ 重大事故等対応要員は，脱衣収納袋，ＧＭ汚染サーベイメータ等を必要な箇所に設置する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，重大事故等対応要員 2 名で行い，作業開始から 20 分以内で対応可能である。

c．緊急時対策所非常用換気設備の切り替え手順

緊急時対策所非常用フィルタ装置は，7 日間は交換なしで連続使用できる設計であるが，故障する等，緊急時対策所非常用換気設備の切替えが必要となった場合に，待機側を起動し，切替えを実施する手順を整備する。

緊急時対策所非常用換気設備は，緊急時対策所に 2 台設置しており，故障等を考慮しても，切替え等を行うことにより数ヶ月間使用可能とする。

なお，緊急時対策所非常用換気設備の緊急時対策所非常用フィルタ装置は使用することにより非常に高線量になるため，適切な遮蔽が設置されている緊急時対策所建屋内に設置する。

(a)　手順着手の判断基準

運転中の緊急時対策所非常用換気設備が故障する等，切替えが必要となった場合。

(b)　操作手順

緊急時対策所非常用換気設備を待機側に切り替える手順は以下のとおり。タイムチャートを第1.18.2.3－2図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，緊急時対策所非常用換気設備の切替えを重大事故等対応要員に指示する。

② 重大事故等対応要員は，操作スイッチによる操作により緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置を待機側に切り替える。

③ 重大事故等対応要員は，流量が調整されていることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は緊急時対策所内において重大事故等対応要員1名で行い，着手判断から一連の操作完了まで5分以内で可能である。

(2)　飲料水，食料等の維持管理

重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が重大事故等の発生後，少なくとも外部からの支援なしに 7 日間，活動するために必要な飲料水，食料等を備蓄するとともに，通常時から維持，管理する。

災害対策本部長代理は，重大事故等が発生した場合には，食料等の支給を適切に運用する。

（添付資料 1.18.4(11)）

また，緊急時対策所内での飲食等の管理として，適切な頻度で緊急時対策所内の空気中放射性物質濃度の測定を行い，飲食しても問題ない環境で

あることを確認する。

ただし，緊急時対策所の空気中放射性物質濃度が目安（1×10^{-3}Bq／cm^{3}未満）よりも高くなった場合であっても，災害対策本部長代理の判断により，必要に応じて飲食を行う。

また，重大事故等が発生した場合，緊急時対策所内の室温・湿度が維持できるよう常設の換気空調設備の管理を適切に行う。

1.18.2.4　代替電源設備からの給電手順

(1)　緊急時対策所用代替電源設備による給電

ａ．緊急時対策所用発電機起動手順

警戒事態又は非常事態が宣言された場合，災害対策本部要員は，緊急時対策所を拠点として活動を開始する。

緊急時対策所で，常用電源設備からの受電を確認する又は代替交流電源設備である緊急時対策所用代替交流電源設備を立ち上げる場合の緊急時対策所用発電機による給電手順を整備する。

(a)　手順着手の判断基準

【常用電源設備又は自動起動する緊急時対策所用発電機による給電を確認する手順の判断基準】

緊急時対策所の使用を開始した場合。

【緊急時対策所用発電機の手動起動手順の判断基準】

緊急時対策所の使用を開始した場合で常用電源設備からの受電が喪失し，自動起動する緊急時対策所用発電機（（Ａ）又は（Ｂ））が故障等により起動しない場合又は停止した場合。

(b)　操作手順

常用電源設備又は自動起動する緊急時対策所用発電機による給電を確認する手順及び緊急時対策所用発電機の手動起動手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所電源系統概略図を第1.18.2.4－1図に，緊急時対策所燃料系統概略図第1.18.2.4－2図に，常用電源設備又は自動起動する緊急時対策所用発電機による給電を確認する場合のタイムチャートを第1.18.2.4－3図に示す。緊急時対策所用発電機の手動起動手順の概略図を第1.18.2.4－4図に，タイムチャートを第1.18.2.4－5図に示す。

【常用電源設備又は自動起動する緊急時対策所用発電機による給電を確認する手順】

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策要員に緊急時対策所の給電状態の確認を指示する。

② 災害対策要員は，災害対策本部長代理に常用電源設備又は自動起動する緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））の受電遮断器が投入されていることを確認し，常用電源設備又は自動起動する緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））により給電が行われていること，電圧及び周波数を確認し報告する。

【緊急時対策所用発電機の手動起動手順】

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき災害対策要員に緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））の手動起動による給電開始を指示する。

② 災害対策要員は，緊急時対策所の操作盤にて，常用電源設備及び自動起動する緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））の

受電遮断器の「切」操作を行う。（又は「切」を確認する。）

③ 災害対策要員は，緊急時対策所の操作盤にて，自動起動する緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））の「停止」操作を行う。（又は「停止」を確認する。）

④ 災害対策要員は，緊急時対策所の操作盤にて，自動起動しない緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））の起動操作を行い，自動で受電遮断器が投入され給電が行われたこと，電圧及び周波数を確認し報告する。

(c)　操作の成立性

【常用電源設備又は自動起動する緊急時対策所用発電機による給電を確認する手順】

上記の緊急時対策所内での対応は，災害対策要員1名で行い，着手の判断から常用電源設備又は自動起動する緊急時対策所用発電機による給電状態を確認するまでの一連の操作完了まで3分以内で可能である。

【緊急時対策所用発電機の手動起動手順】

上記の緊急時対策所内での対応は，災害対策要員1名で行い，緊急時対策所用発電機の手動起動による給電は一連の操作完了まで10分以内で可能である。

廃止措置中の東海発電所と事故対応が重畳した場合であっても実施する手順に変更はない。

(d)　重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時に常用電源設備からの受電が喪失した場合の対応手段の選択方法は，選択スイッチにて，緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））の自動起動する号機を選択し，常用電源設備からの受電

が喪失した場合は，選択している緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））から給電する。

自動起動する緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））が故障等により起動しない場合又は停止した場合は，自動起動しない緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））を手動起動することにより給電する。

(2)　緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車による給電

常用電源設備からの受電が喪失し，自動起動する緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））が故障等により起動しない場合又は停止した場合に，緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車を配備することにより，緊急時対策所に給電する手順を整備する。

(a)　手順着手の判断基準

常用電源設備からの受電が喪失し，自動起動する緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））が故障等により起動しない場合又は停止した場合。

(b)　操作手順

緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車による，緊急時対策所に給電する手順は以下のとおり。緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車による手順の概要図を第1.18.2.4－6図に，タイムチャートを第1.18.2.4－7図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故対応要員に緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車による給電を指示する。

② 重大事故等対応要員は，緊急時対策所建屋の屋外に緊急時対策所

用可搬型代替低圧電源車を配置し，緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車から緊急時対策所用可搬型代替電源接続盤まで緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルを敷設し，接続する。

③ 重大事故等対応要員は，緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車から緊急時対策所用Ｐ／Ｃ間の電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し，災害対策本部長代理に緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車による給電が可能であることを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，重大事故等対応要員6名で行い，一連の操作完了まで140分以内で可能である。円滑に作業ができるように，アクセスルートを確保し，防護具，可搬型照明，通信設備を整備する。

第 1.18.1－1 表　機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順（1／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
－	－	居住性の確保	緊急時対策所	重大事故等対処設備	－
			緊急時対策所遮蔽		重大事故等対策要領
			緊急時対策所非常用送風機		
			緊急時対策所非常用フィルタ装置		
			緊急時対策所加圧設備		
			緊急時対策所用差圧計		
			緊急時対策所給気・排気配管・ダクト		
			緊急時対策所給気・排気隔離弁		
			緊急時対策所加圧設備（配管・弁）		
			酸素濃度計		
			二酸化炭素濃度計		
			緊急時対策所エリアモニタ		
			可搬型モニタリング・ポスト		
		必要な指示及び通信連絡	ＳＰＤＳ	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			無線通信装置		
			無線通信装置用アンテナ		
			ＳＰＤＳ～無線通信装置用アンテナ電路		

第1.18.1－1表　機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順（2／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
－	送受話器（ページング） 電力保安通信用 電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ） テレビ会議システム（社内） 加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ） 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））	必要な指示及び通信連絡	衛星電話設備（固定型）	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			衛星電話設備（携帯型）		
			無線連絡設備（携帯型）		
			携行型有線通話装置		
			統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）		
			専用接続箱～専用接続箱電路		
			衛星電話設備（屋外アンテナ）		
			衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路		
			衛星制御装置		
			衛星無線通信装置		
			通信機器		
			統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）～衛星無線通信装置電路		
			無線連絡設備（固定型	自主対策設備	重大事故等対策要領
			送受話器（ページング）		
			電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）		
			テレビ会議システム（社内）		
			加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））		
	－		対策の検討に必要な資料※1	資機材	重大事故等対策要領
	－	必要な要員の収容数	放射線管理用資機材（線量計及びマスク等）※2	資機材	－
			飲料水，食料等※2		
	常用電源設備	代替電源設備からの給電	緊急時対策所用発電機	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク		
			緊急時対策所用発電機給油ポンプ		
			緊急時対策所用発電機～緊急時対策所用Ｍ／Ｃ開閉装置電路		
			緊急時対策所用Ｍ／Ｃ～緊急時対策所用動力変圧器電路		
			緊急時対策所用動力変圧器～緊急時対策所用Ｐ／Ｃ電路		
			緊急時対策所用Ｐ／Ｃ～緊急時対策所用ＭＣＣ電路		
			緊急時対策所用ＭＣＣ～緊急時対策所用分電盤電路		
			緊急時対策所用 125V 系蓄電池～緊急時対策所用直流 125V 主母線盤電路		
			緊急時対策所用直流 125V 主母線盤～緊急時対策所用直流 125V 分電盤電路		
			緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク～緊急時対策所用発電機給油ポンプ流路		
			緊急時対策所用発電機給油ポンプ～緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク流路		
			緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク～緊急時対策所用発電機流路		
			緊急時対策所用Ｍ／Ｃ電圧計		
			緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車	自主対策設備	重大事故等対策要領

※1　「対策の検討に必要な資料」については，資機材であるため重大事故等対処設備としない。

※2　「放射線管理用資機材（線量計及びマスク等）」及び「飲料水，食料等」については，資機材であるため重大事故等対処設備としない。

第1.18.1－2表　重大事故等対処に係る監視計器

対応手段		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視計器
1.18.2.1　居住性を確保するための手順等			
(1)　緊急時対策所立ち上げの手順 a．緊急時対策所非常用換気設備運転手順	判断基準	—	—
	操作	緊急時対策所非常用換気設備運転	緊急時対策所非常用給気ファン用流量計
(1)　緊急時対策所立ち上げの手順 b．緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	判断基準	—	—
	操作	緊急時対策所内の環境監視	酸素濃度計
			二酸化炭素濃度計
(3)　重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 c．緊急時対策所加圧設備への切り替え準備手順	判断基準	空間線量率	可搬型モニタリング・ポスト
			緊急時対策所エリアモニタ
	操作	—	—
(3)　重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 d．緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順	判断基準	空間線量率	可搬型モニタリング・ポスト
			緊急時対策所エリアモニタ
		ガンマ線線量率	サプレッション・プール水位
	操作	緊急時対策所加圧設備使用時の空気流入量	緊急時対策所用差圧計
			空気ボンベ流量調整用流量計
(3)　重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 e．緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替え手順	判断基準	空間線量率	可搬型モニタリング・ポスト
			緊急時対策所エリアモニタ
	操作	緊急時対策所換気空調設備使用時の換気率	緊急時対策所非常用給気ファン用流量計
			緊急時対策所用差圧計

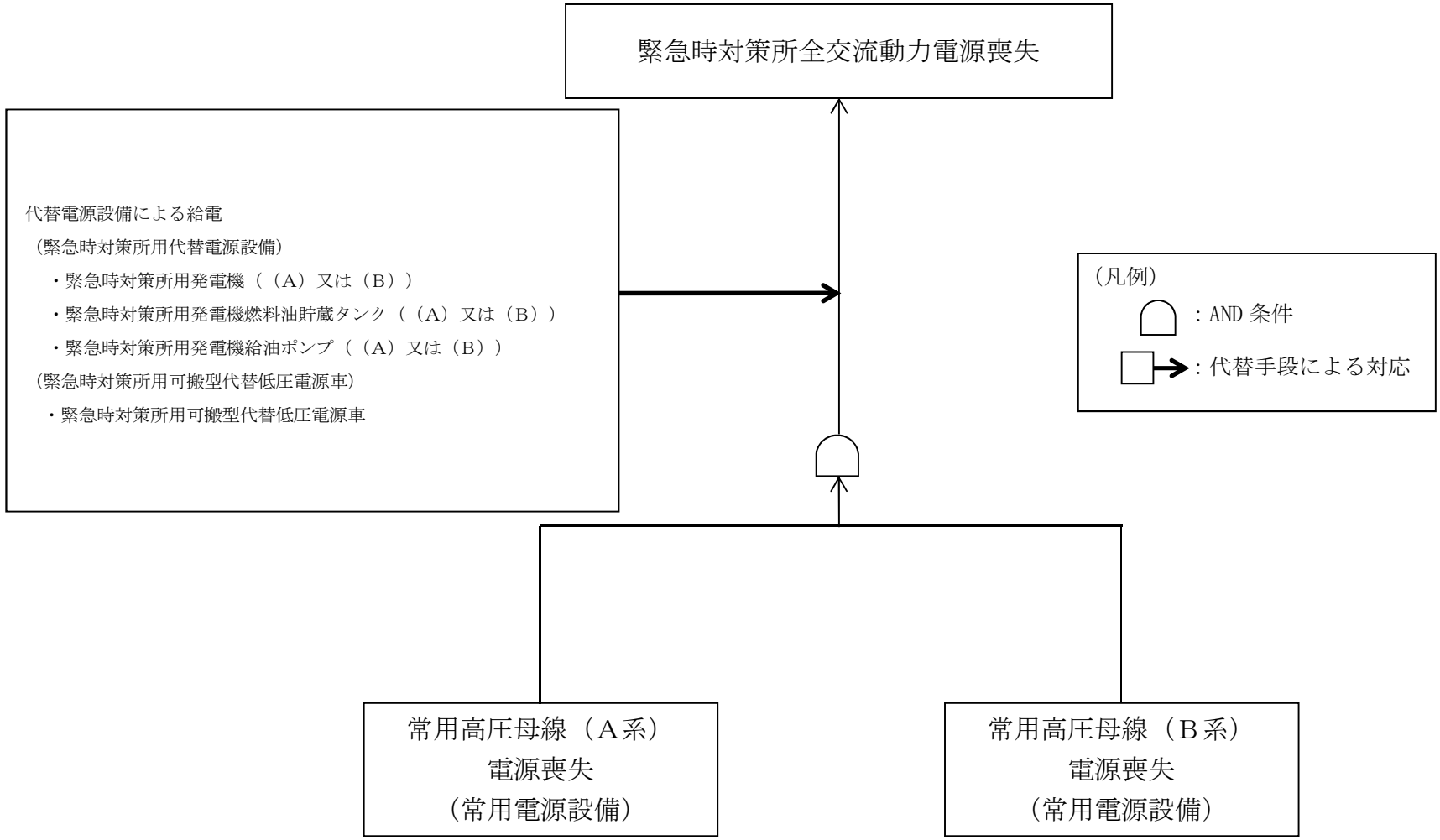
第 1.18.1－3 表　審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備※	給電元 給電母線
【1.18】 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	緊急時対策所非常用 送風機	緊急時対策所用ＭＣＣ
	緊急時対策支援システム伝送装置	
	ＳＰＤＳデータ表示装置	

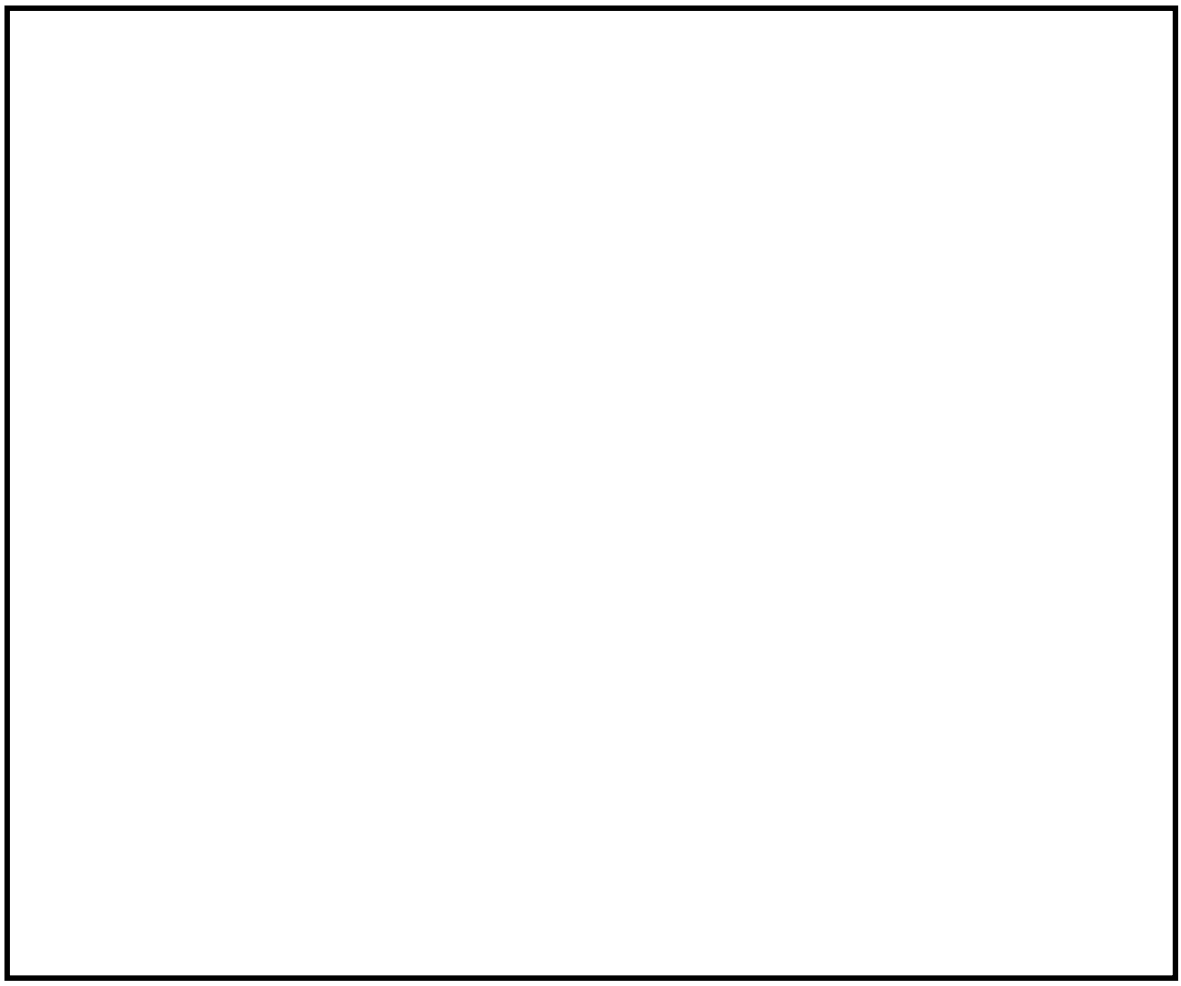
※　通信連絡設備における給電対象設備は「1.19　通信連絡に関する手順等」にて整備する。

第 1.18.2.2－1 表　重大事故等対処に係る通信連絡設備一覧

対応設備	
衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）
	衛星電話設備（携帯型）
無線連絡設備	無線連絡設備（携帯型）
統合原子力防災ネットワークに接続する通信設備	テレビ会議システム
	ＩＰ－電話機
	ＩＰ－ＦＡＸ



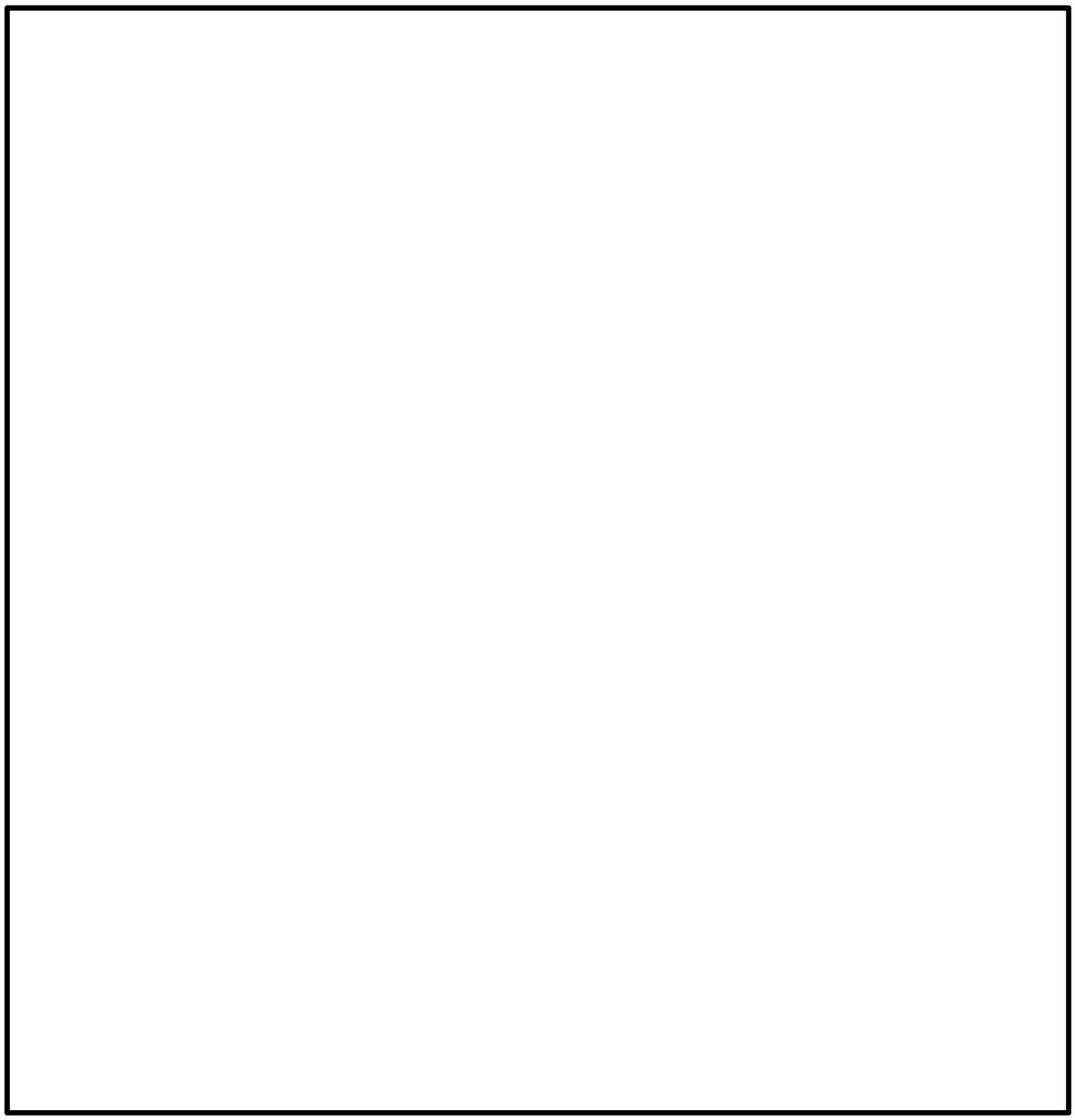
第1.18.1－1図　機能喪失原因対策分析



第 1.18.2.1－1 図　重大事故等時の緊急時対策所 非常用換気設備の概要図
（緊対建屋加圧モード）

			経過時間（分） 1　2　3　4　5　6　7　8　9	備考
手順の項目	実施個所・必要要員数		▽緊急時対策所立上げ 非常用換気設備起動指示 ▽非常用換気設備起動 （5 分）	
緊急時対策所非常用換気設備運転手順	災害対策要員	1	非常用換気設備操作盤へ移動 キースイッチ切替え操作（起動） 流量確認	

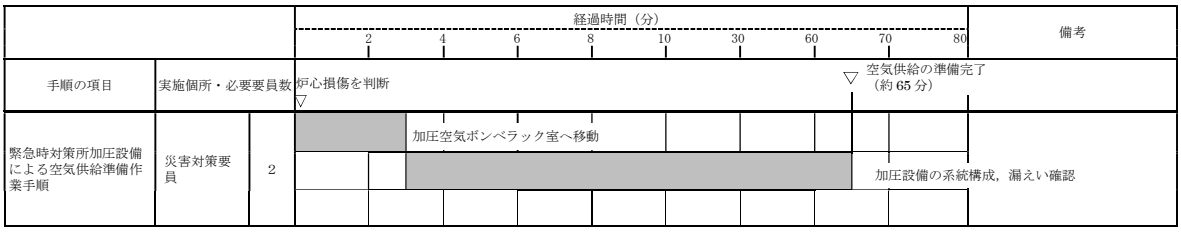
第1.18.2.1－2図　緊急時対策所非常用換気設備運転のタイムチャート



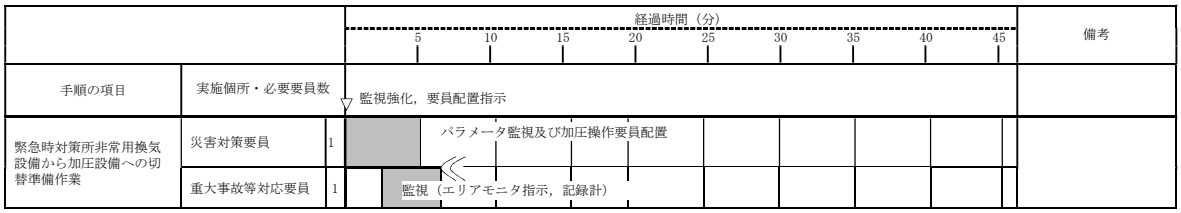
第 1.18.2.1－3 図　緊急時対策所エリアモニタ，酸素濃度計，
二酸化炭素濃度計配置図

			経過時間（分） 1　2　3　4　5　6　7　8　9　10　11　12	備考
手順の項目	実施個所・必要要員数		緊急時対策所立上げ 設置指示 ▽　エリアモニタ 設置完了（10 分）	
緊急時対策所エリアモニタ設置手順	重大事故等対応要員	1	資機材準備 専用ケーブル，電源コンセントの接続 エリアモニタ起動操作	

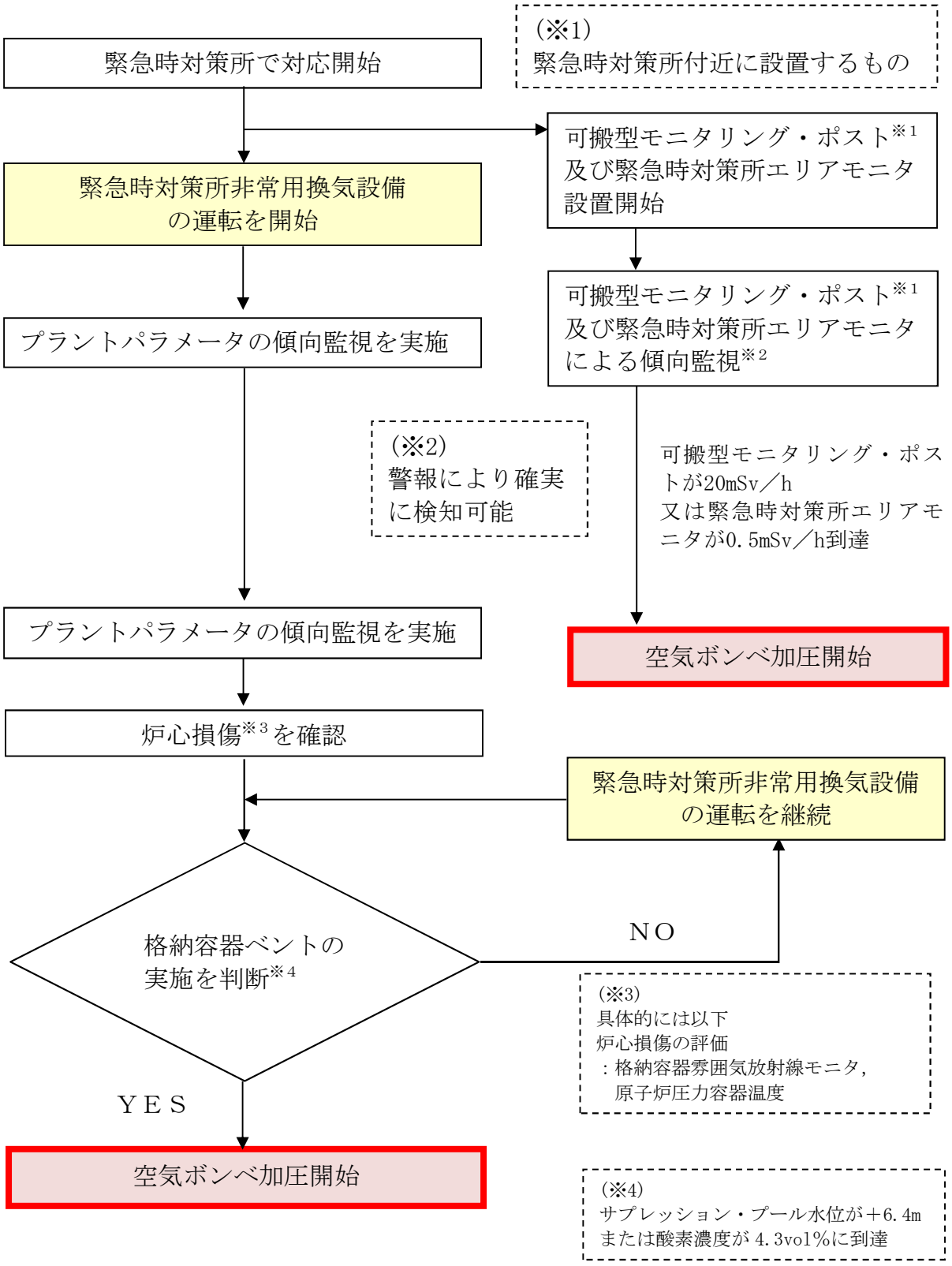
第1.18.2.1－4図　緊急時対策所エリアモニタ設置手順のタイムチャート



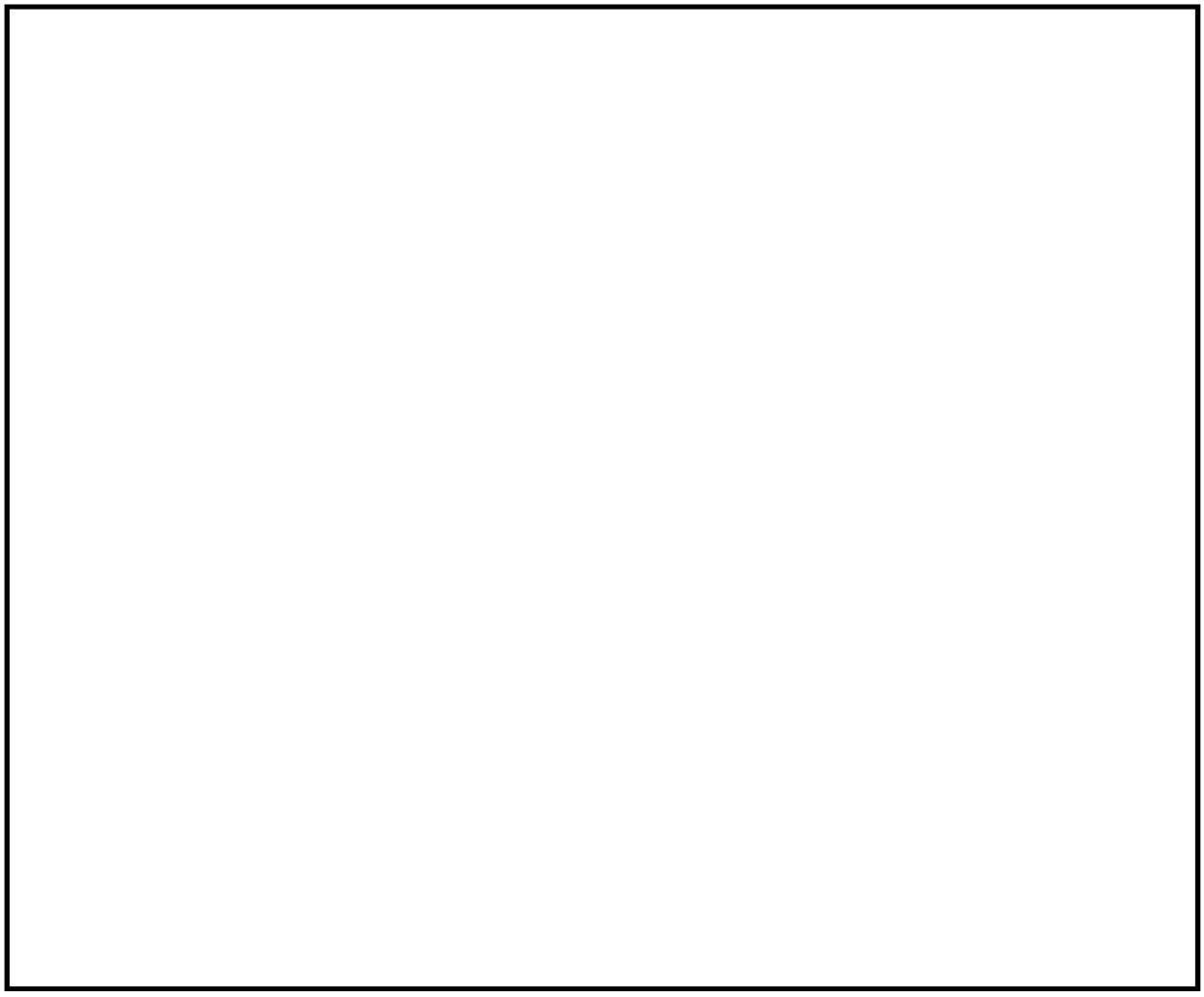
第1.18.2.1－5図　緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順のタイムチャート



第1.18.2.1－6図　緊急時対策所加圧設備への切り替え準備手順のタイムチャート



第1.18.2.1－7図　緊急時対策所加圧設備による加圧判断のフローチャート

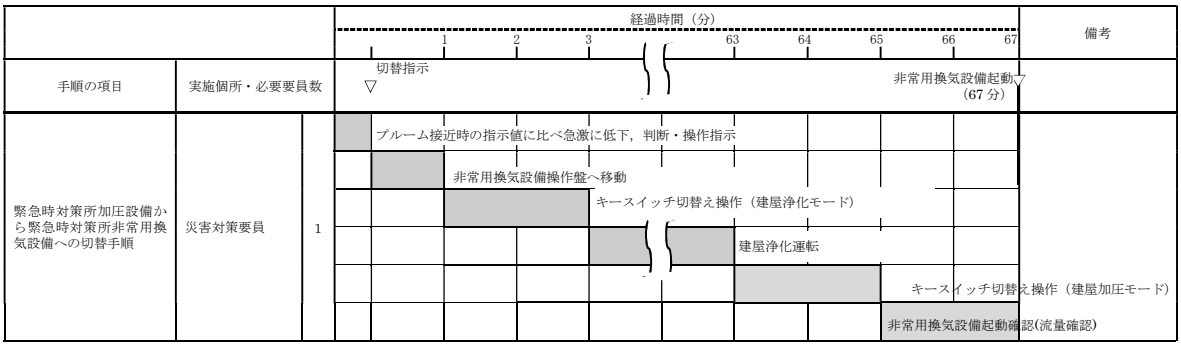


第 1.18.2.1－8 図　重大事故等時の緊急時対策所　非常用換気設備の概要図
（災害対策本部加圧モード）

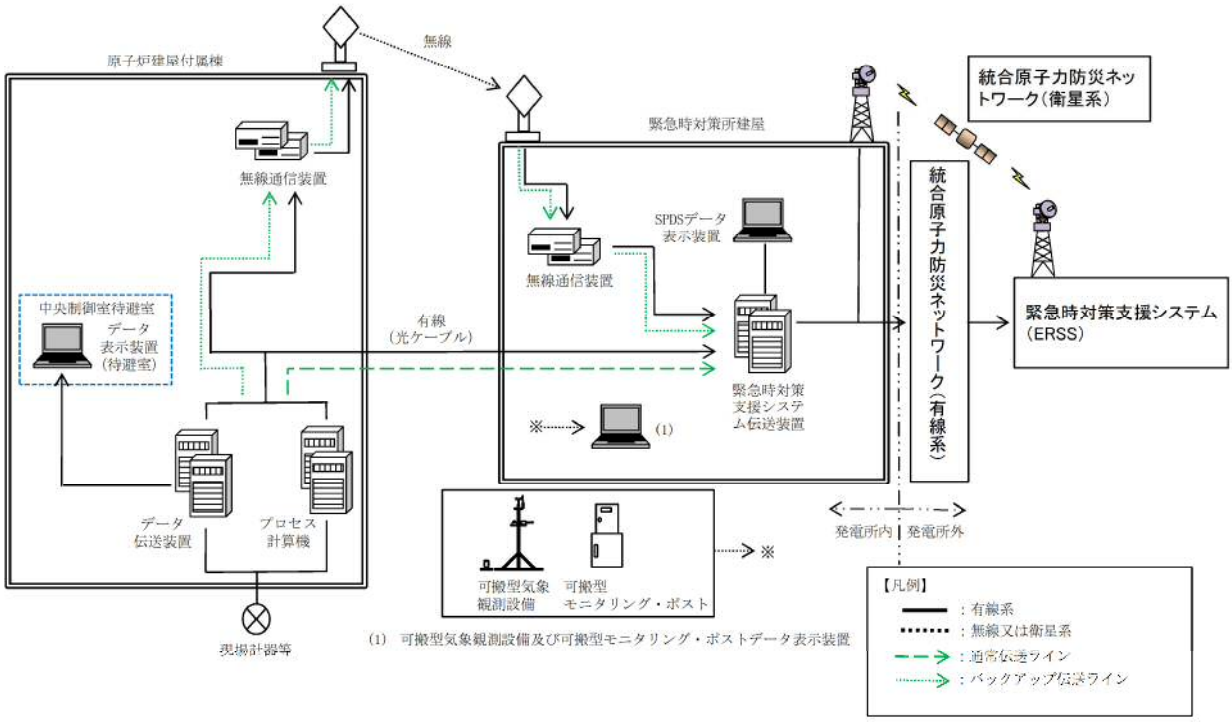
			経過時間（分） 1　2　3　4　5　6　7　8　9	備考
手順の項目	実施個所・必要要員数		加圧指示 ▽　▽ 加圧設備運転（5 分）	
緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替手順	災害対策要員	1	非常用換気設備操作盤へ移動 キースイッチ切替え操作（加圧開始） 圧力確認	

第1.18.2.1－9図　緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への
切替手順のタイムチャート

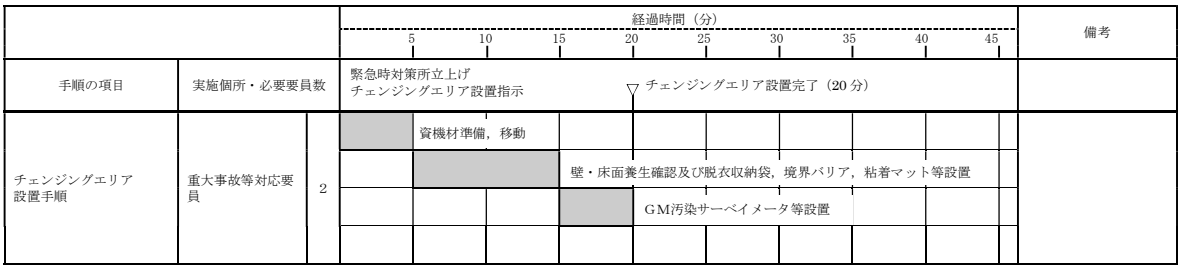
第 1.18.2.1－10 図　重大事故等時の緊急時対策所　非常用換気設備の概要図
（建屋浄化モード）



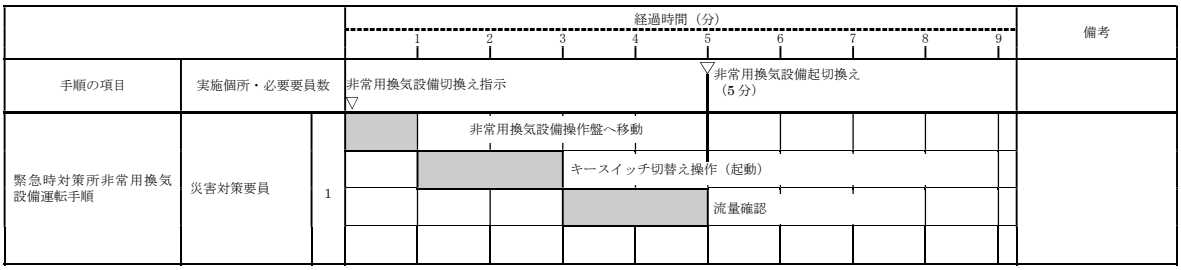
第1.18.2.1－11図　緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替え手順のタイムチャート



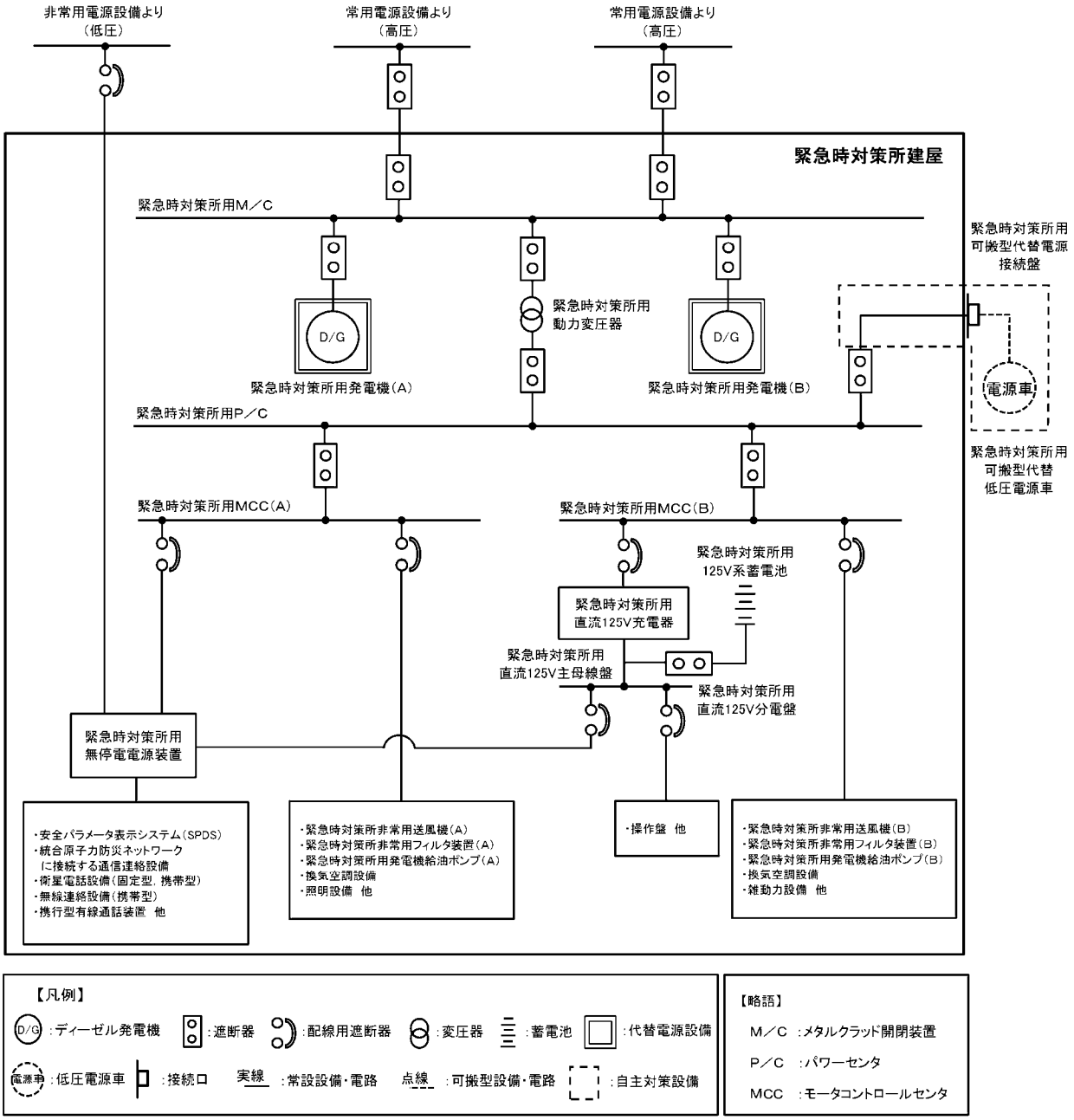
第1.18.2.2－1図　ＳＰＤＳの概要



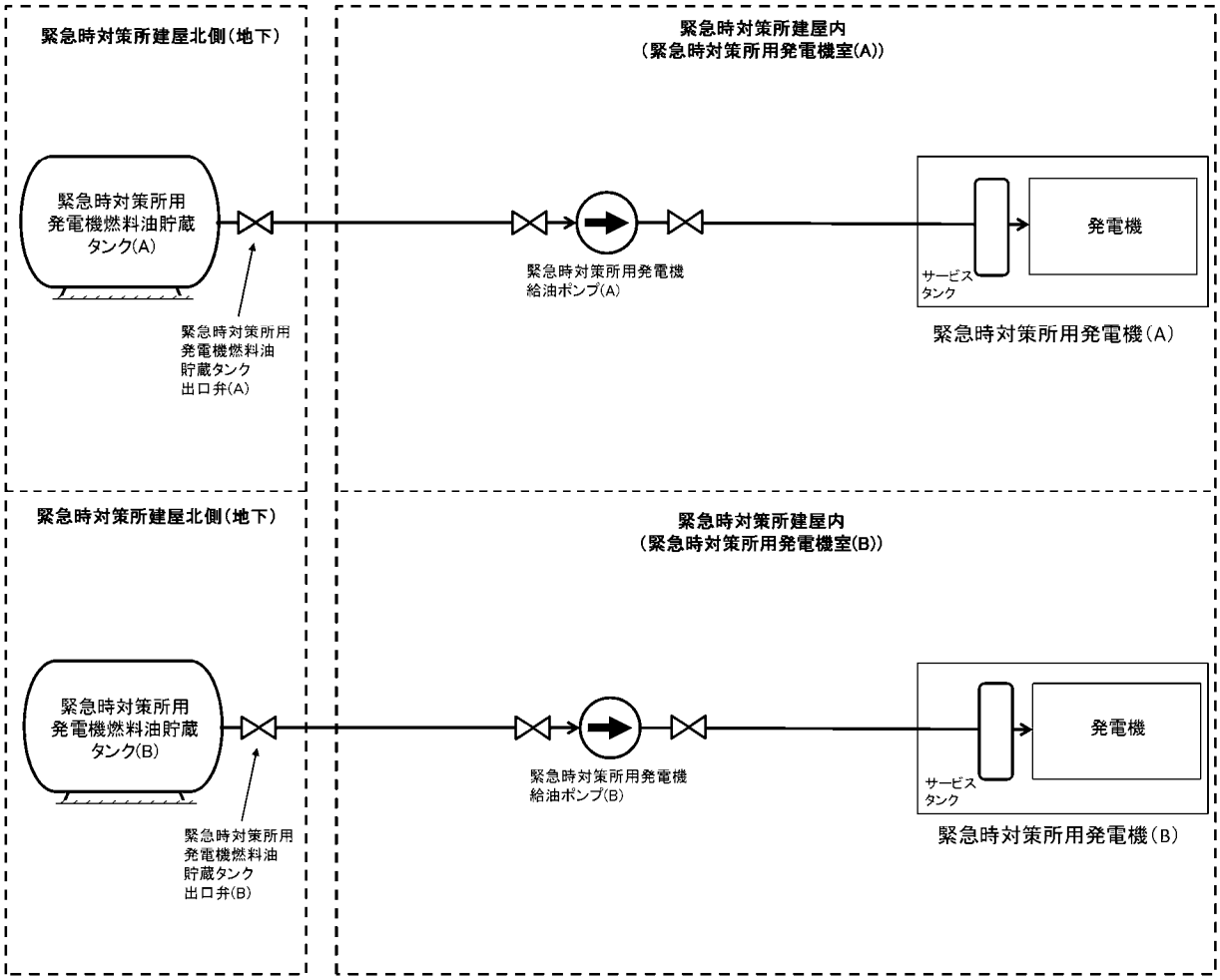
第1.18.2.3－1図　緊急時対策所チェンジングエリア設置手順のタイムチャート



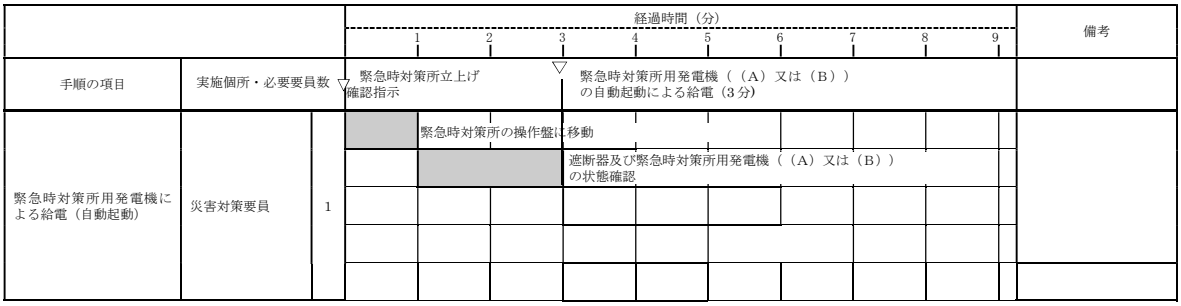
第1.18.2.3－2図　緊急時対策所非常用換気設備切換えのタイムチャート



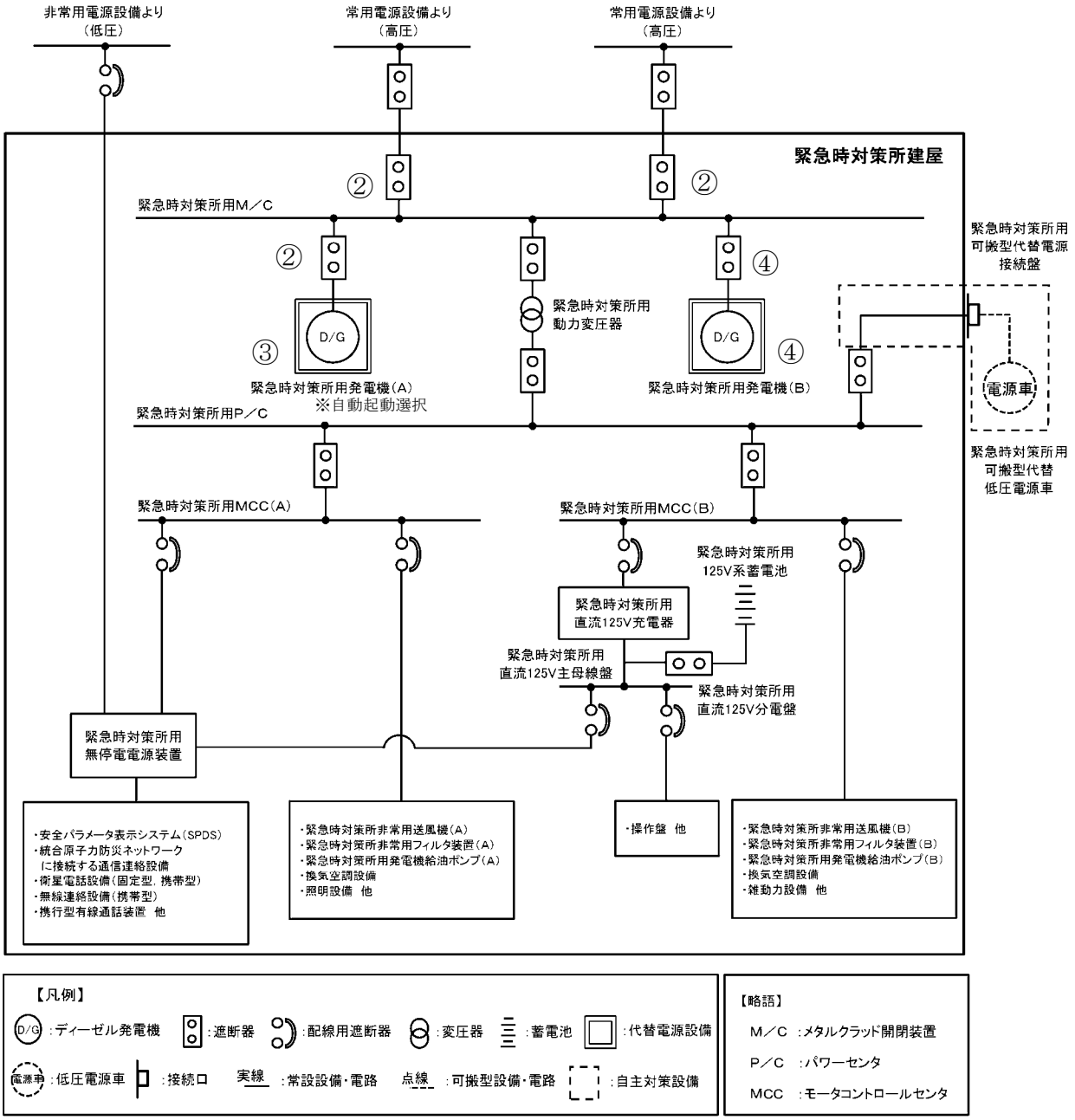
第1.18.2.4－1図　緊急時対策所電源系統概略図



第1.18.2.4－2図　緊急時対策所燃料系統概略図

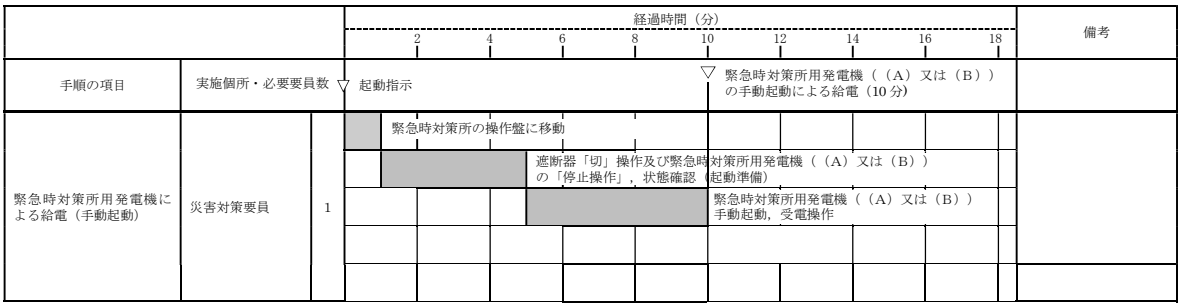


第1.18.2.4－3図　常用電源設備又は自動起動する緊急時対策所用発電機による給電を確認する手順のタイムチャート

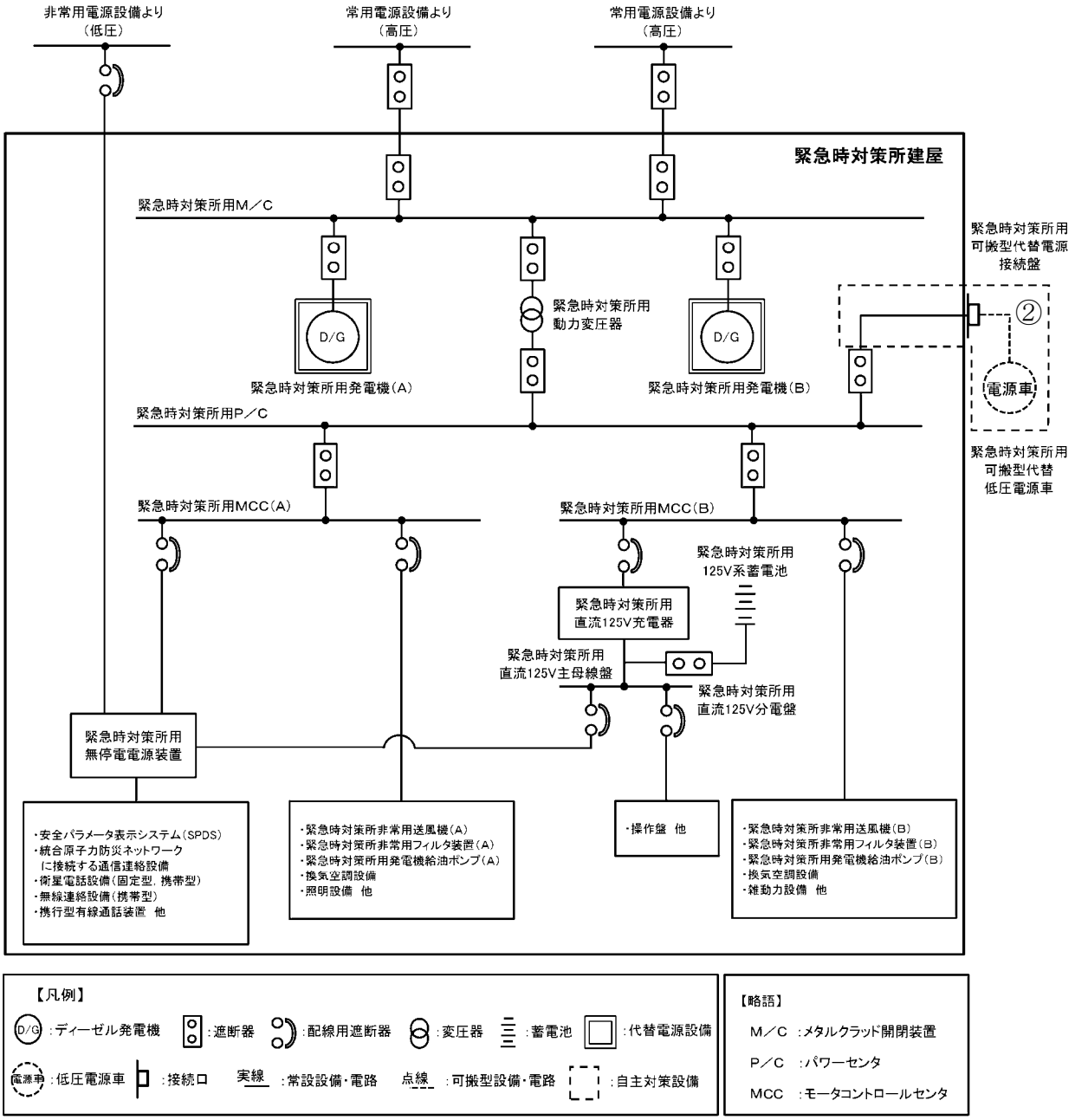


※○数字は，緊急時対策所用発電機（A）を自動起動とし，緊急時対策所用発電機（B）を手動起動する場合の給電手順にて，操作する遮断器及び機器を示す。

第1.18.2.4－4図　緊急時対策所用発電機の手動起動による給電手順の概略図

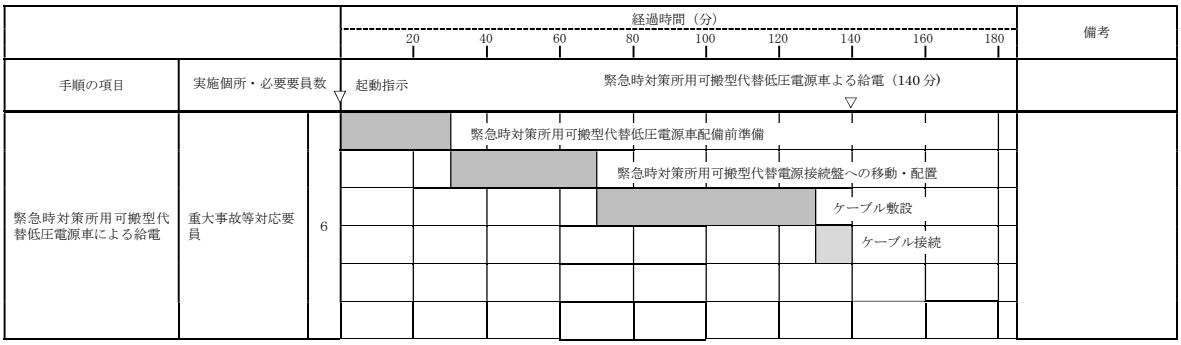


第1.18.2.4－5図　緊急時対策所用発電機の手動起動による給電手順のタイムチャート



※○数字は，緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車による給電手順にて，操作する機器を示す。

第 1.18.2.4－6 図　緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車による給電手順の概要図



第1.18.2.4－7図　緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車による給電手順のタイムチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／8）

技術的能力審査基準（1.18）	番号	設置許可基準規則（61条）	技術基準規則（76条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に定めるところによらなければならない。	【本文】 第四十六条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に定めるところによらなければならない。	⑧
		一　重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。	一　重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講ずること。	⑨
【解釈】 1　「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 a）重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。	②	二　重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けるものであること。 三　発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。 2　緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。	二　重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けること。 三　発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けること。 2　緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる措置を講じなければならない。	⑩
b）緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	③			
c）対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。	④			
d）資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。	⑤			
e）少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。	⑥	【解釈】 1　第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。 a）基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。	【解釈】 1　第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。 a）基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。	⑪
2　「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。	⑦	b）緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。	b）緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。	⑫
		c）緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源を含めて緊急時対策所の電源は、多重性又は多様性を有すること。	c）緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源を含めて緊急時対策所の電源は、多重性又は多様性を有すること。	⑬
		d）緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。	d）緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。	⑭

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／8）

技術的能力審査基準(1.18)	番号	設置許可基準規則(61条)	技術基準規則(76条)	番号
—	—	ｅ)緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。 ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 ② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。 ③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。	ｅ)緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。 ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 ② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。 ③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。	⑮
		ｆ)緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。	ｆ)緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。	⑯
		2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。	2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。	⑰

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／8）

重大事故等対処設備 審査基準の要求に適合するための資機材					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	備考	手段	機器名称
居住性の確保	緊急時対策所遮蔽	新設	① ② ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑭ ⑮ ⑰	—	—	—
	緊急時対策所非常用送風機	新設				
	緊急時対策所非常用フィルタ装置	新設				
	緊急時対策所加圧設備	新設				
	緊急時対策所用差圧計	新設				
	緊急時対策所給気・排気配管	新設				
	緊急時対策所給気・排気隔離弁	新設				
	緊急時対策所換気系ダクト・ダンパ	新設				
	緊急時対策所加圧設備（配管・弁）	新設				
	緊急時対策所エリアモニタ	新設		—	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト	新設				
	酸素濃度計	新設		—	—	—
	二酸化炭素濃度計	新設				

※1　対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材（線量計及びマスク等），チェンジングエリア用資機材，飲料水，食料等は本条文【解釈】1ｃ），ｄ）及びｅ）項を満足するための資機材等として位置付ける。

※2　手順は，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／8）

重大事故等対処設備 審査基準の要求に適合するための資機材					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	備 考	手段	機器名称
代替電源設備からの給電	緊急時対策所用発電機	新設	① ② ③ ⑧ ⑨ ⑬	—	—	—
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	新設				
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ	新設				
	緊急時対策所用M／C電圧計	新設				
	緊急時対策所用発電機～緊急時対策所用M／C電路	新設				
	緊急時対策所用M／C～緊急時対策所用動力変圧器電路	新設				
	緊急時対策所用動力変圧器～緊急時対策所用P／C電路	新設				
	緊急時対策所用P／C～緊急時対策所用MCC電路	新設				
	緊急時対策所用MCC～緊急時対策所用分電盤電路	新設				
	緊急時対策所用125V系蓄電池～緊急時対策所用直流125V主母線盤電路	新設				
	緊急時対策所用直流125V主母線盤～緊急時対策所用直流125V分電盤電路	新設				
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク～緊急時対策所用発電機給油ポンプ流路	新設				
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ～緊急時対策所用発電機流路	新設				
	—	—			緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車による給電	緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車

※1　対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材（線量計及びマスク等），チェンジングエリア用資機材，飲料水，食料等は本条文【解釈】1ｃ），ｄ）及びｅ）項を満足するための資機材等として位置付ける。

※2　手順は，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／8）

重大事故等対処設備 審査基準の要求に適合するための資機材					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	備考	手段	機器名称
必要な指示及び通信連絡	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）	新設	① ② ③ ⑤ ⑧ ⑨ ⑩	—	—	—
	無線通信装置	新設				
	無線通信用アンテナ	新設				
	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）～無線通信装置用アンテナ電路	新設				
	常設代替交流電源設備※2	新設				
	可搬型代替交流電源設備※2	新設				
	非常用交流電源設備※2	既設				
	携行型有線通話装置	新設			発電所内外の通信連絡をする必要がある場所と通	無線連絡設備（固定型） 送受話器（ページング） 電力保安通信用 電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ） テレビ会議システム（社内） 加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ） 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））
	衛星電話設備（固定型）	新設				
	衛星電話設備（携帯型）	新設				
	無線連絡設備（携帯型）	新設				
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）	新設				
	対策の検討に必要な資料※1	既設			—	—
必要な数の要員の収容	放射線管理用資機材（線量計及びマスク等）※1	新設	① ② ③ ⑥ ⑧ ⑨ ⑩ ⑯	—	—	—
	チェンジングエリア用資機材※1	新設				
	飲料水，食料等※1	新設				

※1　対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材（線量計及びマスク等），チェンジングエリア用資機材，飲料水，食料等は本条文【解釈】１ｃ），ｄ）及びｅ）項を満足するための資機材等として位置付ける。

※2　手順は，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／8）

重大事故等対処設備 審査基準の要求に適合するための資機材					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	備考	手段	機器名称
通信連絡	専用接続箱～専用接続箱電路	新設	①②③⑤⑧⑨⑩	—	—	—
	衛星電話設備（屋外アンテナ）	新設				
	衛星制御装置	新設				
	衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路	新設				
	衛星無線通信装置	新設				
	通信機器	新設				
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）～衛星無線通信装置電路	新設				
	常設代替交流電源設備※2	新設				
	可搬型代替交流電源設備※2	新設				
	非常用交流電源設備※2	既設				

※1　対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材（線量計及びマスク等），チェンジングエリア用資機材，飲料水，食料等は本条文【解釈】１ｃ），ｄ）及びｅ）項を満足するための資機材等として位置付ける。

※2　手順は，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7／8）

技術的能力審査基準（1.18）	適合方針
【要求事項】 発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	重大事故が発生した場合においても緊急時対策所に配備する設備により必要な指示を行う要員がとどまることができるよう，必要な手順を整備する。 発電用原子炉施設の内外と通信連絡するために必要な手順を整備する。
【解釈】 １　「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	—
ａ）重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。	重大事故が発生した場合においても換気設備等を用いた放射線防護措置により必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順を整備する。
ｂ）緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	緊急時対策所用の電源は、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電を行うための手順を整備する。
ｃ）対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。	資機材等（放射線管理用資機材（線量計及びマスク等）及びチェンジングエリア用資機材）により十分な放射線管理を行える手順等を整備する。
ｄ）資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。	資機材等（対策の検討に必要な資料）を整備する。
ｅ）少なくとも外部からの支援なしに１週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。	資機材等（飲料水，食糧等）を備蓄する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8／8）

技術的能力審査基準（1.18）	適合方針
2　「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは，「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。	緊急時対策所にとどまる要員は，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 48 名と，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な現場作業等を行う要員 18 名の合計 66 名とする。

居住性を確保するための手順等の説明について

緊急時対策所加圧設備の運転操作について

1.　操作概要

緊急時対策所加圧設備の空気ボンベを運転し緊急時対策所を正圧維持することで放射性物質の流入を防ぎ，要員の被ばくを低減する。

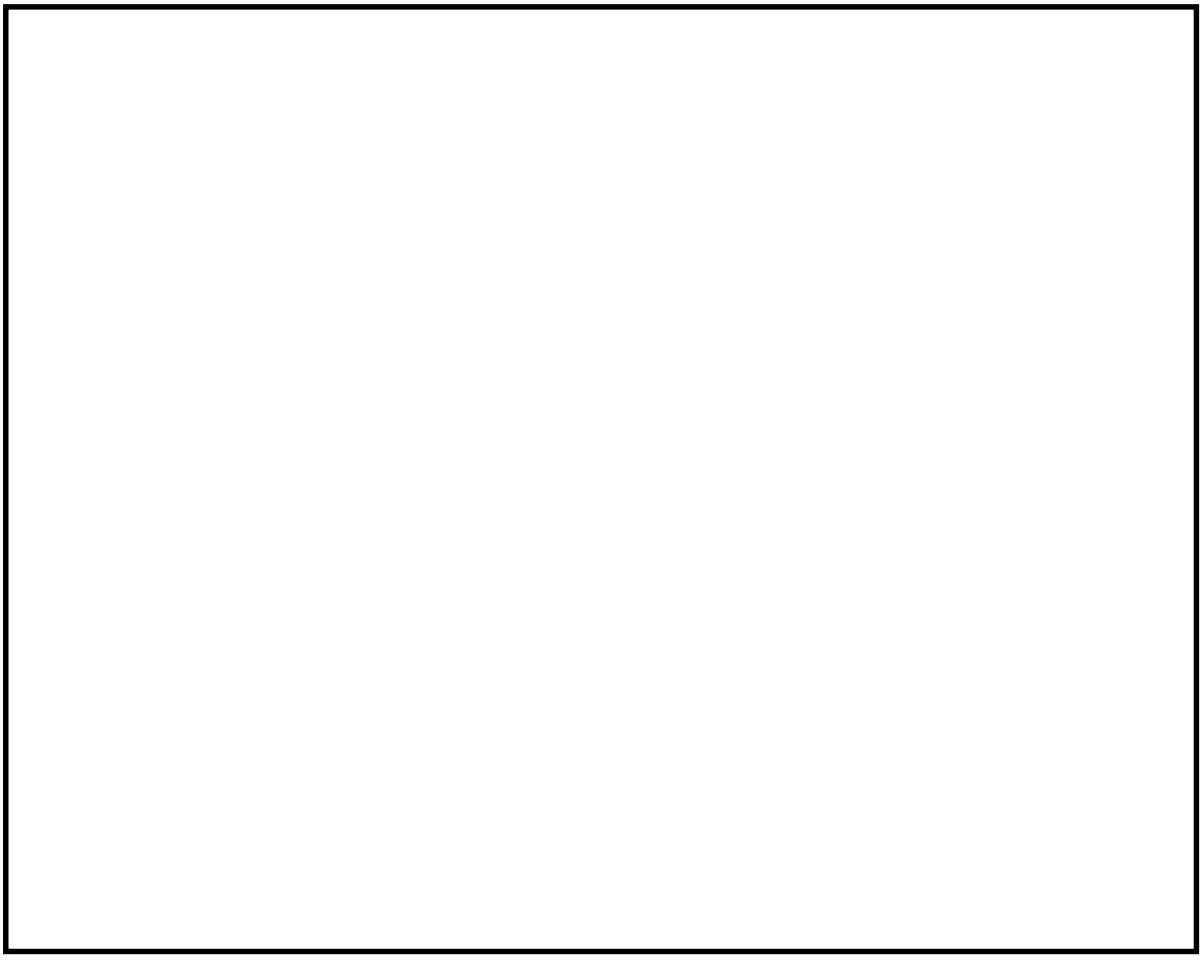
2.　必要要員数・想定時間

(1)　必要要員数：庶務班 1 名

(2)　想定時間：約 5 分

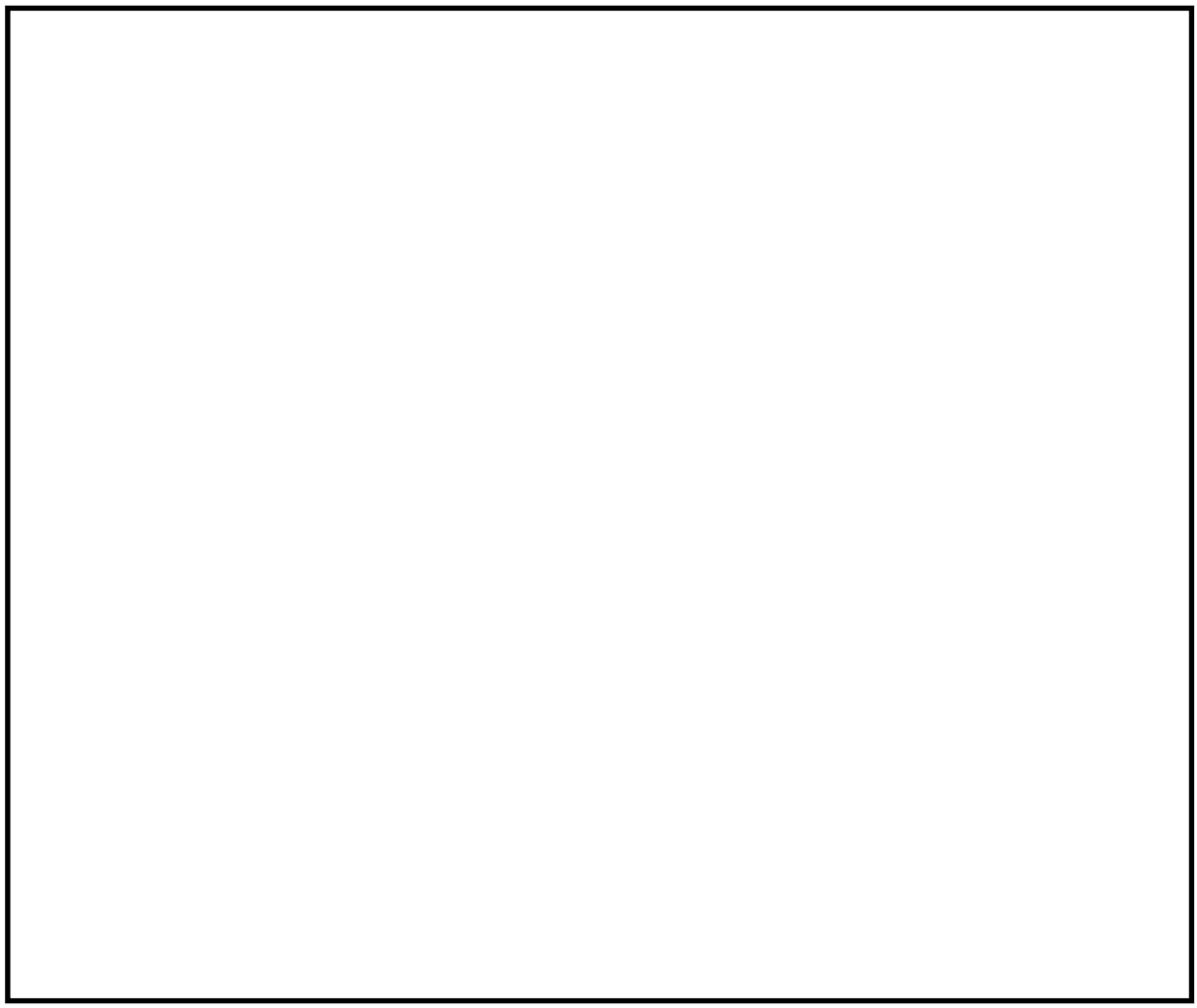
3.　系統構成

緊急時対策所 換気空調系概略図は第1図のとおり。



（緊対建屋加圧モード）

第1図　重大事故等時の緊急時対策所 換気空調系概略図（1／2）



（災害対策本部加圧モード）

第１図　重大事故等時の緊急時対策所 換気空調系概略図（2／2）

4.　手順

①換気空調設備操作盤で，キースイッチの「緊対建屋加圧モード」を選択し，起動スイッチ操作により自動シーケンスにて，運転モードが「通常モード」から「緊対建屋加圧モード」に切り替わる。

（自動シーケンスによる切替え操作は以下のとおり。）

排風機が停止し，排風機出口隔離弁が閉，差圧排気調整隔離弁が調整開，差圧排気出口隔離弁が開とすることで差圧制御ラインから排気する。その後，フィルタ装置入口隔離弁を開，非常用送風機を起動させ外気取入隔離弁を閉とする。さらに，非常用給気調整隔離弁を調整開，災害対策本部非常用給気隔離弁を開として，外気を非常フィルタ装置にてフィルタ処理し，緊急時対策所を加圧する。

②換気空調設備操作盤で，キースイッチの「災害対策本部加圧モード」を選択し，起動スイッチ操作により自動シーケンスにて，運転モードが「緊対建屋加圧モード」から「災害対策本部加圧モード」に切り替わる。

（自動シーケンスによる切替え操作は以下のとおり。）

災害対策本部給気隔離弁，災害対策本部非常用給気隔離弁，災害対策本部換気隔離弁を閉，加圧空気供給弁を開とし，緊急時対策所の加圧を開始する。また，非常用送風機風量切替隔離弁，非常用給気調整隔離弁を調整開とし外気取入量を調整する。

③緊急時対策所と隣接区画との差圧調整は災害対策本部差圧調整隔離弁にて自動制御する。また，緊急時対策所内の差圧計により，所定の差圧（約20Pa）に加圧されていることを確認する

④災害対策本部加圧モード運転中においては，酸素濃度 19％以上及び二酸化炭素濃度 1％以下であることを，酸素濃度計又は二酸化炭素濃度計で適時確認する。

加圧設備運転時における緊急時対策所の空気供給量の設定及び空気ボンベの必要本数について

１．加圧設備運転時における緊急時対策所の空気供給量の設定加圧

加圧設備運転時の評価条件別必要空気供給量を第１表に示す。加圧設備運転時の空気供給量は正圧維持，酸素濃度維持，二酸化炭素濃度抑制の全ての条件を満たす 160m^3／h に設定する。

第１表　加圧設備運転時の評価条件別必要空気供給量

各種評価条件	必要空気供給量（m^3／h）
正圧維持	120
酸素濃度維持	112
二酸化炭素濃度抑制	160

以下に，各条件の空気供給量の設定方法を示す。

ａ．正圧維持に必要な空気供給量

緊急時対策所はコンクリートの間仕切りで区画されることから，壁の継ぎ目からのリークはないものとする。よって，緊急時対策所のリークポテンシャルは，ドア開口の隙間，壁貫通部（配管，ケーブル，ダクト）である。

(a)　ドア開口リーク量

気密が要求される建屋／部屋に使用されるドアの気密性は JIS A 4702 にて定義されている。最も気密性の高い等級Ａ－４のドアにおいては，圧

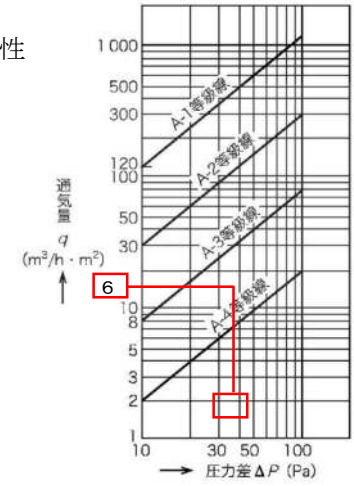
力差 30Pa（運用差圧）におけるドア面積当たりのリーク量は約 6［m^3／h・m^2］であるため，ドアからのリーク量は以下の式により算出できる。

Q ドア＝S×6

Q ドア：ドアからのリーク量［m^3／h］

S：ドアの面積合計 9.5m^2（緊急時対策所）

JIS A4702 気密性



(b)　壁貫通部のリーク量

壁貫通部のリーク量は，実績がある原子炉二次格納施設のリーク率 0.5 回／day を用いると，以下の式により算出できる。

Q 貫通部＝V×0.5÷24

V：室容積　2,994m^3

したがって，緊急時対策所のリーク量は以下の式により 120m^3／h となる。

Q＝Q ドア［m^3／h］＋Q 貫通部［m^3／h］

＝S［m^2］×6［m^3／h・m^2］＋V［m^3］×0.5［回／day］÷24［day／h］

＝9.5×6＋2,994×0.5÷24

＝120［m^3／h］

Q:供給空気供給量　　［m^3／h］

ｂ．酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は 19vol％以上（「鉱山保安法施行規則」を準拠），滞在人数は 100 名，酸素消費量は成人の呼吸量（静座時）とし，許容酸素濃度以上に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$Q = \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100$$
$$= \frac{-0.0218 \times 100}{(19.00 - 20.95)} \times 100$$
$$= 112 \mathrm{m^3/h}$$

Ga ：酸素発生量　　-0.0218m³／h／人

P ：人員　　100人

K_0：供給空気中酸素濃度　20.95vol％

K ：許容最低酸素濃度　19.0vol％

ｃ．二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は 1.0vol％以下（「鉱山保安法施行規則」を準拠），空気中の二酸化炭素量は 0.03vol％，滞在人数 100 名の二酸化炭素吐出量は，計器監視等を行う程度の作業時（極軽作業）の量とし，許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$Q = \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100$$
$$= \frac{0.022 \times 100}{(1.0 - 0.03)} \times 100$$
$$= 227 \mathrm{m^3/h}$$

また，加圧設備運転時間はプルーム放出時間の 10 時間に，プルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切替え時間を考慮した 2 時間を加え，さらに 2 時間の余裕をもたせ 14 時間分とする。14 時間後の時点で二酸化

炭素濃度が 1.0vol％を超えない空気供給量は 160m³／h となる。（14 時間後のＣＯ₂濃度は 0.977％）

$$K_t = K_0 + (K_1 - K_0) \times e^{-(\frac{Q}{V})\times t} + G_a \times {}^{P}\Big/_{Q\left(1-e^{-(\frac{Q}{V})\times t}\right)}$$

$$K_t = \left(K_1 - K_0 - G_a \times {}^{P}/_{Q}\right) \times e^{-(\frac{Q}{V})\times t} + \left(K_0 - G_a \times {}^{P}/_{Q}\right)$$

Kt：t時間後のＣＯ₂濃度　［％］

K1：室内初期ＣＯ₂濃度　　0.5％

K0：供給空気のＣＯ₂濃度　0.03％

Ga：ＣＯ₂発生量　　0.022m³／h／人

P　：滞在在人員　　100人

Q　：空気供給量　［m³／h］

V　：室容積　　2,990m³

２．空気ボンベの必要本数について

(a) 空気ボンベ必要本数の算定時間は，プルーム放出時間の10時間に，プルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切替え時間を考慮した2時間を加え，さらに2時間の余裕をもたせ14時間分とする。

(b) ボンベ使用可能量は，7.15m³／本とする。

(c) 14時間後の時点で二酸化炭素濃度が1.0vol％を超えない空気供給量は，160m³／hとする。以上から14時間を正圧維持等する場合に必要な本数は，下記計算のとおりであり，320本を確保する。

・ボンベ標準初期充填圧力　　：19.6 MPa(at 35℃)

・設置環境条件におけるボンベ初期圧力：18.01MPa(at 10℃)

・ボンベ内容積　　：46.7L

・圧力調整弁最低制御圧力　　：3MPa

・ボンベ供給可能空気量　　：7.15m^3／本(at 10℃)

計算式：　$\frac{160 \times 14}{7.15} = 313$

必要な情報を把握するための手順等の説明について

１．ＳＰＤＳデータ表示装置にて確認できるパラメータについて

通常，緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は，原子炉建屋付属棟に設置するデータ伝送装置からデータを収集し，ＳＰＤＳデータ表示装置にて確認できる設計とする。

また，緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）への伝送については，緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置から伝送する設計とする。

通常のデータ伝送ラインが使用できない場合，緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は，バックアップ伝送ラインにより原子炉建屋付属棟に設置するデータ伝送装置から無線系を経由し，ＳＰＤＳデータ表示装置にて確認できる設計とする。

各パラメータは，2週間分（1分周期）のデータが保存され，ＳＰＤＳデータ表示装置にて過去データが確認できる設計とする。

ＳＰＤＳパラメータについては，緊急時対策所において必要な指示を行うことができるよう必要なパラメータが表示・把握できる設計とする。

・「炉心反応度の状態」，「炉心冷却の状態」，「原子炉格納容器内の状態」「放射能隔離の状態」，「非常用炉心冷却系（ＥＣＣＳ）の状態等」の確認に加え，「使用済み燃料プールの状態」の把握並びに「環境の情報」の把握

また，これらのパラメータ以外にも，「水素爆発による原子炉格納容器の破損防止」「水素爆発による原子炉建屋の損傷防止」「津波監視」に必要な

パラメータを収集し，緊急時対策所に設置するＳＰＤＳデータ表示装置において確認できる設計とする。

ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータを第1表に示す。

第1表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧（1／6）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	平均出力領域計装　平均	○	○	－
	平均出力領域計装　A	○	○	○
	平均出力領域計装　B	○	○	○
	平均出力領域計装　C	○	○	－
	平均出力領域計装　D	○	○	－
	平均出力領域計装　E	○	○	－
	平均出力領域計装　F	○	○	－
	起動領域計装　A	○	○	○
	起動領域計装　B	○	○	○
	起動領域計装　C	○	○	○
	起動領域計装　D	○	○	○
	起動領域計装　E	○	○	○
	起動領域計装　F	○	○	○
	起動領域計装　G	○	○	○
	起動領域計装　H	○	○	○
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤電圧	○	○	○
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	○	○	○
炉心冷却の状態確認	原子炉水位(狭帯域)	○	○	－
	原子炉水位(広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(燃料域)	○	○	○
	原子炉水位(ＳＡ広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(ＳＡ燃料域)	○	○	○
	原子炉圧力	○	○	○
	原子炉圧力(ＳＡ)	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○
	残留熱除去系系統流量Ａ	○	○	○
	残留熱除去系系統流量Ｂ	○	○	○
	残留熱除去系系統流量Ｃ	○	○	○
	逃がし安全弁出口温度	○	○	－
	原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	－
	原子炉給水流量	○	○	－

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第１表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧（2／6）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力容器温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	○	○
	高圧代替注水系系統流量	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用)	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン狭帯域用)	○	○	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	○	○
	代替淡水貯槽水位	○	○	○
	西側淡水貯水設備水位	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　２Ａ－１電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ａ－２電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－１電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－２電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	○	○	○
	Ｄ／Ｇ　２Ｃ遮断器(660)閉	○	○	－
	Ｄ／Ｇ　２Ｄ遮断器(670)閉	○	○	－
	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ遮断器(680)閉	○	○	－
	圧力容器フランジ温度	○	○	－
	125V 系蓄電池Ａ系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池Ｂ系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系電圧	○	○	○
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	○	○	○
	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	○	○	○
	緊急用Ｐ／Ｃ電圧	○	○	○
原子炉格納容器内の状態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｄ／Ｗ)(Ａ)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｄ／Ｗ)(Ｂ)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｓ／Ｃ)(Ａ)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｓ／Ｃ)(Ｂ)	○	○	○
	ドライウェル圧力（広帯域）	○	○	－
	ドライウェル圧力（狭帯域）	○	○	－
	ドライウェル圧力	○	○	○

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第１表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧（3／6）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態確認	サプレッション・チェンバ圧力	○	○	○
	サプレッション・プール圧力	○	○	－
	ドライウェル雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・プール水温度（平均値）	○	○	○
	サプレッション・プール水温度	○	○	○
	サプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・プール水位	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度(Ｄ／Ｗ)	○	○	－
	格納容器雰囲気水素濃度(Ｓ／Ｃ)	○	○	－
	格納容器雰囲気酸素濃度(Ｄ／Ｗ)	○	○	－
	格納容器雰囲気酸素濃度(Ｓ／Ｃ)	○	○	－
	格納容器内水素濃度(ＳＡ)	○	○	○
	格納容器内酸素濃度(ＳＡ)	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	○	○
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	○	○
	格納容器下部水位	○	○	○
	格納容器下部水温	○	○	○
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	○	○
	残留熱除去系海水系系統流量	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	○	○	○

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第１表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧（4／6）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態確認	残留熱除去系 Ａ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系 Ｂ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系 Ｃ注入弁全開	○	○	－
	格納容器内スプレイ弁Ａ（全開）	○	○	－
	格納容器内スプレイ弁Ｂ（全開）	○	○	－
放射能隔離の状態確認	主排気筒放射線モニタＡ	○	○	－
	主排気筒放射線モニタＢ	○	○	－
	主排気筒モニタ（高レンジ）	○	○	－
	主蒸気管放射線モニタ(Ａ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(Ｂ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(Ｃ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(Ｄ)	○	○	○
	排ガス放射能（プレホールドアップ）Ａ	○	○	－
	排ガス放射能（プレホールドアップ）Ｂ	○	○	－
	ＮＳ４内側隔離	○	○	－
	ＮＳ４外側隔離	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ａ全閉	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ｂ全閉	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ｃ全閉	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ｄ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ａ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ｂ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ｃ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ｄ全閉	○	○	－
環境の情報確認	ＳＧＴＳ Ａ作動	○	○	－
	ＳＧＴＳ Ｂ作動	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（高レンジ）Ａ	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（高レンジ）Ｂ	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（低レンジ）Ａ	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（低レンジ）Ｂ	○	○	－

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第１表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧（5／6）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
環境の情報確認	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	○	○
	放水口モニタ(Ｔ－２)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ａ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｂ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｃ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｄ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ａ)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｂ)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｃ)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｄ)広域レンジ	○	○	－
	大気安定度　10 分値	○	○	－
	18m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	71m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	140m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	18m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－
	71m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－
	140m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－
	可搬型モニタリング・ポスト(Ａ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(Ｂ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(Ｃ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(Ｄ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所）	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(ＮＥ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(Ｅ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(ＳＷ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(Ｓ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(ＳＥ)	○	○	○
	風向（可搬型）	○	○	○
	風速（可搬型）	○	○	○
	大気安定度（可搬型）	○	○	○

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第１表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧（6／6）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	○	○	○
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	○	○	○
	使用済燃料プール温度	○	○	－
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
	フィルタ装置入口水素濃度	○	○	○
	フィルタ装置圧力	○	○	○
	フィルタ装置水位	○	○	○
	フィルタ装置スクラビング水温度	○	○	○
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度	○	○	○
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	○	○	○
非常用炉心冷却系(ECCS)の状態等	自動減圧系　Ａ作動	○	○	－
	自動減圧系　Ｂ作動	○	○	－
	非常用窒素供給系供給圧力	○	○	○
	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	－
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	－
	高圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	－
	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	－
	低圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系ポンプＡ起動	○	○	－
	残留熱除去系ポンプＢ起動	○	○	－
	残留熱除去系ポンプＣ起動	○	○	－
	残留熱除去系Ａ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系Ｂ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系Ｃ注入弁全開	○	○	－
	全制御棒全挿入	○	○	－
津波監視	取水ピット水位計	○	○	○
	潮位計	○	○	○

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

必要な要員の収容に係る手順等の説明について

東海第二発電所の原子力防災組織と指揮命令及び情報の流れについて

当社は福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓を踏まえ，さまざまな事故シーケンスやシビアアクシデントに至る事故を想定した緊急時対応訓練を繰り返し実施し，実効的な組織を目指して継続的な改善を行っているところである。

こうした取り組みを経て現在東海第二発電所において組織している発電所災害対策本部体制について，以下に説明する。

1. 発電所災害対策本部の構成

発電所災害対策本部体制を第1図に示す。

発電所災害対策本部体制は緊急時対策所に構築され，下記の要員で構成される。

・発電所災害対策本部長：原子力防災管理者（所長）

・発電所災害対策本部長代理：副原子力防災管理者

・発電用原子炉主任技術者

・本部員：担当班の統括

各班は基本的な役割，機能毎に以下の班を構成し，それぞれの本部員又は班長の指揮の下，活動を実施する。

(1) 情報班

事故に関する情報収集,整理及び連絡調整,本店総合対策本部及び社外機関との連絡調整の実施

(2)　広報班

発生した事象に関する広報，関係地方公共団体の対応，報道機関等の社外対応，発電所内外へ広く情報提供の実施

(3)　庶務班

発電所災害対策本部の運営，防災資機材の調達及び輸送，所内警備，避難誘導，医療（救護）に関する措置，二次災害防止に関する措置，アクセスルート確保，消火活動，放射性物質拡散抑制対策の実施

(4)　技術班

事故状況の把握・評価，プラント状態の進展予測・評価，事故拡大防止対策の検討及び技術的助言

(5)　放射線管理班

発電所内外の放射線・放射能の状況把握，影響範囲の評価，被ばく管理，汚染拡大防止措置等に関する技術的助言，二次災害防止に関する措置の実施

(6)　保修班

事故の影響緩和・拡大防止に関する対応，給水確保及び電源確保に伴う措置等，不具合設備の応急復旧及び技術的助言

(7)　運転班

プラント状態の把握及び発電所災害対策本部へのインプット，事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置及び技術的助言

2.　発電所災害対策本部要員の権限等

発電所災害対策本部要員の権限等については，以下のとおり。

(1)　原子力防災管理者（所長）

原子力防災組織を統括管理するとともに，必要な要員を招集し，状況の

把握に努めるとともに原子力災害の発生又は拡大の防止のために必要な応急措置を行わせる。

(2) 副原子力防災管理者

原子力防災組織の統括について原子力防災管理者（所長）を補佐し，原子力防災管理者（所長）が不在の時は，その職務を代行する。

(3) 発電用原子炉主任技術者

原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は，運転に従事する者（所長を含む。）へ指示する。

(4) 本部員

各本部員の担当について原子力防災管理者（所長）を補佐し，担当業務を遂行する。また，原子力防災管理者（所長）及び副原子力防災管理者が不在の時は，あらかじめ定めた代行順位でその職務を代行する。

(5) 班長

各班の業務が円滑に行えるよう，各班の業務内容を整理し，各班の要員に指示する。また，各班の要員から作業状況等の情報を入手し，情報を整理した上で本部員へ連絡する。

3. 指揮命令及び情報の流れについて

原子力防災組織において，指揮命令は基本的に本部長を最上位に置き，階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方，下位から上位へは，実施事項等が報告される。また，プラント状況や各班の対応状況についても各本部員より適宜報告されるため，常に綿密な情報の共有がなされる。

あらかじめ定めた手順に従って運転班（当直発電長）が行う運転操作や復旧操作については，当直発電長の判断により自律的に実施し，運転本部員に実施の報告が上がってくることになる。

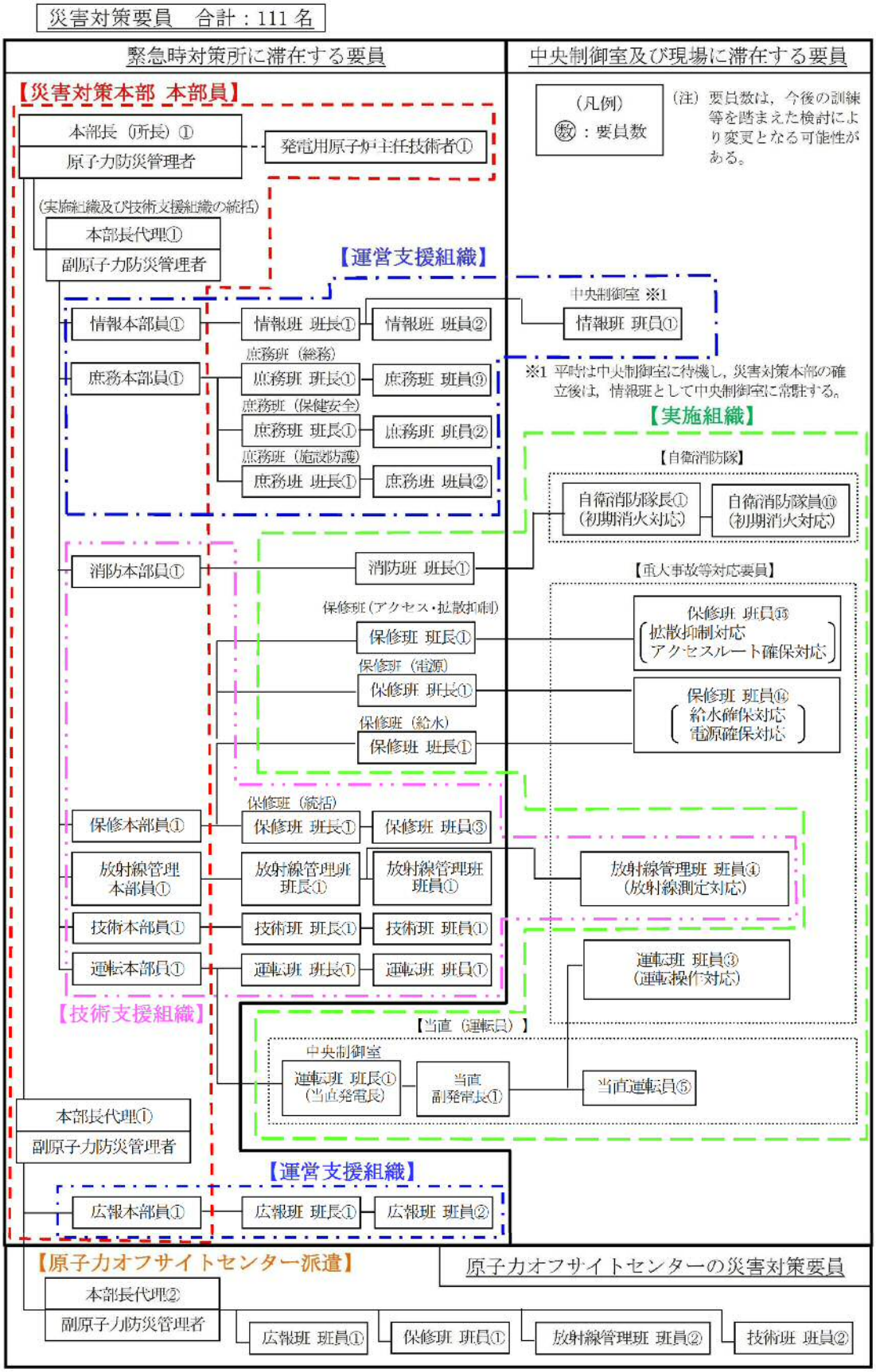
4.　その他

(1)　夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）の体制

夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）については，上述した発電所災害対策本部体制をベースに，特に初動対応に必要な要員を中心に宿直体制をとり，常に必要な要員数を確保することによって事故に対処できるようにする。その後に順次参集する要員によって徐々に体制を拡大していくこととなる。

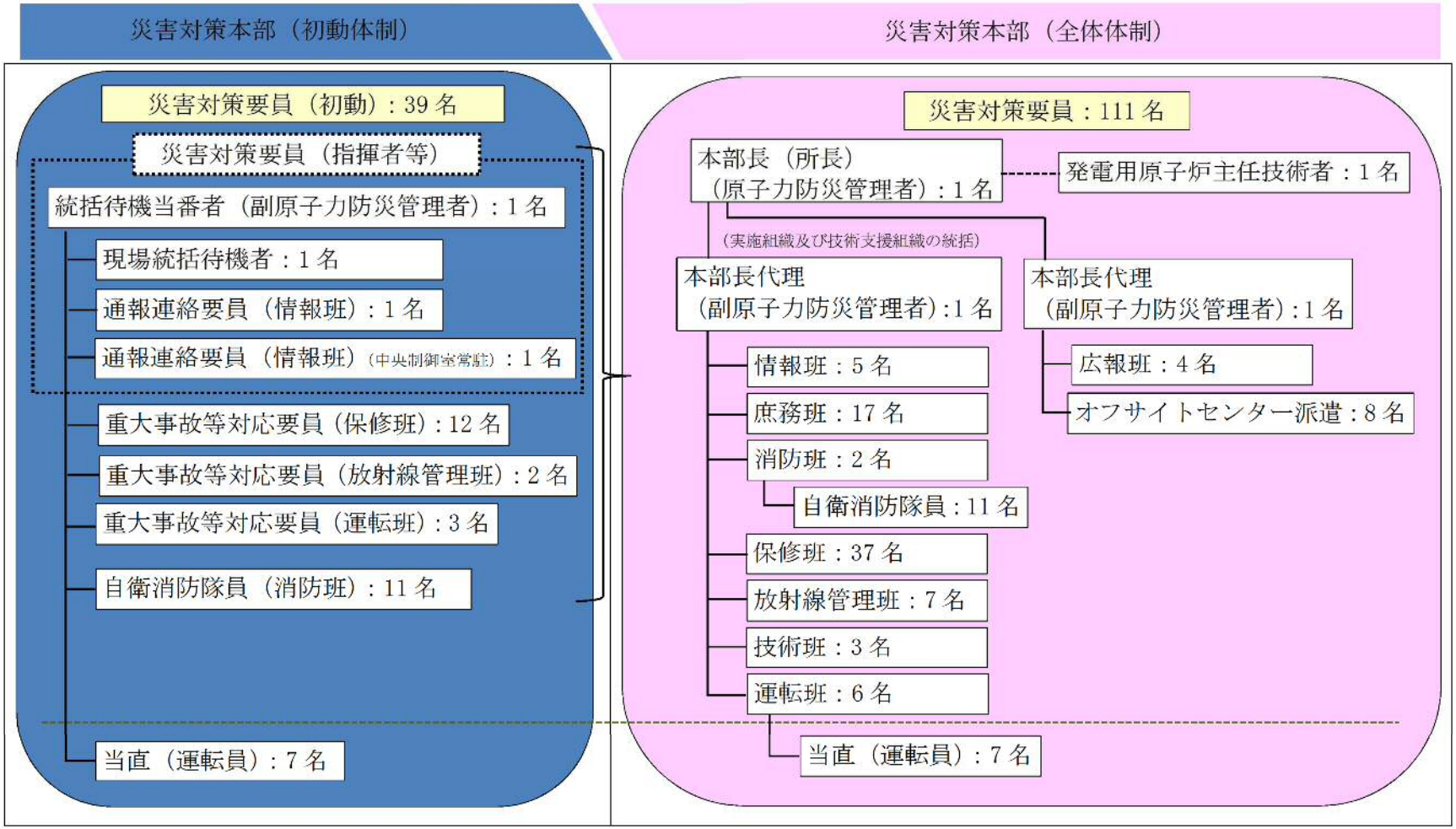
(2)　要員が負傷した際の代行の考え方

特に夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）において万一何らかの理由で要員が負傷するなどにより役割が実行できなくなった場合には，平日昼間のように十分なバックアップ要員がいないことが考えられる。こうした場合には，同じ機能を担務する上位職者等が兼務するか，代行者を追加招集して対処できるようにする。

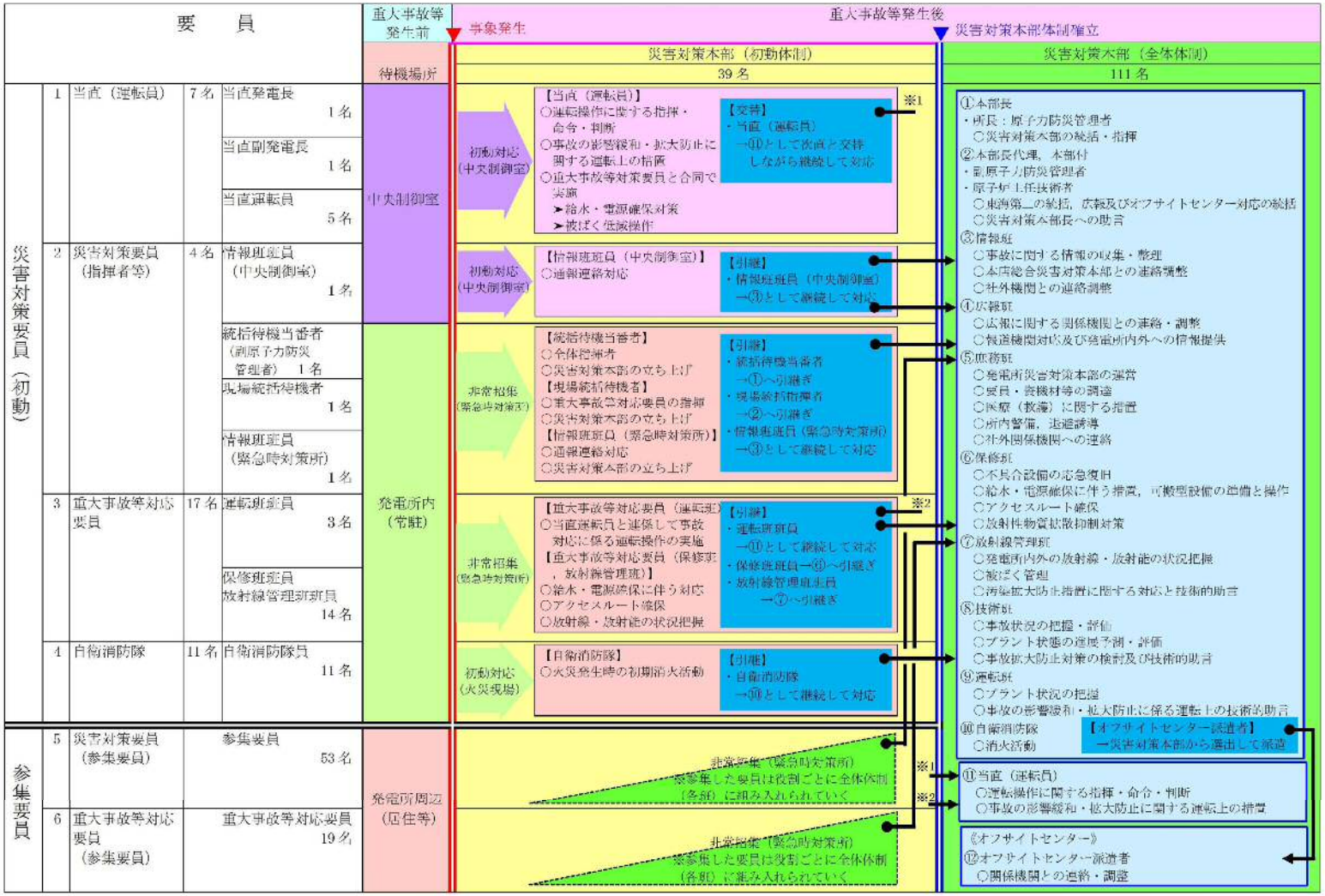


第 1 図　発電所災害対策本部体制

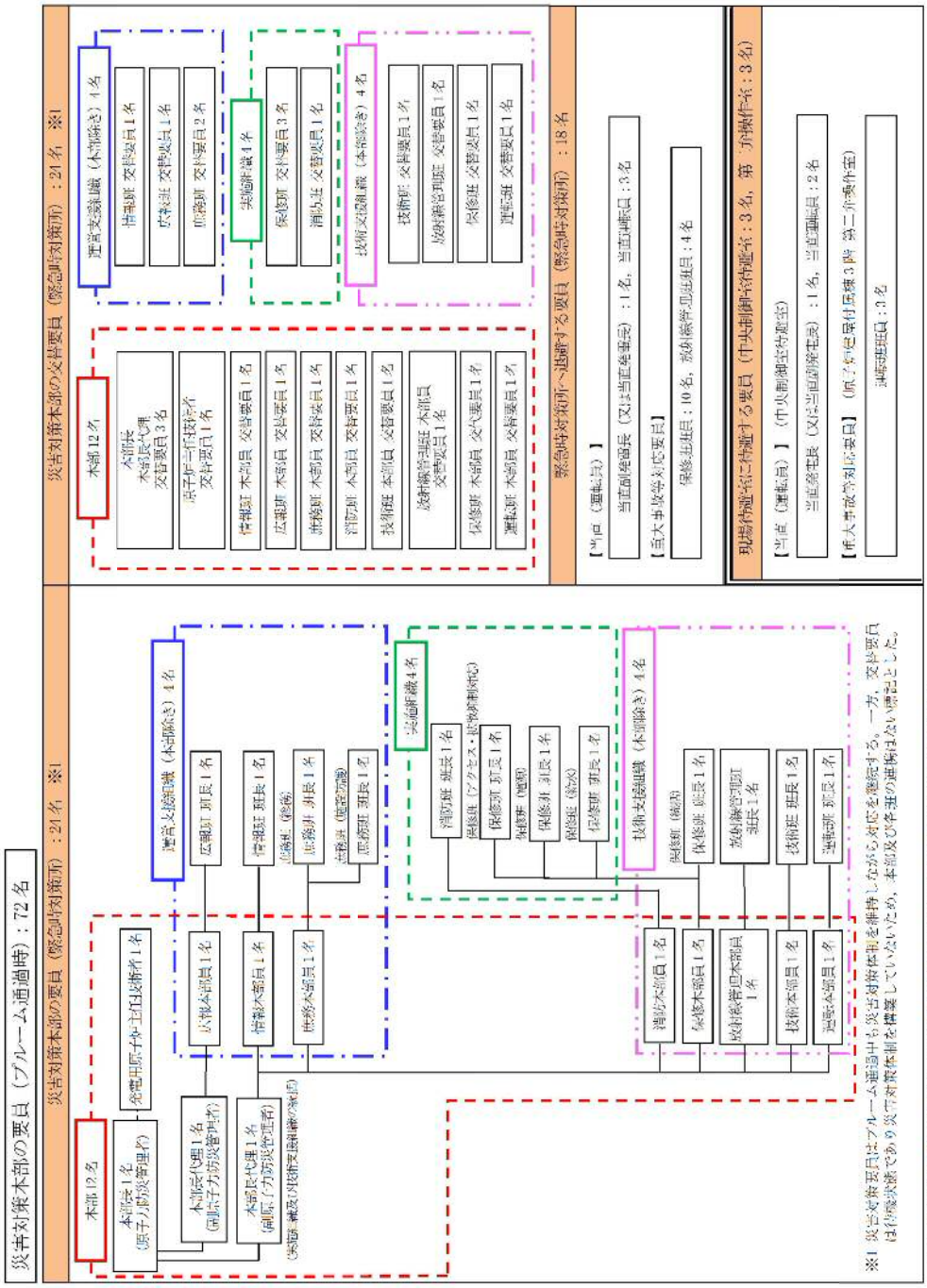
災害対策本部の初動体制及び全体体制の構成



災害対策本部の初動体制から全体体制への移行

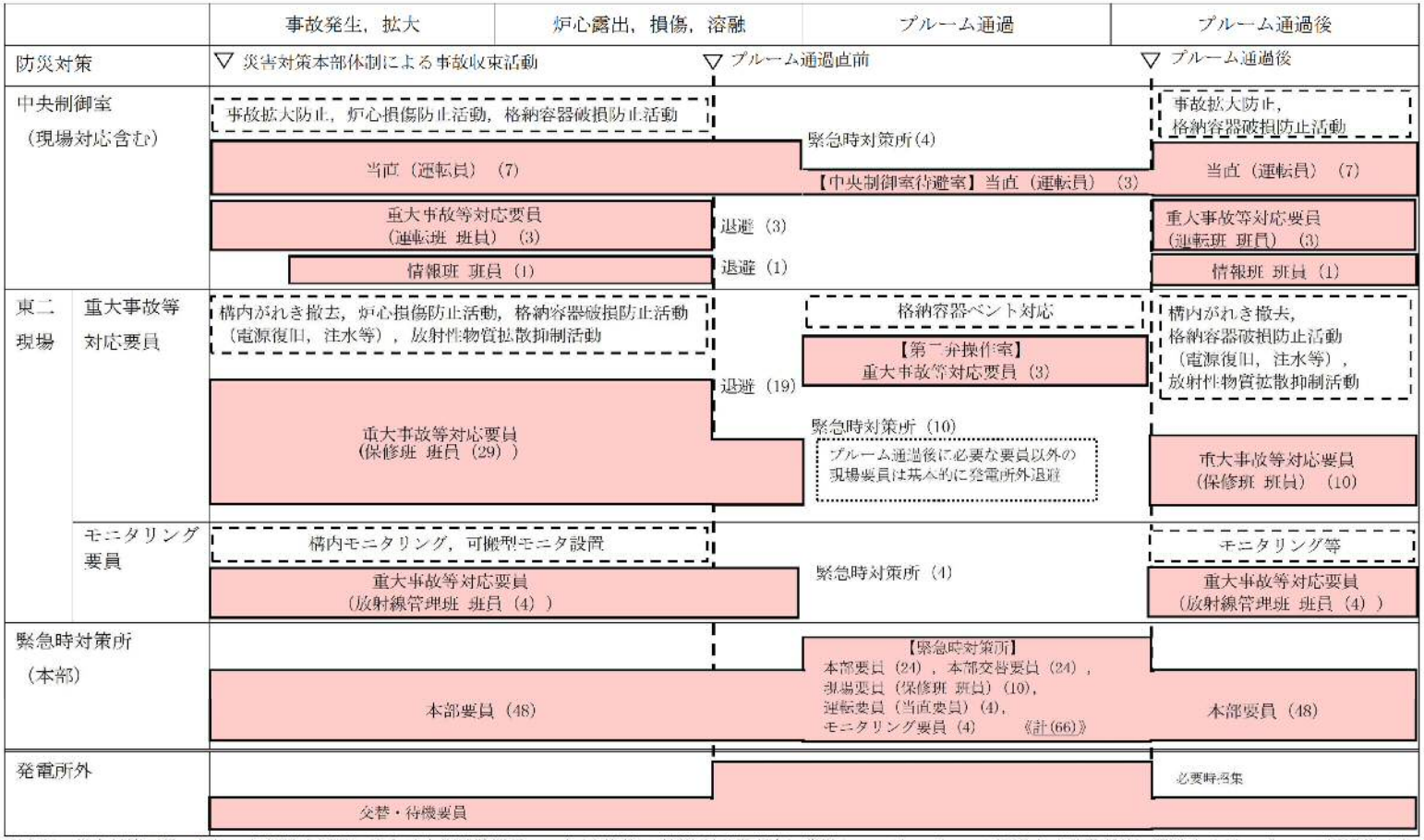


災害対策本部の要員（プルーム通過時）



（注）上記の要員数については，今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

緊急時対策所，中央制御室，現場　事故発生からプルーム通過までの要員の動き



※上記の災害対策要員の他に，初期消火活動に当たる自衛消防隊員 11 名(東海第二専従)が発電所内に常駐している。プルーム通過中は発電所外に退避するが，プルーム通過後は発電所に常駐する。また，オフサイトセンターに派遣されたオフサイトセンター派遣者８名が発電所外で活動している。

※要員数については，今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

緊急時対策所に最低限必要な要員について

プルーム通過中においても，重大事故等に対処するために緊急時対策所にとどまる必要のある要員は，交替要員も考慮して，①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 48 名と,②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 24 名のうち,中央制御室退避室にとどまる当直（運転員）3 名，フィルタベント現場対応の保修班要員 3 名を除く 18 名の合計 66 名を想定している。

なお，この要員数を目安として，災害対策本部長が緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

1.　重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員

要員	考え方	人数	合計
発電所災害対策本部長他	重大事故等に対処するための指揮を行うために必要な本部要員は本部長，本部長代理，原子炉主任技術者がとどまる。	4 名	48 名
各班本部員，班長	各班については，本部長からの指揮を受け，重大事故等に対処するため,各本部員及び各班長がとどまる。	20 名	
交替要員	上記，本部長，本部長代理，原子炉主任技術者の交替要員 4 名及び各班の本部員,班長の交替要員 20 名を確保する。	24 名	

2.　原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員

放射性物質の拡散を抑制するための継続的な対応措置として，プルーム通過後の放水砲による放水の再開実施に必要な要員及びその他重大事故等に対して柔軟に対処するために必要な要員数を確保する。

対応班	対応	対応内容及び必要な要員	人数		合計
			緊対所	待避室	
当直（運転員）	運転状態の監視	プルームの通過に伴い,3名が中央制御室の待避室へ,4名が緊急時対策所に退避する。	4名	3名	24名
運転班要員	格納容器ベント対応	格納容器ベントの弁操作に関する現場対応として，弁操作室（付属棟3階）に待避する。	－	3名	
庶務班要員	災害対策本部の運営	要員・資機材等の調達，所内警備，退避誘導	－	－	
保修班要員	放射性物質の拡散抑制対応	・可搬型代替注水大型ポンプ車（放水用）のポンプ操作・監視（2名） ・放水砲設備の操作，管理(2名)	4名	－	
	水源確保・注水	ハイドロポンプ車による使用済燃料プールへの水の補給操作，水源確保	2名	－	
	燃料の給油	ポンプ車，電源車等の可搬型設備への燃料給油（タンクローリーの運転操作）	2名		
	電源供給・確保	電源車の運転操作・監視	2名	－	
放射線管理班要員	モニタリング	作業現場の放射線モニタリングの実施	4名	－	
合　計			18名	6名	／

※ 人数については，今後，訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

重大事故等に対して柔軟に対応できるよう，整備した設備等の手順書を制定するとともに,訓練により必要な力量を習得する。訓練は継続的に実施し，必要の都度，運用の改善を図っていく。

3.　廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合について

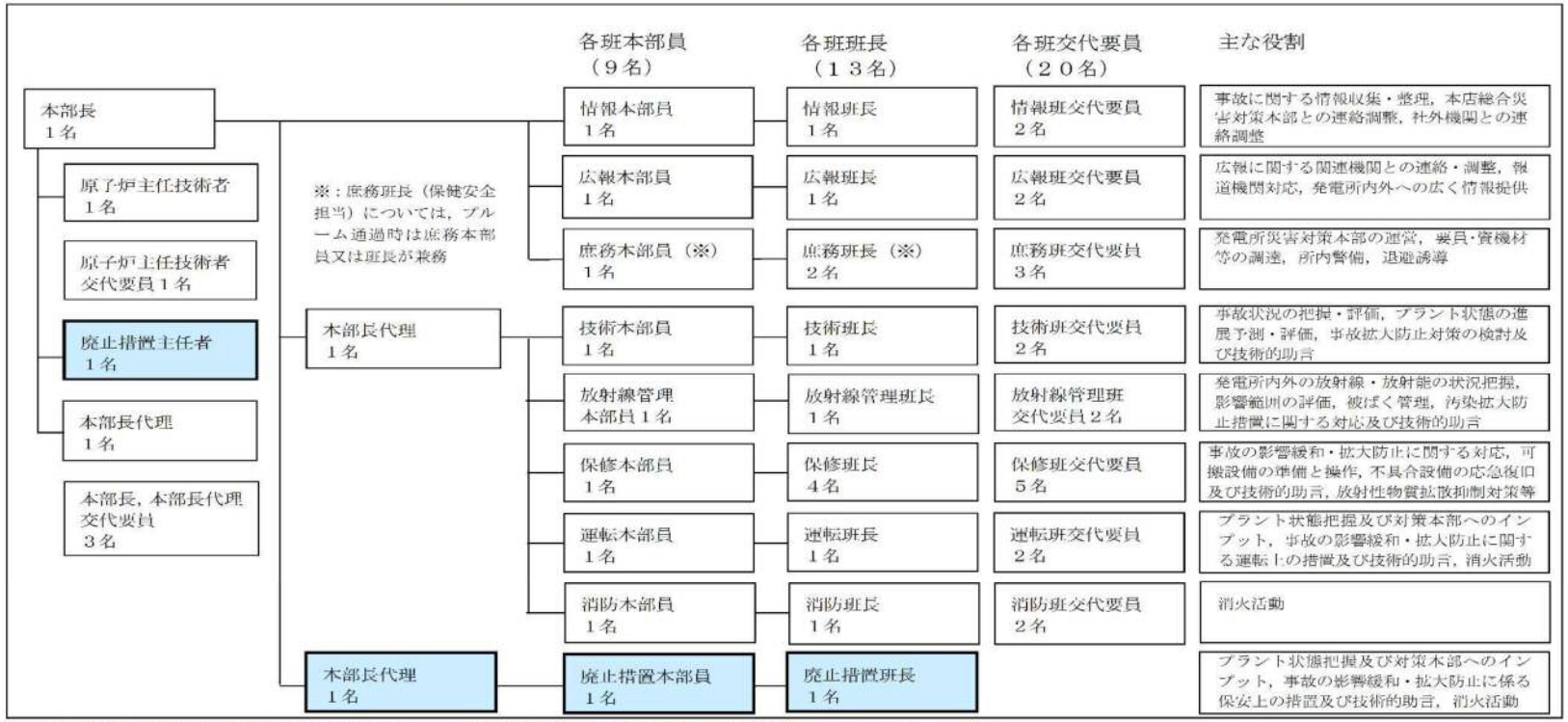
緊急時対策所は，東海第二発電所の重大事故等発生時に廃止措置中の東海発電所の事故が同時に発生した場合において，双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があり，総合的な管理を行うことにより安全性の向上が図れることから，東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所で共用することとし，共用した場合においても廃止措置中の東海発電所の災害対策要員を収容できるスペースを確保する。また，プルーム通過中においても，緊急時対策所にとどまる要員は，東海第二発電所重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員，合計 66 名に加え，廃止措置中の東海発電所の災害対策要員として 4 名の合計 70 名を想定している。

なお，廃止措置中の東海発電所の事故対応に必要な資機材等は，無線連絡設備（携帯型），衛星電話設備（固定型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話，ＩＰ－ＦＡＸ）を除き，廃止措置中の東海発電所専用に確保するとともに，これらの設備については，廃止措置中の東海発電所において同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設備とすることで東海第二発電所へ影響を及ぼすことはない。

緊急時対策所　必要要員の考え方（廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合）

凡例：　緊急時対策所にとどまる東海発電所専従要員

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員：５２名

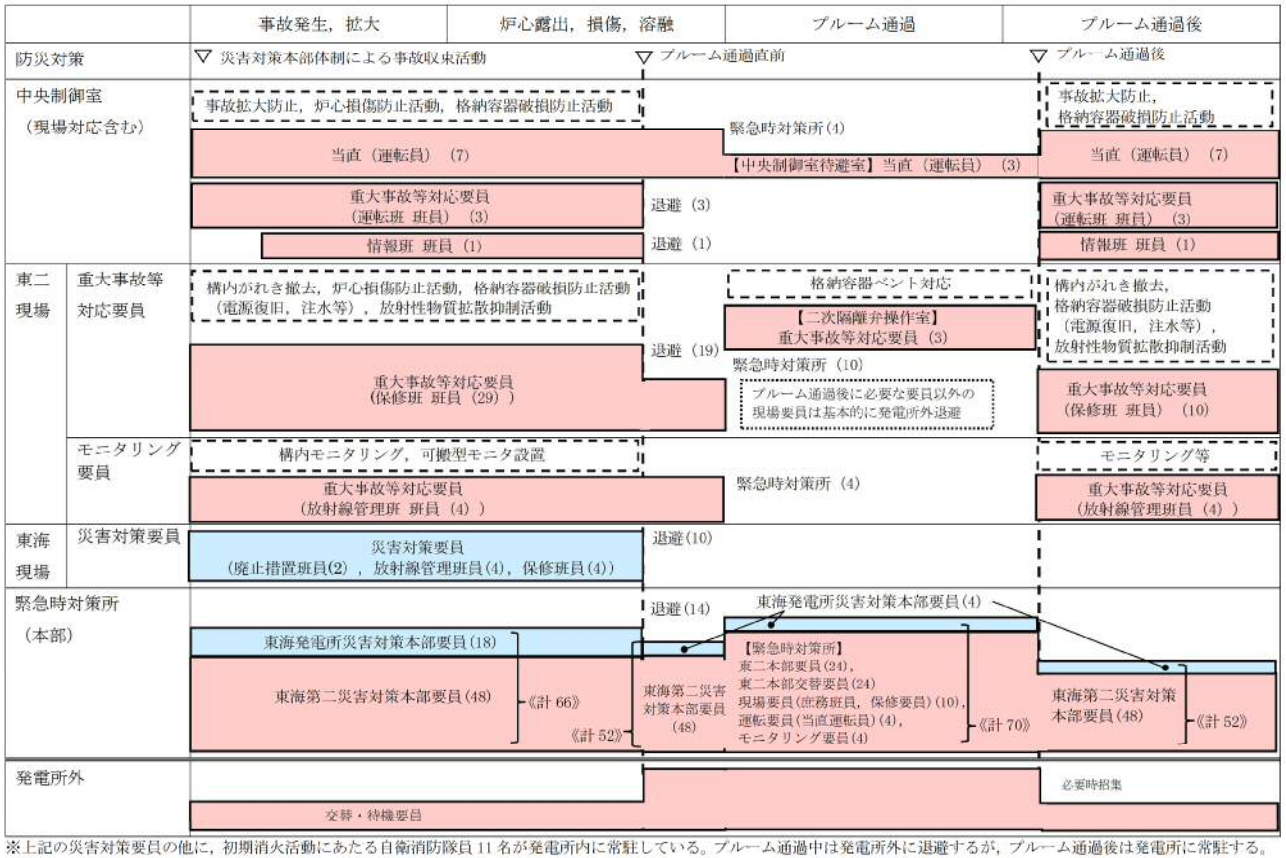


②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員：１８名

・中央制御室にて対応を行う運転員等	・現場にて対応を行う保修班要員	・現場にて対応を行う放射線管理班要員
運転員４名	保修班要員 10 名	放射線管理班要員４名

（注）人数については，今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性あり。

緊急時対策所　事故発生からプルーム通過後までの要員の動き



※上記の災害対策要員の他に，初期消火活動にあたる自衛消防隊員 11 名が発電所内に常駐している。プルーム通過中は発電所外に退避するが，プルーム通過後は発電所に常駐する。
また，オフサイトセンターに派遣されたオフサイトセンター派遣者８名が発電所外で活動している。
※要員数については，今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

（廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合）

放射線管理用資機材

○放射線防護具類

品　名	配備数※1	
	緊急時対策所建屋	中央制御室※2
タイベック	1,166着※3	17 着※15
靴下	2,332足※4	34 足※16
帽子	1,166個※5	17 個※17
綿手袋	1,166双※6	17 双※18
ゴム手袋	2,332双※7	34 双※19
全面マスク	333個※8	17 個※17
チャコールフィルタ	2,332個※9	34 個※20
アノラック	462着※10	17 着※15
長靴	132足※11	9 足※21
胴長靴	12足※12	9 足※21
高線量対応防護服（遮蔽ベスト）	15着※13	—
自給式呼吸用保護具	—	9 式※22
バックパック	66個※14	17 個※17

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　当直（運転員）は交替のために中央制御室に向かう際に，緊急時対策所建屋より防護具類を持参する。
※3　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5着→1,166着
※4　111名（要員数）×7日×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍＝2,331足→2,332足
※5　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5個→1,166個
※6　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5双→1,166双
※7　111名（要員数）×7日×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍＝2,331双→2,332双
※8　111名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍＝333個
※9　111名（要員数）×7日×2倍(2個を1セットで使用)×1.5倍＝2,331個→2,332個
※10　44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日×1.5倍＝462着
※11　44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=132足
※12　4名（重大事故等対応要員4名：放水砲対応）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=12足

※13　10名（重大事故等対応要員10名：放水砲，アクセスルート確保，電源確保，水源確保対応））×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=15着
※14　44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×1.5倍＝66個
※15　11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17着
※16　11名(中央制御室要員数)×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍=33足→34足
※17　11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17個
※18　11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17双
※19　11名(中央制御室要員数)×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍=33双→34双
※20　11名(中央制御室要員数)×2倍（2個を1セットで使用）×1.5倍=33個→34個
※21　6名（当直（運転員）（現場）3名＋重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍=9足
※22　6名（当直（運転員）（現場）3名＋重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍=9式

・放射線防護具類の配備数の妥当性の確認について

【緊急時対策所建屋】

全体体制（1日目），東海第二発電所の緊急時対策要員数は111名であり，緊急時対策所の災害対策本部本部員及び各作業班要員48名，現場要員55名（うち自衛消防隊11名を含む。）及び発電所外での活動を行うオフサイトセンターへの派遣要員8名で構成されている。このうち，現場要員から自衛消防隊員を除いた44名は，1日に4回現場に行くことを想定する。また，全要員は，12時間に1回交替することを想定する。

プルーム通過以降（2日目以降）について，現場要員から自衛消防隊員を除いた44名は，1日に2回現場に行くことを想定する。なお，交替時の放射線防護具類については，交替要員が発電所外から発電所に向かう際（往路）に，発電所外へ移動する（復路）分の防護具類を持参し，原則緊急時対策所建屋内の防護具類は使用しないため考慮しない。

タイベック等（帽子，綿手袋）の配備数は，以下のとおり，上記を踏まえ算出した必要数を上回っており妥当である。

44名×4回＋111名×2交替＋44名×2回×6日＝926 ＜ 1,166

靴下及びゴム手袋は二重にして使用し，チャコールフィルタは2個装着して使用する。靴下等の配備数は，以下のとおり，必要数を上回っており妥当である。

（44名×4回＋111名×2交替＋44名×2回×6日）×2＝1,852 ＜ 2,332

全面マスクは，再使用するため，必要数は交替を考慮して222個（要員数分×2倍）であり，配備数（333個）は必要数を上回っており妥当である。

アノラック，長靴，胴長靴，遮蔽ベスト，自給式呼吸用保護具及びバックパックの配備数は，それぞれ想定する使用者数を上回るよう設定しており妥当である（※10～14参照）。

○放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）

品　名	配備数※1	
	緊急時対策所建屋	中央制御室
個人線量計	333台※3	33 台※8
GM汚染サーベイメータ	5台※4	3 台※9
電離箱サーベイメータ	5台※5	3 台※10
緊急時対策所エリアモニタ	2台※6	—
可搬型モニタリング・ポスト※2	2台※6	—
ダストサンプラ	2台※7	2 台※7

※1　今後，訓練等で見直しを行う
※2　緊急時対策所の可搬型モニタリング・ポストについては「監視測定設備」の可搬型モニタリング・ポストと兼用する。
※3　111名（要員数）×2台（交替時用）×1.5倍＝333台
※4　身体の汚染検査用に3台＋2台（予備）＝5台
※5　現場作業等用に4台＋1台（予備）＝5台
※6　加圧判断用に1台＋１台（予備）＝2台
※7　室内のモニタリング用に1台+1台（予備）＝2台
※8　11 名（中央制御室要員数）×2 台（交替時用）×1.5 倍＝33 台
※9　身体の汚染検査用に2台＋1台（予備）＝3台
※10　現場作業等用に2台＋1台（予備）＝3台

○電離箱サーベイメータの配備数根拠について

・電離箱サーベイメータは，屋外作業現場等の放射線測定を行い，要員の過剰な被ばくを防止するために使用する。

・電離箱サーベイメータは，線量が高くなることが想定される場所にて行う作業で使用できるよう，大気への放射性物質の拡散を抑制するための作業用として1台(①)及び格納容器ベントの実施により屋外の線量が上昇した状況下において原子炉建屋等近傍で行う作業用として2台（②，③）並びに緊急時対策所の環境測定用として1台（④）の計4台を配備するとともに，さらに，故障点検時のバックアップ用の1台を配備する。

・なお，各要員の着用する電子式個人線量計の発する音により，要員周辺の線量率の上昇を把握することで，過剰な被ばくを防止することも可能である。

電離箱サーベイメータを携行する作業

作　業	備　考	配備数（台）
①放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	・原子炉建屋近傍で行う作業 ・作業場所（放水砲設置場所）は1ヶ所のため，1台で対応可能	1
②格納容器圧力逃がし装置スクラビング水補給作業	・格納容器圧力逃がし装置格納槽近傍作業（格納容器ベント実施に伴い高線量化することを想定） ・作業場所は1ヶ所のため1台で対応可能	1
③可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給作業，タンクローリによる燃料補給操作	・原子炉建屋近傍を通過する作業 ・水源補給作業開始後に燃料補給操作を行うため1台で対応可能	1
④緊急時対策所（チェンジングエリアを含む）の環境測定	・緊急時対策所の環境測定（居住性確保） ・緊急時対策所内を携行して使用するため，1台で対応可能	1
合　計	—	4 （予備1）

○ＧＭ汚染サーベイメータの配備数根拠について

・ＧＭ汚染サーベイメータは，屋外から緊急時対策へ入室する現場で作業を行った要員の身体等の汚染検査を行うために使用する。

・チェンジングエリア内のサーベイエリアにて汚染検査のために 1 台，除染エリアにて除染後の再検査のために 1 台使用する。

・また，緊急時対策所の環境測定のためダストサンプラとあわせて空気中の放射性物質の濃度を測定するために 1 台使用する。

・3 台に加えて汚染検査の多レーン化等柔軟なチェンジングエリアの運用及び故障点検時のバックアップとして予備 2 台の計 5 台を配備する。

添付資料 1.18.4(10)

チェンジングエリアについて

1. チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては,「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置,構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 61 条第 1 項(緊急時対策所）並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 76 条第 1 項（緊急時対策所）に基づき，緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

なお，チェンジングエリアは東海発電所及び東海第二発電所共用とする。

（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈第 76 条第 1 項（緊急時対策所）抜粋）

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

2. チェンジングエリアの概要

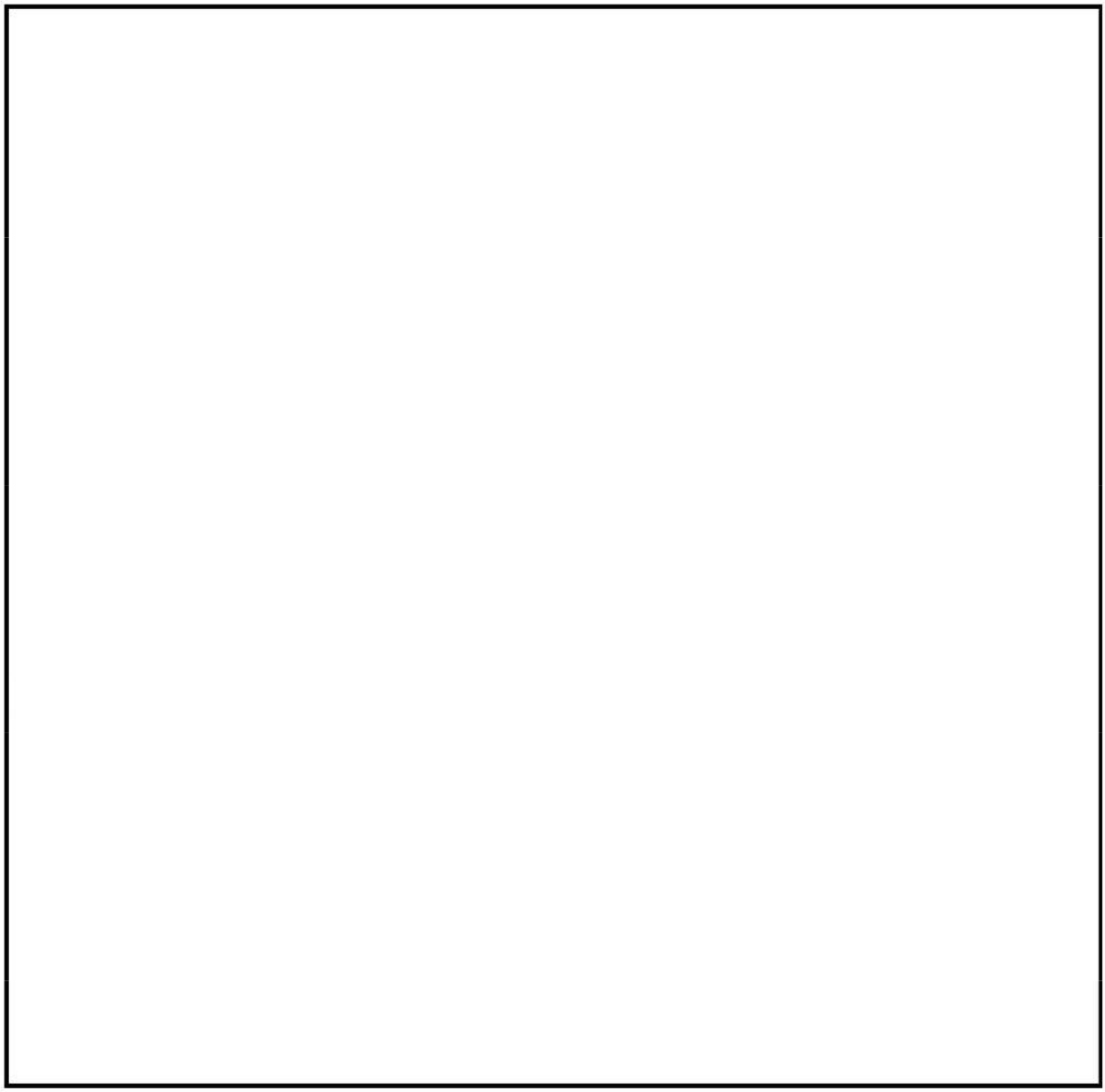
チェンジングエリアは，脱衣エリア，サーベイエリア，除染エリアからなり，緊急時対策所建屋入口に設置する。概要は第 1 表のとおり。

第１表　チェンジングエリアの概要

設営場所	緊急時対策所建屋 １階入口	緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
設営形式	シート区画化 （緊急時対策所建屋）	通常時より壁，床等について，あらかじめシート及びテープにより区画養生を行っておく。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生し，災害対策本部長代理の指示があった場合	緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染するおそれが発生した場合，チェンジングエリアの設営を行う。なお，事故進展の状況，参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し，設営を行う。
実施者	放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている放射線管理班員が参集した後に設営を行う。

3.　チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは，緊急時対策所建屋入口に設置する。チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルートは，第１図のとおり。



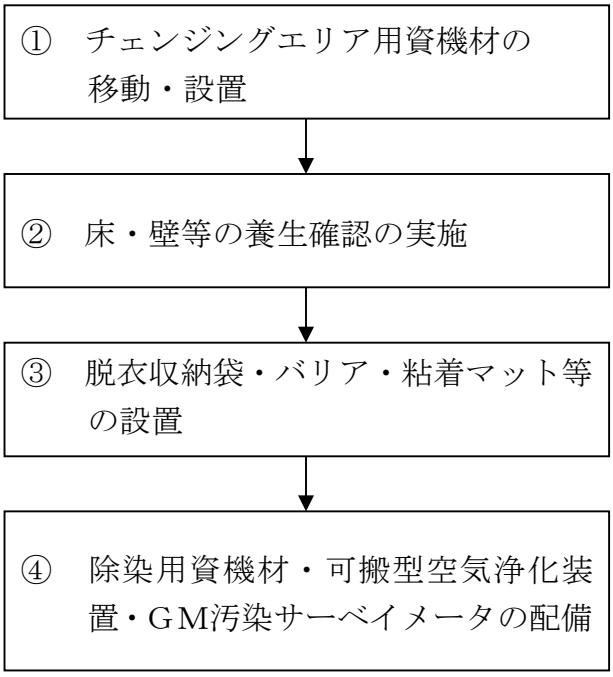
第1図　緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所及び屋内の
アクセスルート

4.　チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

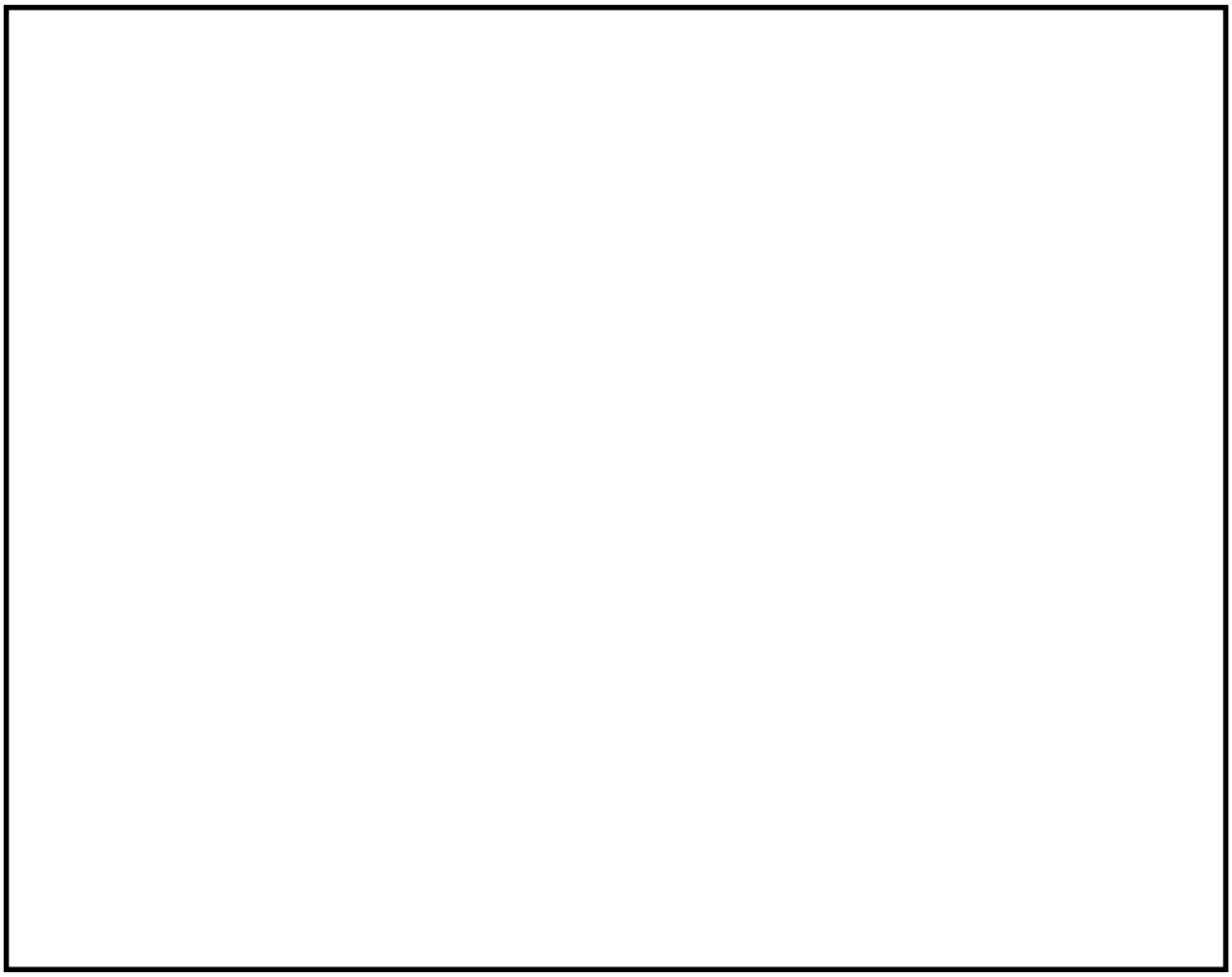
(1)　考え方

緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止するため，第 2 図の設営フローに従い，第 3 図のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員 2 名で約 20 分（資機材運搬に約 4 分を想定及び資機材の設置に訓練実績から約 13 分を確認）を想定している。なお,チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の要員の放射線管理班における重大事故等対応要員 4 名のうちから 2 名以上の要員をチェンジングエリアの設営に割り当て行う。設営の着手は，原子力災害特別措置法第 10 条特定事象が発生した後，事象進展の状況，参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して放射線管理班長が判断し，速やかに実施する。



第 2 図　チェンジングエリア設営フロー



第3図　緊急時対策所チェンジングエリアのレイアウト

(2)　チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については，運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して，以下のとおりとする。

○チェンジングエリア用資機材

	名称	数量※1
エリア設営用	バリア	8個※2
	簡易シャワー	1式※3
	簡易水槽	1個※3
	バケツ	1個※3
	水タンク	1式※3
	可搬型空気浄化装置	3台※4
消耗品	はさみ，カッター	各3本※5
	筆記用具	2式※6
	養生シート	4巻※7
	粘着マット	3枚※8
	脱衣収納袋	9個※9
	難燃袋	525枚※10
	難燃テープ	12巻※11
	クリーンウェス	32缶※12
	吸水シート	933枚※13

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　各エリア間の5個×1.5倍＝7.5個→8個
※3　エリアの設営に必要な数量
※4　2台×1.5倍＝3台
※5　設置作業用，脱衣用，除染用の3本
※6　サーベイエリア用，除染エリア用の2式
※7　105.5 m^2（床，壁の養生面積）×2（補修張替え等）÷90 m^2／巻×1.5倍≒4巻
※8　2枚(設置箇所数)×1.5倍＝3枚
※9　9個(設置箇所数　修繕しながら使用)
※10　50枚／日×7日×1.5倍＝525枚
※11　57.54 m（養生エリアの外周距離）×2（シートの継ぎ接ぎ対応）×2（補修張替え等）÷30m／巻×1.5倍＝11.5→12巻
※12　111名（要員数）×7日×8枚（マスク，長靴，両手，身体の拭き取りに各2枚）÷300（枚／缶）×1.5倍＝31.08→32缶
※13　簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。
111名（要員数）×7日×4ℓ(1回除染する際の排水量)÷5ℓ(シート1枚の吸水量)×1.5倍＝932.4枚→933枚

5. チェンジングエリアの運用

（出入管理，脱衣，汚染検査，除染，着衣，廃棄物管理，チェンジングエリアの維持管理，加圧運転中の緊急時対策所への入室）

(1) 出入管理

チェンジングエリアは，緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所に待機していた要員が，屋外で作業を行った後，再度，緊急時対策所に入室する際に利用する。緊急時対策所建屋外は，放射性物質により汚染しているおそれがあることから，緊急時対策所建屋外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは第3図のとおりであり，チェンジングエリアには下記の①～③のエリアを設けることで緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止する。

①脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア

②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品の汚染検査を行うエリア

③除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア

(2)　脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

・脱衣エリアの靴・ヘルメット置場で，安全靴，ヘルメット，ゴム手袋（外側），タイベック，アノラック，靴下（外側）等を脱衣する。

・脱衣エリアで，マスク，ゴム手袋（内側），帽子，綿手袋，靴下（内側）を脱衣する。

なお，チェンジングエリアでは，放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し，指導，助言，防護具の脱衣の補助を行う。

(3)　汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

・脱衣後，サーベイエリアに移動する。

・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。

・汚染基準を満足する場合は，緊急時対策所に移動する。汚染基準を満足しない場合は，除染エリアに移動する。

なお，放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また，放射線管理班員は汚染検査の状況について，適宜確認し，指導，助言をする。

(4)　除染

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は，サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については，クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが，拭き取りにて除染ができない場合も想定し，汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は，第 4 図のとおり必要に応じて吸水シートへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

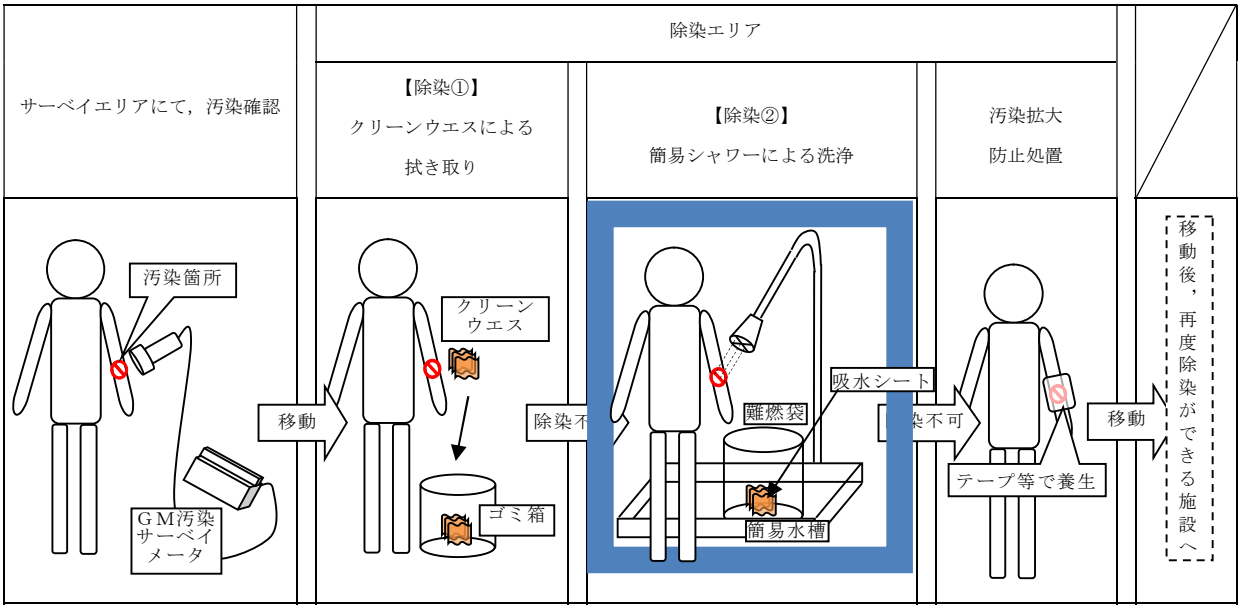
チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は，除染エリアに移動する。

・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。

・再度汚染箇所について汚染検査する。

・汚染基準を満足しない場合は，簡易シャワーで除染する。（簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は，汚染箇所を養生し，再度除染ができる施設へ移動する。）



第 4 図　除染及び汚染水処理イメージ図

(5)　着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

・防護具着衣エリアで，綿手袋，靴下内側，靴下外側，帽子，タイベック，マスク，ゴム手袋内側，ゴム手袋外側等を着衣する。

・チェンジングエリアの靴・ヘルメット置場で，ヘルメット，安全靴等

を着用する。

放射線管理班は,要員の作業に応じて,アノラック等の着用を指示する。

(6) 廃棄物管理

緊急時対策所建屋外で活動した要員が脱衣した防護具については，チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから，適宜屋外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

(7) チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は，チェンジングエリア内の表面汚染密度，線量当量率及び空気中放射性物質濃度を定期的（1回／日以上）に測定し，放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には，表面汚染密度，線量当量率及び空気中放射性物質濃度の測定を実施する。

(8) プルーム通過時加圧運転(災害対策本部加圧モード)，プルーム通過後加圧運転(緊対建屋浄化モード)中の緊急時対策所への入室

放射線管理班員は，緊急時対策所が空気加圧されている換気系運転状態（災害対策本部加圧モード，緊対建屋浄化モード）での緊急時対策所への万一の入室に備え，脱衣，汚染検査，除染を行うための資機材を緊急時対策所に緊急時対策所を加圧する際に持参し，外部からの入室時はエアロック内にて，脱衣，汚染検査，除染を実施する。また，表面汚染密度，線量当量率及び空気中放射性物質濃度の測定の結果，エアロック内に汚染が確認された場合は除染を実施する。

6. チェンジングエリアの汚染拡大防止について

(1) 汚染拡大防止の考え方

緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査を行うためのサーベイエリア，脱衣を行うための脱衣エリア及び身体に付着した放射性物質の除染を行うための除染エリアを設けるとともに，緊急時対策所非常用換気設備により，緊急時対策所の空気を浄化し，緊急時対策所の放射性物質を低減する設計とする。

(2) 可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには，更なる汚染拡大防止のため，可搬型空気浄化装置を設置する。可搬型空気浄化装置は，最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリア及び靴・ヘルメット置場の空気を浄化するように配置し，汚染拡大を防止する。

可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は，可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視で確認することで行う。可搬型空気浄化装置は，脱衣エリアを換気できる風量とし，仕様等を第 5 図に示す。

なお，緊急時対策所はプルーム通過時には，原則出入りしない運用とすることから，チェンジングエリアについてもプルーム通過時は，原則利用しないこととする。したがって，チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから，可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし，可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから，フィルタの線量が高くなることも想定し，本体（フィルタ含む）の予備を 1 台設ける。なお，交換したフィルタ等は，線源とならないよう屋外に保管する。

	○外形寸法：縦約 420×横約 400×高約 1200 ㎜ ○風　　量：9㎥／min（540㎥／h） ○重　　量：約 50 ㎏ ○フィルタ：微粒子フィルタ（除去効率 99%以上） 　　よう素フィルタ（除去効率 97%以上）
	微粒子フィルタ 　微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり，微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に，微粒子が捕集される。 よう素フィルタ 　よう素フィルタのろ材は，活性炭素繊維であり，よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に，よう素が活性炭繊維を通ることにより吸着・除去される。

第 5 図　可搬型空気浄化装置の仕様等

(3)　チェンジングエリアの区画

チェンジングエリアは，脱衣エリア，サーベイエリア，除染エリア毎に部屋が区分けされており，各部屋の壁・床等について，通常時よりシート及びテープにより区画養生を行っておくことで，チェンジングエリア設営時間の短縮を図る。

また，チェンジングエリア床面については，必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを積層して貼ることとし，一時閉鎖となる時間を短縮している。

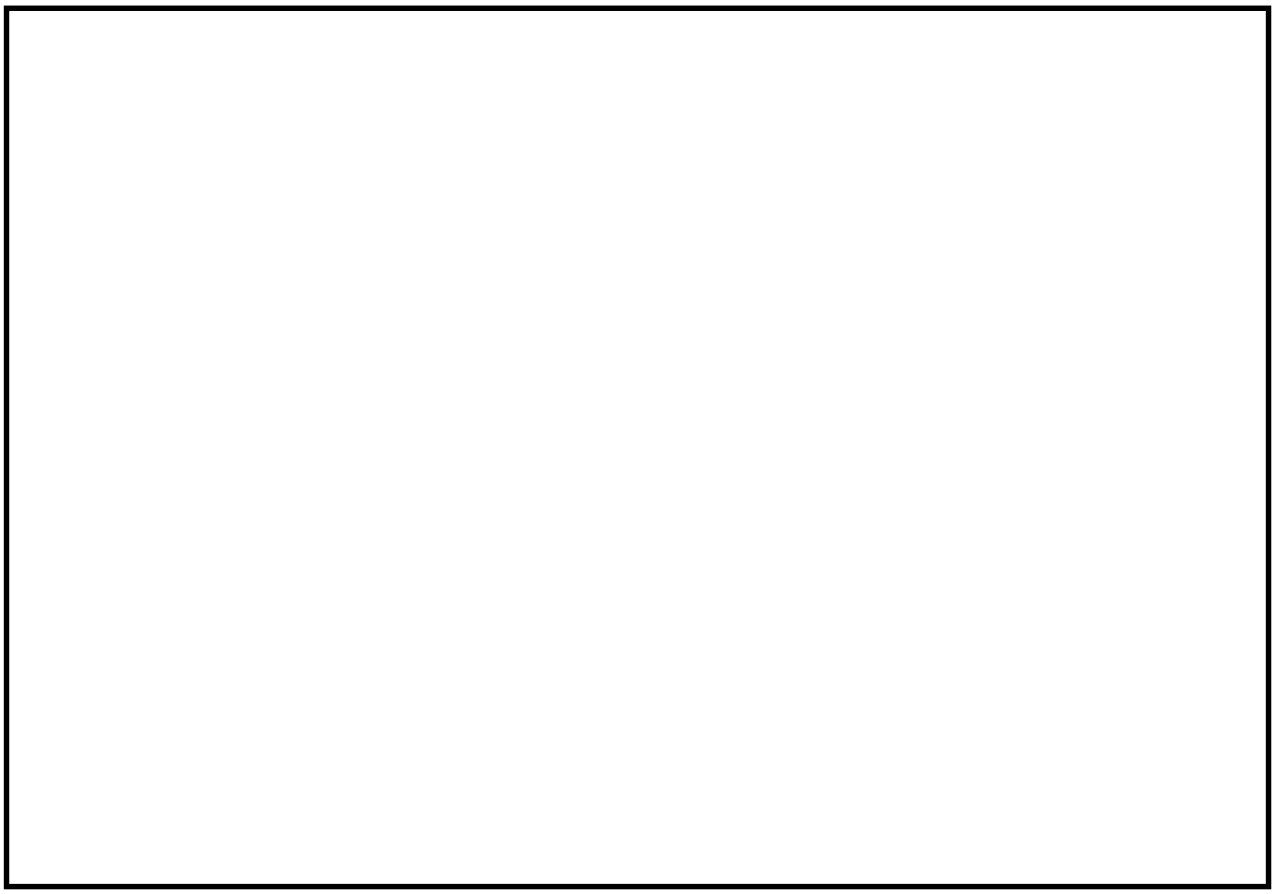
更にチェンジングエリア内には，靴等に付着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。

(4)　チェンジングエリアへの空気の流れ

チェンジングエリアは，一定の気密性が確保された緊急時対策所建屋内の 1 階に専用で設置し，第 6 図のように，汚染の区分ごとに空間を区画し，汚染を管理する。

また，更なる汚染拡大防止のため，可搬型空気浄化装置を 2 台設置する。

1台は靴・ヘルメット置場の放射性物質を低減し，もう1台は，脱衣エリアの空気を吸い込み浄化し，靴・ヘルメット置場側へ送気することでチェンジングエリアに第6図のように空気の流れをつくり，脱衣による汚染拡大を防止する。



第6図　緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ

(5)　チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

緊急時対策所に入室しようとする要員に付着した汚染が，他の要員に伝播することがないようサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は，汚染箇所を養生するとともに，サーベイエリア内に汚染が拡大していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合は，一時的にチェンジングエリアを閉鎖し，速やかに養生シートを張り替える等により，要員の出入りに極力影響を与えないようにする。ただし，緊急時対策所から緊急に現場に行く必要がある場合は,張り替え途中であっても,退室する要員は防護具を着用していること及びサーベイエリアは通過しないことから，退室することは可能である。

また，緊急時対策所への入室の動線と退室の動線を分離することで，脱衣時の接触を防止する。なお，緊急時対策所から退室する要員は，防護具を着用しているため，緊急時対策所に入室しようとする要員と接触したとしても，汚染が身体に付着することはない。

7.　汚染の管理基準

第 2 表のとおり，状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし，サーベイエリアのバックグラウンドに応じて，第 2 表の管理基準での運用が困難となった場合は，バックグラウンドと識別できる値を設定する。

第 2 表　汚染の管理基準

状況		汚染の 管理基準	根拠等
状況 ①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は 放出されるような 原子力災害時	1,300cpm （4Bq／cm^2相当）	法令に定める表面汚染密度限度 （アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度）： 40 Bq／cm^2の 1／10
状況 ②	大規模プルームが 放出されるような 原子力災害時	40,000cpm （120Bq／cm^2相当）	原子力災害対策指針における ＯＩＬ4 に準拠
		13,000cpm （40Bq／cm^2相当）	原子力災害対策指針における ＯＩＬ4【1 ヶ月後の値】に準拠

8.　チェンジングエリアのスペースについて

緊急時対策所における現場作業を行う要員は，プルーム通過後現場復旧要員である 18 名を想定し，同時に 18 名の要員がチェンジングエリア内の靴・ヘルメット置場，脱衣エリア，サーベイエリアに待機できる十分な広さの床面積を確保する設計とする。また，仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも,チェンジングエリアは建屋内に設置しており,屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

チェンジングエリアに同時に 18 名の要員が来た場合,全ての要員がチェンジングエリアを退域するまで約 42 分（1 人目の脱衣に 6 分＋その後順次汚染検査 2 分×18 名），仮に全ての要員が汚染している場合でも除染が完了しチェンジングエリアを退域するまで約 78 分（汚染のない場合の 42 分＋除染後の再検査 2 分×18 名）と設定しており，訓練によりこれを下回る時間で退域

できることを確認している。

9. 放射線管理班の緊急時対応のケーススタディ

放射線管理班は，チェンジングエリアの設置以外に，緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置（10分），可搬型モニタリング・ポストの設置（最大475分），可搬型気象観測設備の設置（80分）を行うことを技術的能力にて説明している。これら対応項目の優先順位については，放射線管理班長が状況に応じ判断する。

例えば，平日昼間に事故が発生した場合（ケース①）には，放射線管理班員4名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ，可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備の設置を優先し，その後にチェンジングエリアの設置作業を行う。

夜間・休祭日に事故が発生した場合（ケース②）には，放射線管理班員2名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ，可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所加圧判断用）及び可搬型気象観測設備の設置を行い，その後参集した要員がチェンジングエリアの設置を行う。

要員参集後（発災から 2 時間後）に参集した放射線管理班員にてチェンジングエリアの設置作業を行うことで平日昼間のケースと同等の時間で設置を行える。なお，チェンジングエリアの運用については発災後要員が参集されるまでは作業員は自ら汚染検査を行い，参集後は本部内の放射線管理班員が作業終了の都度対応する。プルームが通過した後は放射線管理班員がチェンジングエリアに常駐して対応する。

・ケース①（平日昼間の場合）

対応項目	要員	経過時間（時間） 1 2 3 4 5 6 7 8
		事象発生 ▽ ▽緊急時対策所チェンジング 10条 エリアの運用開始 ▽
状況把握（モニタリング・ポストなど）	放射線管理班員A,B	
緊急時対策所エリアモニタ設置		
可搬型モニタリング・ポストの配置		
状況把握（モニタリング・ポストなど）	放射線管理班員C,D	
可搬型気象観測設備の配置		
中央制御室チェンジングエリアの設置		
緊急時対策所チェンジングエリア設置		

・ケース②（夜間・休祭日に事故が発生した場合）

対応項目	要員	経過時間（時間） 1 2 3 4 5 6 7 8
		事象発生 ▽ ▽参集完了 10条 ▽緊急時対策所チェンジング ▽ エリアの運用開始
状況把握（モニタリングポストなど）	放射線管理班員A,B	
緊急時対策所エリアモニタ設置		
緊急時対策所チェンジングエリア設置		
可搬型モニタリング・ポストの配置※1		
可搬型気象観測設備の配置		
中央制御室チェンジングエリアの設置	放射線管理班員C,D	

※1 可搬型モニタリング・ポストは，放射線管理班長の判断により緊急時対策所加圧判断用モニタを優先して設置する。

飲食料とその他の資機材

1. 飲食料

緊急時対策所要員が，少なくとも外部からの支援なしに 7 日間の活動を可能とするために，緊急時対策所建屋に必要な資機材等を配備することとしている。また,プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要がないように,余裕数を見込んでとどまる要員の 1 日分以上の食料及び飲料水を緊急時対策所建屋に保管する。

緊急時対策所建屋には以下の数量を保管する

品　名	保管数	考え方
食料	2,331 食	111 名×7 日×3 食
飲料水	1,554 本	111 名×7 日×2 本（1.5ℓ／本）※1

※飲料水 1.5ℓ 容器での保管の場合(要員 1 名当たり 1 日 3ℓ を目安に配備)

2. その他資機材

緊急時対策所建屋に以下の数量を保管する。

品　名	保管数	考え方
酸素濃度計	2 台	故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する
二酸化炭素濃度計	2 台	故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する
一般テレビ（回線,機器）	1 式	報道や気象情報等を入手するため
社内パソコン	1 式	社内情報共有に必要な資料・書類を作成するため
簡易トイレ	一式	プルーム通過中に対策本部から退出する必要がないよう連続使用可能な簡易トイレを配備する
安定ヨウ素剤	1,776 錠	111 名×(初日 2 錠＋2 日目以降 1 錠×6 日)×2 倍

3.　原子力災害対策活動で使用する主な資料

緊急時対策所に以下の資料を保管する。

資　　料　　名	
1．組織及び体制に関する資料	(1)原子力発電所施設を含む防災業務関係機関の緊急時対応組織資料 ①東海第二発電所原子力事業者防災業務計画 ②東海第二発電所原子炉施設保安規定 ③災害対策規程 ④東海第二発電所災害対策要領 ⑤東海発電所・東海第二発電所防火管理要領 ⑥東海第二発電所非常時運転手順書 (2)緊急時通信連絡体制資料 ①東海第二発電所災害対策要領 ②東海・東海第二発電所災害・事故・故障・トラブル時の通報連絡要領
2．放射能影響推定に関する資料	(1)気象観測関係資料 ①気象観測データ (2)環境モニタリング資料 ①空間線量モニタリング配置図 ②環境試料サンプリング位置図 ③環境モニタリング測定データ (3)発電所設備資料 ①主要系統模式図 ②原子炉設置（変更）許可申請書 ③系統図 ④施設配置図 ⑤プラント関連プロセス及び放射線計測配置図 ⑥主要設備概要 ⑦原子炉安全保護系ロジック一覧表 (4)周辺人口関連データ ①方位別人口分布図 ②集落別人口分布図 ③周辺市町村人口表 (5)周辺環境資料 ①周辺航空写真 ②周辺地図（2万5千分の１） ③周辺地図（5万分の１） ④市町村市街図
３．事業所外運搬に関する資料	(1)全国道路地図 (2)海図（日本領海部分） (3)ＮＦＴ－３２Ｂ型核燃料輸送物設計承認書

ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について

(1) プルーム通過時における要員退避の考え方

炉心損傷後のベント実施時には，放出されるプルームの影響によって発電所周辺の放射線線量率が上昇する。そのため,プルーム通過時において，災害対策要員は，緊急時対策所及び中央制御室待避室等で待避又は発電所構外へ一時退避する。緊急時対策所及び中央制御室待避室等については，空気加圧することでプルームの流入を抑え，放射線影響を低減させる。発電所構外への一時退避については，発電所から離れることでプルームの拡散効果により放射線影響を低減させる。

(2) 必要要員数

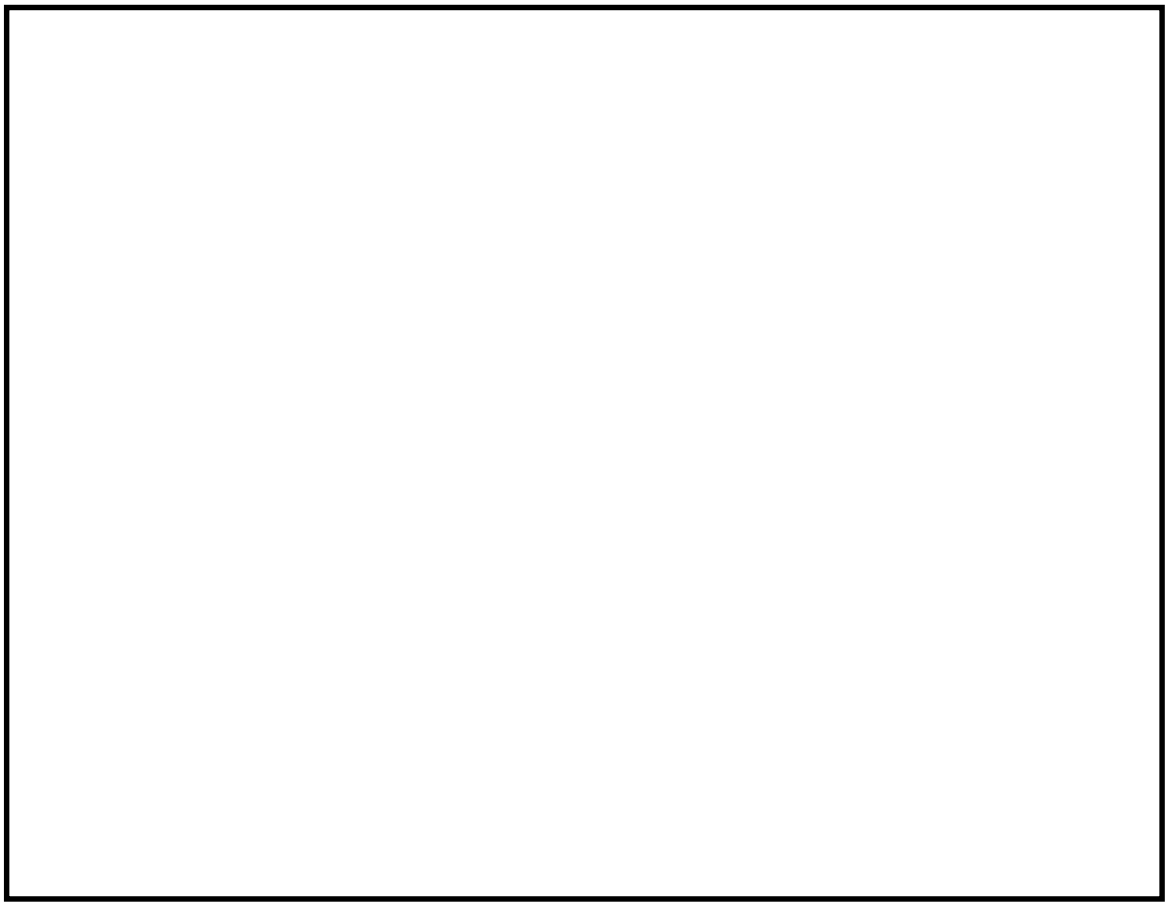
災害対策本部（全体体制）の要員は 111 名であるが，8 名についてはオフサイトセンターへ派遣されるため，発電所にて重大事故等対応を行う要員は 103 名である。プルーム通過時の必要要員である 72 名は緊急時対策所又は中央制御室待機室等で待機することとしており,それ以外の 31 名については発電所構外へ退避する。

(3) 移動時間

発電所構外へ一時退避する場合には，原子力事業所災害対策支援拠点へ退避することとしている。原子力事業所災害対策支援拠点の候補として 6 施設あり，事象発生後に風向等に基づいて選定する。これらの施設は，発電所から 10km～20km の地点に立地しており,最も遠い施設まで徒歩による一時退避を行う場合の所要時間は約 6 時間と評価している。

緊急時対策所へ待避する場合の移動時間については，アクセスルートのうち，緊急時対策所建屋から最も距離のある地点（放水口）から緊急時対策所へ第 1 図に示すアクセスルートを徒歩移動によって退避した場合の移

動時間は約 24 分である。



第 1 図　放水口から緊急時対策所建屋への最も距離のあるアクセスルート

(4)　有効性評価シナリオでの退避タイミング

ａ．サプレッション・プール水位通常水位＋6.5m 到達によるベント

有効性評価のうち，炉心損傷後のベントシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における要員一時退避及び待避開始時間及びベント時間の関係を第 1 表に示す。

第 1 表　静的負荷におけるベント準備時間及びベント時間の退避

項目	基準	事象発生からの到達時間
発電所構外への一時退避	S／P 水位通常水位＋4.5m	約 13 時間後
緊急時対策所への待避	S／P 水位通常水位＋5.5m	約 16.5 時間後
ベント操作	S／P 水位通常水位＋6.5m	約 19.5 時間後

第 1 表に示すとおり，発電所構外への一時退避については，移動開始からベント操作まで約 6.5 時間あることから最も遠い退避施設への退避が可能であり，緊急時対策所への待避については，移動開始からベント操作まで約 3 時間あることからベント実施判断基準到達までに緊急時対策所への待避可能である。そのため，ベント操作開始に影響を与えることはない。また，中央制御室の当直（運転員）については，ベント実施後速やかに中央制御室待避室へ退避する。

第 2 表及び第 2 図に示すとおり，プルーム通過時の屋内待避期間（評価上 5 時間）において，実施する必要のある現場操作及び作業がないため，要員が退避することに対する影響はない。

第 2 表　ベント実施の待避期間中における格納容器の状態及び操作

作業項目	待避期間中における状況	作業の要否
原子炉注水	低圧代替注水系（常設）による注水を継続	待避期間における流量調整は不要
格納容器スプレイ	ベント実施前に停止	－
電源	常設代替高圧電源装置により給電	自動燃料補給により作業不要
水源	代替淡水貯槽の水を使用	待避期間中における補給は不要
燃料	可搬型設備を使用していない	－

ｂ．格納容器酸素濃度 4.3vol％到達によるベント

炉心損傷後においては,格納容器内での水素燃焼を防止する観点から,格納容器酸素濃度がドライ条件において 4.3vol％に到達した場合，ベント操作を実施することとしている。

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）においては，水素ガス及び酸素ガスの発生割合（Ｇ値）の不確かさが大きく，あらかじめ待避基準を設定できないため，酸素濃度の上昇速度から 4.3vol％到達時間を予測し，退避を実施する。また，退避開始からプルーム通過時の退避時において，実施する必要のある現場操作及び作業がないため，要員が退避することに対する影響はない。

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）

操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】は他作業後移動してきた要員 当直運転員（中央制御室）	当直運転員（現場）	重大事故等対応要員（現場）	操作の内容	経過時間（時間） 4 8 12 16 20 24 28	
常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	【1 人】 A	－	－	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水流量調整操作	▽約 3.9 時間　格納容器圧力 465kPa[gage]到達 ▽約 16 時間　サプレッション・プール水位 通常水位＋5.5m 到達 ▽約 19 時間　サプレッション・プール水位 通常水位＋6.5m 到達 ▽約 42.5 時間　代替淡水貯槽残量 1000m³到達 流量調整後（崩壊熱相当），適宜状態監視	解析上では，事象発生12時間までは6時間間隔で注水量を変更し，12時間以降においては12時間以上の間隔で流量調整を実施する
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	【1 人】 A	－	－	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	間欠スプレイにより格納容器圧力を 400kPa から 465kPa の間に維持	解析上では，約6分以上の間隔で格納容器圧力が変動するが，実運用上ではスプレイ流量を調整することで可能な限り連続スプレイする手順とし，並行した操作を極力減らすこととする
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱準備	【1 人】 A	－	－	●格納容器ベント準備（系統構成）	5 分	
	－	【2 人】＋1 人 C,D,E	－	●現場移動（第一弁） ●格納容器ベント準備（系統構成）	125 分	解析上考慮しない
	1 人 副発電長	【3 人】 C,D,E	－	●緊急時対策所への退避	35 分	第一弁操作完了後緊急時対策所に退避する
	－	－	3 人 （招集）	●現場移動（第二弁）	45 分	
中央制御室待避室の準備	【1 人】 B	－	－	●中央制御室待避室内の正圧化準備操作	20 分	
				●可搬照明の設置	15 分	
				●データ表示装置（待避室）の起動操作	15 分	
				●衛星電話の設置	5 分	
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（サプレッション・チェンバ側）	【1 人】 A	－	－	●代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ停止操作	3 分	
				●格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント操作	2 分	
				●ベント状態監視	格納容器ベント実施後，適宜状態監視	
	－	－	【3 人】 （招集）	●格納容器フィルタベント系第二弁の現場操作場所の正圧化	10 分	
				●現場手動による格納容器ベント操作	30 分	
				●格納容器フィルタベント系第二弁の現場操作場所への退避	180 分	
				●緊急時対策所への帰還	45 分	
	【1 人】 B	－	－	●中央制御室待避室内の正圧化操作	5 分	サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.4mに到達時に待避室の加圧操作を行う。
	1 人＋【2 人】 発電長,A,B	－	－	●中央制御室待避室内への退避	300 分	サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.4mに到達時に待避室の加圧操作を行う。
使用済燃料プールの冷却操作	【1 人】 A	－	－	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作	適宜実施	解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までに実施する
				●緊急用海水系の起動操作	20 分	解析上考慮しない 25時間までに実施する
				●代替燃料プール冷却系起動操作	15 分	
可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備	－	－	10人 c～l	●可搬型代替注水大型ポンプ準備，ホース敷設等	170 分　220 分	アクセスルート復旧時間含む 炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し，モニタ指示を確認しながら作業を行う
可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作	－	－	【8人】 e～l	●可搬型代替注水大型ポンプ準備，ホース敷設等	適宜実施	
	－	－	【2人】 c,d	●ポンプ起動及び水源補給操作	90 分	水源枯渇までは十分余裕がある。
タンクローリによる燃料補給操作	－	－	2 人 （招集）	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給	適宜実施	
				●可搬型代替注水大型ポンプへの給油		タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから補給
	2 人 A,B	3 人 C,D,E	12 人 a～l 及び招集 5 人			

凡例
- ：発電所外へ退避する要員の退避期間
- ：緊急時対策所へ退避する要員の退避期間
- ：評価上のプルーム通過時間（5 時間）

第二弁操作要員（召集要員：3 名）は第二弁現場操作場所にて操作及びプルーム通過期間中は待避する

プルーム通過期間中は，当直（運転員）は中央制御室待避室へ待避する

要員待避期間及びプルーム通過期間中において，**当直（運転員）**及び第二弁操作要員以外の要員による作業等はない

第 2 図　待避時及びプルーム通過時における要員の整理　（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）の作業と所要時間」抜粋）

手順のリンク先について

緊急時対策所の居住性等に関する手順等について，手順のリンク先を以下に取りまとめる。

１．　1.18.1(2)b.手順等

・給電が必要となる設備

＜リンク先＞　1.19.1(2)C. 手順等（第 1.19.2 等　審査基準における要求事項毎の給電対象設備）

２．　1.18.2.1(2)b.可搬型モニタリング・ポストを設置する手順

＜リンク先＞　1.17.2(2)　可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

３．　1.18.2.2 通信連絡に関する手順

＜リンク先＞　1.19.2.1(1)　発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための対応手順

1.19.2.2(1)　発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための対応手順

1.19.2.3 代替電源設備から給電する対応手順

1.19　通信連絡に関する手順等

＜　目　　次　＞

1.19.1　対応手段と設備の選定
(1)　対応手段と設備の選定の考え方
(2)　対応手段と設備の選定の結果
1.19.2　重大事故等時の手順
1.19.2.1　発電所内の通信連絡
(1)　発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
(2)　計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等
1.19.2.2　発電所外（社内外）との通信連絡
(1)　発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
(2)　計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等
1.19.2.3　代替電源設備から給電する対応手順

添付資料1.19.1 重大事故等時に使用する通信連絡設備の対処手段・設備
添付資料1.19.2 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
添付資料1.19.3 重大事故等対処設備における点検頻度
添付資料1.19.4 通信連絡設備の一覧
添付資料1.19.5 通信連絡設備（発電所内用）の概要
添付資料1.19.6 機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）の優先順位

及び設備種別

添付資料1.19.7 手順のリンク先について

1.19 通信連絡に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

a)通信連絡設備は、代替電源設備(電池等の予備電源設備を含む。)からの給電を可能とすること。

b) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。

重大事故等が発生した場合において，発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため，必要な対処設備を整備する。ここでは，この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.19.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合において，発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに，柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※1を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第六十二条及び技術基準規則第七十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

(2)　対応手段と設備の選定の結果

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

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備，自主対策設備及び整備する手順についての関係を第1.19－1表，第1.19－2表に整理する。

ａ．発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a)　対応手段

重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

発電所内で，重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し，パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手段がある。

発電所内の通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

・衛星電話設備（固定型）

・衛星電話設備（携帯型）

・無線連絡設備（携帯型）

・携行型有線通話装置

・安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）(以下「ＳＰＤＳ」という。）※2

・衛星電話設備（屋外アンテナ）

・無線通信装置用アンテナ

・衛星制御装置

・衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路

・専用接続箱～専用接続箱電路

・無線通信装置

・安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）～無線通信装置用アンテナ電路

・無線連絡設備（固定型）

・送受話器（ページング）

・電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡ

Ｘ）

※2　ＳＰＤＳは，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びＳＰＤＳデータ表示装置により構成される。

発電所内の通信連絡を行うために必要な設備は，代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

・緊急時対策所用代替電源設備

・非常用交流電源設備

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

審査基準及び基準規則に要求される発電所内の通信連絡を行うための設備のうち，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（携帯型），携行型有線通話装置，ＳＰＤＳ，衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路，専用接続箱～専用接続箱電路，無線通信装置，ＳＰＤＳ～無線通信装置用アンテナ電路，非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，燃料給油設備及び緊急時対策所用代替電源設備は，重大事故等対処設備として位置付ける。（第1.19－1図）

（添付資料 1.19.2）

以上の重大事故等対処設備において，発電所内の通信連絡を行うことが可能であることから，以下の設備は自主対策設備として位置付ける。あわせてその理由を示す。

・無線連絡設備（固定型）

・送受話器（ページング）

・電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）

上記の設備は，設計基準対象施設であり基準地震動Ｓｓによる地震力に対して十分な耐震性を有していないが，設備が健全である場合は，発電所内の通信連絡を行うための手段として有効である。

ｂ．発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a)　対応手段

重大事故等が発生した場合において，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

国の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）へ必要なデータを伝送し，パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手段がある。

発電所外（社内外）との通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

・衛星電話設備（固定型）

・衛星電話設備（携帯型）

・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）

・データ伝送設備※3

・衛星電話設備（屋外アンテナ）

・衛星制御装置

・衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路

・衛星無線通信装置

・通信機器

・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）～衛星無線通信装置電路

・電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）

・加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）

・テレビ会議システム（社内）

・専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））

※3　データ伝送設備は，緊急時対策支援システム伝送装置により構成される。

発電所外（社内外）との通信連絡を行うために必要な設備は，代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

・緊急時対策所用代替電源設備

・非常用交流電源設備

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

審査基準及び基準規則に要求される発電所外（社内外）との通信連絡を行うための設備のうち，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ），データ伝送設備，衛星電話設備（屋外アンテナ），衛星制御装置，衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路，衛星無線通信装置，通信機器，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）～衛星無線通信装置電路，非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，燃料給油設備及び緊急時対策所用代替電源設備は，重大事故等対処設備として位置付ける。（第 1.19－1 図）

（添付資料 1.19.2）

以上の重大事故等対処設備において，発電所外（社内外）との通信連絡を行うことが可能であることから，以下の設備は自主対策設備として位置付ける。あわせてその理由を示す。

・電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）

・加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）

・テレビ会議システム（社内）

・専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））

上記の設備は，設計基準対象施設であり基準地震動Ｓｓによる地震力に対して十分な耐震性を有していないが，設備が健全である場合は，発電所外（社内外）の通信連絡を行うための手段として有効である。

ｃ．手順等

上記ａ.及びｂ.により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，災害対策要員※4の対応として「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」，「非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）」，「ＡＭ設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第 1.19-1 表，第 1.19-2 表）

また，給電が必要となる設備についても整備する。（第 1.19-3 表）

※4　災害対策要員：重大事故等に対処するために必要な指示を行う本部要員，各作業班員，現場にて対応を行う重大事故等対応要員，当直要員及び自衛消防隊要員（初期消火要員）。

1.19.2　重大事故等時の手順

1.19.2.1　発電所内の通信連絡

(1)　発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において，通信設備（発電所内）により，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

また，データ伝送設備（発電所内）により，発電所内の必要な場所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し，パラメータを共有する。

重大事故等が発生した場合において，通信設備（発電所内）により，災害対策要員が，中央制御室，屋内外の現場及び緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために，衛星電話設備，無線連絡設備，携行型有線通話装置，送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）を使用する手順を整備する。

また，データ伝送設備（発電所内）により，緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し，パラメータを共有するために，ＳＰＤＳを使用する手順を整備する。

ａ．　手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において，通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）により，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。

ｂ．　操作手順

(a)　衛星電話設備

中央制御室及び緊急時対策所の災害対策要員は，衛星電話設備（固定型）を使用する。

現場（屋外）の災害対策要員は，衛星電話設備（携帯型）を使用する。これらの衛星電話設備を用いて相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ⅰ．　衛星電話設備（固定型）

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。

ⅱ．　衛星電話設備（携帯型）

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，屋外で電源を「入」操作し，電波の受信状態を確認する。

②充電池の残量が少ない場合は，ほかの端末又は予備の充電池を使用する。

③一般の携帯電話と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。

④使用中に充電池の残量が少なくなった場合は，ほかの端末又は予備の充電池を使用する。

⑤使用後は，屋外で電源を「切」操作する。

(b)　無線連絡設備

中央制御室及び緊急時対策所の災害対策要員は，無線連絡設備（固定型）を使用する。現場（屋外）の災害対策要員は，無線連絡設備（携帯型）を使用する。これらの無線連絡設備を用

いて相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ⅰ．　無線連絡設備（固定型）

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，電源を「入」操作し，使用前に取り決めた通話チャンネルに設定したうえで通話ボタンを押し，連絡する。

ⅱ．　無線連絡設備（携帯型）

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，屋外で電源を「入」操作し，電波の受信状態を確認する。

②充電池の残量が少ない場合，ほかの端末又は予備の充電池を使用する。

③ 使用前に取り決めた通話チャンネルに設定したうえで，通話ボタンを押し，連絡する。

④ 使用中に充電池の残量が少なくなった場合は，ほかの端末又は予備の充電池と交換する。

⑤使用後は，屋外で電源を「切」操作する。

(c)　携行型有線通話装置

中央制御室，緊急時対策所及び現場（屋内）の災害対策要員は，携行型有線通話装置を使用する。これらの携行型有線通話装置を用いて相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ⅰ．　携行型有線通話装置

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，使用する携行型有線通話装置とともに予備の乾電池を

携行する。

② 使用場所にて，最寄りの専用接続箱に携行型有線通話装置を直接接続する。通信連絡を必要とする場所が専用接続箱と遠い場合は，必要に応じて中継用ケーブルドラムを使用する。

③ スイッチを押して相手先を呼び出し，連絡する。

④ 使用中に乾電池の残量が少なくなった場合は，予備の乾電池と交換する。

(d) ＳＰＤＳ

ＳＰＤＳにより，緊急時対策所のＳＰＤＳデータ表示装置へ，必要なデータの伝送を行うための対応として，以下の手順がある。

ⅰ． データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置

常時伝送を行うため，通常操作は必要ない。なお，中央制御室等で警報を常時監視する。

ⅱ． ＳＰＤＳデータ表示装置

操作手順及び操作の成立性は，「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

(e) 送受話器（ページング）

中央制御室，緊急時対策所及び屋内外の災害対策要員は，送受話器（ページング）を使用する。これらの送受話器（ページング）を用いて，相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ⅰ． 送受話器（ページング）

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，
受話器を持ち上げ，使用チャンネルを選択し，連絡する。

(f)　電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）

中央制御室，緊急時対策所及び現場（屋内外）の災害対策要員は，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）である固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸを使用する。

これらの固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸを用いて相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ｉ．　固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機，携帯電話又はＦＡＸと同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し，連絡する。

②ＰＨＳ端末の充電池の残量がなくなった場合は，ほかの端末又は予備の充電池と交換する。

ｃ．　操作の成立性

衛星電話設備，無線連絡設備，送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備(固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ)は，特別な技量を要することなく，容易に操作が可能であるとともに，必要な個数を設置又は保管することにより，使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

携行型有線通話装置は，使用場所において携行型有線通話装

置と中継用ケーブルドラム及び専用接続箱内の端子を容易かつ確実に接続可能とするとともに，必要な個数を設置又は保管することにより，通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

ｄ．重大事故等時の対応手段の選択

災害対策要員が，中央制御室，屋内外の現場，緊急時対策所との間で操作・作業等の通信連絡を行う場合は，屋内外で使用が可能であり，通常時から使用する自主対策設備の送受話器(ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）を優先して使用する。

自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備，無線連絡設備及び携行型有線通話装置を使用する。

また，緊急時対策所の災害対策要員は，重大事故等に対処するために必要なパラメータを共有する場合は，ＳＰＤＳを使用する。

なお，優先順位については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

(2)　計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

特に重要なパラメータを計測し，その結果を発電所内の必要な場所で共有するため，通信設備（発電所内）を使用する。

直流電源喪失時等，可搬型の計測器にて，炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール周辺線量率，発電所周辺の放射線量等の特に重要

なパラメータを計測し，その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合は，現場（屋内）と中央制御室との連絡には，携行型有線通話装置，送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）を使用する。現場（屋外）と緊急時対策所との連絡には衛星電話設備，無線連絡設備，送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）を使用する。中央制御室と緊急時対策所との連絡には，衛星電話設備（固定型），無線連絡設備（固定型），送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）を使用する。緊急時対策所建屋内での連絡には，携行型有線通話装置，送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）を使用する。現場（屋外）間の連絡には，衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（携帯型），送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）を使用する手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所内）により，発電所内の必要な場所で共有する場合。

b．操作手順

操作手順については，「1.19.2.1(1)　発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は，「1.15　事故時の計

装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c．操作の成立性

通信設備（発電所内）により，特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有することを可能とする。

d． 重大事故等時の対応手段の選択

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所内）により，発電所内の必要な場所で共有する場合は，屋内外で使用が可能であり，通常時から使用する自主対策設備の送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）を優先して使用する。

自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備，無線連絡設備及び携行型有線通話装置を使用する。

なお，優先順位については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

1.19.2.2　発電所外（社内外）との通信連絡

(1)　発電所外(社内外)の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において，通信設備（発電所外）により，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

また，データ伝送設備（発電所外）により，国の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）へ，必要なデータを伝送し，パラメータを共有する。

重大事故等が発生した場合において，通信設備（発電所外）により，中央制御室及び緊急時対策所の災害対策要員が，本店（東京)，国，地方公共団体，その他関係機関等との間で通信連絡を行うために，衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ)，加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ)，テレビ会議システム（社内）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン)（地方公共団体向)）を使用する手順を整備する。

また，データ伝送設備（発電所外）により，国の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）へ，必要なデータを伝送し，パラメータを共有するために，データ伝送設備を使用する手順を整備する。

ａ．手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において，通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）により，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。

ｂ．　操作手順

(a)　衛星電話設備

中央制御室及び緊急時対策所の災害対策要員は，衛星電話

設備（固定型）を使用し，本店（東京），国，地方公共団体，その他関係機関等へ通信連絡を行う。また，屋外の災害対策要員は，衛星電話設備（携帯型）を使用し，本店（東京），国，地方公共団体，その他関係機関等へ通信連絡を行う。これらの衛星電話設備を用いて相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ⅰ．　衛星電話設備（固定型）

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。

ⅱ．　衛星電話設備（携帯型）

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，屋外で電源を「入」操作し，電波の受信状態を確認する。

② 充電池の残量が少ない場合は，ほかの端末又は予備の充電池を使用する。

③一般の携帯電話と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。

④ 使用中に充電池の残量が少なくなった場合は，ほかの端末又は予備の充電池と交換する。

⑤使用後は，屋外で電源を「切」操作する。

(b)　統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）

緊急時対策所の災害対策要員は，統合原子力防災ネットワークに接続するテレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸを使用し，本店（東京），国及び地方公共団体へ通信連絡を行う。これらの統合原子力防災ネットワークに接続するテレビ会議シ

ステム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸを用いて相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ⅰ．　テレビ会議システム

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後，テレビ会議システムの待受け画面を確認し，通信が可能な状態とする。

②操作端末により，通信先と接続する。

③使用後は，テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

ⅱ．　ＩＰ電話

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。

ⅲ．ＩＰ－ＦＡＸ

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般のＦＡＸと同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し，連絡する。

(c)　データ伝送設備

データ伝送設備により，国の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）へ，必要なデータの伝送を行うための対応として，以下の手順がある。

ⅰ．　緊急時対策支援システム伝送装置

常時伝送を行うため，通常操作は必要ない。なお，中央制御室等で警報を常時監視する。

(d)　電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）

中央制御室及び緊急時対策所の災害対策要員は,固定電話機,ＰＨＳ端末及びＦＡＸを使用し，本店（東京），国，地方公共団体，その他関係機関等へ通信連絡を行う。

固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸを用いて，相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ｉ．　固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機，携帯電話又はＦＡＸと同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し，連絡する。

②ＰＨＳ端末の充電池の残量がなくなった場合は，ほかの端末又は予備の充電池を使用する。

(e)　加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）

中央制御室及び緊急時対策所の災害対策要員は,加入電話及び加入ＦＡＸを使用し，本店（東京），国，地方公共団体，その他関係機関等へ通信連絡を行う。

加入電話及び加入ＦＡＸを用いて,相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ｉ．　加入電話及び加入ＦＡＸ

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機又はＦＡＸと同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し，連絡する。

(f)　テレビ会議システム（社内）

緊急時対策所の災害対策要員は,テレビ会議システム(社内)を使用し，本店（東京）へ通信連絡を行う。

テレビ会議システム（社内）を用いて，相互に通信連絡を行

うための対応として，以下の手順がある。

ｉ．　テレビ会議システム（社内）

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後，テレビ会議システムの待受け画面を確認し，通信が可能な状態とする。

②操作端末により，通信先と接続する。

③使用後は，テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

(g)　専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））

緊急時対策所の災害対策要員は，専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）により，地方公共団体へ通信連絡を行う。

専用電話（ホットライン）（地方公共団体）を用いて，相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ｉ．　専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機と同様の操作により，通信先の短縮ダイヤルボタンを押し，連絡する。

ｃ．操作の成立性

衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ），テレビ会議システム（社内），加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ），専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）は，特別な技量を要することなく，容易に操作が可能であるとともに，必要な個数を設置又は保管することにより，使用場所において通信連絡をする必要のある場所と

確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

d．重大事故等時の対応手段の選択

中央制御室の災害対策要員が，本店（東京），国，地方公共団体，その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合，自主対策設備の加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備（固定型）を使用する。

緊急時対策所の災害対策要員が，本店（東京）及び国との間で通信連絡を行う場合，自主対策設備の加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）及びテレビ会議システム（社内）を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）を使用する。

緊急時対策所の災害対策要員が，地方公共団体との間で通信連絡を行う場合は，自主対策設備の加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）を使用する。

緊急時対策所の災害対策要員が，その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合，自主対策設備の加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）を優先して使用する。自主対策設備が使用でき

ない場合は，衛星電話設備を使用する。

また，緊急時対策所の災害対策要員は，国の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）へ必要なデータを伝送し，パラメータを共有する場合は，データ伝送設備を使用する。

なお，優先順位については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等

特に重要なパラメータを計測し，その結果を発電所外（社内外）の必要な場所で共有するため，通信設備（発電所外）を使用する。

直流電源喪失時等，可搬型の計測器にて，炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール周辺線量率，発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し，その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合は，中央制御室と本店（東京），国，地方公共団体，その他関係機関等との連絡には，衛星電話設備，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）及び加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）を使用する。緊急時対策所と本店（東京）との連絡には，衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ），加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）及びテレビ会議システム（社内）を使用する。緊急時対策所と国との連絡には，衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ），加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）を使

用する。緊急時対策所と地方公共団体との連絡には，衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ），加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を使用する。緊急時対策所とその他関係機関等との連絡には，衛星電話設備，加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）を使用する手順を整備する。

ａ．手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所外）により，発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合。

ｂ．操作手順

操作手順については，「1.19.2.2(1)　発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は，「1.15　事故時の計装に関する手順等」及び「1.17　監視測定等に関する手順等」にて整備する。

ｃ．操作の成立性

通信設備（発電所外）により，特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所での共有を可能とする。

ｄ．重大事故等時の対応手段の選択

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合，本店（東京）との間で通信連絡を行う場合は，自主

対策設備の加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）及びテレビ会議システム（社内）を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）を使用する。国との間で通信連絡を行う場合は，自主対策設備の加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）を使用する。地方公共団体，その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は，自主対策設備の加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）を使用する。

なお，優先順位については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

1.19.2.3 代替電源設備から給電する対応手順

全交流動力電源喪失時は，代替電源設備により，衛星電話設備（固定型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ），ＳＰＤＳ及びデータ伝送設備へ給電する。

給電の手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」及び「1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備す

る。

衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線通話装置は，充電池又は乾電池を使用する。

充電池を用いるものについては，ほかの端末又は予備の充電池と交換することにより継続して通話を可能とし，使用後の充電池は，中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電する。乾電池を用いるものについては，予備の乾電池と交換することにより 7 日間以上継続して通話を可能とする。

第 1.19－1 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

（発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信設備）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
－	－	発電所内の通信連絡	衛星電話設備（固定型）※1	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			衛星電話設備（携帯型）		
			無線連絡設備（携帯型）		
			携行型有線通話装置		
			安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）※1		
			衛星電話設備（屋外アンテナ）		－
			衛星制御装置		
			衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路		
			専用接続箱～専用接続箱電路		
			無線通信装置		
			無線通信装置用アンテナ		
			安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）～無線通信装置用アンテナ電路		
			送受話器（ページング）	自主対策設備	重大事故等対策要領
			電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）		
			無線連絡設備（固定型）		
	全交流動力電源	代替電源設備からの給電の確保	非常用交流電源設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			常設代替交流電源設備※2		
			可搬型代替交流電源設備※2		
			燃料給油設備※2		
			緊急時対策所用代替電源設備※3		重大事故等対策要領

※1：代替電源設備から給電する。
※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

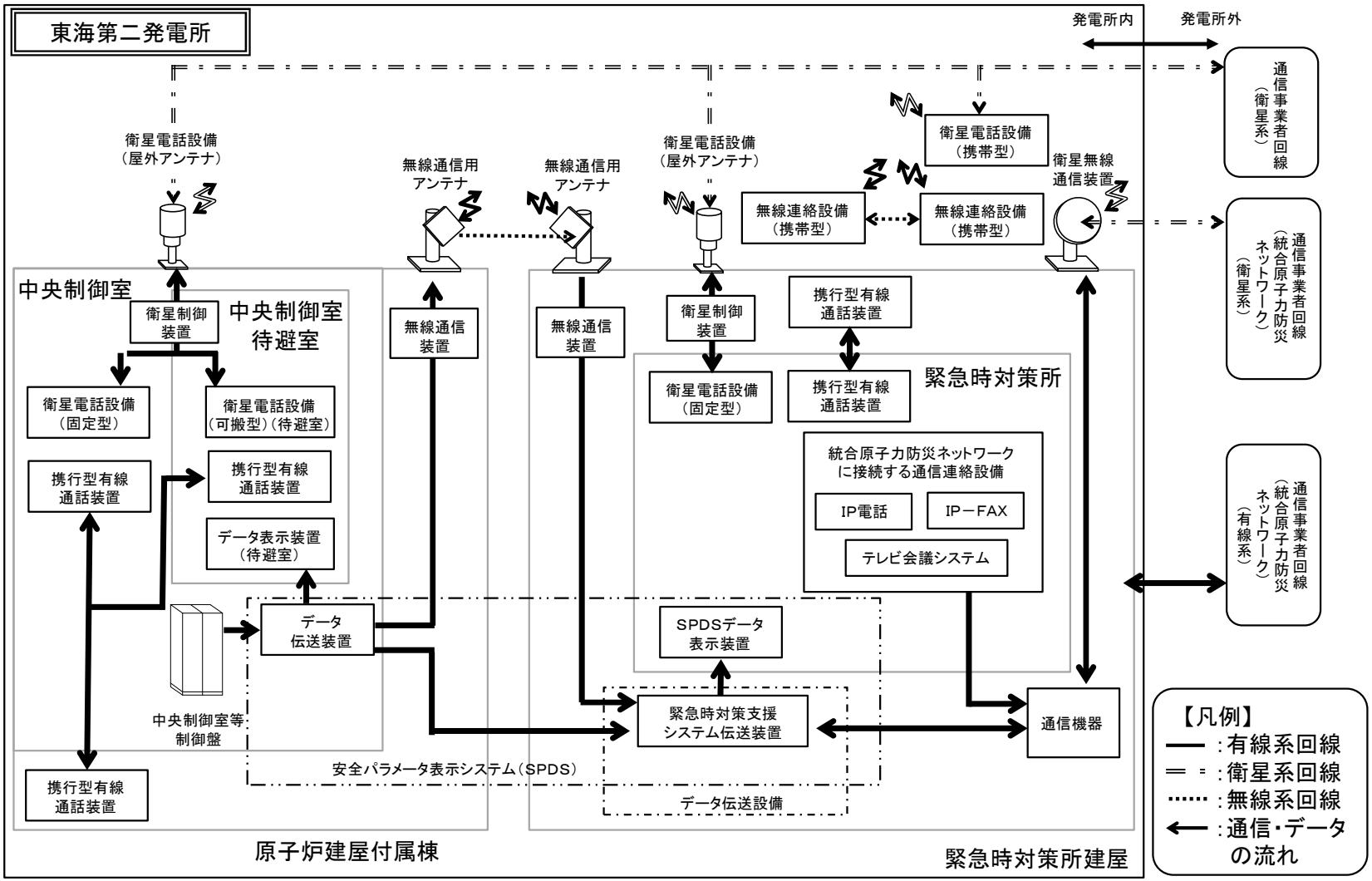
第 1.19－2 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
－	－	発電所外（社内外）の通信連絡	衛星電話設備（固定型）※1	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			衛星電話設備（携帯型）		
			統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）※1		
			データ伝送設備※1		
			衛星電話設備（屋外アンテナ）		－
			衛星制御装置		
			衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路		
			衛星無線通信装置		
			通信機器		
			統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）～衛星無線通信装置電路		
			電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）	自主対策設備	重大事故等対策要領
			加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）		
			テレビ会議システム（社内）		
			専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））		
	全交流動力電源	代替電源設備からの給電の確保	非常用交流電源設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」
			常設代替交流電源設備※2		非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」
			可搬型代替交流電源設備※2		ＡＭ設備別操作手順書
			燃料給油設備※2		重大事故等対策要領
			緊急時対策所用代替電源設備※3		重大事故等対策要領

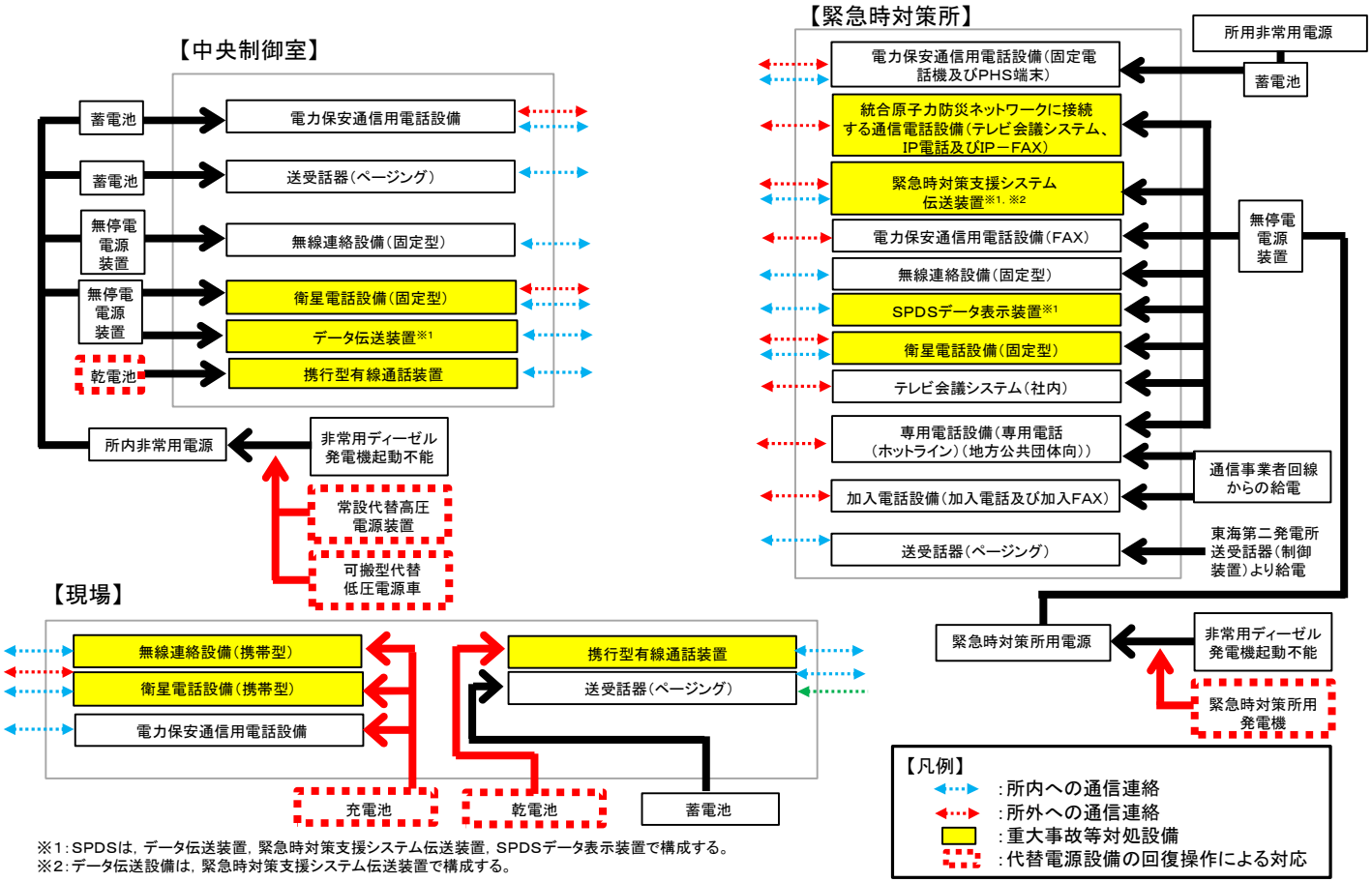
※1：代替電源設備から給電する。
※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

第 1.19-3 表　審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.19】 通信連絡に関する手順等	衛星電話設備（固定型）	ＭＣＣ　２Ｄ系
		緊急用ＭＣＣ
		緊急時対策所用ＭＣＣ
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）	緊急時対策所用ＭＣＣ
	データ伝送装置	ＭＣＣ　２Ｄ系
		緊急用ＭＣＣ
	緊急時対策支援システム伝送装置	緊急時対策所用ＭＣＣ
	ＳＰＤＳデータ表示装置	緊急時対策所用ＭＣＣ



第 1.19－1 図　通信連絡設備の系統概要図



※1：SPDSは，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDSデータ表示装置で構成する。
※2：データ伝送設備は，緊急時対策支援システム伝送装置で構成する。

重大事故等時に使用する通信連絡設備の対処手段・設備

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（１／３）

技術的能力審査基準 (1.19)	番号	設置許可基準規則 (62条)	技術基準規則 (77条)	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において，重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか，又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には，重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には，重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡を行うために必要な設備を施設しなければならない。	④
【解釈】 1　「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要な手順等」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－	【解釈】 1　第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡設備をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1　第77条に規定する「当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	－
ａ.）通信連絡設備は，代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。	②	ａ.）通信連絡設備は，代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。	ａ.）通信連絡設備は，代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。	⑤
ｂ.）計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。	③			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（２／３）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備					
機能	機器名称	既設新設	解釈対応番号	機能	機器名称	常設可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
通信連絡設備	衛星電話設備（固定型）	新設	① ③ ④	通信連絡設備	送受話器（ページング）	常設	－	－	－
	衛星電話設備（携帯型）	新設			電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）	常設／可搬	－	－	
	無線連絡設備（携帯型）	新設			無線連絡設備（固定型）	常設	－	－	
	携行型有線通話装置	新設			加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）	常設	－	－	
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）	新設			テレビ会議システム（社内）	常設	－	－	
	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）	新設			専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））	常設	－	－	
	データ伝送設備	新設			－	－	－	－	－
	衛星電話設備（屋外アンテナ）	新設							
	衛星制御装置	新設							
	衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋上アンテナ）電路	新設							
	専用接続箱～専用接続箱電路	新設							
	無線通信装置	新設							
	無線通信装置用アンテナ	新設							
	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）～無線通信装置用アンテナ電路	新設							
	衛星無線通信装置	新設							
	通信機器	新設							
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）～衛星無線通信装置電路	新設							
代替電源設備からの給電の確保	常設代替交流電源設備	新設	① ② ④ ⑤	－	－	－	－	－	－
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料給油設備	新設							
	緊急時対策所用代替電源設備	新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（３／３）

技術的能力審査基準（1.19）	適合方針
【要求事項】 発電用原子炉設置者において，重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか，又は整備される方針が適切に示されていること。	発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡及び発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（携帯型），携行型有線通話装置，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ），安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ伝送設備により通信連絡するに必要な手順等を整備する。
【解釈】 １　「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要な手順等」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－
ａ．）通信連絡設備は，代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。	常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替電源設備から給電するために必要な手順等を整備する。
ｂ．）計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。	計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所及び発電所外（社内外）の必要な場所で衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（携帯型），携行型有線通話装置及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）により共有するために必要な手順等を整備する。

添付資料 1.19.3

重大事故等対処設備における点検頻度

重大事故等対処設備		点検項目	点検頻度
衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
	衛星電話設備（携帯型）	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
無線連絡設備	無線連絡設備（携帯型）	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
携行型有線通話装置		外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
	ＩＰ電話	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
	ＩＰ－ＦＡＸ	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
ＳＰＤＳ		外観点検 機能確認	1回／年

通信連絡設備（発電所内用）の一覧（１／３）

主要設備		台数・保管場所	電源設備
送受話器 （ページング） （警報装置を含む。）	送受話器 （ページング） （警報装置を含む。）	約 280 台 ・緊急時対策所建屋：20 台 ・中央制御室：9 台 ・原子炉建屋他：約 230 台 屋外：約 20 台	・非常用ディーゼル発電機 ・常設代替高圧電源装置 ・可搬型代替低圧電源車 ・蓄電池
電力保安通信用電話設備	固定電話機	約 180 台 ・緊急時対策所：4 台 ・中央制御室：6 台 ・原子炉建屋他：約 170 台	・非常用ディーゼル発電機 ・常設代替高圧電源装置 ・可搬型代替低圧電源車 ・蓄電池
	ＰＨＳ端末	約 300 台 ・緊急時対策所：約 40 台 ・中央制御室：4 台 ・発電所員他配備：約 250 台	・充電池 ※別の端末又は別の充電池と交換することで 7 日間以上継続して通話が可能
	ＦＡＸ	2 台 ・緊急時対策所：1 台 ・中央制御室：1 台	・非常用ディーゼル発電機 ・常設代替高圧電源装置 ・可搬型代替低圧電源車 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置

・台数については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

通信連絡設備（発電所内用）の一覧（２／３）

主要設備		台数・保管場所	電源設備
携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	15 台（予備 2 台） ・緊急時対策所：3 台（予備 1 台） ・中央制御室：12 台（予備 1 台）	・乾電池 ※予備の乾電池と交換することで 7 日間以上継続しての通話が可能
衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	8 台 ・緊急時対策所：6 台 ・中央制御室：2 台	・非常用ディーゼル発電機 ・常設代替高圧電源装置 ・可搬型代替低圧電源車 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
	衛星電話設備（携帯型）	11 台（予備 1 台） ・緊急時対策所：11 台（予備 1 台）	・充電池 ※別の端末又は別の充電池と交換することで 7 日間以上継続しての通話が可能
無線連絡設備	無線連絡設備（固定型）	3 台 ・緊急時対策所：2 台 ・中央制御室：1 台	・非常用ディーゼル発電機 ・常設代替高圧電源装置 ・可搬型代替低圧電源車 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
	無線連絡設備（携帯型）	19 台（予備 1 台） ・緊急時対策所：19 台（予備 1 台）	・充電池 ※別の端末又は別の充電池と交換することで 7 日間以上継続しての通話が可能

・台数については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

通信連絡設備（発電所内用）の一覧（３／３）

主要設備		台数・保管場所	電源設備
ＳＰＤＳ	データ伝送装置	一式 ・中央制御室	・非常用ディーゼル発電機 ・常設代替高圧電源装置 ・可搬型代替低圧電源車 ・無停電電源装置
	緊急時対策支援システム伝送装置	一式 ・緊急時対策所建屋	・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
	ＳＰＤＳデータ表示装置	一式 ・緊急時対策所	・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置

通信連絡設備（発電所外用）の一覧（１／２）

主要設備		台数・保管場所	電源設備
加入電話設備	加入電話	10 台 ・緊急時対策所：9 台 ・中央制御室：1 台 （災害時優先契約あり）	・通信事業者回線からの給電
	加入ＦＡＸ	2 台 ・緊急時対策所：1 台 ・中央制御室：1 台	・通信事業者回線からの給電 ・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
衛星電話設備	衛星電話設備 （固定型）	通信連絡設備（発電所内用）と同じ	
	衛星電話設備 （携帯型）	通信連絡設備（発電所内用）と同じ	
テレビ会議システム（社内）	テレビ会議システム（社内）	2 台 ・緊急時対策所：2 台	・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
専用電話設備	専用電話 （ホットライン） （地方公共団体向）	1 台 ・緊急時対策所：1 台	・通信事業者回線からの給電 ・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置

・台数については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

通信連絡設備（発電所外用）の一覧（２／２）

主要設備		台数・保管場所	電源設備（連続利用時間）
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	ＩＰ電話	6台（有線系：4台，衛星系：2台） ・緊急時対策所：6台 （有線系：4台，衛星系：2台）	・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
	ＩＰ－ＦＡＸ	3台（有線系：2台，衛星系1台） ・緊急時対策所：3台 （有線系：2台，衛星系1台）	・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
	テレビ会議システム	1台 ・緊急時対策所：1台	・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
データ伝送設備	緊急時対策所支援システム伝送装置	一式 ・緊急時対策所	・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
電力保安通信用電話設備	固定電話機 ＰＨＳ端末 ＦＡＸ	通信連絡設備（発電所内用）と同じ	

・台数については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

通信連絡設備の概要

１．　通信連絡設備の概要

発電所内及び発電所外との通信連絡設備として，以下の通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。通信連絡設備は，警報装置，通信設備（発電所内），データ伝送設備（発電所内），通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）から構成される。通信連絡設備の概要を図１に示す。

(1)　警報装置

事故等が発生した場合に，建屋内外の者へ退避の指示を行う。

(2)　通信設備（発電所内）

中央制御室等から建屋内外各所の者へ操作，作業又は退避の指示及び連絡を行う。

(3)　データ伝送設備（発電所内）

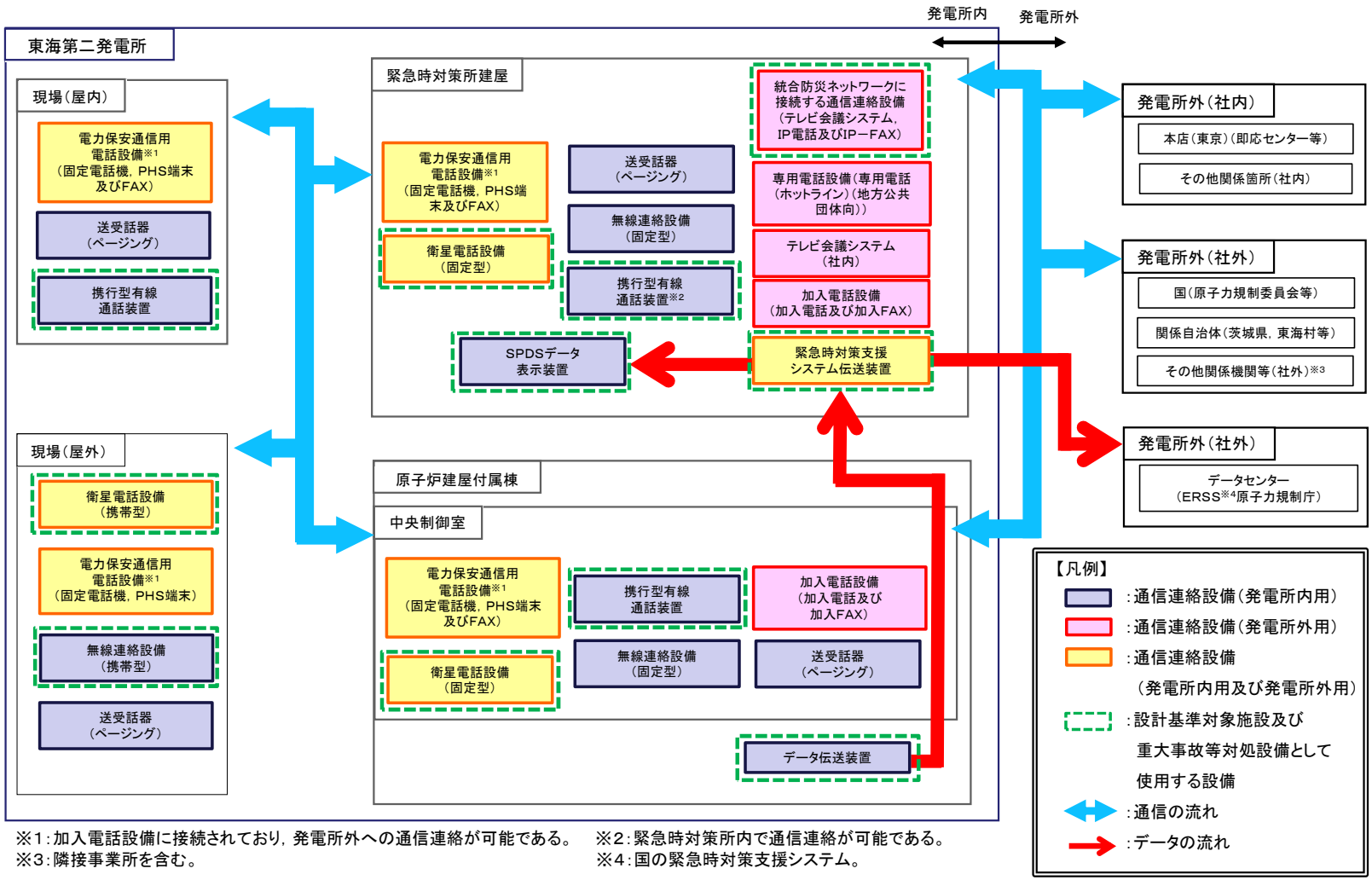
事故状態等の把握に必要な情報（プラントパラメータ）を把握するため，緊急時対策所へデータを伝送する。

(4)　通信設備（発電所外）

発電所外の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行う。

(5)　データ伝送設備（発電所外）

発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）へ必要なデータを伝送する。



※1：加入電話設備に接続されており，発電所外への通信連絡が可能である。
※2：緊急時対策所内で通信連絡が可能である。
※3：隣接事業所を含む。
※4：国の緊急時対策支援システム。

図１　通信連絡設備の概要

１．１　警報装置及び通信設備（発電所内）

設計基準事故が発生した場合において，中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋，タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作，作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として，送受話器（ページング）（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ），衛星電話設備，無線連絡設備及び携行型有線電話装置の多様性を確保した通信設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。概要を図 2 に示す。

また，通信設備（発電所内）のうち，設計基準対象施設である衛星電話設備，無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線電話装置は，重大事故等時においても使用し，重大事故等時においても機能維持を図る設計とする。

万が一，送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）の機能が喪失した場合，発電所建屋外は無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型），発電所建屋内は携行型有線通話装置及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）により，発電所内の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。

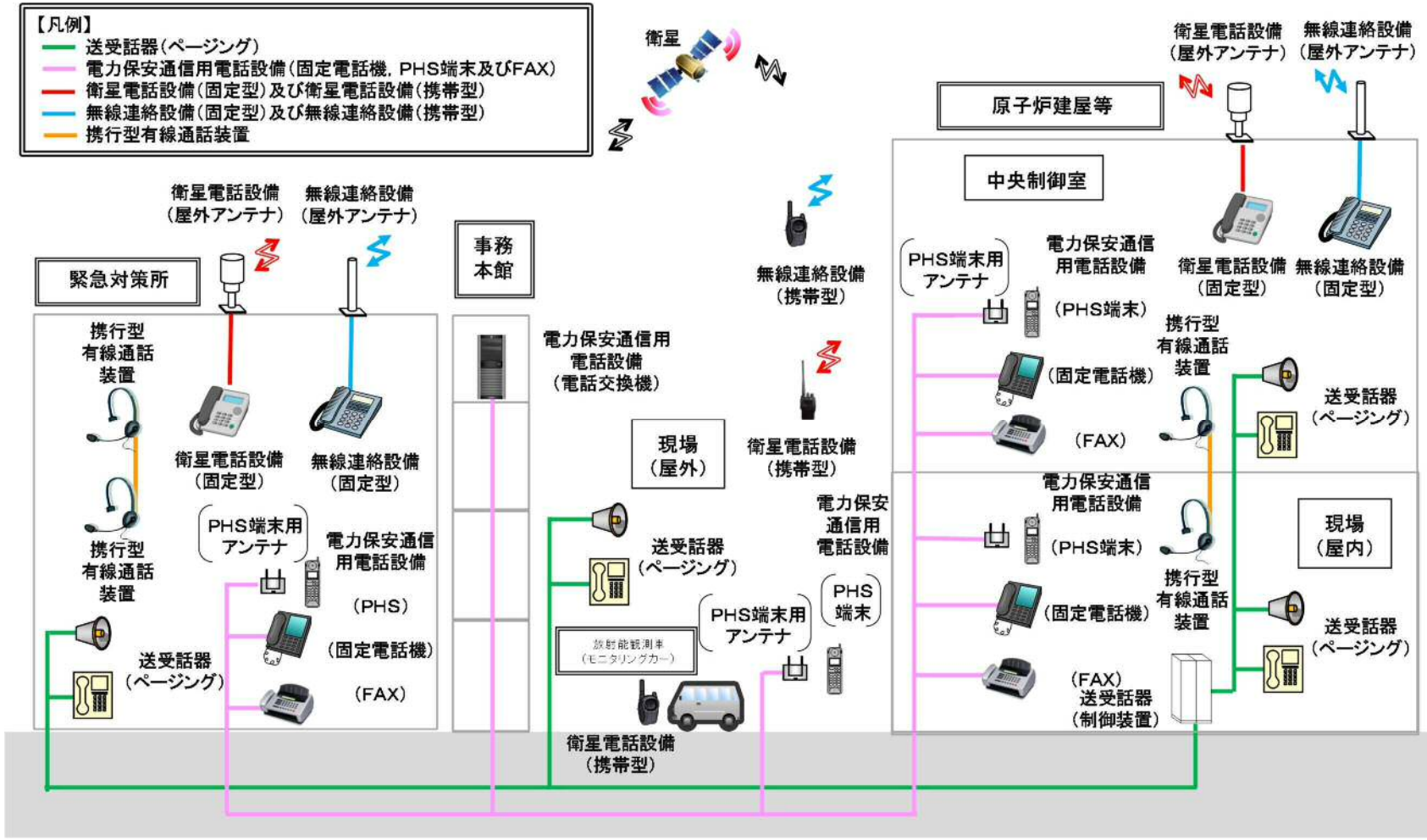


図２　通信設備（発電所内）の概要

１．２　通信設備（発電所外）の概要

発電所外の必要箇所と事故の発生等に係る連絡を音声等により行うため，通信設備（発電所外）として，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ），衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，テレビ会議システム（社内），加入電話設備（加入電話，加入ＦＡＸ）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を設置又は保管する設計とし，有線系，無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し，輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。概要を図３，図４，図５に示す。

また，通信設備（発電所外）のうち，設計基準対象施設である統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び衛星電話設備は，重大事故等時においても使用し，重大事故等時においても機能維持を図る設計とする。

ａ．電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）

当社及び東京電力パワーグリッド株式会社が構築する専用通信回線（無線系及び有線系）に接続している固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ

ｂ．テレビ会議システム（社内）

通信事業者が提供する通信回線（有線系及び無線系）に接続しているテレビ会議システム（社内）

ｃ．加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）

通信事業者が提供する通信回線（有線系）に接続している加入電話及び加入ＦＡＸ

ｄ．統合原子力防災ネットワークに接続している通信連絡設備

通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）に接続しているＩＰ電話，ＩＰ－ＦＡＸ及びテレビ会議システム

ｅ．専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））

通信事業者が提供する専用通信回線（有線系）に接続している専用電話

（ホットライン）（地方公共団体向）

ｆ．衛星電話設備

通信事業者が提供する通信回線（衛星系）に接続している衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

万が一，電力保安通信電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）の機能が喪失した場合，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）等の衛星系回線により，発電所外の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。

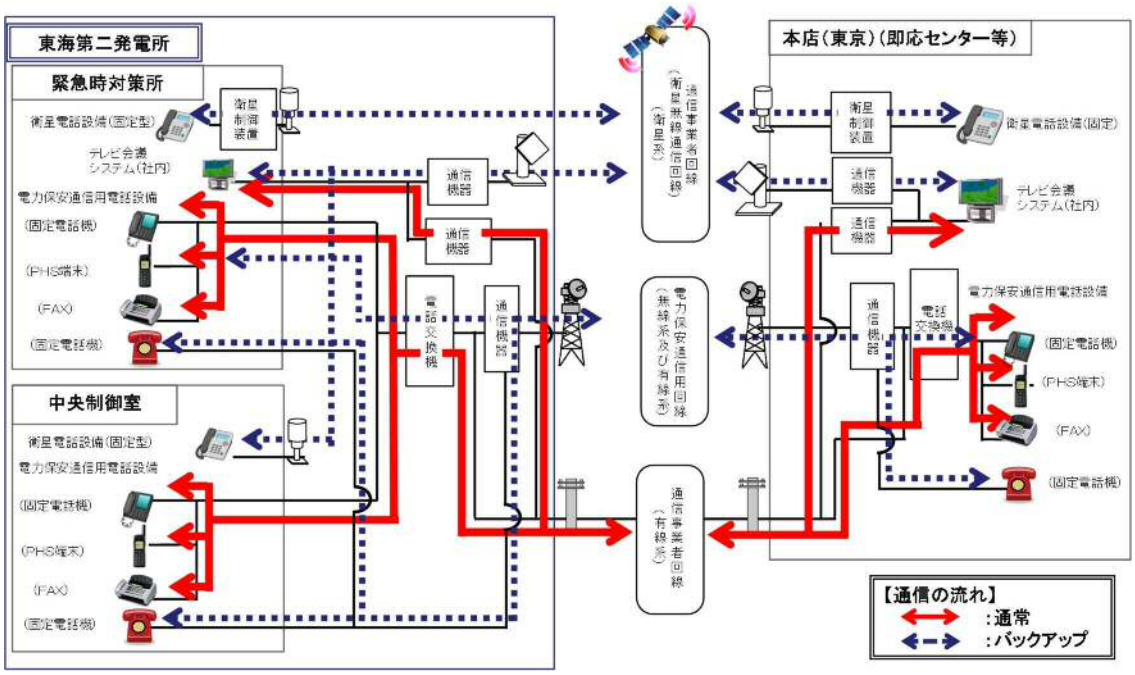


図３　通信設備（発電所外〔社内関係箇所〕）の概要

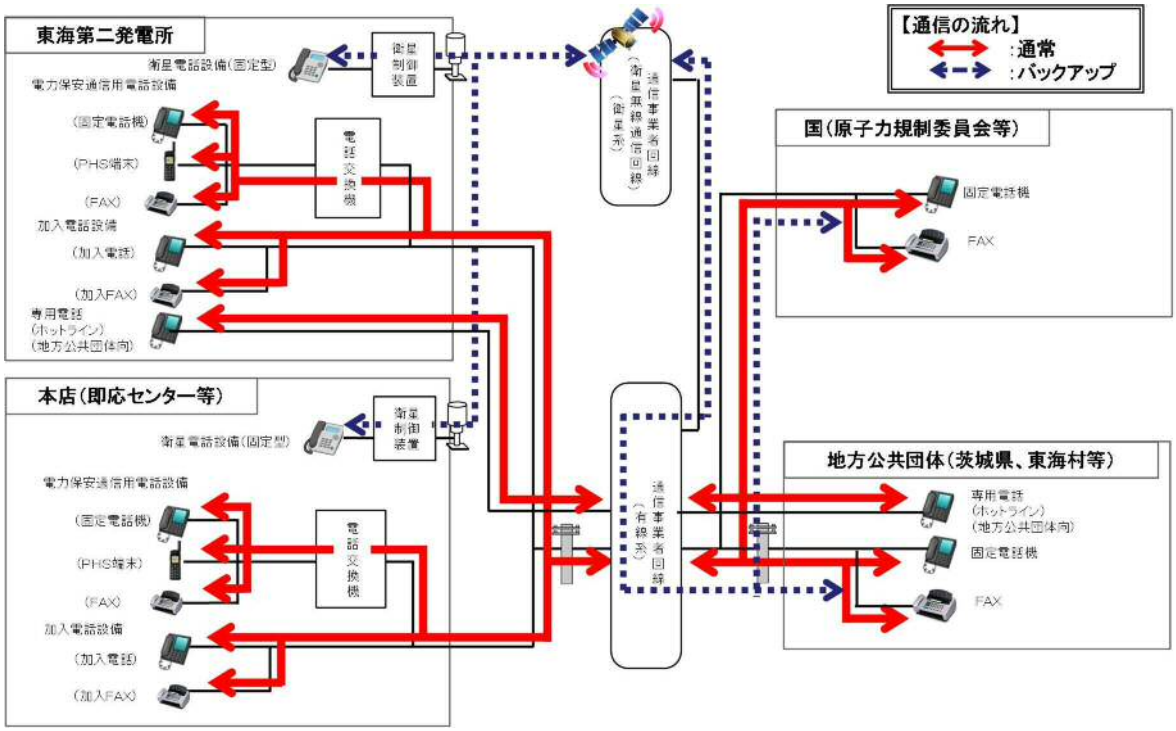


図４　通信設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その１）

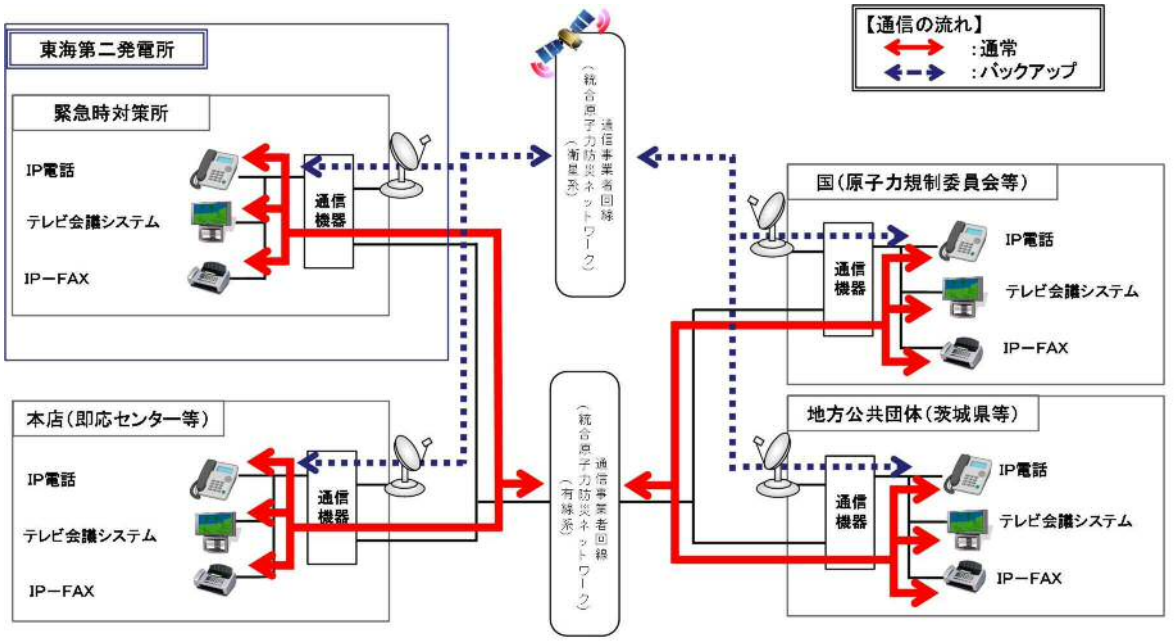


図５　通信設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その２）

１．３　データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）

緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）として，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びＳＰＤＳデータ表示装置で構成するＳＰＤＳを設置する設計とする。

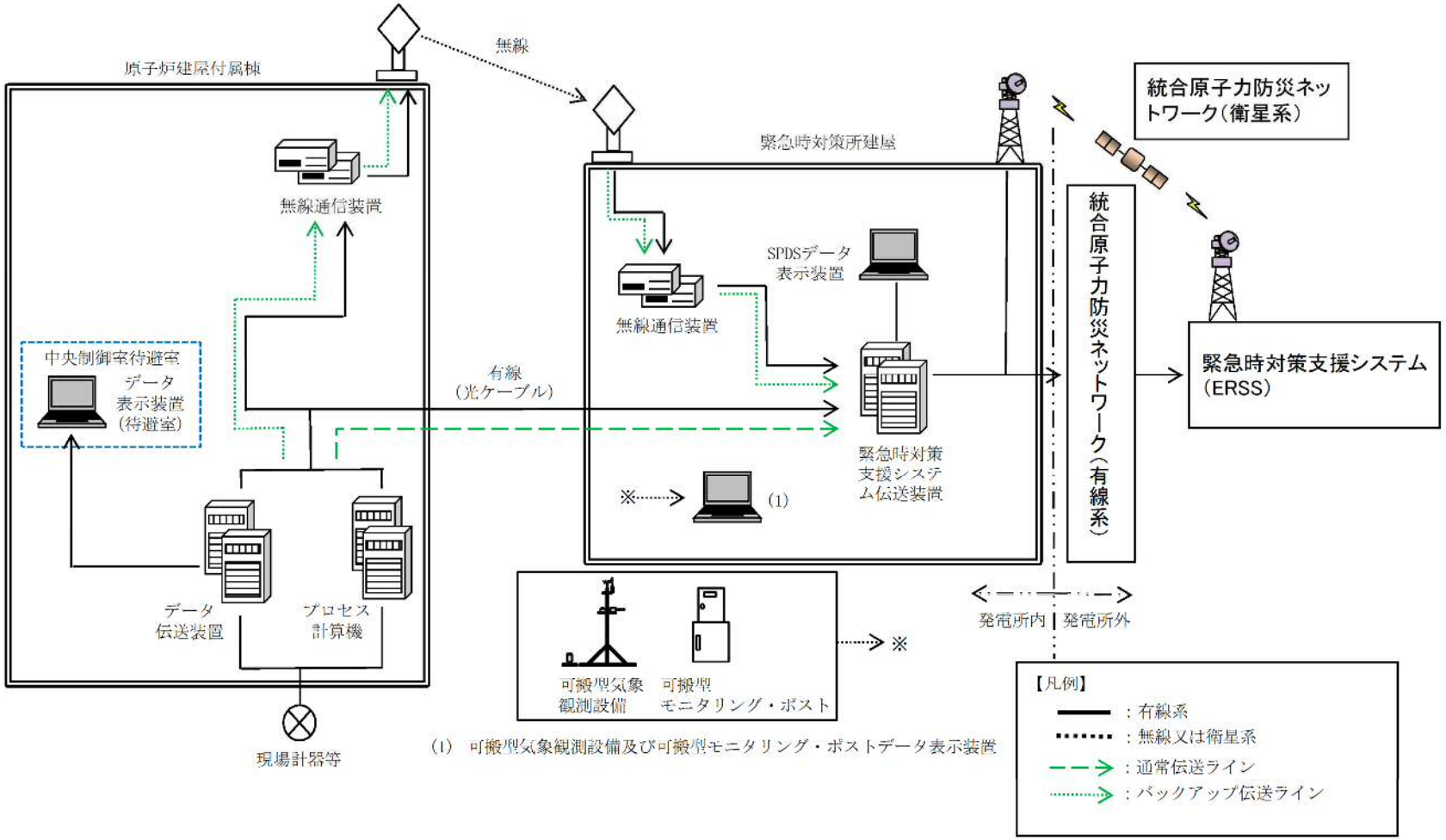
また，発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）として緊急時対策支援システム伝送装置を設置する設計とする。

データ伝送設備（発電所外）は，データ伝送装置からデータを収集し，緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）へ必要なデータを伝送可能な設計とし，常時使用できるよう通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）に接続し多様性を確保する設計とする。概要を図６に示す。

なお，データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）のうち，設計基準対象施設であるデータ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びＳＰＤＳデータ表示装置は，重大事故等時においても使用し，重大事故等時においても機能維持を図る設計とする。

データ伝送設備（発電所内）における発電所内建屋間の有線系回線の構成は，原子炉建屋と緊急時対策所建屋間を直接接続する設計とする。

万が一，有線系回線に損傷が発生し，有線系回線によるデータ伝送の機能が喪失した場合，無線通信装置により，発電所内建屋間のデータ伝送が継続可能な設計とする。



(1)　可搬型気象観測設備及び可搬型モニタリング・ポストデータ表示装置

図６　ＳＰＤＳ及びデータ伝送設備の概要

２．　多様性を確保した通信回線

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については，有線系，無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し，輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

多様性を確保した通信回線を表１に記載するとともに，概要を図７に示す。

表１　多様性を確保した通信回線

通信回線種別		主要設備		機能	専用	通信の制限※2
電力保安通信用回線	無線系回線（マイクロ波回線）	電力保安通信用電話設備※1	固定電話機，ＰＨＳ端末	電話	○	◎
			ＦＡＸ	ＦＡＸ	○	◎
通信事業者回線	有線系回線（災害時優先契約あり）	加入電話設備	加入電話	電話	－	○
			加入ＦＡＸ	ＦＡＸ	－	○
	有線系回線（災害時優先契約なし）		加入電話	電話	－	×
			加入ＦＡＸ	ＦＡＸ	－	×
	有線系回線	テレビ会議システム（社内）	テレビ会議システム（社内）	テレビ会議	○	◎
	衛星系回線				○	◎
		衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	電話	－	○
			衛星電話設備（携帯型）	電話	－	○
	有線系回線	専用電話設備	専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）	電話	○	◎
通信事業者回線（統合原子力防災ネットワーク）	有線系回線（光ファイバ）	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	ＩＰ電話	電話	○	◎
			ＩＰ－ＦＡＸ	ＦＡＸ	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
	衛星系回線		ＩＰ電話	電話	○	◎
			ＩＰ－ＦＡＸ	ＦＡＸ	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
	有線系回線（光ファイバ）	データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	データ伝送	○	◎
	衛星系回線					

※1：加入電話設備にも接続されており，発電所外への連絡も可能
※2：通信の制限とは，輻輳のほか，災害発生時の通信事業者による通信規制を想定

【凡例】・専用　○：専用回線（帯域専有を含む）　－：非専用回線
・通信の制限　◎：制限なし　○：制限のおそれが少ない　×：制限のおそれがある

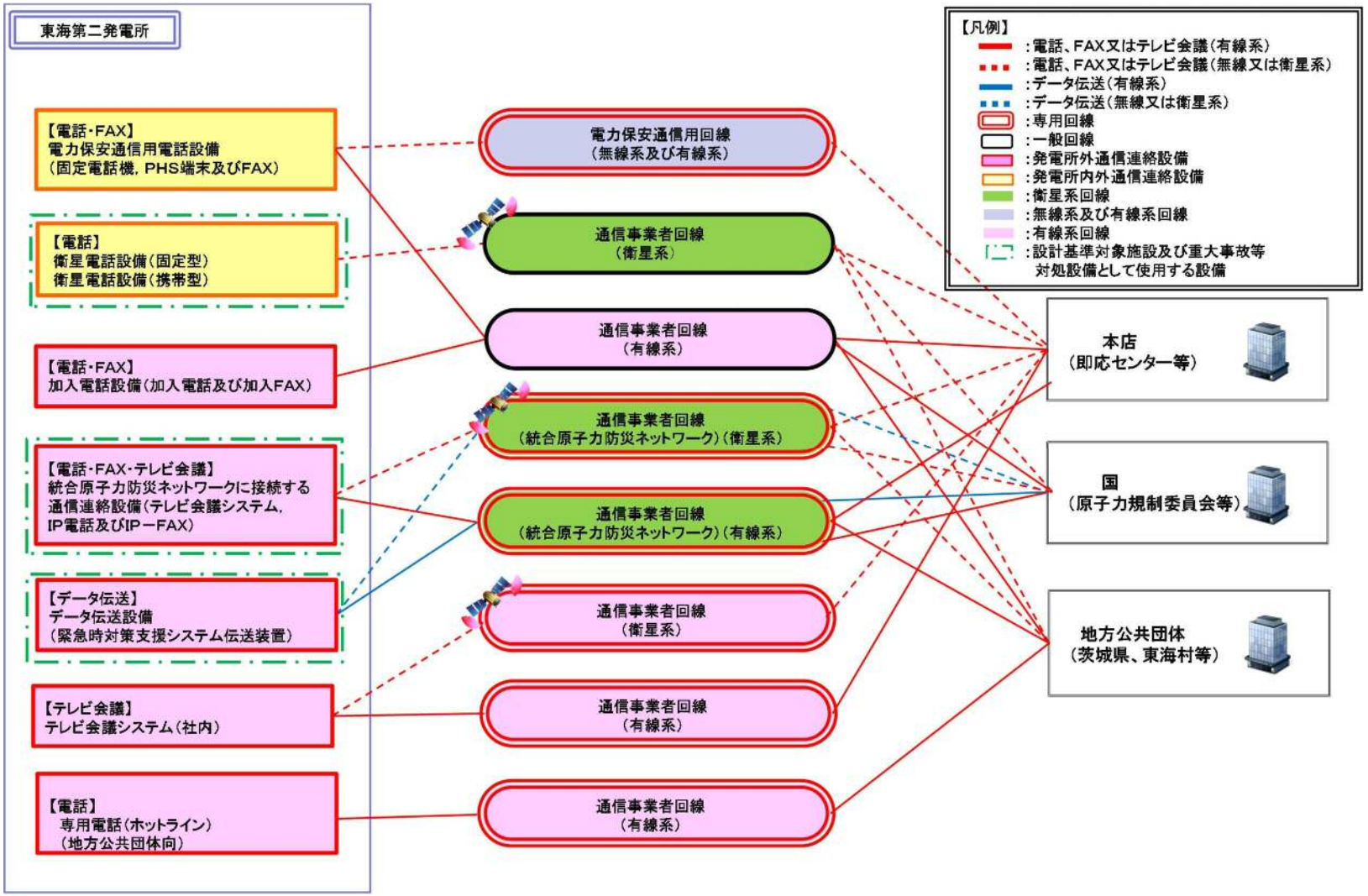
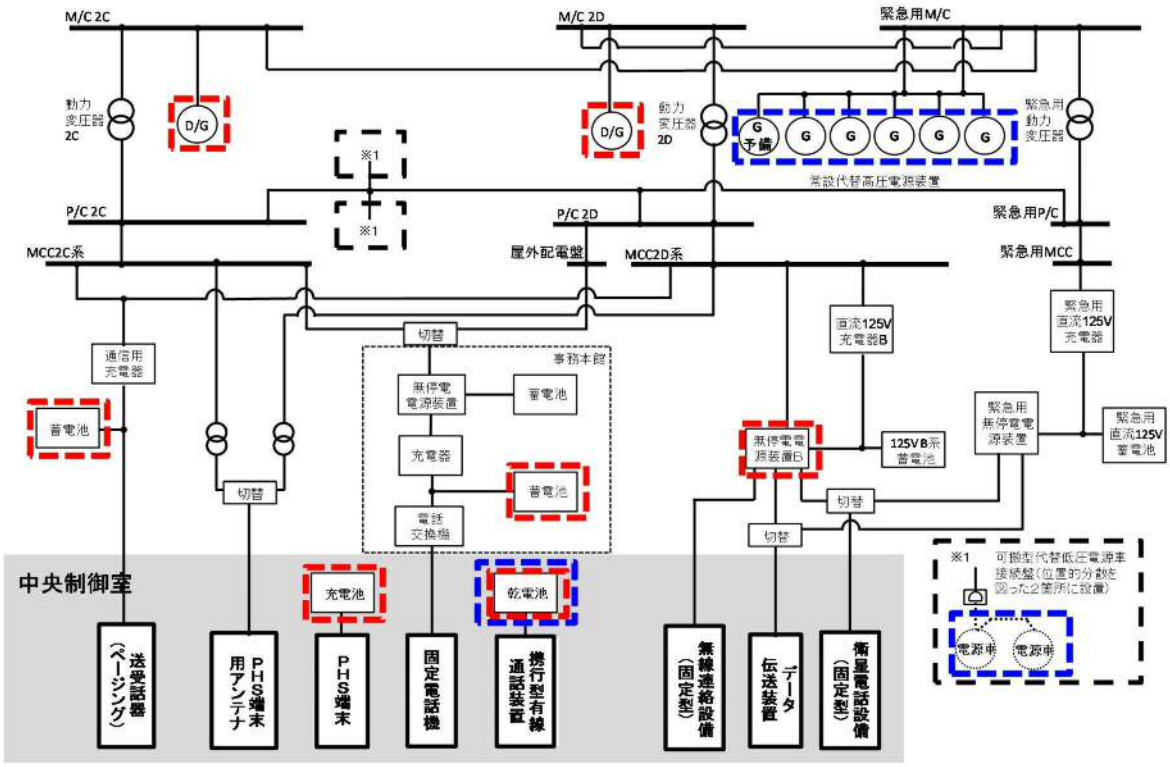


図７　多様性を確保した通信回線の概要

３．　通信連絡設備の電源及び代替電源設備

通信連絡設備は，非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）から給電できる設計とする。また，重大事故等対処設備の通信連絡設備は，代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む）から給電できる。単線結線図を図８，図９に示し，接続電源の一覧を表２，表３，表４に記載する。



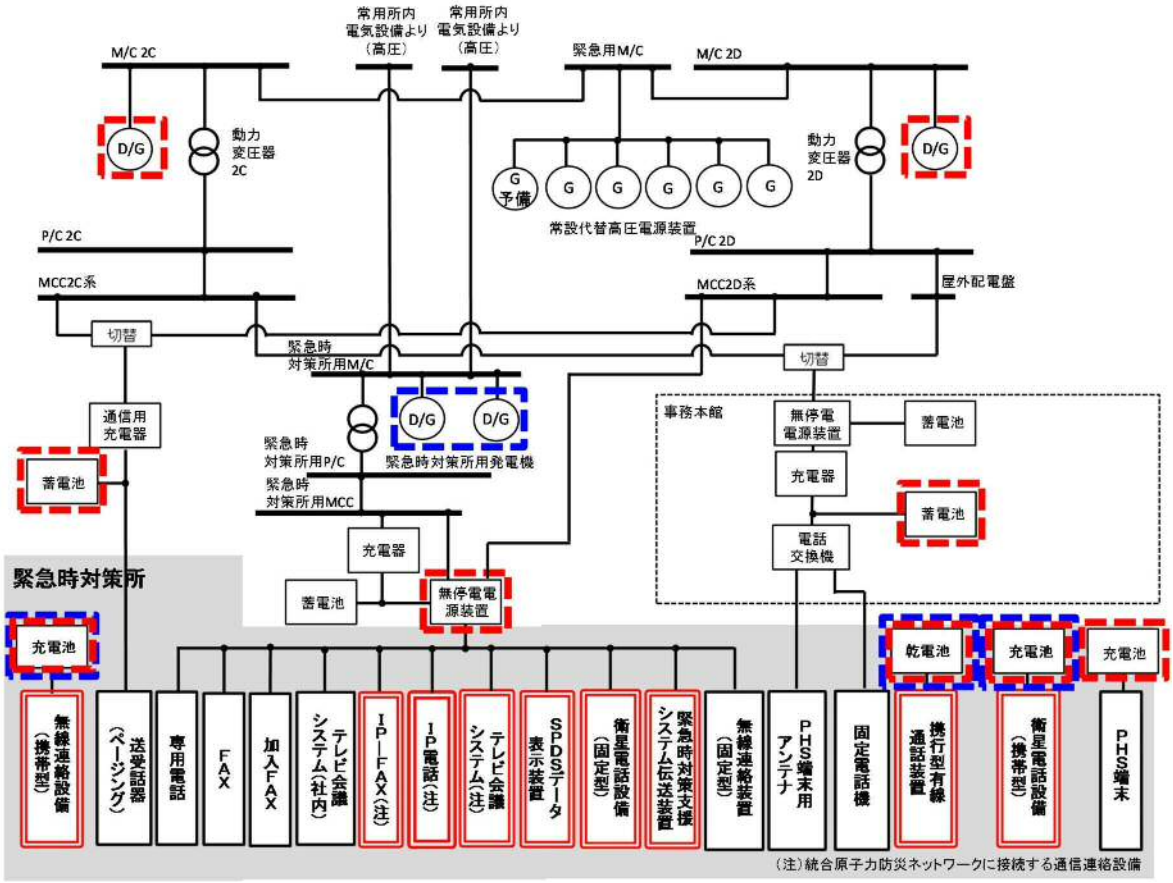
【凡例】

：非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）

：代替電源設備

：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する通信連絡設備

図８　中央制御室における通信連絡設備の単線結線図



【凡例】

：非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）

：代替電源設備

：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する通信連絡設備

図９　緊急時対策所における通信連絡設備の単線結線図

表２　通信連絡設備（発電所内用）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源等	代替電源設備
発電所内	携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	中央制御室	乾電池※1	（乾電池）
	送受話器 （ページング） （警報装置を含む。）	送受話器 （ページング） （警報装置を含む。）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 蓄電池	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所		
	無線連絡設備	無線通話装置（固定型）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		無線通話装置（携帯型）	緊急時対策所	充電池※2	（充電池）
	ＳＰＤＳ	データ伝送装置	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
		緊急時対策支援システム伝送装置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		ＳＰＤＳデータ表示装置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

※１：乾電池により約 12 時間の連続通話が可能。また，必要な予備の乾電池を保有し，予備の乾電池と交換することにより７日間以上継続しての通話が可能。
※２：充電池により約 14 時間の連続通話が可能。また，他の端末もしくは予備の充電池と交換することとにより７日間以上継続しての通話が可能であり，使用後の充電池は代替電源設備にて充電可能。

：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備　　：重大事故等対処設備

表３　通信連絡設備（発電所内用及び発電所外用）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源等	代替電源設備
発電所 内外	電力保安通信用 電話設備	固定電話機	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 蓄電池	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所		
		ＰＨＳ端末	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電池	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 充電池	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車 充電池
		ＦＡＸ	中央制御室	非常用ディーゼル発電機	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		衛星電話設備（携帯型）	緊急時対策所	充電池※1	（充電池）
	テレビ会議システム （社内）	テレビ会議システム （社内）	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

※１：充電池により約４時間の連続通話が可能。また，他の端末もしくは予備の充電池と交換することとにより７日間以上継続しての通話が可能であり，使用後の充電池は代替電源設備にて充電可能。

：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備　　：重大事故等対処設備

表４　通信連絡設備（発電所外用）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源装置等	代替電源設備
発電所外	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム （有線系，衛星系）	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		ＩＰ電話 （有線系，衛星系）	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		ＩＰ－ＦＡＸ （有線系，衛星系）	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	加入電話設備	加入電話	緊急時対策所	通信事業者回線からの給電	－（通信事業者回線からの給電）
		加入ＦＡＸ	緊急時対策所	通信事業者回線からの給電 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	専用電話設備	専用電話 （ホットライン） （地方公共団体向）	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備　　：重大事故等対処設備

４．　緊急時対策所に設置する通信設備（発電所内），通信設備（発電所外），データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）に係る耐震設計

（１）緊急時対策所

緊急時対策所における通信設備（発電所内），通信設備（発電所外），データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）については，転倒防止措置等を施すことで，基準地震動Ｓｓによる地震力に対して機能を喪失しない設計とする。

緊急時対策所における通信設備（発電所内），通信設備（発電所外），データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）に係る耐震措置の概要を図１０，１１に示す。（ＳＰＤＳデータ表示装置については，「第３４条　緊急時対策所」にて整理する。）

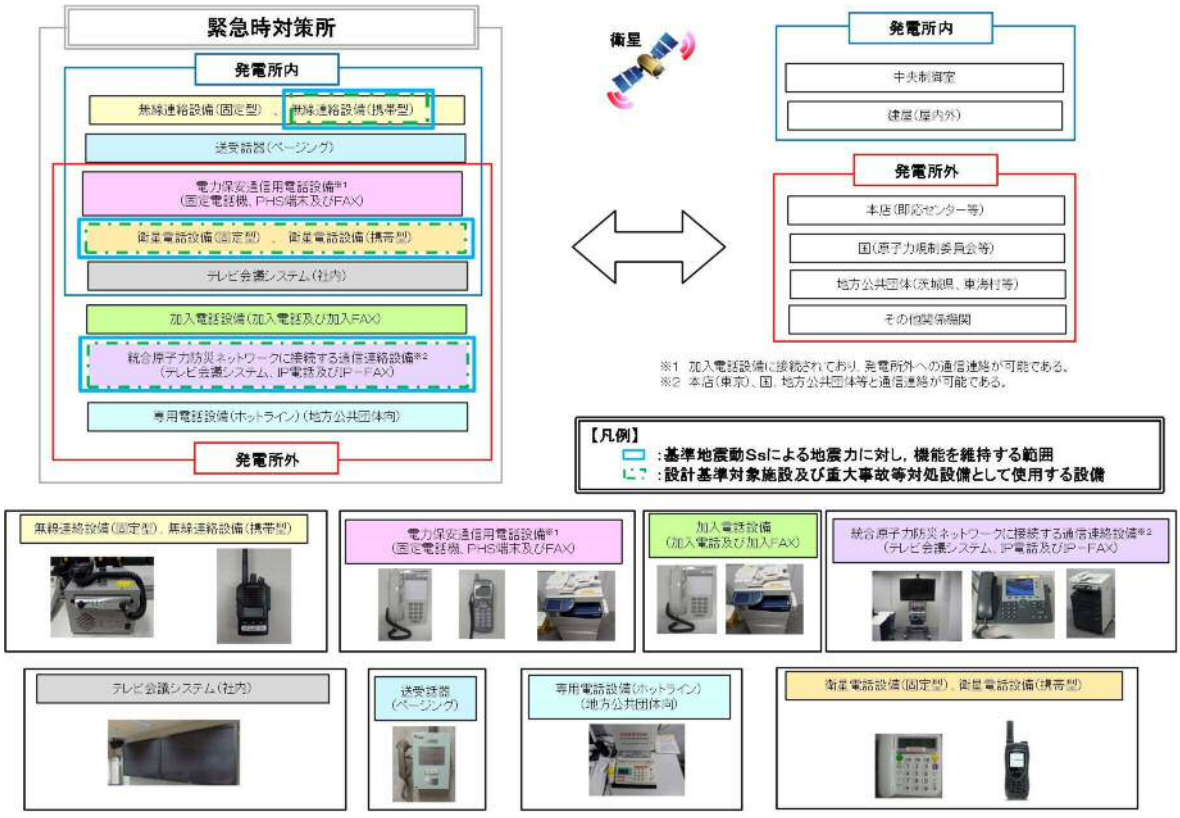


図１０　緊急時対策所の通信設備（発電所内）及び通信設備（発電所外）に関わる耐震措置の概要

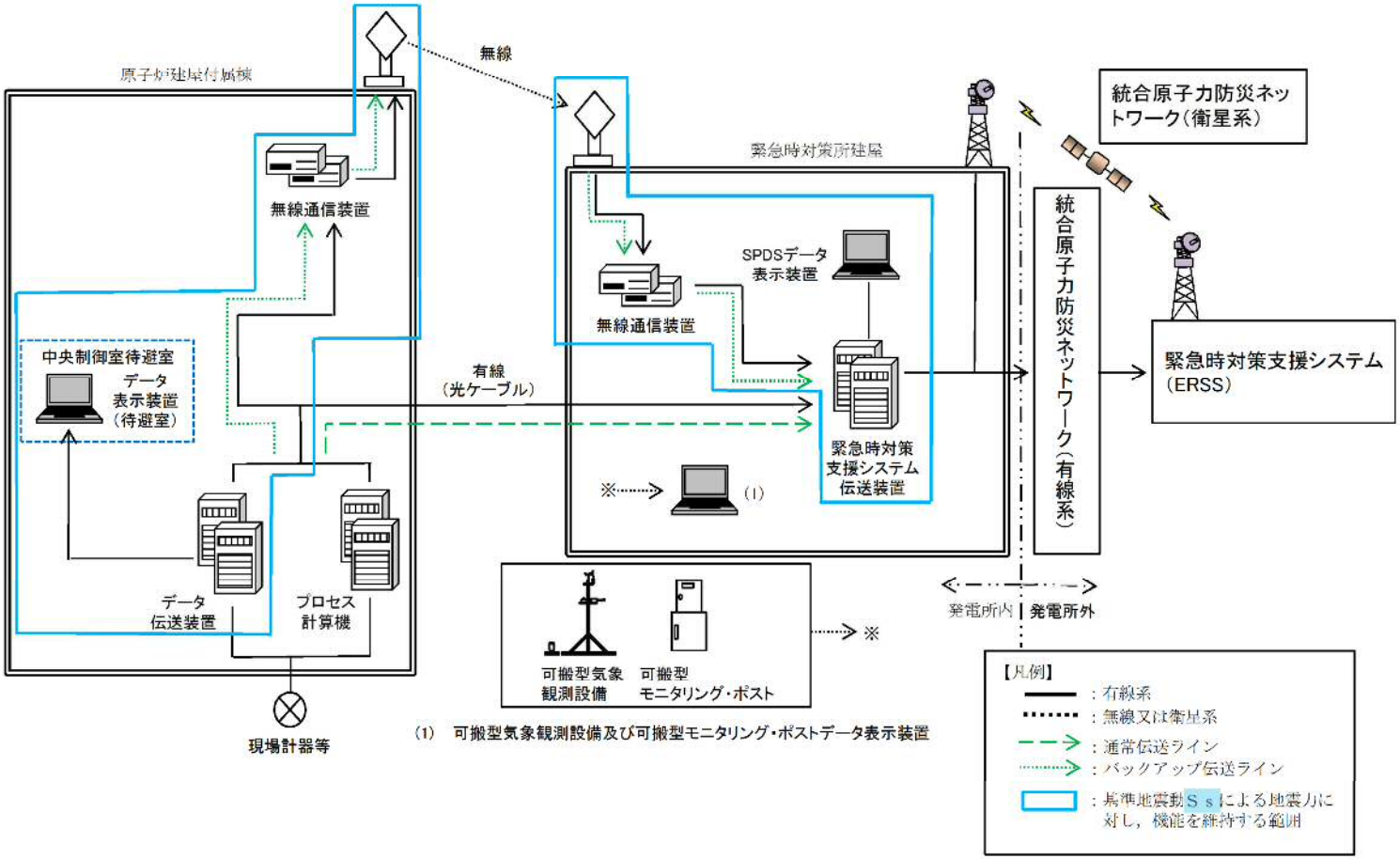
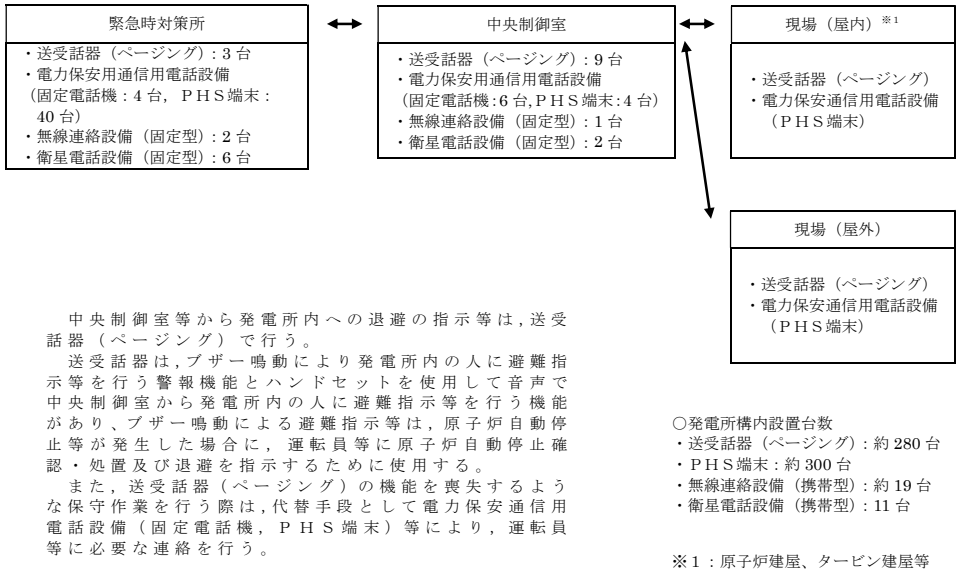


図１１　データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）に関わる耐震措置の概要

５．　機能ごとに必要な通信連絡設備

発電所内における「避難の指示」及び「操作・作業の連絡」，発電所外への「通報・連絡等」に必要な通信連絡設備の種類，配備台数等について，通信連絡が必要な箇所ごとに整理した通信連絡の指揮系統図を図１２，図１３，図１４に示す。

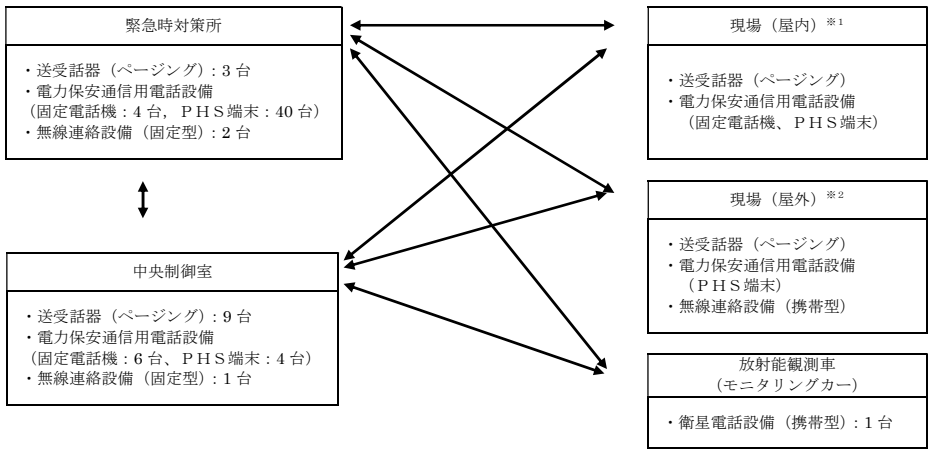
通信連絡設備は，使用する要員，連絡先（地方公共団体，その他関係機関等）に，よりすみやかに連絡が実施できるよう必要な台数を整備する。また，予備品の台数は，これまでの使用実績や新規購入時の納期の実績等を踏まえ，設備が故障した場合もすみやかに代替機器を準備できる台数を整備する。

機能		使用する通信連絡設備
発電所内	退避の指示	 中央制御室等から発電所内への退避の指示等は，送受話器（ページング）で行う。 送受話器は，ブザー鳴動により発電所内の人に避難指示等を行う警報機能とハンドセットを使用して音声で中央制御室から発電所内の人に避難指示等を行う機能があり、ブザー鳴動による避難指示等は，原子炉自動停止等が発生した場合に，運転員等に原子炉自動停止確認・処置及び退避を指示するために使用する。 また，送受話器（ページング）の機能を喪失するような保守作業を行う際は，代替手段として電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末）等により，運転員等に必要な連絡を行う。 ○発電所構内設置台数 ・送受話器（ページング）：約280台 ・ＰＨＳ端末：約300台 ・無線連絡設備（携帯型）：約19台 ・衛星電話設備（携帯型）：11台 ※1：原子炉建屋、タービン建屋等

・台数については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

図１２　「退避の指示」における指揮系統図

機能		使用する通信連絡設備
発電所内	操作・作業の連絡	○送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、ＰＨＳ端末）等が使用できる場合

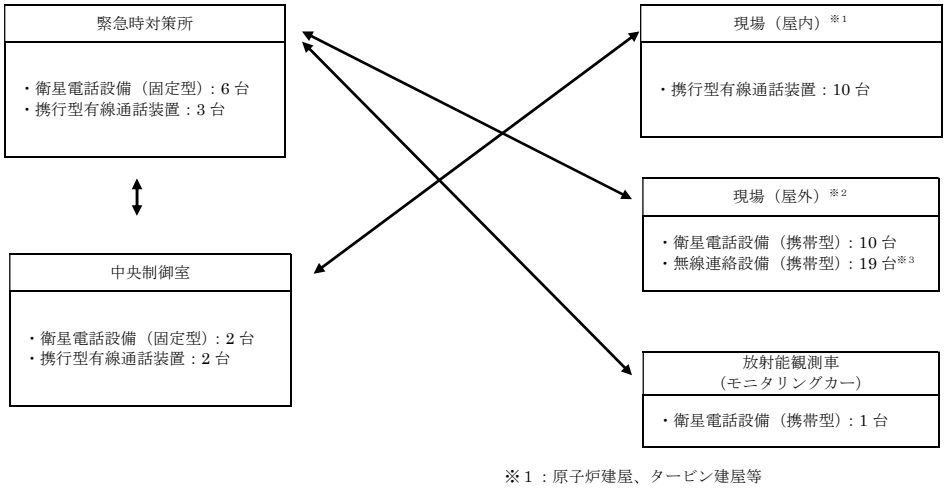


○発電所構内設置台数
・送受話器（ページング）：約 280 台
・固定電話機：約 180 台
・ＰＨＳ端末：約 300 台
・無線連絡設備（携帯型）：約 19 台

※1：原子炉建屋、タービン建屋等
※2：モニタリングに係る作業を含む

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

機能		使用する通信連絡設備
発電所内	操作・作業の連絡	○送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、ＰＨＳ端末）等が使用できない場合



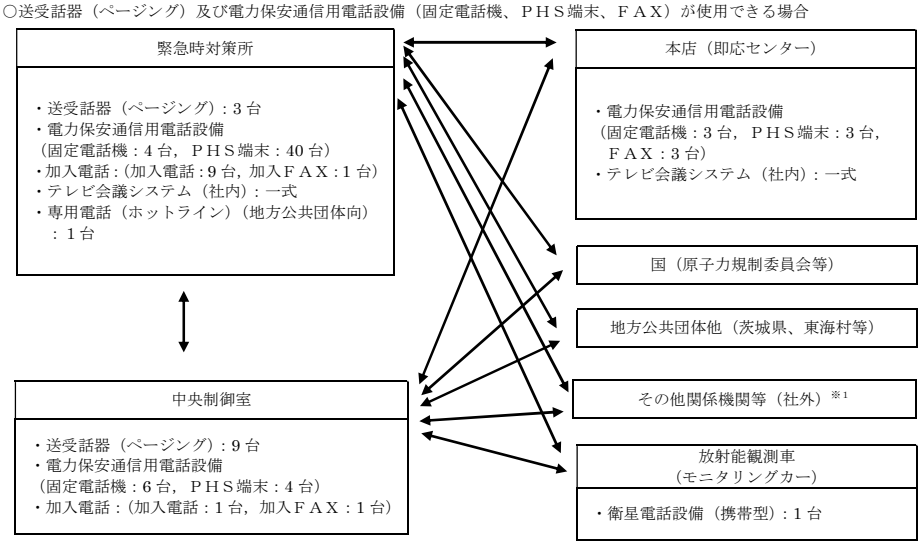
※1：原子炉建屋、タービン建屋等
※2：モニタリングに係る作業を含む
※3：屋外現場連絡用

重大事故等時においても、設置又は保管する通信連絡設備により十分に対応できる。
重大事故等時（全交流動力電源喪失（長期ＴＢ））における必要な通信連絡設備は以下の通り

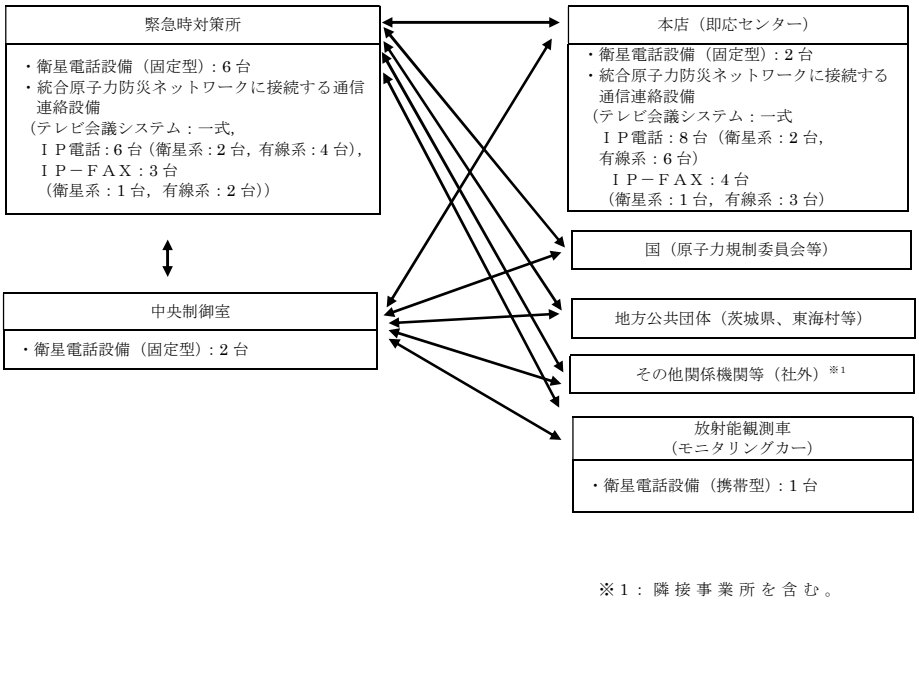
衛星電話設備（固定型）	衛星電話設備（携帯型）	無線連絡設備（携帯型）	携行型有線通話装置
・中央制御室　：1 台 ・緊急時対策所：3 台	・現場（屋外）：2 台	・現場（屋外）：5 台	・中央制御室　：2 台 ・現場（屋内）：10 台

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

図１３　「操作・作業の連絡」における指揮系統図

機能		使用する通信連絡設備
発電所外	連絡・通報等	

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

機能		使用する通信連絡設備
発電所外	連絡・通報等	

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

図１４　「連絡，通報等」における指揮系統図

６．　携行型有線通話装置等の使用方法及び使用場所について

通常使用している所内の通信連絡設備が使用できない場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため，以下の通信連絡設備を使用する。

○携行型有線通話装置

中央制御室に保管する携行型有線通話装置は，中央制御室と各現場（屋内）間に布設している専用通信線を用い，携行型有線通話装置を専用接続箱に接続するとともに，必要時に中継用ケーブルを布設することにより中央制御室と各現場（屋内）間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

なお，専用接続箱については，地震起因による溢水の影響を受けない箇所に設置しており，溢水時においても使用できる。

通信連絡設備の必要台数は，有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし，中央制御室及び現場（屋内）にて対応する災害対策要員は各自１台を携行し使用する。なお，屋外より合流する災害対策要員が使用する携行型有線通話装置は，合流する運転員が中央制御室より携行する。

○衛星電話設備（固定型）

中央制御室及び緊急時対策所に設置する衛星電話設備（固定型）は，中央制御室と緊急時対策所間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

また，屋外の災害対策要員は衛星電話設備（携帯型）を使用することにより緊急時対策所と現場（屋外）間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

通信連絡設備の必要台数は，有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし，中央制御室と緊急時対策所間として各１台，緊急時対策所と現場（屋外）間として緊急時対策所に作業ごとに各１台使

用する。

○衛星電話設備（携帯型）

緊急時対策所に保管する衛星電話設備（携帯型）は，現場（屋外）と緊急時対策所間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

通信連絡設備の必要台数は，有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし，現場（屋外）と緊急時対策所間連絡用として屋外の災害対策要員の作業ごとに各１台を携行し使用する。

○無線連絡設備（携帯型）

緊急時対策所に保管する無線連絡設備（携帯型）は，現場（屋外）間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

通信連絡設備の必要台数は，有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし，現場（屋外）間連絡用として屋外の災害対策要員はツーマンルールであるため２名ごとに１台を携行し使用する。

携行型有線通話装置を用いた通信連絡の概要及び衛星電話設備（固定型）等を用いた通信連絡の概要について，図１５及び図１９に示す。また，各事故シーケンスグループ等で使用する携行型有線通話装置を使用する通話場所の例を表５，各事故シーケンスグループ等で使用する携行型有線通話装置及び衛星電話設備等の台数を表６，表７に示す。

表５　携行型有線通話装置を使用する通話場所の例

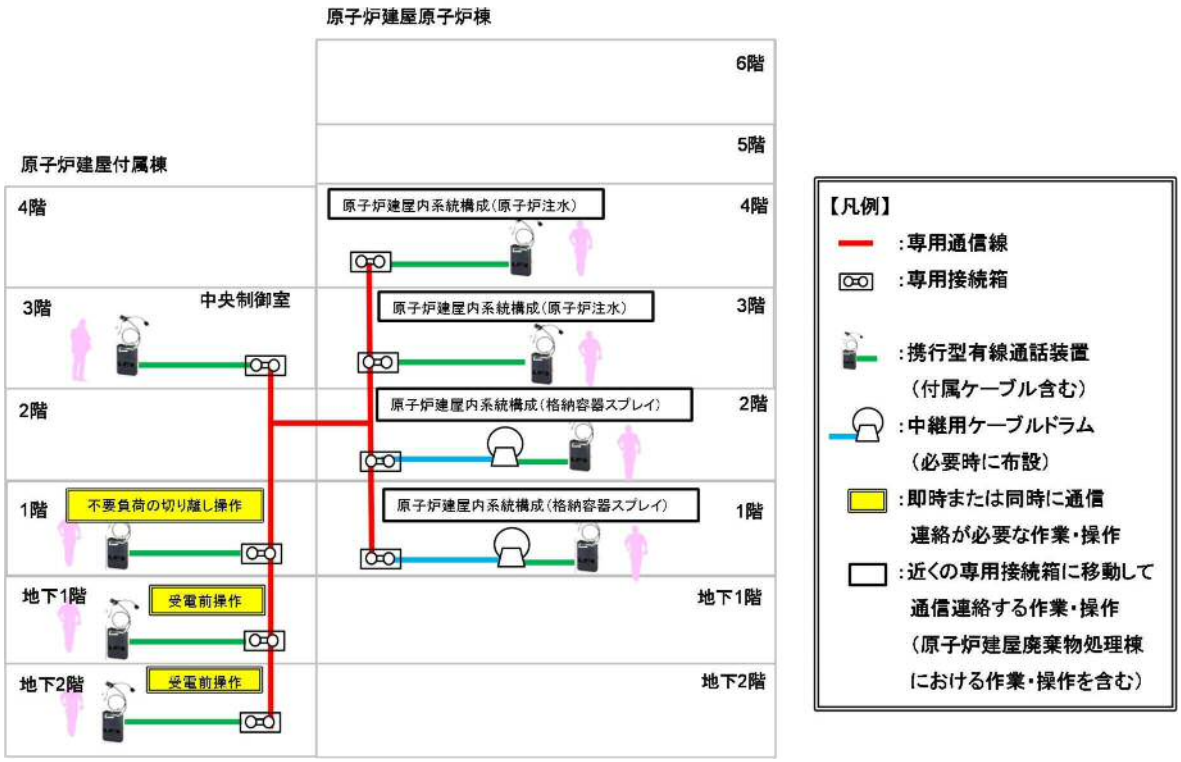
（重要事故シーケンス　全交流動力電源喪失時の例）

作業・操作内容	作業・操作場所	
不要負荷の切り離し操作	原子炉建屋付属棟 1 階	Ｃ／Ｓ電気室
受電前準備	原子炉建屋付属棟 地下 1,2 階	Ｃ／Ｓ電気室
原子炉建屋内系統構成 （原子炉注水）	原子炉建屋原子炉棟 4 階	北西通路
原子炉建屋内系統構成 （原子炉注水）	原子炉建屋原子炉棟 3 階	ＭＳＩＶ保修室
原子炉建屋内系統構成 （格納容器スプレイ）	原子炉建屋原子炉棟 2 階	南側通路
原子炉建屋内系統構成 （格納容器スプレイ）	原子炉建屋原子炉棟 1 階	南側通路

携行型有線通話装置

中継用ケーブルドラム

・写真については，一部イメージを含む。



保管場所	操作	数量	中継用ケーブルドラム
中央制御室	原子炉建屋内各操作時の連絡手段	2	100m×1本
原子炉建屋付属棟地下2階	受電前準備他	1	50m×1本
原子炉建屋付属棟地下1階		1	100m×2本
原子炉建屋付属棟1階		1	100m×1本
原子炉建屋付属棟4階	チェンジングエリアの設置及び運用による汚染の持ち込みの防止	1	50m×1本
原子炉建屋付属棟屋上	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1	50m×1本
原子炉建屋原子炉棟地下2階	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)への系統構成他	2	50m×1本
原子炉建屋原子炉棟地下1階	原子炉水位の制御他	2	50m×1本
原子炉建屋原子炉棟1階	原子炉建屋内系統構成(格納容器スプレイ)他	2	100m×1本
原子炉建屋原子炉棟2階		1	50m×1本
原子炉建屋原子炉棟3階	原子炉建屋内系統構成(原子炉注水)他	3	50m×1本
原子炉建屋原子炉棟4階		2	100m×1本
原子炉建屋原子炉棟5階	ほう酸注入系による原子炉注水他	2	100m×1本
原子炉建屋原子炉棟6階	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プールスプレイ他	1	100m×1本
原子炉建屋廃棄物処理棟1階	可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電他	1	100m×1本
原子炉建屋廃棄物処理棟3階	格納容器圧力逃がし装置第二弁の現場操作他	1	20m×1本
緊急時対策所	緊急時対策所内各操作時の連絡手段確保	3	100m×4本
緊急時対策所建屋1階	予備	1	200m×15本

図１５　携行型有線通話装置を用いた通信連絡の概要

（重要事故シーケンス　全交流動力電源喪失時の例）

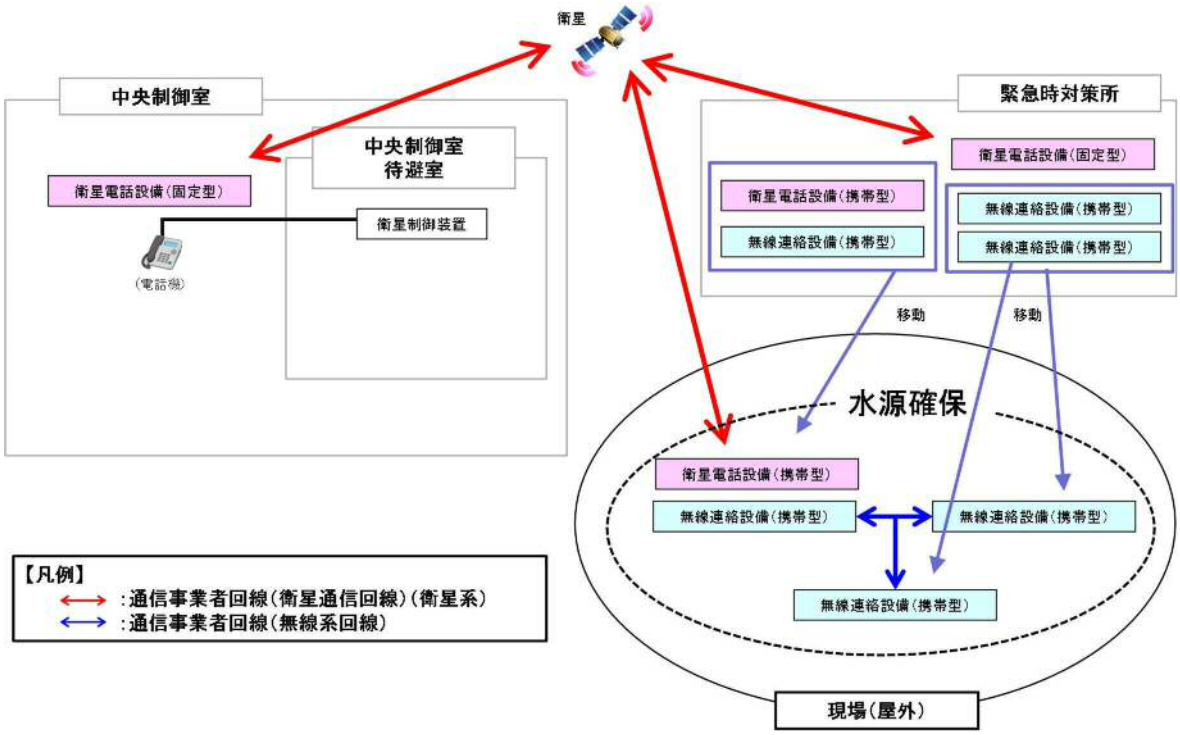


図１９　衛星電話設備（固定型）等を用いた通信連絡の概要

表６　各事故シーケンスグループ等で使用する携行型有線通話装置の台数

単位：台

各事故シーケンスグループ等 ＼ 使用場所 ／ 設備			原子炉建屋付属棟 －：作業無		原子炉建屋 原子炉棟 －：作業無	原子炉建屋 廃棄物処理棟 －：作業無	計（注１）
			中央制御室 －：作業無				
運転中の原子炉における重大事故に至る恐れがある事故（炉心の著しい損傷防止）	①－1	高圧・低圧注水機能喪失	2	－	－	3	5
	①－2	高圧注水・減圧機能喪失	－	－	－	－	－
	①-3-1	全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	2	2	8	－	12
	①-3-2	全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）	2	2	8	－	12
	①-3-3	全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	2	2	8	－	12
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	2	2	－	－	4
	①-4-2	崩壊熱除去機能機能（残留熱除去系が故障した場合）	2	－	－	3	5
	①-5	原子炉停止機能喪失	－	－	－	－	－
	①-6	ＬＯＣＡ時注水機能喪失	2	－	－	3	5
	①-7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	2	－	4	－	6
	①-8	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	2	2	8	－	12
重大事故（原子炉格納容器の破損の防止）	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）	2	2	－	－	4
	②-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）	2	2	－	3	7
	②-2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	2	2	－	3	7
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	2	2	－	3	7
	②-4	水素燃焼	2	2	－	3	7
	②-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	2	2	－	3	7
使用済燃料プールにおける重大辞事故に至る恐れがある事故（使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止）	③-1	想定事故１	－	－	－	－	－
	③-2	想定事故２	－	－	－	－	－
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止）	④-1	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	2	2	－	－	4
	④-2	全交流動力電源喪失	2	2	－	－	4
	④-3	原子炉冷却材の流出	－	－	－	－	－
	④-4	反応度の誤投入	－	－	－	－	－

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

（注１）：中央制御室へ現場用（中央制御室必要分含め）として 12 台（予備 1 台）を保管するため、重大事故等においても対応できる。

表７　各事故シーケンスグループ等で使用する衛星電話設備等の台数

単位：台

各事故シーケンスグループ等 ＼ 使用場所 ／ 設備			屋内（中央制御室）－：作業無	屋内（緊急時対策所）－：作業無	屋外 －：作業無	
			衛星電話設備（固定型）(注1)	衛星電話設備（固定型）(注1)	衛星電話設備（携帯型）(注2)	無線連絡設備（携帯型）(注3)
運転中の原子炉における重大事故に至る恐れがある事故（炉心の著しい損傷防止）	①－1	高圧・低圧注水機能喪失	1	3	2	5
	①－2	高圧注水・減圧機能喪失	－	－	－	－
	①-3-1	全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	1	3	2	5
	①-3-2	全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）	1	3	2	5
	①-3-3	全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	1	3	2	5
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	－	－	－	－
	①-4-2	崩壊熱除去機能機能（残留熱除去系が故障した場合）	1	3	2	5
	①-5	原子炉停止機能喪失	－	－	－	－
	①-6	ＬＯＣＡ時注水機能喪失	1	3	2	5
	①-7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	－	－	－	－
	①-8	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	1	3	2	5
重大事故（原子炉格納容器の破損の防止）	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）	－	－	－	－
	②-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）	1	3	2	5
	②-2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	－	－	－	－
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	－	－	－	－
	②-4	水素燃焼	－	－	－	－
	②-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	－	－	－	－
使用済燃料プールにおける重大辞事故に至る恐れがある事故（使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止）	③-1	想定事故１	1	3	2	5
	③-2	想定事故２	1	3	2	5
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止）	④-1	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	－	－	－	－
	④-2	全交流動力電源喪失	－	－	－	－
	④-3	原子炉冷却材の流出	－	－	－	－
	④-4	反応度の誤投入	－	－	－	－

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。
（注１）：中央制御室へ２台、緊急時対策所へ６台を設置するため、重大事故等においても対応できる。
（注２）：緊急時対策所へ11台（予備１台）を保管するため、重大事故等においても対応できる。
（注３）：緊急時対策所へ19台（予備１台）を保管するため、重大事故等においても対応できる。

機能毎に必要な通信設備（発電所内）の優先順位及び設備種別

機能	通信実施場所			
	場所	使用する通信連絡設備（発電所内）	場所	使用する通信連絡設備
操作，作業の連絡	中央制御室	① 電力保安通信用電話設備（固定電話機） ① 電力保安通信電話設備（PHS端末） ① 送受話器（ページング） ② 携行型有線通話装置	現場（屋内）	① 電力保安通信用電話設備（固定電話機） ① 電力保安通信電話設備（PHS端末） ① 送受話器（ページング） ② 携行型有線通話装置
	中央制御室	① 電力保安通信用電話設備（固定電話機） ① 電力保安通信電話設備（PHS端末） ① 送受話器（ページング） ② 無線連絡設備（固定型） ② 衛星電話設備（固定型）	緊急時対策所	① 電力保安通信用電話設備（固定電話機） ① 電力保安通信電話設備（PHS端末） ① 送受話器（ページング） ② 無線連絡設備（固定型） ② 衛星電話設備（固定型）
	現場（屋内）	① 電力保安通信用電話設備（固定電話機） ① 電力保安通信電話設備（PHS端末） ① 送受話器（ページング） ② 携行型有線通話装置	現場（屋内）	① 電力保安通信用電話設備（固定電話機） ① 電力保安通信電話設備（PHS端末） ① 送受話器（ページング） ② 携行型有線通話装置
	現場（屋外）	① 電力保安通信電話設備（PHS端末） ① 送受話器（ページング） ② 無線連絡設備（携帯型） ② 衛星電話設備（携帯型）	現場（屋外）	① 電力保安通信電話設備（PHS端末） ① 送受話器（ページング） ② 無線連絡設備（携帯型） ② 衛星電話設備（携帯型）
	緊急時対策所	① 電力保安通信用電話設備（固定電話機） ① 電力保安通信電話設備（PHS端末） ① 送受話器（ページング） ② 無線連絡設備（固定型） ② 衛星電話設備（固定型）	現場（屋外）	① 電力保安通信電話設備（PHS端末） ① 送受話器（ページング） ② 無線連絡設備（携帯型） ② 衛星電話設備（携帯型）
	緊急時対策所	① 衛星電話設備（固定型）	モニタリング（放射能観測車）	① 衛星電話設備（携帯型）

凡例

丸数字：優先順位

：重大事故等対処設備

：自主対策設備

機能毎に必要な通信設備（発電所外）の優先順位及び設備種別（１／２）

機能	通信実施場所					
	場所	使用する通信連絡設備（発電所外）		場所	使用する通信連絡設備（発電所外）	
通報，連絡等	緊急時対策所	ＴＶ会議	①　テレビ会議システム（社内）	本店	ＴＶ会議	①　テレビ会議システム（社内）
			②　テレビ会議システム※１			②　テレビ会議システム※１
		電話	①　電力保安通信用電話設備（固定電話機） ①　電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末）		電話	①　電力保安通信用電話設備（固定電話機） ①　電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末）
			②　加入電話設備（加入電話）			②　加入電話設備（加入電話）
			③　衛星電話設備（固定型）			③　衛星電話設備（固定型）
			④　ＩＰ電話※１			④　ＩＰ電話※１
		ＦＡＸ	①　電力保安通信用電話設備（ＦＡＸ）		ＦＡＸ	①　電力保安通信用電話設備（ＦＡＸ）
			②　加入電話設備（加入ＦＡＸ）			②　加入電話設備（加入ＦＡＸ）
			③　ＩＰ－ＦＡＸ※１			③　ＩＰ－ＦＡＸ※１
	緊急時対策所	ＴＶ会議	①　テレビ会議システム※１	国	ＴＶ会議	－
		電話	①　ＩＰ電話※１		電話	
			①　電力保安通信用電話設備（固定電話機） ①　電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末）			
			②　加入電話設備（加入電話）			
			③　衛星電話設備（固定型）			
		ＦＡＸ	①　ＩＰ－ＦＡＸ※１		ＦＡＸ	
			①　電力保安通信用電話設備（ＦＡＸ）			
			②　加入電話設備（加入ＦＡＸ）			

※１：統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

凡例

丸数字：優先順位

：重大事故等対処設備

：自主対策設備

機能毎に必要な通信設備（発電所外）の優先順位及び設備種別（２／２）

<table>
<tr><td rowspan="2">機能</td><td colspan="6">通信実施箇所</td></tr>
<tr><td>場所</td><td colspan="2">使用する通信連絡設備
（発電所外）</td><td>場所</td><td colspan="2">使用する通信連絡設備
（発電所外）</td></tr>
<tr><td rowspan="5">通報，連絡等</td><td rowspan="4">緊急時対策所</td><td rowspan="3">電話</td><td>①　ＩＰ電話※1</td><td rowspan="4">地方公共団体，その他関係機関等</td><td rowspan="3">電話</td><td rowspan="4">－</td></tr>
<tr><td>①　電力保安通信用電話設備（固定電話機）
①　電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末）</td></tr>
<tr><td>②　加入電話設備（加入電話）
②　専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））</td></tr>
<tr><td>ＦＡＸ</td><td>③　衛星電話設備（固定型）</td><td>ＦＡＸ</td></tr>
<tr><td>①　ＩＰ－ＦＡＸ※1</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td>①　電力保安通信用電話設備（ＦＡＸ）</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td>②　加入電話設備（加入ＦＡＸ）</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td>緊急時対策所</td><td>電話</td><td>①　衛星電話設備（固定型）</td><td>モニタリング（放射能観測車）</td><td>電話</td><td>①　衛星電話設備（携帯型）</td></tr>
</table>

※１：統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

凡例

丸数字：優先順位

：重大事故等対処設備

：自主対策設備

手順のリンク先について

通信連絡設備に関する手順等について，手順のリンク先を以下に取りまとめる。

１．1.19.2.1(1)(f)　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）

＜リンク先＞　1.18.2.2(1)　緊急時対策所データ伝送設備によるプラントパラメータ等の監視手順

２．1.19.2.1(2)　計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

＜リンク先＞　1.15.2.1　監視機能喪失

1.15.2.2　計測に必要な電源の喪失

1.17.2.1　放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

３．1.19.2.2(2)　計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等

＜リンク先＞　1.15.2.1　監視機能喪失

1.15.2.2　計測に必要な電源の喪失

1.17.2.1　放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

４．1.19.2.3　代替電源設備から給電する手順等

＜リンク先＞　1.14.2.1　交流電源喪失時の対応手順

1.18.2.4　緊急時対策所用発電機による給電

東海第二発電所

大規模な自然災害又は故意による
大型航空機の衝突その他のテロリズムへの
対応について

目　　次

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

2.1　可搬型設備等による対応

2.1.1　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方

2.1.1.1　大規模損壊発生時の手順書の整備

2.1.1.2　大規模損壊の発生に備えた体制の整備

2.1.1.3　大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

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

2.1.2.1　大規模損壊発生時の手順書の整備

2.1.2.2　大規模損壊の発生に備えた体制の整備

2.1.2.3　大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

2.1.3　まとめ

添付資料 2.1.1　大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害の抽出プロセスについて
添付資料 2.1.2　竜巻事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料 2.1.3　凍結事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料 2.1.4　積雪事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料 2.1.5　落雷事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料 2.1.6　火山の影響に対する事故シーケンス抽出
添付資料 2.1.7　森林火災事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料 2.1.8　自然現象の重畳に対する事故シーケンス抽出
添付資料 2.1.9　ＰＲＡで選定しなかった事故シーケンス等への対応について
添付資料 2.1.10　大規模損壊発生時の対応
添付資料 2.1.11　大規模損壊発生時に使用する対応手順書及び設備一覧について
添付資料 2.1.12　使用済燃料プール大規模漏えい時の対応について
添付資料 2.1.13　放水砲の設置位置及び使用方法等について
添付資料 2.1.14　竜巻に対する可搬型重大事故等対処設備の離隔について
添付資料 2.1.15　外部事象に対する対応操作の適合性について
添付資料 2.1.16　米国ガイド（NEI06-12 及び NEI12-06）で参考とした事項について
添付資料 2.1.17　大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について
添付資料 2.1.18　重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等の考え方
添付資料 2.1.19　大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について
添付資料 2.1.20　設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊における対応状況

添付資料 2.1.21　大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について

別冊　　非公開資料

Ⅰ．　具体的対応の共通事項

Ⅱ．　大規模な自然災害の想定の具体的内容

Ⅲ．　テロの想定脅威の具体的内容

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

2.1　可搬型設備等による対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し，以下の項目に関する手順書を適切に整備し，また，当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。ここでは，発電用原子炉施設にとって過酷な大規模損壊が発生した場合においても，当該の手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができることを説明する。

一　大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。

二　大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。

三　大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。

四　大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。

五　大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

2.1.1　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方

2.1.1.1　大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては，大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として，設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。ただし，特定の事象の発生や検知がなくても，非常時運転手順書及び重大事故等対策要領（重大事故編）に加え，重大事故等対策要領（大規模損壊編）で対応可能なよう配慮する。

また，発電用原子炉施設の被災状況を把握するための手順及び被災状況を踏まえた優先実施事項の実行判断を行うための手順を整備する。

自然災害については，大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定した上で，整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え，確率論的リスク評価（以下「ＰＲＡ」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては，様々な状況が想定されるが，その中でも施設の広範囲にわたる損壊，多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。

(1)　大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮

大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を想定するに当たっては，国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し，その中から考

慮すべき自然災害に対して，設計基準を超えるような規模を想定し，発電用原子炉施設の安全性に与える影響及び重畳することが考えられる自然災害の組合せについても考慮する。

また，事前予測が可能な自然現象については，影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。

さらに，事態収束に必要と考えられる機能の状態に着目して事象の進展を考慮する。

(2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮

テロリズムには様々な状況が想定されるが，その中でも施設の広範囲にわたる損壊，多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し，多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。

(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊では，重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく，その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され，あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから，災害対策本部における情報収集，当直（運転員）が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。

a) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策

・炉心の著しい損傷緩和のための原子炉停止と発電用原子炉への注水

b) 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策

・炉心損傷回避，著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避

c） 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策

・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水

d） 放射性物質の放出を低減するための対策

・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策

・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制

e） 大規模な火災が発生した場合における消火活動

・消火活動

f） その他の対策

・要員の安全確保

・対応に必要なアクセスルートの確保

・電源及び水源の確保並びに燃料補給

・人命救助

ａ．大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

大規模損壊発生時は，発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は，プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるように判断フローを整備する。大規模損壊発生時に使用する手順書を有効かつ効果的に使用するため，対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに，判断フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を明確化する。

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生について，緊急地震速報，大津波警報，外部からの情報連絡，衝撃音，衝突音等により検知した場合，中央制御室の状況，プラント状態の大まかな確認及び把握（火災発生の有無，建屋の損壊状況等）を行

うとともに，大規模損壊の発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は当直発電長が行う。また，原子力防災管理者又は当直発電長が以下の適用開始条件に該当すると判断した場合は，大規模損壊時に対応する手順に基づく事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

a) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合

・プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失や中央制御室と連絡が取れない場合を含む。）

・使用済燃料プールの損傷により漏えいが発生し，使用済燃料プールの水位が維持できない場合

・炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊（建屋損壊に伴う広範囲な機能喪失等）が発生した場合

・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合

b) 原子力防災管理者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

c) 当直発電長が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

災害対策本部は，発電用原子炉施設の影響予測を行い，その結果を基に各班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

災害対策本部長は，これらの情報を収集し，発電所全体の対応につい

て総括的な責任を負う。また，非常招集を行った場合，災害対策要員（初動）は，緊急時対策所へ移動する。ただし，緊急時対策所が使用できない場合は，屋内の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。

発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び対応操作の優先順位付けや対策決定の判断をするための災害対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは，非常時運転手順書，重大事故等対策要領等の相互関係の概略をまとめ，全体像を把握するツールとして災害対策本部の運営を支援するために整備するものであり，具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。

また，ｂ．(b)項から(o)項の手順の中で使用することを想定している設備については，チェックシートの項目に盛り込むこととしている。

対応操作の優先順位付けや実施の判断は，一義的に災害対策本部長が行う。大規模損壊時の対応に当たっては，次に掲げる(a)，(b)項を実施する。

当直発電長又は対応操作の責任者が実施した監視や操作については，災害対策本部に報告し，各班の責任者（本部員）は，その時点における人的リソースや資機材の確保状況，対応の優先順位付け等を判断し，必要な支援や対応を行う。

また，重大事故等時に対処するために直接監視することが必要なパラメータが中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できない場合は，放射線測定器，可搬型代替直流電源設備や可搬型計測器等の代替の監視手段と無線連絡設備等の通信連絡設備を準備し，アクセスルートが確保され次第，パラメータ監視のための当直（運転員），重大事故等対応要員等を現場に出動させ，先ず外からの目視による確認を行い，その後，確認できないパラメータを対象に代替監視手段を用いた可能な限り継続的

なプラント状況の把握に努める。パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は，確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行った上で，他のパラメータについては，パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。

初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は，判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は，採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし，監視機能の喪失により採取できない場合は，中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は，現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

また，初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれもが採取できない場合は，先ず外からの目視による確認を行い，目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復させ，使用可能な設備を用いて緩和措置を行う。

(a)　当面達成すべき目標の設定

災害対策本部は，プラント状況，対応可能な要員数，使用可能な設備,屋外の放射線量率,建屋の損傷状況及び火災発生状況等を把握し，チェックシートに記載した上で，その情報を基に当面達成すべき目標を設定し，環境への放射性物質の放出低減を最優先に，優先すべき戦略を決定する。

当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては，災害対策要員の安全確保を最優先とする。

・第一義的目標は炉心損傷を回避するため，速やかに発電用原子炉を停止し，注水することである。炉心損傷に至った場合においても発電用原子炉への注水は必要となる。

・炉心損傷が回避できない場合は，原子炉格納容器の破損を回避する。

・使用済燃料プールの水位が低下している場合は，速やかに注水する。

・これらの努力を最大限行った場合においても，炉心損傷，かつ，原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。

これらの目標は,複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また，プラント状況に応じて，設定する目標も随時見直していくこととする。

(b)　個別戦略を選択するための判断フロー

災害対策本部は，(a)項で決定した目標設定に基づき，個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。

a)　設定目標：炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水

発電用原子炉の「止める」,「冷やす」機能を優先的に実施する。

b)　設定目標：原子炉格納容器の破損回避

基本的に炉心損傷が発生した場合においても,原子炉圧力容器への注水は継続して必要となるが，使用可能な設備や対応可能要員の観点から，一時的に原子炉格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。

原子炉格納容器の損傷が発生し,原子炉建屋内に放射性物質が漏え

いする状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

c） 設定目標：使用済燃料プール水位確保

使用済燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。使用済燃料プール内の燃料損傷が発生し，原子炉建屋内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

d） 設定目標：放射性物質拡散抑制

炉心損傷が発生するとともに,原子炉圧力容器への注水が行えない場合，使用済燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建屋が損傷している場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

b．大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生した場合に対応する手順については，(a)項に示す5つの活動を行うための手順を網羅する。

また，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。なお，プラントパラメータの採取手段の優先順位は,採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし，監視機能の喪失により採取できない場合は，中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は，現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して

採取する。

技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。また，大規模損壊に特化した手順を(o)項に示す。

(a)　5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

イ．大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として，故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し，放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。

また，地震及び津波のような大規模な自然災害においては，施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても，同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。

大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は，放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し，早期に準備が可能な化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。

地震により建屋内部に火災が発生した場合において，屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため，これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお，当該の対応において事故対応を行うためのアクセスルート若しくは操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は，消火活動を速やかに実施し，操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には，次の手順で対応を行う。

a)　アクセスルートに障害がない箇所があれば,その箇所を使用する。

b)　複数の操作箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合，

最もアクセスルートを確保しやすい箇所を優先的に確保する。

c) a)及びb)いずれの場合も，予備としてもう１つの操作箇所へのアクセスルートを確保する。

消火活動を行うに当たっては，火災発見の都度，次に示すa)～d)の区分を基本に消火活動の優先度を判定し，優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。

a) アクセスルート・操作箇所の確保のための消火

・アクセスルート確保

・車両及びホースルートの設置エリアの確保（初期消火に用いる化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車等）

b) 原子力安全の確保のための消火

・重大事故等対処設備が設置された建屋，放射性物質内包の建屋

・可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保

・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及びホースルート，放水砲の設置エリアの確保

c) 火災の波及性が考えられ，事故収束に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火

・可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所及び設置エリアの確保

d) その他火災の消火

a)からc)以外の火災は，対応可能な段階になってから，可能な範囲で消火する。

建屋内外共に上記の考え方を基本に消火するが，大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は，入域可能な状態になってから消火活

動を実施する。

また，自衛消防隊以外の災害対策要員が消火活動を行う場合は，災害対策本部の指揮命令系統の下で活動する。

消火活動に当たっては，事故対応とは独立した通信手段を用いるために，消火活動専用の無線連絡設備の回線を使用する。

ロ．炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

・原子炉停止機能が喪失した場合は，原子炉手動スクラム，再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制，ほう酸水注入，代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。

・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において，高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に，高圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は，常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による発電用原子炉の冷却を試みる。

・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において，原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は，逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。

・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は，残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系を優先し，全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は，低圧代替注水系（常設），低圧代替

注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による発電用原子炉の冷却を試みる。

ハ．原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障又は全交流動力電源喪失により機能が喪失した場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），消火系及び補給水系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するため，格納容器圧力逃がし装置により，原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。

・炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，代替循環冷却系により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

・炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心・コンクリート相互作用や溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため，ペデスタル（ドライウェル部）へ注水を行う。

・原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容

器内雰囲気を不活性化した状態になっているが，炉心の著しい損傷が発生し，ジルコニウムー水反応並びに水の放射線分解等による水素及び酸素の発生によって水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は，可燃性ガス濃度制御系により水素及び酸素の濃度を抑制する。また，可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器への窒素注入を行うことで酸素濃度を抑制し，更に酸素濃度が上昇する場合においては，格納容器圧力逃がし装置により水素を原子炉格納容器外に排出する手段を有している。

ニ．使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

使用済燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため，未臨界は維持されている。使用済燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

・使用済燃料プールの状態を監視するため，使用済燃料プール水位・温度，使用済燃料プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料プール監視カメラを使用する。

・使用済燃料プールの注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい，その他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合は，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン），可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン），可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）及び消火系により使用済燃料プールへ注水することにより，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮

蔽し，臨界を防止する。

・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持が行えない場合，常設スプレイヘッダ又は可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止するとともに，環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。

・原子炉建屋の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建屋に近づけない場合は，放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。

ホ．放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。

・原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。

・その際，放水することで放射性物質を含む汚染水が一般排水路を通って雨水排水路集水桝又は放水路から海へ流れ出すため，汚濁防止膜を設置することで，海洋への拡散範囲を抑制する。

・防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。

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

重大事故等対策にて整備する1.2の手順を用いた手順等を整備する。

(c)　「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.3の手順を用いた手順等を整備する。

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

重大事故等対策にて整備する1.4の手順を用いた手順等を整備する。

(e) 「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.5の手順を用いた手順等を整備する。

(f) 「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.6の手順を用いた手順等を整備する。

(g) 「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.7の手順を用いた手順等を整備する。

(h) 「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.8の手順を用いた手順等を整備する。

(i) 「1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.9の手順を用いた手順等を整備する。

(j) 「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.10の手順を用いた手順等を整備する。

(k) 「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.11の手順を用いた手順等を整備する。

(l) 「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.12の手順を用いた手順等を整備する。

(m) 「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」

重大事故等対策にて整備する1.13の手順を用いた手順等を整備する。

(n) 「1.14　電源の確保に関する手順等」

重大事故等対策にて整備する1.14の手順を用いた手順等を整備する。

(o)　「2.1　可搬型設備等による対応手順等」

可搬型設備等による対応手順等のうち，柔軟な対応を行うための大規模損壊に特化した手順を以下に示す。

イ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順

ロ．可搬型代替注水中型ポンプによる消火手順

ハ．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による使用済燃料プールへの注水手順

ニ．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による使用済燃料乾式貯蔵建屋への放水手順

ホ．現場での可搬型計測器によるパラメータ計測及び監視手順

ｃ．ｂ．項に示す大規模損壊への対応手順書は，万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。

ｄ．ｂ．項に示す大規模損壊への対応手順書については，地震，津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して，また，ＰＲＡの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて，当該事故により発生する可能性のある重大事故，大規模損壊への対応をも考慮する。加えて，大規模損壊発生時に，同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備，常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく，炉心注水，電源確保，放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。

ｅ．発電用原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応する手順については，大規模損壊に関する考慮事項等，米国におけるＮＥＩガイ

ドの考え方も参考とする。また，当該のガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。

2.1.1.2　大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については，重大事故等対策に係る体制を基本とするが，大規模損壊の発生により，要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

また，重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備，充実するために，大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに災害対策要員に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。

(1)　大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練

大規模損壊発生時において，事象の種類及び事象の進展に応じて的確，かつ，柔軟に対処するために必要な力量を確保するため，災害対策要員への教育及び訓練については，重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練に加え，過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また，原子力防災管理者及びその代行者を対象に，通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した個別の教育及び訓練を実施する。さらに，重大事故等対応要員においては，要員の役割に応じて付与される力量に加え，流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより，本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。

(2)　大規模損壊発生時の体制

大規模損壊の発生に備えた災害対策本部及び本店対策本部の体制は，重大事故等対策に係る体制を基本とする体制を整備する。

また，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に災害対策要員（指揮者等）4名，重大事故等対応要員17名，当直（運転員）7名，自衛消防隊11名を常時39名確保し，大規模損壊の発生により要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む。）においても，対応できる体制を整備する。なお，原子炉運転停止中※については，中央制御室の当直（運転員）を5名とする。

※　原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が 100℃未満）及び燃料交換の期間

さらに，発電所構内に常駐する要員により交替要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。

(3)　大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時には，通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても，発電所構内に常駐している災害対策要員により指揮命令系統を確立できるよう，大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。

ａ．夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における統括待機当番者（副原子力防災管理者）を含む災害対策要員（初動）は，地震，津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう，分散して待機する。また，建物の損壊等により要員が被災するような状況においても，発電所構内に常駐している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。

ｂ．プルーム通過時は，大規模損壊対応への指示を行う災害対策要員と発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な災害対策要員は緊急時対策所及び第二弁操作室，当直（運転員）の一部は中央制御室待避室にとどまり，その他の災害対策要員は発電所構外へ一時退避し，その後，災害対策本部長の指示に基づき再参集する。

ｃ．大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合，災害対策本部の火災対応の指揮命令系統の下，自衛消防隊は消火活動を実施する。また，災害対策本部長が，事故対応を実施又は継続するために，放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は，災害対策本部の指揮命令系統の下，放水砲等の対応を行う要員を消火活動に従事させる。

(4)　大規模損壊発生時の支援体制の確立

ａ．本店対策本部体制の確立

大規模損壊発生時における本店対策本部の設置による発電所への支援体制は，「技術的能力審査基準 1.0」で整備する支援体制と同様である。

ｂ．外部支援体制の確立

大規模損壊発生時における外部支援体制は，「技術的能力審査基準 1.0」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

2.1.1.3　大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え，大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

(1)　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は，重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し，同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また，大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で，同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散し，かつ，十分離して配備する。

ａ．屋外の可搬型重大事故等対処設備は，地震により生じる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。また，敷地に遡上する津波を超える津波に対して，裕度を有する高台に保管する。

ｂ．屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は，原子炉建屋等から 100m 以上離隔距離を確保するとともに，当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で,当該建屋及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。

ｃ．可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建屋外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は，アクセスルートを確保した複数の接続口を設ける。

(2)　大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については，重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に，高線量の環境，大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また，そのような状況においても使用を期待できるよう,原子炉建屋から 100m 以上離隔を

とった場所に分散して配備する。

ａ．炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において，事故対応のために着用する全面マスク，高線量対応防護服及び個人線量計等の必要な資機材を配備する。

ｂ．地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災，又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え，必要な消火活動を実施するために着用する防護具，消火薬剤等の資機材及び可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）や放水砲等の消火設備を配備する。

ｃ．大規模損壊発生時において，指揮者と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため，多様な複数の通信連絡設備を整備する。また，消火活動専用の通信連絡が可能な無線連絡設備を配備する。

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

＜要求事項＞

発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規損な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目についての手順書が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

一　大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。

二　大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。

三　大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。

四　大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。

五　大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

【解釈】

1　発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において、第１号から第５号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。

2　第１号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。

3　発電用原子炉設置者は、本規程における「１．重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備する方針であること。

１．２　原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

１．３　原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための手順等

１．４　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

１．５　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

１．６　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

１．７　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

１．８　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

１．９　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

１．１０　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順 １．１１　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 １．１２　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 １．１３　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等 １．１４　電源の確保に関する手順等 ４　発電用原子炉設置者は、上記３の項目について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。

2.1.2.1　大規模損壊発生時の手順書の整備

自然災害については，大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定した上で，整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え，ＰＲＡの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては，様々な状況が想定されるが，その中でも施設の広範囲にわたる損壊，多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。

(1)　大規模損壊のケーススタディで扱う自然現象の選定について

大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象を網羅的に抽出するため，東海第二発電所及びその周辺での発生実績に関わらず，国内で一般に発生し得る事象に加え，国内外の基準で示されている外部事象を抽出した。

各事象（重畳を含む）について，設計基準を超えるような苛酷な状況を想定した場合の発電用原子炉施設への影響度を評価し，特に発電用原子炉

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象を選定し，さらに大規模損壊のケーススタディとして扱う事象をその中から選定した。

検討プロセスをフローで表したものを第 2.1.1 図に示す。また検討内容について以下に示す。

ａ．自然現象の網羅的な抽出

国内外の基準を参考に，網羅的に自然現象を抽出・整理し，自然現象 55 事象を抽出した。

ｂ．特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定

各自然現象について，設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合に発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性について評価を実施し，発生し得るプラント状態（起因事象）を特定した。

プラント状態を特定するに当たっては，イベントツリーによる事象進展評価又は定性的な評価を実施した。

主要な事象（検討した結果，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性があるとして整理された事象）の影響を整理した結果を第 2.1.1 表，第 2.1.2 表，第 2.1.3 表及び第 2.1.2 図にそれぞれ示す。検討した結果，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象として選定されたものは次のとおり。

・地震

・津波

・地震と津波の重畳

・竜巻

・凍結

・積雪

・落雷

・火山の影響

・森林火災

・隕石

c．ケーススタディの対象シナリオ選定

上記で選定された自然現象について，それぞれで特定した起因事象・シナリオを基に，大規模損壊のケーススタディとして想定することが適切な事象を選定する。

上記 b.での整理から，発電用原子炉施設の最終状態は次の 3 項目に類型化することができ，第 2.1.3 表に事象ごとに整理した結果を示す。

・重大事故等対策で想定していない事故シーケンス（大規模損壊）

・重大事故等対策で想定している事故シーケンス

・設計基準事故で想定している事故シーケンス

第 2.1.3 表に示すとおり，発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象は，地震，津波，地震と津波の重畳，竜巻及び隕石の 5 事象となる。

また，大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象のうち，以下の事象については，他の事象のシナリオに代表させることができる。

・竜巻

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失に加え代替電源が喪失する場合となるが，地震及び津波のシナリオに代表させることができる。

・隕石

隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷については，大型航空機の衝突のシナリオに代表させることができる。

発電所敷地への隕石落下に伴う振動の発生については，地震のシナリオに代表させることができる。

また，隕石の発電所近海への落下に伴う津波については，津波のシナリオに代表させることができる。

以上より，自然現象として，地震，津波，地震と津波の重畳の3事象をケーススタディとして選定する。これら3事象で想定する事故シーケンスと代表シナリオは次のとおりとする。

(a) 地震

地震レベル１ＰＲＡにより抽出した事故シーケンスには，Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ，計装・制御系喪失，格納容器バイパス，原子炉圧力容器損傷，原子炉格納容器損傷，原子炉建屋損傷，交流電源喪失＋原子炉停止失敗等がある。また，内部事象のレベル１．５ＰＲＡにより，炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして，格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な地震が発生した場合には，これらの事故シーケンス，あるいは複数の事故シーケンスの組合せが生じることが考えられるが，大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から，ケーススタディとして，大規模な地震でＬＯＣＡが発生し，炉心損傷に至る事象を代表シナリオとして選定する。この際，地盤の陥没等により，アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。

(b) 津波

津波レベル１ＰＲＡにより抽出した事故シーケンスとして，防潮堤損傷がある。

また，内部事象のレベル１．５ＰＲＡにより，炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして，格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な津波が発生した場合には，これらの事故シーケンス，あるいは複数の事故シーケンスの組合せが生じることが考えられるが，大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から，敷地に遡上する津波を超える規模の津波により，原子炉建屋付属棟及びタービン建屋の一部が冠水する前提において，ケーススタディとして，全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失に至る事象を代表シナリオとして選定する。この際，原子炉建屋周辺の冠水により，アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。

(c) 地震と津波の重畳

地震と津波の重畳では，上記の地震及び津波の項で想定した事故シーケンスの組合せとして，全交流動力電源喪失，直流電源喪失，Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ,計装･制御系喪失等の重畳が想定される。ケーススタディとしては，対応手順書の有効性を確認する観点から，この事象を代表シナリオとして選定する。この際，地盤の陥没等及び原子炉建屋周辺の冠水により，アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。

(2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮について

テロリズムには様々な状況が想定されるが，その中でも施設の広範囲にわたる損壊，多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突をケーススタ

ディとして選定する。

なお，爆発等の人為事象による発電用原子炉施設への影響については，故意による大型航空機の衝突に代表させることができる。

以上より，大規模損壊発生時の対応手順書の整備に当たっては，(1)及び(2)において整理した大規模損壊の発生によって，多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る可能性も想定し，発電用原子炉施設において使える可能性のある設備，資機材及び要員を最大限に活用した多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。

（添付資料 2.1.1，2.1.2，2.1.3，2.1.4，2.1.5，2.1.6，2.1.7，2.1.8，2.1.9）

第 2.1.1 表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（1／7）

自然現象	設計基準を超える自然現象が 発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機器	最終的なプラント状態
地震	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・基準地震動を超える地震の発生を想定する。 ・地震の事前の予測については，現在確立した手法が存在しないことから，予兆なく発生する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・開閉所設備の碍子，変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・交流電源設備の損傷により，非常用交流電源が喪失し，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・非常用海水ポンプの損傷により，最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 ・直流電源設備の損傷により，非常用交流電源の制御機能が喪失し，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・中央制御室は，堅牢な建屋内にあることから，運転員による操作機能の喪失は可能性として低いが，計装・制御機能については喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋又は原子炉格納容器の損傷により，建屋内の機器，配管が損傷して大規模なＬＯＣＡ又は格納容器バイパスが発生し，ＥＣＣＳ注入機能も有効に機能せず，重大事故に至る可能性がある。原子炉格納容器が損傷した場合には，閉じ込め機能に期待できない。 ・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 ・斜面の崩壊，地盤の陥没等により，アクセスルートの通行が困難となり，事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握，給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は，可搬型モニタリングによる測定及び監視を行う。 ・火災が発生した場合は，化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により復旧を行う。	【基準地震動を超える地震を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・外部電源設備 ・交流電源設備 ・非常用海水ポンプ（ＲＨＲＳ，ＤＧＳ，ＨＰＣＳ－ＤＧＳ） ・直流電源 ・計測・制御系 ・設計基準事故対処設備（ＥＣＣＳ等） ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・原子炉格納容器 ・原子炉圧力容器 ・原子炉建屋 ・モニタリング・ポスト	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・炉心冷却機能喪失 ・ＬＯＣＡ ・計装・制御系喪失 ・外部電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失 原子炉建屋損傷，原子炉格納容器損傷等による閉じ込め機能の喪失により，大規模損壊に至る可能性がある。 また，全交流動力電源喪失（設計基準事故対処設備の機能喪失）に加えて，地震により代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は，大規模損壊に至る可能性がある。

第 2.1.1 表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（2／7）

自然現象	設計基準を超える自然現象が 発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機器	最終的なプラント状態
津波	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・津波の事前の予測については，施設近傍で津波が発生する可能性は低いものと考えるが，地震発生後，時間的余裕の少ない津波が来襲すると想定する。 ・基準津波を超える規模として，敷地に遡上する津波（防潮堤位置において T.P.＋24m）を上回る高さの津波を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・津波の波力や漂流物衝突による変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・非常用海水ポンプの被水により最終ヒートシンク喪失が発生し，これに伴い非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（以下非常用ディーゼル発電機等）という。）の機能喪失により，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉建屋内への津波の浸水に伴う直流 125V 主母線盤の損傷により，非常用交流電源の制御機能が喪失し，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・防潮堤の損傷により敷地内に多量の津波が流入することで，屋内外の施設が広範囲にわたり浸水し機能喪失する可能性がある。 ・津波による冠水により，モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・がれき等により，アクセスルートの通行が困難となり，事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握，給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は，可搬型モニタリングによる測定及び監視を行う。 ・火災が発生した場合は，化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により復旧を行う。	【敷地に遡上する津波を超える津波を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・外部電源設備 ・交流電源設備 ・非常用海水ポンプ（ＲＨＲＳ，ＤＧＳ，ＨＰＣＳ－ＤＧＳ） ・直流電源 ・設計基準事故対処設備（ＥＣＣＳ等） ・モニタリング・ポスト	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失により，大規模損壊に至る可能性がある。 また，全交流動力電源喪失（設計基準事故対処設備の機能喪失）に加えて，津波により代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は，大規模損壊に至る可能性がある。

第 2.1.1 表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（3／7）

自然現象	設計基準を超える自然現象が 発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
竜巻	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設は，風速 100m／s の竜巻から設定した荷重に対して，竜巻飛来物防護対策設備等によって防護されている。 ・事前の予測が可能であることから，プラントの安全性に影響を与えることがないように，あらかじめ体制を強化して安全対策（飛散防止措置の確認等）を講じることが可能である。 ・最大風速 100m／s を超える規模の竜巻を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・風荷重及び飛来物の衝突による送電線の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・飛来物の衝突による非常用海水ポンプの損傷により最終ヒートシンク喪失が発生し，非常用ディーゼル発電機等の機能喪失により，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・飛来物等によりアクセスルートの通行に支障を来し，重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により復旧を行う。	【設計基準を超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・外部電源設備 ・交流電源設備 ・非常用海水ポンプ（ＲＨＲＳ，ＤＧＳ，ＨＰＣＳ－ＤＧＳ）	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失(設計基準事故対処設備の機能喪失) に加えて，竜巻により代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は，大規模損壊に至る可能性がある。

第 2.1.1 表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（4／7）

自然現象	設計基準を超える自然現象が 発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
凍結	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・予報等により事前の予測が可能であることから，発電用原子炉施設の安全性に影響を与えることがないよう，事前に保温，電熱線ヒータによる加温等の凍結防止対策を実施することができる。 ・敷地付近で観測された最低気温－12.7℃を下回る規模を想定する。 【観測記録を下回る場合の影響評価】 ・送電線や碍子に着氷することによって相間短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・事前の凍結防止対策（加温等の凍結防止対策）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。	【－12.7℃を下回る低温を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・外部電源設備	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失
積雪	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・予報等により事前の予測が可能であることから，発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えることがないよう，あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を実施することができる。 ・建築基準法で定められた敷地付近の設計基準積雪量 30 ㎝を超える規模の積雪を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送電線や碍子への着雪により相間短絡の発生に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・積雪により，アクセスルートの通行に支障を来し，重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・あらかじめ体制を強化しての対策（除雪）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握，給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により復旧を行う。	【設計基準を超える積雪を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・外部電源設備	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失

第 2.1.1 表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（5／7）

自然現象	設計基準を超える自然現象が 発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
落雷	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・設計基準雷撃電流 400kA を超える雷サージの影響を想定する。 ・落雷に対して，建築基準法に基づき高さ 20m を超える排気筒等へ避雷設備を設置し，避雷導体により接地網と接続する。接地網は，雷撃に伴う構内接地系の接地電位分布を平坦化することから，安全保護系等の設備に影響を与えることはなく，安全に大地に導くことができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・雷サージの影響による外部電源喪失の可能性がある。 ・雷サージの影響による非常用海水ポンプの損傷により最終ヒートシンク喪失が発生し，これに伴い非常用ディーゼル発電機等の機能喪失により，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握，給電及び注水を行う。	【設計基準を超える落雷を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・外部電源設備 ・交流電源設備 ・非常用海水ポンプ（ＲＨＲＳ，ＤＧＳ，ＨＰＣＳ－ＤＧＳ）	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失

第 2.1.1 表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（6／7）

自然現象	設計基準を超える自然現象が 発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機器	最終的なプラント状態
火山の影響	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・予報等により事前の予測が可能であることから，発電用原子炉施設の安全性に影響を与えることがないよう，あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を実施することができる。 ・降下火砕物（火山灰）の堆積厚さの設計基準である堆積厚さ 50 ㎝を超える規模の堆積厚さを想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送電線や碍子への降下火砕物の付着により相間短絡の発生に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・降下火砕物の堆積により，アクセスルートの通行に支障を来し，重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・あらかじめ体制を強化しての対策（除灰）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握，給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により復旧を行う。	【設計基準を超える火山灰堆積厚さを想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・外部電源設備	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失
森林火災	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・防火帯を超えて延焼するような規模を想定する。 ・森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分あることから，プラントの安全性に影響を与えることがないように，予防散水する等の安全対策を講じることが可能である。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送電鉄塔，送電線の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・森林火災の延焼により，アクセスルートの通行が困難となり，事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握，給電及び注水を行う。 ・化学消防自動車等の消火設備による建屋及びアクセスルートへの予防散水を行う。	【設計基準を超える森林火災を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・外部電源設備	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失

第 2.1.1 表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（7／7）

自然現象	設計基準を超える自然現象が 発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機器	最終的なプラント状態
隕　石	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・事前の予測については，行えないものと想定する。 【影響評価】 ・建屋又は屋外設備等に隕石が衝突した場合は，当該建屋又は設備が損傷し，機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所敷地に隕石が落下した場合は，振動により安全機能が損傷し，機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所近海に隕石が落下した場合に発生する津波により安全機能が冠水し，機能喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・建屋又は屋外設備等に隕石が衝突した場合は，故意による大型航空機の衝突と同様に対応する。 ・発電所敷地に隕石が衝突し，振動が発生した場合は，地震発生時と同様に対応する。 ・発電所近海に隕石が落下し，津波が発生した場合は，津波発生時と同様に対応する。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により復旧を行う。	・具体的に喪失する機器は特定しない。	・具体的なプラント状態は特定しない。

第 2.1.2 表　自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価

自然現象	設計基準を超える自然現象が 発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
地震と津波の重畳	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・地震の事前の予測については，現在確立した手法が存在しないことから，予兆なく発生するものと想定する。 ・津波の事前の予測については，発電所近海での震源による地震を考え，地震発生後，時間的余裕の少ない津波が来襲すると想定する。 ・地震により原子炉建屋の浸水防止対策が機能喪失し，建屋内浸水が発生することを想定する。 ・地震と津波の重畳が発生した場合においても，影響を受けにくい場所に分散配置している可搬型重大事故等対処設備等による事故の影響緩和措置に期待できる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・開閉所設備の碍子等の損傷又は津波の波力や漂流物衝突による変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・交流電源設備の損傷により，非常用交流電源が喪失し，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・非常用海水ポンプの被水により最終ヒートシンク喪失が発生し，これに伴い非常用ディーゼル発電機等の機能喪失により，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・中央制御室は，堅牢な建屋内にあることから，運転員による操作機能の喪失は可能性として低いが，計装・制御機能については喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋又は原子炉格納容器の損傷により，建屋内の機器，配管が損傷して大規模なＬＯＣＡ又は格納容器バイパスが発生し，ＥＣＣＳ注入機能も有効に機能せず，重大事故に至る可能性がある。原子炉格納容器が損傷した場合には，閉じ込め機能に期待できない。 ・原子炉建屋内への津波による浸水により，直流 125V 主母線盤が冠水することにより，直流 125V の制御電源が喪失する可能性がある。 ・防潮堤の損傷により敷地内に多量の津波が流入することで，屋内外の施設が広範囲にわたり浸水し機能喪失する可能性がある。 ・地震の揺れ又は津波による冠水により，モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 ・大規模地震後に実施する屋外作業の開始が，大規模地震後の大規模津波によって，遅れる可能性がある。 ・斜面の崩壊，地盤の陥没，がれき等により，アクセスルートの通行が困難となり，事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握，給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は，可搬型設備による測定及び監視を行う。 ・化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により復旧を行う。	【地震と津波の重畳により喪失する可能性のある機器】 ・外部電源設備 ・交流電源設備 ・非常用海水ポンプ（ＲＨＲＳ，ＤＧＳ，ＨＰＣＳ－ＤＧＳ） ・直流電源 ・計測・制御系 ・設計基準事故対処設備（ＥＣＣＳ等） ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・原子炉格納容器 ・原子炉圧力容器 ・原子炉建屋 ・モニタリング・ポスト	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性】 ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・炉心冷却機能喪失 ・ＬＯＣＡ ・計装・制御系喪失 ・外部電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失 原子炉建屋損傷，原子炉格納容器損傷等による閉じ込め機能の喪失により，大規模損壊に至る可能性がある。 また，全交流動力電源喪失（設計基準事故対処設備の機能喪失）に加えて，地震，津波により代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は，大規模損壊に至る可能性がある。

第 2.1.3 表　大規模損壊へ至る可能性のある自然現象（1／2）

自然現象	重大事故等対策で想定していない 事故シーケンス（大規模損壊）	重大事故等対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
地震	・原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ） ・計装・制御系喪失 ・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉建屋損傷 全交流動力電源喪失に加えて，代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は，放射性物質の放出に至る可能性がある。	・崩壊熱除去機能喪失 ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・ＬＯＣＡ時注水機能喪失 ・ＬＯＣＡ＋崩壊熱除去機能喪失 ・ＬＯＣＡ＋全交流動力電源喪失	・外部電源喪失 ・過渡事象 ・ＬＯＣＡ（設計基準事故）
津波	・防潮堤損傷 全交流動力電源喪失に加えて，代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は，放射性物質の放出に至る可能性がある。	・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	・外部電源喪失 ・通常／緊急停止等
地震と津波の重畳	・原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ） ・計装・制御系喪失 ・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉建屋損傷 ・原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 全交流動力電源喪失に加えて，代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は，放射性物質の放出に至る可能性がある。	・崩壊熱除去機能喪失 ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・ＬＯＣＡ時注水機能喪失 ・ＬＯＣＡ＋崩壊熱除去機能喪失 ・ＬＯＣＡ＋全交流動力電源喪失	・外部電源喪失 ・過渡事象 ・通常／緊急停止等 ・ＬＯＣＡ（設計基準事故）
竜巻	全交流動力電源喪失に加えて，代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は，放射性物質の放出に至る可能性がある。	・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失	・外部電源喪失 ・過渡事象
	全交流動力電源喪失に加えて，重大事故等対処設備である常設代替高圧電源装置が機能喪失した場合は，放射性物質の放出に至る可能性があるものの，被害の様態から地震及び津波のシナリオに代表される事象として整理される。		
凍結	（なし）	（なし）	・外部電源喪失
積雪	（なし）	（なし）	・外部電源喪失

第 2.1.3 表　大規模損壊へ至る可能性のある自然現象（2／2）

自然現象	重大事故等対策で想定していない 事故シーケンス（大規模損壊）	重大事故等対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
落雷	（なし）	・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失	・外部電源喪失 ・過渡事象
火山の影響	（なし）	（なし）	・外部電源喪失
森林火災	（なし）	（なし）	・外部電源喪失
隕石	津波又は故意による大型航空機の衝突と同様。		

① 外部事象の収集

発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある外部事象を網羅的に収集するため，国内外の基準等で示されている外部事象を参考に 55 事象を収集。

⇩

② 個別の事象に対する発電用原子炉施設安全性への影響度評価（起因事象の特定）

収集した各自然現象について，設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合に発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性について評価を実施し，発生し得るプラント状態（起因事象）を特定。

⇩

③ 特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定

②の影響度評価により，そもそも東海第二発電所において発生する可能性があるか，非常に苛酷な状況を想定した場合，発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性があるか，影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点で，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性がある事象を下記のとおり選定。

- 地震
- 津波
- 地震と津波の重畳
- 竜巻
- 凍結
- 積雪
- 落雷
- 火山の影響
- 森林火災
- 隕石

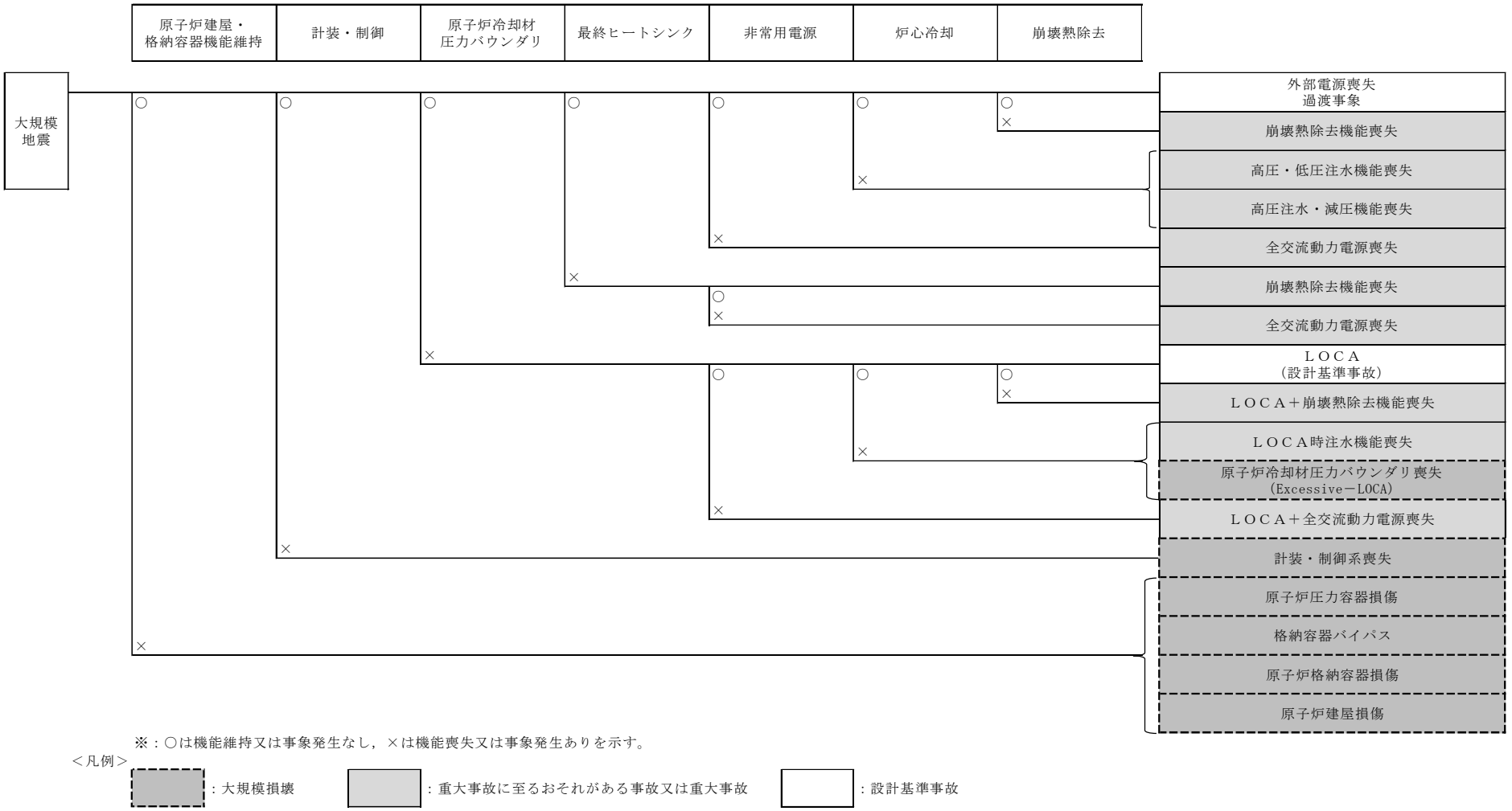
⇩

④ ケーススタディの対象シナリオ選定

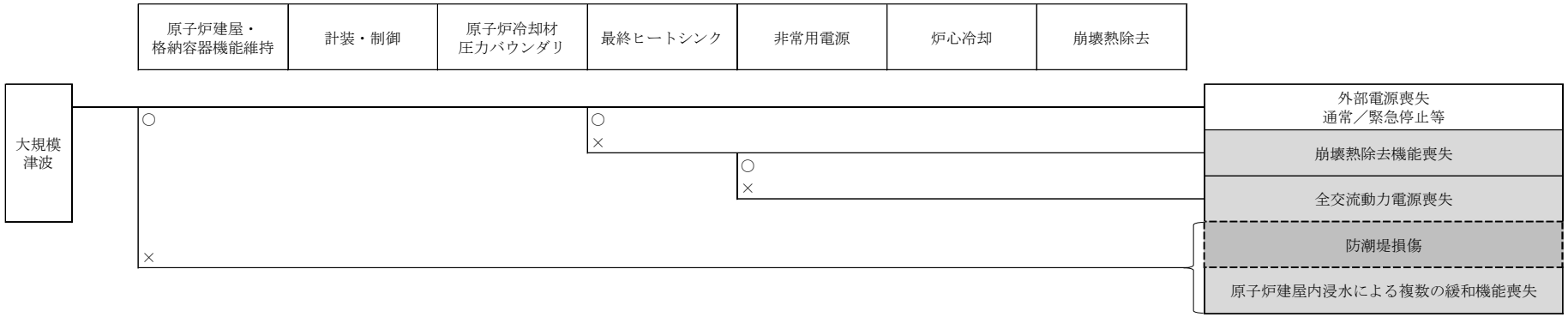
上記で選定された事象の発電用原子炉施設への影響について，重大事故等対策で想定している事故シーケンスに包絡されないものを抽出し，さらに他事象での想定シナリオによる代表性を考慮して，大規模損壊のケーススタディの対象とするシナリオを選定。

- 地震
- 津波
- 地震と津波の重畳

第 2.1.1 図　大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象の検討プロセスの概要



第 2.1.2 図　大規模な自然災害（地震）により生じ得る発電用原子炉施設の状況（1／3）

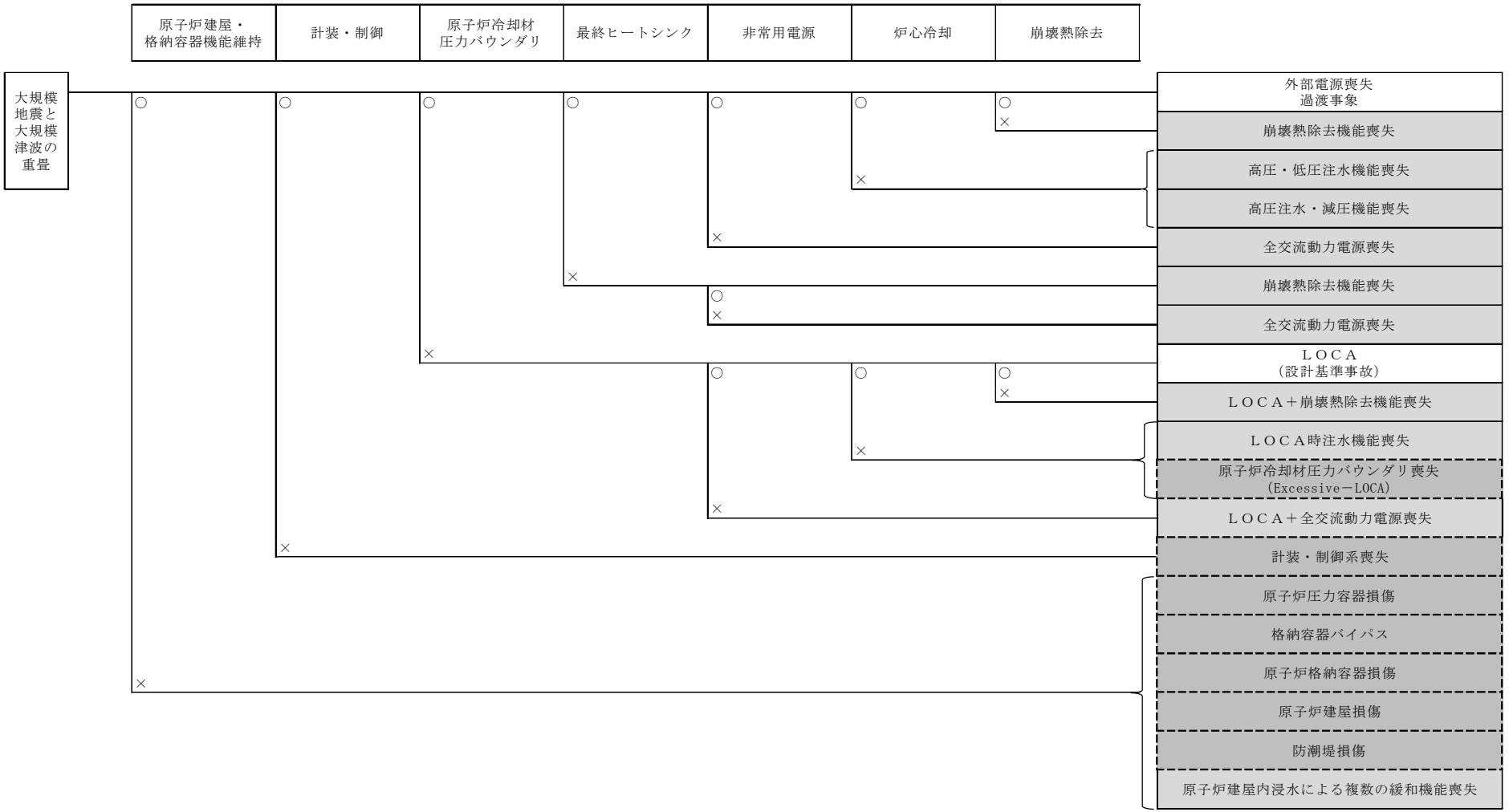


※：○は機能維持又は事象発生なし，×は機能喪失又は事象発生ありを示す。

＜凡例＞

：大規模損壊　：重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故　：設計基準事故

第 2.1.2 図　大規模な自然災害（津波）により生じ得る発電用原子炉施設の状況（2／3）



※：○は機能維持又は事象発生なし，×は機能喪失又は事象発生ありを示す。

＜凡例＞

：大規模損壊　：重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故　：設計基準事故

第 2.1.2 図　大規模な自然災害（地震と津波の重畳）により生じ得る発電用原子炉施設の状況（3／3）

(3)　大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊では，重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく，その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され，あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから，災害対策本部における情報収集，当直（運転員）が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。

大規模損壊の対応に当たっては，発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先として，次に示す各項目を優先実施事項とする。技術的能力に係る審査基準の該当項目との関係を第 2.1.4 表に示す。

＜炉心の著しい損傷を緩和するための対策＞

・炉心の著しい損傷緩和のための原子炉停止と発電用原子炉への注水

＜原子炉格納容器の破損を緩和するための対策＞

・炉心損傷回避，著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避

＜使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策＞

・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水

＜放射性物質の放出を低減するための対策＞

・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策

・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制

＜大規模な火災が発生した場合における消火活動＞

・消火活動

＜その他の対策＞

・要員の安全確保

・対応に必要なアクセスルートの確保

・電源及び水源の確保並びに燃料補給

・人命救助

a．大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

大規模損壊発生時は，発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は，プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるように判断フローを整備する。また，大規模損壊発生時に使用する手順書を有効，かつ，効果的に使用するため，対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに，判断フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を明確化する。

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生について，緊急地震速報，大津波警報，外部からの情報連絡，衝撃音，衝突音等により検知した場合，中央制御室の状況，プラント状態の大まかな確認及び把握（火災発生の有無，建屋の損壊状況等）を行うとともに，大規模損壊の発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は当直発電長が行う。また，原子力防災管理者又は当直発電長が以下の適用開始条件に該当すると判断した場合は，大規模損壊時に対応する手順に基づく事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

ⅰ）大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合

・プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失や中央制御室と連絡

が取れない場合を含む）

・使用済燃料プールの損傷により水の漏えいが発生し，使用済燃料プールの水位が維持できない場合

・炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊（建屋損壊に伴う広範囲な機能喪失等）が発生した場合

・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合

ⅱ）原子力防災管理者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※

ⅲ）当直発電長が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※

※　大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合とは，重大事故等時に期待する設備等が機能喪失し，事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合をいう。

災害対策本部は，発電用原子炉施設の影響予測を行い，その結果を基に各班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

災害対策本部長は，これらの情報を収集し，発電所全体の対応について総括的な責任を負う。

また，非常招集を行った場合，災害対策要員（初動）は，緊急時対策所へ移動する。ただし，緊急時対策所が使用できない場合は，屋内の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。

発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び対応操作の優先順位付けや対策決定の判断を行うための災害対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは，非常時運転手順書，重大事故等対策要領等の相互関係の概略をまとめ，全体像を

把握するツールとして災害対策本部の運営を支援するために整備するものであり，具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。また，ｂ．(b)項から(o)項の手順（第 2.1.5 表から第 2.1.18 表）の中で使用することを想定している設備については，チェックシートの項目に盛り込むこととしている。

対応操作の優先順位付けや実施の判断は，一義的に災害対策本部長が行う。大規模損壊時の対応に当たっては，次に掲げる(a)，(b)項を実施する。

当直発電長又は対応操作の責任者が実施した監視や操作については，災害対策本部に報告し，各班の責任者（本部員）は，その時点における人的リソースや資機材の確保状況，対応の優先順位付け等を判断し，必要な支援や対応を行う。

また，重大事故等時に対処するために直接監視することが必要なパラメータが中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できない場合は，放射線測定器，可搬型代替直流電源設備，可搬型計測器等の代替の監視手段と無線連絡設備等の通信連絡設備を準備し，アクセスルートが確保され次第，パラメータ監視のための当直（運転員），重大事故等対応要員等を現場に出動させ，先ず外からの目視による確認を行い，その後，確認できないパラメータを対象に代替監視手段を用いて可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は，確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行った上で，他のパラメータについては，パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。

初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は，判断要素として代替できる他

のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は，採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第 1 優先とし，監視機能の喪失により採取できない場合は，中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第 2 優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は，現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

また，初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれも採取できない場合は，先ず外からの目視による確認を行い，目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復させ，使用可能な設備を用いて緩和措置を行う。

(a)　当面達成すべき目標の設定

災害対策本部は，プラント状況，対応可能な要員数，使用可能な設備,屋外の放射線量率,建屋の損傷状況及び火災発生状況等を把握し，チェックシートに記載した上で，その情報を基に当面達成すべき目標を設定し，環境への放射性物質の放出低減を最優先に，優先すべき戦略を決定する。

当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては，災害対策要員の安全確保を最優先とする。

・第一義的目標は炉心損傷を回避するため，速やかに発電用原子炉を停止し，注水することである。炉心損傷に至った場合においても発電用原子炉への注水は必要となる。

・炉心損傷が回避できない場合は，原子炉格納容器の破損を回避する。

・使用済燃料プールの水位が低下している場合は，速やかに注水す

る。

・これらの努力を最大限行った場合においても，炉心損傷，かつ，原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。

これらの目標は,複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また，プラント状況に応じて，設定する目標も随時見直していくこととする。

(b)　個別戦略を選択するための判断フロー

災害対策本部は，(a)項で決定した目標設定に基づき，個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。

イ．　設定目標：炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水

発電用原子炉の「止める」,「冷やす」機能を優先的に実施する。

ロ．　設定目標：原子炉格納容器の破損回避

基本的に炉心損傷が発生した場合においても，原子炉圧力容器への注水は継続して必要となるが，使用可能な設備や対応可能要員の観点から，一時的に原子炉格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。

原子炉格納容器の損傷が発生し，原子炉建屋内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

ハ．　設定目標：使用済燃料プール水位確保

使用済燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。使用済燃料プール内の燃料損傷が発生し，原子炉建屋内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

ニ．　設定目標：放射性物質拡散抑制

炉心損傷が発生するとともに，原子炉圧力容器への注水が行えない場合，使用済燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建屋が損傷している場合は,放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

（添付資料 2.1.10，2.1.11）

第 2.1.4 表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（1／8）

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	原子炉緊急停止（原子炉スクラム）ができない事象（以下「ＡＴＷＳ」という。）が発生した場合，代替再循環系ポンプトリップ機能又は再循環系ポンプ手動停止により，原子炉出力を抑制する。	・第 1 項（1.1）
	ほう酸水注入	ＡＴＷＳが発生した場合，ほう酸水を注入することにより未臨界とする。	
	制御棒挿入	ＡＴＷＳが発生した場合，原子炉手動スクラム又は代替制御棒挿入機能による制御棒全挿入が確認できない場合，手動操作による制御棒挿入を行う。	
	原子炉水位低下による原子炉出力抑制	ＡＴＷＳが発生した場合，原子炉水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する。	
	現場手動操作による高圧代替注水系起動	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合において，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。	・第 3 項，4 項（1.2）
	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統の喪失により原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を発電用原子炉の冷却に使用できない場合において，高圧代替注水系が起動できない場合，現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。	
	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合，ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を実施する。	
	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心スプレイ系の機能喪失時において，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合，電源及び原子炉補機冷却系による冷却水を確保し，復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。	

第 2.1.4 表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（2／8）

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	原子炉減圧操作	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，低圧の注水機能を働かせるために，自動減圧系，原子炉減圧の自動化又は逃がし安全弁若しくはタービン・バイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する。	・第 3 項，4 項（1.3）
	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して発電用原子炉を減圧する。	
	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，中央制御室にて逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して発電用原子炉を減圧する。	
	非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放	逃がし安全弁の駆動に必要なアキュムレータの供給圧力の喪失により逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能が喪失した場合，非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能（自動減圧機能なしＡ，Ｇ，Ｓ及びＶ））の電磁弁排気ポートに窒素を供給し，逃がし安全弁（逃がし弁機能（自動減圧機能なしＡ，Ｇ，Ｓ及びＶ））を開放して発電用原子炉を減圧する。	
	非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保	窒素供給系からの窒素の供給が喪失し，逃がし安全弁の作動に必要な窒素の供給圧力が低下した場合，供給源を非常用窒素供給系高圧窒素ボンベに切り替えることで逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を確保する。	

第 2.1.4 表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（3／8）

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	低圧代替注水	常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合，低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水について，同時並行で注水準備を開始する。 また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系の手段のうち，低圧で原子炉圧力容器へ注水可能な系統 1 系統以上が起動し，注水のための系統構成が完了した時点で，逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し，原子炉容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は，準備が完了した手段のうち，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系，補給水系及び低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。 なお，原子炉圧力容器内の水位が不明になる等，発電用原子炉を満水にする必要がある場合は，上記手段に加え給水・復水系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。	・第 3 項，4 項（1.4）
	給水・復水系復旧による原子炉冷却	低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系が発電用原子炉の冷却に使用できない場合，給水・復水系を復旧させて発電用原子炉を冷却する。	
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化	炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため，可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内へ窒素を供給する。	・第 3 項，4 項（1.9）
	原子炉格納容器の水素及び酸素の排出	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し，ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合，格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベント操作により原子炉格納容器の水素及び酸素を排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。	

第 2.1.4 表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（4／8）

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系による補機冷却用の海水確保	残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合，残留熱除去系海水系の系統構成を行い，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により，補機冷却用の海水を供給する。	・第 3 項，4 項（1.5）
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	
	代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合，代替淡水貯槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行う。	・第 3 項，4 項（1.6）
	代替循環冷却系による原子炉格納容器の過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合，代替循環冷却系の運転により，原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。	・第 3 項，4 項（1.7）
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合，格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し，原子炉格納容器の過圧破損を防止する。	
	格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器下部注水系（常設）により，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却する。	・第 3 項，4 項（1.8）
	格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器下部注水系（可搬型）により，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却する。	

第 2.1.4 表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（5／8）

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	消火系によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした消火系により，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却する。	・第 3 項，4 項（1.8）
	補給水系によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，復水貯蔵タンクを水源とした補給水系により，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却する。	
使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策	燃料プールスプレイ	使用済燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため，未臨界は維持されている。使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，代替燃料プール注水系による注水を実施しても水位を維持できない場合に，常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，常設スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで，燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。また，この場合に，外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により，常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合には，可搬型代替注水大型ポンプにより，可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで，燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。	・第 3 項，4 項（1.11）
	補給水系による使用済燃料プールへの注水	使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい若しくはその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合，補給水系の電源復旧が実施可能な場合において，復水貯蔵タンクを水源とし，補給水系により使用済燃料プールへ注水する又はスキマサージタンクに補給し，逆流（オーバーフロー）させることで使用済燃料プールへ注水する。	

第 2.1.4 表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（6／8）

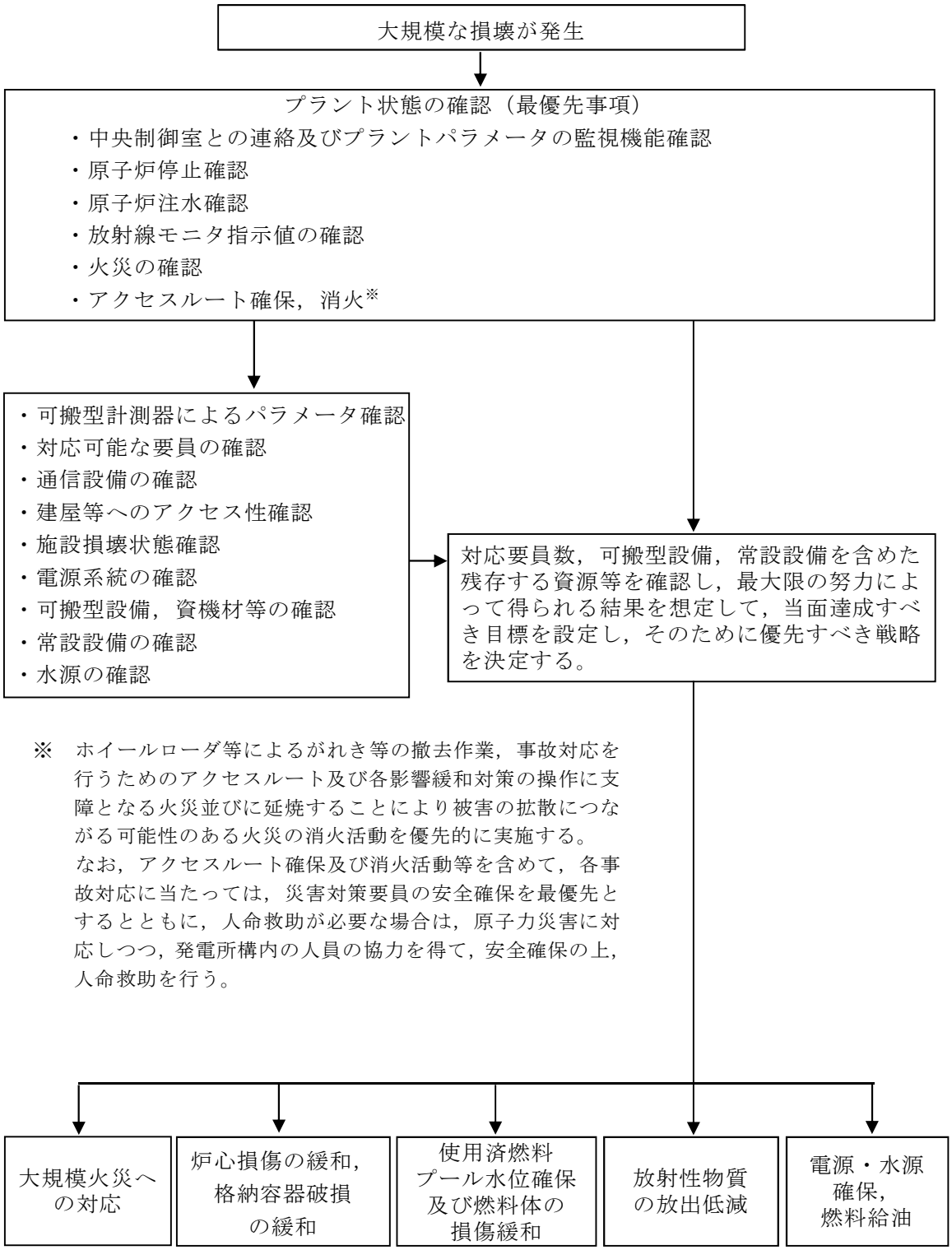
対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
放射性物質の放出を低減するための対策	原子炉建屋ガス処理系による水素排出	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする可能性があるため，原子炉建屋ガス処理系により水素を大気へ排出し，原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止する。	・第 3 項，4 項（1.10）
	原子炉ウェル注水	炉心の著しい損傷が発生した場合，代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部注水系（常設），西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルへ注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制する。	
	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放による水素の排出	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界に達する前に，原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放することにより，原子炉建屋原子炉棟内に滞留した水素を大気へ排出し，原子炉建屋の水素爆発を防止する。	
	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。	・第 3 項，4 項（1.12）
	汚濁防止膜及び放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	放水により放射性物質を含む汚染水が発生した場合，汚染水は一般排水路を通って雨水排水路集水桝又は放水口から海へ流れ出すため，汚濁防止膜を設置することで，海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また，防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより，汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。	

第 2.1.4 表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（7／8）

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
大規模な火災が発生した場合における消火活動	消火活動	大規模な火災が発生した場合，放水砲，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），可搬型代替注水中型ポンプ，放水銃，化学消防自動車又は水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を行う。	・第 2 項（2.1）
対応に必要なアクセスルートの確保	アクセスルートの確保	大規模損壊発生時に可搬型設備の輸送や要員の移動の妨げとなるアクセスルート上の障害が発生した場合，がれきの撤去，道路段差の解消，堆積土砂の撤去，火災の消火及びその他のアクセスルートの確保の活動を行う。	・第 1 項，2 項（2.1）
電源確保	常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	外部電源及び非常用所内電気設備による給電が見込めない場合，M／C　2C を優先に，常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備へ給電する。（緊急用 M／C を経由するため，代替所内電気設備への給電も同時に行われる）	・第 3 項，4 項（1.14） ・第 3 項，4 項（1.15）
	可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	外部電源，非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備によるパワーセンタ２C 及び２D への給電が見込めない場合，可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）を可搬型代替低圧電源車接続盤に接続し，パワーセンタ２C 及び２D へ給電する。	
	可搬型代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤２A・２B への給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による交流入力電源の復旧が見込めない場合，可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器）により直流電源を直流 125V 主母線盤２A・２B へ給電する。	
	代替所内電気設備による給電	蓄電池及び代替電源（交流，直流）からの給電が困難となり，中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合，可搬型計測器により計測又は監視を行う。非常用所内電気設備の 3 系統全てが同時に機能を喪失した場合，代替所内電気設備により，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な設備へ給電する。	

第 2.1.4 表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（8／8）

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
水源確保	代替淡水貯槽への補給	代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより各種注水／補給する場合，代替淡水貯槽の水が枯渇する前に西側淡水貯水設備等の水を可搬型代替注水中型ポンプ等により代替淡水貯槽に補給する。	・第 3 項，4 項（1.13）
	西側淡水貯水設備への補給	西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプにより各種注水／補給する場合，西側淡水貯水設備の水が枯渇する前に代替淡水貯槽等の水を可搬型代替注水大型ポンプにより西側淡水貯水設備に補給する。	
燃料確保	燃料給油	可搬型重大事故等対処設備等への給油を行う。	・第 1 項（1.14）



第2.1.3図　大規模損壊発生時の対応全体概略フロー

（プラント状況把握が困難な場合）

b．大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合に対応する手順については，(a)項に示す5つの活動を行うための手順を網羅する。

また，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。なお，プラントパラメータの採取手段の優先順位は，採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし，監視機能の喪失により採取できない場合は，中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等による計測を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は，現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

技術的能力に係る審査基準 1.2 から 1.14 における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。なお，大規模損壊に特化した手順を(o)項に示す。

(a)　5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

イ．大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として，故意による大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定し，放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。

また，地震及び津波のような大規模な自然災害においては，施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合にお

いても，同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。

大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は，放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し，早期に準備が可能な化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。

地震により建屋内部に火災が発生した場合において，屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため，これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお，当該の対応において事故対応を行うためのアクセスルート若しくは操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は，消火活動を速やかに実施し，操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には，次の手順で対応を行う。

①アクセスルートに障害がない箇所があれば，その箇所を使用する。

②複数の操作箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合，最もアクセスルートを確保しやすい箇所を優先的に確保する。

③①及び②いずれの場合も，予備としてもう1つの操作箇所へのアクセスルートを確保する。

消火活動を行うに当たっては，火災発見の都度，次に示す[1]～[4]の区分を基本に消火活動の優先度を判定し，優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。

[1]　アクセスルート・操作箇所の確保のための消火

・アクセスルート確保

・車両及びホースルートの設置エリアの確保

（初期消火に用いる化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動

車等)

［2］　原子力安全の確保のための消火

・重大事故等対処設備が設置された建屋，放射性物質内包の建屋

・可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保

・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及びホースルート，放水砲の設置エリアの確保

［3］　火災の波及性が考えられ，事故収束に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火

・可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所及び設置エリアの確保

［4］　その他火災の消火

［1］から［3］以外の火災は，対応可能な段階になってから，可能な範囲で消火する。

建屋内外共に上記の考え方を基本に消火するが，大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は，入域可能な状態になってから消火活動を実施する。

消火活動に当たっては，現場間では無線連絡設備を使用するとともに，現場と災害対策本部間では衛星電話設備を使用し，連絡を密にする。無線連絡設備及び衛星電話設備での連絡が困難な建屋内において

火災が発生している場合には，複数ある別の対応手段を選択して事故対応を試みるとともに，火災に対しては連絡要員を配置する等により外部との通信ルート及び自衛消防隊員の安全を確保した上で，対応可能な範囲の消火活動を行う。

また，自衛消防隊以外の重大事故等対応要員が消火活動を行う場合は，災害対策本部の指揮命令系統の下で活動する。

ロ．炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

・原子炉停止機能が喪失した場合は，原子炉手動スクラム，再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制，ほう酸水注入，代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。

・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において，高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に，高圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は，常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による発電用原子炉の冷却を試みる。

・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において，原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は，逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。

・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は，残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧

炉心スプレイ系を優先し，全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による発電用原子炉の冷却を試みる。

ハ．原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障又は全交流動力電源喪失により機能が喪失した場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），消火系及び補給水系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するため，格納容器圧力逃がし装置により，原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。

・炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，代替循環冷却により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

・炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心・コンクリート相互作用や溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため，ペデスタル（ドライウェル部）へ注水を行う。

・原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気を不活性化した状態になっているが，炉心の著しい損傷が発生し，ジルコニウムー水反応並びに水の放射線分解等による水素及び酸素の発生によって水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は，可燃性ガス濃度制御系による水素及び酸素の濃度を抑制する。また，可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器への窒素注入を行うことで酸素濃度を抑制し，更に酸素濃度が上昇する場合においては，格納容器圧力逃がし装置により水素を原子炉格納容器外に排出する手段を有している。

ニ．使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

使用済燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため，未臨界は維持されている。使用済燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

・使用済燃料プールの状態を監視するため，使用済燃料プール水位・温度，使用済燃料プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料プール監視カメラを使用する。

・使用済燃料プールの注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい，その他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合は，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン），可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注

水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン），可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）及び消火系により使用済燃料プールへ注水することにより，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，臨界を防止する。

・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持が行えない場合，常設スプレイヘッダ又は可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止するとともに，環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。

・原子炉建屋の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建屋に近づけない場合は，放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。

ホ．放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。

・原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。

・その際，放水することで放射性物質を含む汚染水が一般排水路を通って雨水排水路集水桝又は放水路から海へ流れ出すため，汚濁防止膜を設置することで，海洋への拡散範囲を抑制する。

・防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。

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

イ．重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は，高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉への注水機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における発電用原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（第2.1.5表参照）

・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合において，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

・全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を発電用原子炉の冷却に使用できない場合において，高圧代替注水系が起動できない場合，現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

・高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合，ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による発電用原子炉へのほう酸水注入を実施する。

・高圧炉心スプレイ系の機能喪失時において，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合，電源及び原子炉補機冷却系による冷却水を確保し，復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

第 2.1.5 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.2）対応手段，対処設備，手順書一覧（1／6）

（設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等対処設備として使用する発電用原子炉の冷却）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
設計基準事故対処設備	－	原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サプレッション・チェンバ※1 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書
		高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サプレッション・チェンバ※1 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
※4：運転員等による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／6）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	常設高圧代替注水系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サプレッション・チェンバ※1 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	常設高圧代替注水系ポンプ 高圧代替注水系タービン止め弁 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サプレッション・チェンバ※1 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
※4：運転員等による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／6）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サプレッション・チェンバ※1 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書
			水中ポンプ ホース 仮設発電機 燃料給油設備※2	自主対策設備	
	全交流動力電源	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サプレッション・チェンバ※1 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
※4：運転員等による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／6）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源	代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サプレッション・チェンバ※1 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
※4：運転員等による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／6）

（監視及び制御）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
監視及び制御	－	高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器※3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 高圧代替注水系系統流量 サプレッション・プール水位	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器※3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 高圧代替注水系系統流量 可搬型計測器	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力	自主対策設備	
		原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器※3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉隔離時冷却系系統流量 可搬型計測器	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力 可搬型回転計	自主対策設備	

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
※4：運転員等による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／6）

（重大事故等の進展抑制）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等の進展抑制	－	ほう酸水注入系による進展抑制（ほう酸水注入）	ほう酸水注入ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 ほう酸水貯蔵タンク※1 ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		ほう酸水注入系による進展抑制（注水）	ほう酸水注入ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 ほう酸水貯蔵タンク※1 ほう酸水注入系配管・弁 純水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		制御棒駆動水圧系による進展抑制	制御棒駆動水ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 復水貯蔵タンク※1 制御棒駆動水圧系配管・弁 補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
※4：運転員等による操作不要の設備である。

(c)　「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能は，逃がし安全弁（自動減圧機能）による減圧機能である。

インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時は，原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお，損傷箇所の隔離ができない場合は，逃がし安全弁による原子炉減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制する。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順の例を次に示す。（第2.1.6表参照）

・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動

減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して発電用原子炉を減圧する。

・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，中央制御室にて逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して発電用原子炉を減圧する。

・逃がし安全弁の駆動に必要なアキュムレータの供給圧力の喪失により逃がし安全弁（自動減圧機能）が喪失した場合，非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能（自動減圧機能なしＡ，Ｇ，Ｓ及びＶ））の電磁弁排気ポートへ窒素を供給し，逃がし安全弁（逃がし弁機能（自動減圧機能なしＡ，Ｇ，Ｓ及びＶ））を開放して発電用原子炉を減圧する。

・窒素供給系からの窒素の供給が喪失し，逃がし安全弁の作動に必要な窒素の供給圧力が低下した場合，供給源を非常用窒素供給系高圧窒素ボンベに切り替えることで逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を確保する。

第2.1.6表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.3）

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／7）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	減圧の自動化	過渡時自動減圧機能 自動減圧系の起動阻止スイッチ 逃がし安全弁（自動減圧機能）※2 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 非常用交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	－※1
		手動操作による減圧（逃がし安全弁の手動操作による減圧）	逃がし安全弁（自動減圧機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設直流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 代替所内電気設備 燃料給油設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」 重大事故等対策要領
			逃がし安全弁（逃がし弁機能） 逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備	

※1：運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：過渡時自動減圧機能の対象はＢ及びＣである。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。
※5：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はＡ，Ｇ，Ｓ及びＶである。
※6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，あらかじめ供給圧力を設定している。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／7）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	手動操作による減圧（タービン・バイパス弁の手動操作による減圧）	タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」等

※1：運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：過渡時自動減圧機能の対象はＢ及びＣである。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。
※5：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はＡ，Ｇ，Ｓ及びＶである。
※6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，あらかじめ供給圧力を設定している。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／7）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流電源設備※3 代替所内電気設備 常設代替直流電源設備 逃がし安全弁（自動減圧機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁用可搬型蓄電池 逃がし安全弁（自動減圧機能）※4 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書

※1：運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：過渡時自動減圧機能の対象はＢ及びＣである。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。
※5：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はＡ，Ｇ，Ｓ及びＶである。
※6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，あらかじめ供給圧力を設定している。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／7）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	－	非常用窒素供給系による窒素確保	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ 逃がし安全弁（自動減圧機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 非常用窒素供給系配管・弁 自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設直流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 代替所内電気設備 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書
		可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保	逃がし安全弁（自動減圧機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 非常用窒素供給系配管・弁 自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設直流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 代替所内電気設備 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型窒素供給装置（小型）	自主対策設備	
		非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ 逃がし安全弁（逃がし弁機能）※5 主蒸気系配管・クエンチャ 非常用逃がし安全弁駆動系配管・弁 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		逃がし安全弁の背圧対策	非常用窒素供給系 非常用逃がし安全弁駆動系	重大事故等対処設備	－※6

※1：運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：過渡時自動減圧機能の対象はＢ及びＣである。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。
※5：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はＡ，Ｇ，Ｓ及びＶである。
※6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，あらかじめ供給圧力を設定している。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／7）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池及び充電器（常設直流電源）	代替直流電源設備による復旧	可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池（常設直流電源）	代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：過渡時自動減圧機能の対象はＢ及びＣである。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。
※5：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はＡ，Ｇ，Ｓ及びＶである。
※6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，あらかじめ供給圧力を設定している。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／7）

（原子炉格納容器の破損防止）

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する
設計基準事故対処設備</th><th>対応
手段</th><th colspan="2">対処設備</th><th>手順書</th></tr>
<tr><td rowspan="2">原子炉格納容器の破損防止</td><td rowspan="2">－</td><td rowspan="2">炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止</td><td>逃がし安全弁（自動減圧機能）
主蒸気系配管・クエンチャ
自動減圧機能用アキュムレータ
所内常設直流電源設備※3
可搬型代替交流電源設備※3
常設代替直流電源設備※3
可搬型代替直流電源設備※3
燃料給油設備※3</td><td>重大事故等対処設備</td><td rowspan="2">非常時運転手順書Ⅱ
（徴候ベース）
「ＡＭ初期対応」

非常時運転手順書Ⅲ
（シビアアクシデント）
「注水－１」

重大事故等対策要領</td></tr>
<tr><td>逃がし安全弁（逃がし弁機能）
逃がし弁機能用アキュムレータ</td><td>自主対策設備</td></tr>
</table>

※1：運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：過渡時自動減圧機能の対象はＢ及びＣである。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。
※5：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はＡ，Ｇ，Ｓ及びＶである。
※6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，あらかじめ供給圧力を設定している。

対応手段，対処設備，手順書一覧（7／7）

（インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時	－	インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応	逃がし安全弁（自動減圧機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 高圧炉心スプレイ系注入弁 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 低圧炉心スプレイ系注入弁 残留熱除去系Ａ系注入弁 残留熱除去系Ｂ系注入弁 残留熱除去系Ｃ系注入弁	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「原子炉建屋制御」 重大事故等対策要領
			逃がし安全弁（逃がし弁機能） 逃がし弁機能用アキュムレータ タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備	

※1：運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：過渡時自動減圧機能の対象はＢ及びＣである。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。
※5：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はＡ，Ｇ，Ｓ及びＶである。
※6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，あらかじめ供給圧力を設定している。

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

イ．重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉への注水機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における発電用原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（第2.1.7表参照）

・常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合，低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水について，同時並行で注水準備

を開始する。原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系の手段のうち，起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で，その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系の手段のうち，低圧で原子炉圧力容器へ注水可能な系統1系統以上が起動し，注水ラインの系統構成が完了した時点で，逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し，原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は，準備が完了した手段のうち，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系，補給水系及び低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。

なお，原子炉圧力容器内の水位が不明になる等，発電用原子炉を満水にする必要がある場合は，上記手段に加え給水系，復水系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。

第2.1.7表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）対応手段，対処設備，手順書一覧（1／9）

（設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等対処設備として使用する発電用原子炉の冷却）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
設計基準事故対処設備	－	残留熱除去系（低圧注水系）による発電用原子炉の冷却	残留熱除去系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 非常用交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書
		低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	低圧炉心スプレイ系ポンプ サプレッション・チェンバ 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 非常用交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書
		残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系ポンプ 原子炉圧力容器 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 非常用交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／9）

（発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系Ｃ系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系Ｃ系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却	代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／9）

（発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系	消火系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		補給水系による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／9）

（発電用原子炉運転中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 残留熱除去系海水系	代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧	残留熱除去系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備	
		代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧	低圧炉心スプレイ系ポンプ サプレッション・チェンバ 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備	

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／9）

（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	－	低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系Ｃ系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系Ｃ系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備	

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／9）

（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	－	消火系による残存溶融炉心の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		補給水系による残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（7／9）

（発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)	低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系Ｃ系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系Ｃ系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却	代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（8／9）

（発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）	消火系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		補給水系による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱	原子炉冷却材浄化系ポンプ 原子炉圧力容器 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 再循環系配管・弁 原子炉冷却材浄化系配管・弁 給水系配管・弁 原子炉補機冷却系ポンプ 原子炉補機冷却系熱交換器 原子炉補機冷却系配管・弁 補機冷却系海水系ポンプ	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 ＡＭ設備別操作手順書

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（9／9）

（発電用原子炉停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 残留熱除去系海水系	代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧	残留熱除去系ポンプ 原子炉圧力容器 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備	

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(e)　「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能は，残留熱除去系及び残留熱除去系海水系による冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため，サプレッション・チェンバへ蓄積された熱を，最終ヒートシンクへ輸送するための対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう,現場にてプラントパラメータを監視するための手順,可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順の例を次に示す。（第 2.1.8 表参照）

・残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合，残留熱除去系海水系の系統構成を行い，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により，補機冷却用の海水を供給する。

・残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。
・残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

第2.1.8表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.5）対応手段，対処設備，手順書一覧（1／4）

（設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等対処設備として使用する原子炉除熱及び原子炉格納容器内の除熱）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
設計基準事故対処設備	－	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）※1	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書
		残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書

※1：手順については「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／4）

（設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等対処設備として使用する原子炉除熱及び原子炉格納容器内の除熱）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
設計基準事故対処設備	－	原子炉格納容器内の除熱 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書
		残留熱除去系海水系による除熱	残留熱除去系海水系ポンプ 残留熱除去系海水系ストレーナ 残留熱除去系海水系配管・弁 残留熱除去系熱交換器 非常用取水設備 非常用交流電源設備※4 燃料給油設備※4	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書

※1：手順については「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／4）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ	原子炉格納容器内の減圧及び除熱 格納容器圧力逃がし装置による	格納容器圧力逃がし装置※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱 耐圧強化ベント系による	耐圧強化ベント系配管・弁 第一弁（Ｓ／Ｃ側） 第一弁（Ｄ／Ｗ側） 耐圧強化ベント系一次隔離弁 耐圧強化ベント系二次隔離弁 遠隔人力操作機構 原子炉格納容器（サプレッション・チェンバを含む） 真空破壊弁 不活性ガス系配管・弁 原子炉建屋ガス処理系配管・弁 非常用ガス処理系排気筒 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料給油設備※4	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		現場操作	遠隔人力操作機構	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／4）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	残留熱除去系海水系 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	緊急用海水系による除熱	緊急用海水ポンプ 緊急用海水系配管・弁 緊急用海水系ストレーナ 残留熱除去系海水系配管・弁 残留熱除去系熱交換器 非常用取水設備 常設代替交流電源設備※4 燃料給油設備※4 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）※1 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）※2 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		代替残留熱除去系海水系による除熱	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 残留熱除去系海水系配管・弁 緊急用海水系配管・弁 残留熱除去系熱交換器 非常用取水設備 常設代替交流電源設備※4 燃料給油設備※4 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）※1 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）※2 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）※2	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(f)　「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は，残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器の冷却機能である。

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

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器内を冷却するための手順の例を次に示す。（第2.1.9表参照）

・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合，代替淡水貯槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行う。

第2.1.9表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）対応手段，対処設備，手順書一覧（1／8）

（設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等対処設備として使用する原子炉格納容器内の除熱）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
設計基準事故対処設備	－	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 非常用交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書
		残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱	残留熱除去系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉格納容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 非常用交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／8）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		消火系による原子炉格納容器内の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／8）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）	補給水系による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／8）

（炉心損傷前のサポート系故障時）

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する
設計基準事故対処設備</th><th>対応
手段</th><th colspan="2">対処設備</th><th>手順書</th></tr>
<tr><td rowspan="2">サポート系故障</td><td rowspan="2">外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）

残留熱除去系海水系</td><td rowspan="2">代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の復旧</td><td>残留熱除去系ポンプ
サプレッション・チェンバ
残留熱除去系熱交換器
残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ
原子炉格納容器
残留熱除去系海水系ポンプ※1
残留熱除去系海水系ストレーナ
緊急用海水ポンプ※1
緊急用海水系ストレーナ
常設代替交流電源設備※3
燃料給油設備※3</td><td>重大事故等対処設備</td><td rowspan="2">非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等

ＡＭ設備別操作手順書

重大事故等対策要領</td></tr>
<tr><td>可搬型代替注水大型ポンプ※1
ホース</td><td>自主対策設備</td></tr>
<tr><td rowspan="2">代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の復旧</td><td>残留熱除去系ポンプ
サプレッション・チェンバ
残留熱除去系熱交換器
残留熱除去系配管・弁・ストレーナ
原子炉格納容器
残留熱除去系海水系ポンプ※1
残留熱除去系海水系ストレーナ
緊急用海水ポンプ※1
緊急用海水系ストレーナ
常設代替交流電源設備※3
燃料給油設備※3</td><td>重大事故等対処設備</td><td rowspan="2">非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等

ＡＭ設備別操作手順書

重大事故等対策要領</td></tr>
<tr><td>可搬型代替注水大型ポンプ※1
ホース</td><td>自主対策設備</td></tr>
</table>

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／8）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		消火系による原子炉格納容器内の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／8）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）	補給水系による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（7／8）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）	ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱	ドライウェル内ガス冷却装置送風機 ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル 原子炉格納容器 原子炉補機冷却系 非常用交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（8／8）

（炉心損傷後のサポート系故障時）

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する
設計基準事故対処設備</th><th>対応
手段</th><th colspan="2">対処設備</th><th>手順書</th></tr>
<tr><td rowspan="4">サポート系故障</td><td rowspan="4">外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）

残留熱除去系海水系</td><td rowspan="2">代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の復旧</td><td>残留熱除去系ポンプ
サプレッション・チェンバ
残留熱除去系熱交換器
残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ
原子炉格納容器
残留熱除去系海水系ポンプ※1
残留熱除去系海水系ストレーナ
緊急用海水ポンプ※1
緊急用海水系ストレーナ
常設代替交流電源設備※3
燃料給油設備※3</td><td>重大事故等対処設備</td><td rowspan="2">非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）
「除熱－１」等

ＡＭ設備別操作手順書

重大事故等対策要領</td></tr>
<tr><td>可搬型代替注水大型ポンプ※1
ホース</td><td>自主対策設備</td></tr>
<tr><td rowspan="2">代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の復旧</td><td>残留熱除去系ポンプ
サプレッション・チェンバ
残留熱除去系熱交換器
残留熱除去系配管・弁・ストレーナ
原子炉格納容器
残留熱除去系海水系ポンプ※1
残留熱除去系海水系ストレーナ
緊急用海水ポンプ※1
緊急用海水系ストレーナ
常設代替交流電源設備※3
燃料給油設備※3</td><td>重大事故等対処設備</td><td rowspan="2">非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）
「除熱－１」等

ＡＭ設備別操作手順書

重大事故等対策要領</td></tr>
<tr><td>可搬型代替注水大型ポンプ※1
ホース</td><td>自主対策設備</td></tr>
</table>

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(g)　「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順の例を次に示す。（第2.1.10表参照）

・炉心の著しい損傷が発生した場合，代替循環冷却系の運転により，原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

・炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合，格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し，原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

第2.1.10表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.7）

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	原子炉格納容器内の減圧及び除熱（代替循環冷却系による）	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ サプレッション・チェンバ 代替淡水貯槽※2 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ 代替循環冷却系配管・弁 ホース 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備	
		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置 圧力開放板 移送ポンプ 遠隔人力操作機構 第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ） 第二弁操作室差圧計 可搬型窒素供給装置 フィルタ装置遮蔽 配管遮蔽 第二弁操作室遮蔽 第一弁（Ｓ／Ｃ側） 第一弁（Ｄ／Ｗ側） 第二弁 第二弁バイパス弁 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁） 窒素供給配管・弁 移送配管・弁 補給水配管・弁 原子炉格納容器（サプレッション・チェンバを含む） 真空破壊弁 可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			淡水タンク※2	自主対策設備	

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	－	現場操作	遠隔人力操作機構 第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ） 第二弁操作室差圧計 第二弁操作室遮蔽 第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		不活性ガス（窒素）による系統内の置換	可搬型窒素供給装置 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 フィルタ装置 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉格納容器負圧破損の防止	可搬型窒素供給装置 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入	薬液タンク 蓄圧タンク加圧用窒素ガスボンベ サプレッション・プール水ｐＨ制御装置配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ サプレッション・チェンバ 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(h)　「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心・コンクリート相互作用や溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止し，また，溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）への落下を遅延させる又は防止するため，原子炉圧力容器へ注水する対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても溶融炉心による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）への落下を遅延させる又は防止するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順の例を次に示す。（第2.1.11表参照）

・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器下部注水系（常設）により，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却する。

・炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水機能が喪失した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器下

部注水系（可搬型）により，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却する。

・炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした消火系及び復水貯蔵タンクを水源とした補給水系により，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却する。

・炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）への落下を遅延させる又は防止するため，低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器に注水する。

第2.1.11表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.8）

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／5）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却	－	格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３ａ」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３ａ」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／5）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却	－	ペデスタル（ドライウェル部）への注水（消火系による）	格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３ａ」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁	自主対策設備	
		ペデスタル（ドライウェル部）への注水（補給水系による）	格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３ａ」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／5）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止	－	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系Ｃ系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系Ｃ系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備	

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／5）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止	－	原子炉圧力容器への注水（消火系による）	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉圧力容器への注水（補給水系による）	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉圧力容器への注水（高圧代替注水系による）	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・チェンバ 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／5）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止	－	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(i)　「1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等による水素が原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順の例を次に示す。（第2.1.12表参照）

・炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため，可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内へ窒素を供給する。

・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し，ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認され

た場合，格納容器圧力逃がし装置を使用した原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器の水素及び酸素を排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。

第2.1.12表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.9）

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	－	原子炉格納容器内の不活性化（不活性ガス系による）	不活性ガス系※1 原子炉格納容器	－※2	－※1
		原子炉格納容器水素爆発防止（可搬型窒素供給装置による）	可搬型窒素供給装置 不活性ガス系配管・弁 原子炉格納容器	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		格納容器圧力逃がし装置内の不活性化（可搬型窒素供給装置による）	可搬型窒素供給装置※3 格納容器圧力逃がし装置 燃料給油設備※7	－※4	－※3

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※3：発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
※4：可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※5：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※6：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※7：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	－	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出	格納容器圧力逃がし装置※6 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） フィルタ装置入口水素濃度 常設代替交流電源設備※7 可搬型代替交流電源設備※7 常設代替直流電源設備※7 可搬型代替直流電源設備※7 燃料給油設備※7	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		遠隔人力操作機構による現場操作	遠隔人力操作機構※6	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系ブロワ 可燃性ガス濃度制御系加熱器 可燃性ガス濃度制御系再結合器 可燃性ガス濃度制御系冷却器 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 残留熱除去系 非常用交流電源設備※7 常設代替交流電源設備※7 燃料給油設備※7	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ水素濃度制御」 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※3：発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
※4：可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※5：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※6：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※7：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	格納容器内水素濃度（ＳＡ） 格納容器内酸素濃度（ＳＡ） 常設代替交流電源設備※7 可搬型代替交流電源設備※7 燃料給油設備※7	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 残留熱除去系海水系ポンプ※5 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※5 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ※5 ホース 非常用交流電源設備※7 常設代替交流電源設備※7 燃料給油設備※7	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ水素濃度制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※3：発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
※4：可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※5：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※6：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※7：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	－	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備※7 可搬型代替交流電源設備※7 燃料給油設備※7	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※3：発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
※4：可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※5：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※6：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※7：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(j)　「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋等に漏えいした場合においても，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順の例を次に示す。（第2.1.13表参照）

・炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする可能性があるため，原子炉建屋ガス処理系により水素を大気へ排出し，原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止する。

・炉心の著しい損傷が発生した場合，代替淡水貯槽を水源として格納容器頂部注水系（常設），西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェル

へ注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制する。

・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界に達する前に，原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放又はブローアウトパネル閉止装置のパネル部を開放することにより，原子炉建屋原子炉棟内に滞留した水素を大気へ排出し，原子炉建屋の水素爆発を防止する。

第2.1.13表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.10)

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止	－	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器※1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 原子炉建屋原子炉棟	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」等 重大事故等対策要領
		原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」等 重大事故等対策要領
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員等による操作不要の水素濃度制御設備である。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器外への水素漏えい抑制	－	格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 格納容器頂部注水系配管・弁 原子炉ウェル 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 格納容器頂部注水系配管・弁 原子炉ウェル 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員等による操作不要の水素濃度抑制設備である。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素排出による原子炉建屋等の損傷防止	－	原子炉建屋ガス処理系による水素排出	非常用ガス処理系排風機 非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系フィルタトレイン 非常用ガス再循環系フィルタトレイン 非常用ガス処理系配管・弁 非常用ガス再循環系配管・弁 非常用ガス処理系排気筒 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「水素」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素の排出	原子炉建屋外側ブローアウトパネル ブローアウトパネル強制開放装置 ブローアウトパネル閉止装置 ブローアウトパネル開閉状態表示 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）※4 ホース 放水砲※4 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「水素」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員等による操作不要の水素濃度抑制設備である。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(k)　「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するための対処設備及び手順を整備する。なお，使用済燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため,未臨界は維持されている。

また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するための対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に使用済燃料プールを冷却するための手順の例を次に示す。（第2.1.14表参照）

・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，代替燃料プール注水系による注水を実施しても水位を維持できない場合に，常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，常設スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで，燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。また，この場合に，外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により，常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合には，可搬型代替注水大型ポンプにより，可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで，燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。

（添付資料2.1.12）

第2.1.14表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.11)

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※1 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水中型ポンプ※1 可搬型代替注水大型ポンプ※1 西側淡水貯水設備※1 代替淡水貯槽※1 ホース 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水大型ポンプ※1 代替淡水貯槽※1 ホース 可搬型スプレイノズル 使用済燃料プール 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		消火系による使用済燃料プールへの注水（消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※1 多目的タンク※1 消火系配管・弁・消防用ホース 使用済燃料プール	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	消火系による使用済燃料プールへの注水 （残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合）	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※1 多目的タンク※1 消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 使用済燃料プール 非常用交流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書
		漏えい抑制	静的サイフォンブレーカ	重大事故等対策設備	－※3

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	－	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※1 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水中型ポンプ※1 可搬型代替注水大型ポンプ※1 西側淡水貯水設備※1 代替淡水貯槽※1 ホース 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	－	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水大型ポンプ※1 代替淡水貯槽※1 ホース 可搬型スプレイノズル 使用済燃料プール 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		漏えい緩和	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		大気への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）※4 ホース 放水砲※4 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 使用済燃料プール温度 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
	－	代替電源による給電	常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 常設代替直流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（7／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	代替燃料プール冷却系ポンプ 使用済燃料プール スキマサージタンク 代替燃料プール冷却系熱交換器 代替燃料プール冷却系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 緊急用海水ポンプ 緊急用海水系ストレーナ 緊急用海水系配管・弁 残留熱除去系海水系配管・弁 非常用取水設備 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ ホース	自主対策設備	

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(1) 「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための手順の例を次に示す。（第2.1.15表参照）

・炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。

・放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合，汚染水は一般排水路を通って雨水排水路集水桝又は放水口から海へ流れ込む

ため，汚濁防止膜を設置することで，海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また，防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより，汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。

（添付資料 2.1.13）

第 2.1.15 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.12)

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷	－	大気への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ホース 放水砲 ＳＡ用海水ピット取水塔 海水引込み管 ＳＡ用海水ピット 燃料給油設備※1	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			ガンマカメラ サーモカメラ	自主対策設備	
		海洋への放射性物質の拡散抑制	汚濁防止膜	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			放射性物質吸着材	自主対策設備	

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	－	航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ホース 放水砲 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） 泡混合器 ＳＡ用海水ピット取水塔 海水引込み管 ＳＡ用海水ピット 燃料給油設備※1	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 泡消火薬剤容器（消防車用） 消火栓（原水タンク） 防火水槽	自主対策設備	防火管理要領※2 重大事故等対策要領

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※2：消防法に基づく社内規程

(m)　「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

重大事故等が発生した場合において，設計基準事故の収束に必要な水源とは別に重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備を複数確保し，これらの水源から注水が必要な場所への供給を行うための対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に事故の収束に必要となる水の供給手順の例を次に示す。（第2.1.16表参照）

・代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより各種注水／補給する場合，代替淡水貯槽の水が枯渇する前に西側淡水貯水設備等の水を可搬型代替注水中型ポンプ等により代替淡水貯槽に補給する。

・西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプにより各種注水／補給する場合，西側淡水貯水設備の水が枯渇する前に

代替淡水貯槽等の水を可搬型代替注水大型ポンプにより西側淡水貯水設備に補給する。

第 2.1.16 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.13)

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替淡水貯槽を水源とした対応（常設）	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	代替淡水貯槽 低圧代替注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	代替淡水貯槽 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	代替淡水貯槽 格納容器下部注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウェルへの注水	代替淡水貯槽 格納容器頂部注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水／スプレイ	代替淡水貯槽 代替燃料プール注水系（常設低圧代替注水系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サプレッション・チェンバを水源とした対応	－	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水	サプレッション・チェンバ 高圧代替注水系（常設高圧代替注水系ポンプ） 原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却系ポンプ） 高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	サプレッション・チェンバ 残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ） 低圧炉心スプレイ系（低圧炉心スプレイ系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の除熱	サプレッション・チェンバ 残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱（代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水）	サプレッション・チェンバ 代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サプレッション・チェンバを水源とした対応	－	原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱（代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却）	サプレッション・チェンバ代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱（代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）	サプレッション・チェンバ代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱（代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止））	サプレッション・チェンバ代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
復水貯蔵タンクを水源とした対応	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水（原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水）	復水貯蔵タンク 原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※3 原子炉圧力容器 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 補給水系配管・弁 所内常設直流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水（高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水）	復水貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※3 原子炉圧力容器 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 補給水系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水（制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水）	復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系（制御棒駆動水ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
復水貯蔵タンクを水源とした対応	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	復水貯蔵タンク 補給水系（復水移送ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	復水貯蔵タンク 補給水系（復水移送ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	復水貯蔵タンク 補給水系（復水移送ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（7／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
西側淡水貯水設備を水源とした対応	サプレッション・チェンバ	西側淡水貯水設備を水源とした送水（可搬型代替注水中型ポンプによる高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水時）	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ ホース・接続口 低圧代替注水系配管・弁 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
	－	西側淡水貯水設備を水源とした送水（可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水時）	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ ホース・接続口 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（8／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
西側淡水貯水設備を水源とした対応	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	西側淡水貯水設備 低圧代替注水系（可搬型） （可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	西側淡水貯水設備 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	フィルタ装置スクラビング水補給	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ ホース・接続口	重大事故等対処設備	手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	西側淡水貯水設備 格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウェルへの注水	西側淡水貯水設備 格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水／スプレイ	西側淡水貯水設備 代替燃料プール注水系（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（9／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型）	サプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽を水源とした送水（可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口への送水時）	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ ホース・接続口 低圧代替注水系配管・弁 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
	－	代替淡水貯槽を水源とした送水（可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水時）	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ ホース・接続口 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（10／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型）	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	代替淡水貯槽 低圧代替注水系（可搬型） （可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	代替淡水貯槽 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	フィルタ装置スクラビング水補給	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ ホース・接続口	重大事故等対処設備	手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	代替淡水貯槽 格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウェルへの注水	代替淡水貯槽 格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水／スプレイ	代替淡水貯槽 代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（11／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
淡水タンクを水源とした対応	－	淡水タンクを水源とした送水（可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水）	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 多目的タンク配管・弁 ホース・接続口 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 燃料給油設備※2	自主対策設備	重大事故等対策要領
		フィルタ装置スクラビング水補給	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ ホース・接続口	自主対策設備	手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（12／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
海を水源とした対応	サプレッション・チェンバ	海を水源とした送水（可搬型代替注水大型ポンプによる送水）	可搬型代替注水大型ポンプ 非常用取水設備※1 ホース・接続口 低圧代替注水系配管・弁 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウェルへの注水	格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水／スプレイ	代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（13／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
海を水源とした対応	－	残留熱除去系海水系による冷却水の確保	残留熱除去系海水系（残留熱除去系海水系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
		最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送	緊急用海水系（緊急用海水ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
			代替残留熱除去系海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	自主対策設備	
		大気への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 放水砲 ホース 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
		航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 放水砲 ホース 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） 泡混合器 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（14／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
海を水源とした対応	－	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保（２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は）	２Ｃ非常用ディーゼル発電機海水系（２Ｃ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ） ２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系（２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ） 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（15／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
海を水源とした対応	－	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水（２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は	代替２Ｃ非常用ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等） 代替２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等） 代替高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールの除熱（代替燃料プール冷却系による	代替燃料プール冷却系（代替燃料プール冷却系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応	－	原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」，「1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（16／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替淡水貯槽へ水を補給するための対応	－	西側淡水貯水設備を水源とした補給（西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）	可搬型代替注水中型ポンプ 西側淡水貯水設備 ホース 代替淡水貯槽 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		淡水タンクを水源とした補給（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）	可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 多目的タンク配管・弁 ホース 代替淡水貯槽 燃料給油設備※2	自主対策設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（17／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替淡水貯槽へ水を補給するための対応	－	海を水源とした補給（海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）	可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 非常用取水設備※1 ホース 代替淡水貯槽 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応	－	代替淡水貯槽を水源とした補給（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）	可搬型代替注水大型ポンプ 代替淡水貯槽 ホース 西側淡水貯水設備 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（18／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応	－	淡水タンクを水源とした補給（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）	可搬型代替注水大型ポンプ 多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 多目的タンク配管・弁 ホース 西側淡水貯水設備 燃料給油設備※2	自主対策設備	重大事故等対策要領
		海を水源とした補給（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）	可搬型代替注水大型ポンプ 非常用取水設備※1 ホース 西側淡水貯水設備 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（19／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	－	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え（原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え）	復水貯蔵タンク サプレッション・チェンバ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 補給水系配管・弁 所内常設直流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	AM設備別操作手順書
		原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え（高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え）	復水貯蔵タンク サプレッション・チェンバ 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 補給水系配管・弁 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	AM設備別操作手順書
		淡水から海水への切替え（代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え（西側淡水貯水設備から補給している場合））	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 代替淡水貯槽 非常用取水設備※1 ホース 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（20／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	－	淡水から海水への切替え（代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え（淡水タンクから補給している場合））	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 代替淡水貯槽 非常用取水設備※1 多目的タンク配管・弁 ホース 燃料給油設備※2	自主対策設備	重大事故等対策要領
		淡水から海水への切替え（西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え（代替淡水貯槽から補給している場合））	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 非常用取水設備※1 ホース 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		淡水から海水への切替え（西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え（淡水タンクから補給している場合））	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 非常用取水設備※1 多目的タンク配管・弁 ホース 燃料給油設備※2	自主対策設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（21／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	－	外部水源から内部水源への切替え（外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替え）	代替淡水貯槽 サプレッション・チェンバ 低圧代替注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ） 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ） 代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	重大事故等対処設備	AM設備別操作手順書

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

(n)　「1.14　電源の確保に関する手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため，代替電源から給電するための対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に電源を確保するための手順の例を次に示す。(第2.1.17表参照)

・外部電源及び非常用所内電気設備による給電が見込めない場合，Ｍ／Ｃ　２Ｃを優先に，常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備へ給電する。（緊急用Ｍ／Ｃを経由するため，代替所内電気設備への給電も同時に行われる）

・外部電源，非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備又は代替所内電気設備によるパワーセンタ２Ｃ及び２Ｄへの給電が見込めない場合，可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）を可搬型代替低圧電源車接続盤に接続し，パワーセンタ２Ｃ及び２Ｄへ給電する。

・外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による交流入力電源の復旧が見込めない場合，可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器)により直流電源を直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電する。

・非常用所内電気設備の電源給電機能が喪失した場合は，代替交流電源設備である常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）及び代替直流電源設備である常設代替直流電源設備（又は可搬型代替直流電源設備）から代替所内電気設備へ給電する。

第2.1.17表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.14)

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／8）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
設計基準事故対処設備	－	非常用交流電源設備による給電	・２Ｃ非常用ディーゼル発電機（以下「２Ｃ Ｄ／Ｇ」という。） ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機（以下「２Ｄ Ｄ／Ｇ」という。） ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（以下「ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ」という。） ・２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンク ・２Ｃ Ｄ／Ｇ～メタルクラッド開閉装置（以下「Ｍ／Ｃ」という。）２Ｃ電路 ・２Ｄ Ｄ／Ｇ～Ｍ／Ｃ ２Ｄ電路 ・ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ～Ｍ／Ｃ ＨＰＣＳ電路 ・２Ｃ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ ・２Ｃ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ～２Ｃ Ｄ／Ｇ流路 ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ～２Ｄ Ｄ／Ｇ流路 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ～ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ流路 ・軽油貯蔵タンク ・２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁 ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書

※1　125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系からの給電は，運転員による操作は不要である。

※2　緊急用 125V 系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／8）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
設計基準事故対処設備	－	非常用直流電源設備による給電	・125V系蓄電池Ａ系※1 ・125V系蓄電池Ｂ系※1 ・125V系蓄電池ＨＰＣＳ系※1 ・中性子モニタ用蓄電池Ａ系※1 ・中性子モニタ用蓄電池Ｂ系※1 ・直流125V充電器Ａ～直流125V主母線盤２Ａ電路 ・直流125V充電器Ｂ～直流125V主母線盤２Ｂ電路 ・直流125V充電器ＨＰＣＳ～直流125V主母線盤ＨＰＣＳ電路 ・120／240V計装用主母線盤２Ａ～直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ａ電路 ・120／240V計装用主母線盤２Ｂ～直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ｂ電路 ・125V系蓄電池Ａ系～直流125V主母線盤２Ａ電路 ・125V系蓄電池Ｂ系～直流125V主母線盤２Ｂ電路 ・125V系蓄電池ＨＰＣＳ系～直流125V主母線盤ＨＰＣＳ電路 ・中性子モニタ用蓄電池Ａ系～直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ａ ・中性子モニタ用蓄電池Ｂ系～直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ｂ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書

※1　125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系からの給電は，運転員による操作は不要である。
※2　緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／8）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替交流電源設備による給電	２Ｃ・２Ｄ 非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失）	常設代替交流電源設備による給電	・常設代替高圧電源装置 ・常設代替高圧電源装置燃料移送系配管・弁 ・常設代替高圧電源装置～緊急用Ｍ／Ｃ～Ｍ／Ｃ　２Ｃ及び２Ｄ電路 ・緊急用Ｍ／Ｃ～緊急用モータコントロールセンタ（以下「ＭＣＣ」という。）電路 ・燃料給油設備	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電	・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機 ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料タンク ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機～パワーセンタ（以下「Ｐ／Ｃ」という。）２Ｄ電路	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		可搬型代替交流電源設備による給電	・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）～Ｐ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ電路 ・燃料給油設備	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			・可搬型代替低圧電源車～常用ＭＣＣ（水処理建屋）～Ｐ／Ｃ　２Ｃ及び２Ｄ電路 ・可搬型代替低圧電源車～常用ＭＣＣ（屋内開閉所）～Ｐ／Ｃ　２Ｄ電路	自主対策設備	

※1　125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系からの給電は，運転員による操作は不要である。

※2　緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／8）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替直流電源設備による給電	２Ｃ・２Ｄ 非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失）	所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	・125V系蓄電池Ａ系※1 ・125V系蓄電池Ｂ系※1 ・125V系蓄電池Ａ系～直流125V主母線盤２Ａ電路 ・125V系蓄電池Ｂ系～直流125V主母線盤２Ｂ電路	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 ・可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び（東側）～可搬型整流器～直流125V主母線２Ａ及び２Ｂ電路 ・燃料給油設備	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
代替所内電気設備による給電	２Ｃ・２Ｄ 非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失）	代替所内電気設備による代替所内電気設備への給電	・緊急用Ｍ／Ｃ ・緊急用Ｐ／Ｃ ・緊急用ＭＣＣ ・緊急用電源切替盤 ・緊急用125V系蓄電池※2 ・緊急用直流125V主母線盤 ・緊急用125V系蓄電池～緊急用直流125V主母線盤電路	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1　125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系からの給電は，運転員による操作は不要である。

※2　緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／8）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電	２Ｃ・２Ｄ 非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失）	常設代替交流電源設備による非常用高圧母線への給電	・常設代替高圧電源装置 ・常設代替高圧電源装置燃料移送系配管・弁 ・常設代替高圧電源装置～緊急用Ｍ／Ｃ～Ｍ／Ｃ ２Ｃ及び２Ｄ電路 ・緊急用Ｍ／Ｃ～緊急用ＭＣＣ電路 ・燃料給油設備	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用高圧母線への給電	・ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンク ・Ｍ／Ｃ ＨＰＣＳ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ～ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ流路 ・軽油貯蔵タンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書
			・Ｍ／Ｃ ２Ｅ ・ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ～Ｍ／Ｃ ＨＰＣＳ～Ｍ／Ｃ ２Ｅ～Ｍ／Ｃ２Ｃ及び２Ｄ電路	自主対策設備	
		緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用低圧母線への給電	・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機 ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料タンク ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機～Ｐ／Ｃ２Ｄ電路	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1　125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系からの給電は，運転員による操作は不要である。

※2　緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／8）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電	２Ｃ・２Ｄ 非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失）	可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電	・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）～Ｐ／Ｃ　２Ｃ及び２Ｄ電路 ・燃料給油設備	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			・可搬型代替低圧電源車～常用ＭＣＣ（水処理建屋）～Ｐ／Ｃ　２Ｃ及び２Ｄ電路 ・可搬型代替低圧電源車～常用ＭＣＣ（屋内開閉所）～Ｐ／Ｃ　２Ｄ電路	自主対策設備	
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源による給電	２Ｃ・２Ｄ 非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失）	所内常設直流電源設備による直流１２５Ｖ主母線盤への給電	・125V系蓄電池Ａ系※1 ・125V系蓄電池Ｂ系※1 ・125V系蓄電池Ａ系～直流125V主母線盤２Ａ電路 ・125V系蓄電池Ｂ系～直流125V主母線盤２Ｂ電路	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流１２５Ｖ主母線盤への給電	・ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンク ・Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ ・ＭＣＣ　ＨＰＣＳ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ～ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ流路 ・軽油貯蔵タンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書
			・直流125V予備充電器 ・ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ～Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ～ＭＣＣ　ＨＰＣＳ～直流125V予備充電器～直流125V主母線盤２Ａ及び２Ｂ電路	自主対策設備	

※1　125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系からの給電は，運転員による操作は不要である。

※2　緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（7／8）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源による給電	２Ｃ・２Ｄ 非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失）	可搬型代替直流電源設備による直流１２５Ｖ主母線盤への給電	・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 ・可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び（東側）～可搬型整流器～直流125V主母線盤２Ａ及び２Ｂ電路 ・燃料給油設備	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
代替海水送水による電源給電機能の復旧	—	代替海水送水による電源給電機能の復旧	・２Ｃ Ｄ／Ｇ ・２Ｄ Ｄ／Ｇ ・ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ ・燃料給油設備	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			・可搬型代替注水大型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ～２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ流路	自主対策設備	
燃料給油設備による給油	—	可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油	・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

※1　125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系からの給電は，運転員による操作は不要である。

※2　緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（8／8）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
燃料給油設備による給油	—	軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油	・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1　125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系からの給電は，運転員による操作は不要である。
※2　緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

(o)　「2.1　可搬型設備等による対応手順等」

大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時に使用する設備と手順については,先に記載した(b)項から(n)項で示した重大事故等対策で整備する手順等を活用することで「炉心の著しい損傷を緩和するための対策」，「原子炉格納容器の破損を緩和するための対策」，「使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策」，「放射性物質の放出を低減させるための対策」及び「大規模な火災が発生した場合における消火活動」の措置を行う。

さらに，柔軟な対応を行うため上記の手順に加えて，以下の大規模損壊に特化した手順を整備する。（第2.1.18表参照）

イ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順

大規模損壊では，炉心損傷後，放射線モニタ類の指示値の急激な上昇等により原子炉格納容器からの異常な漏えいを検知した場合や格納容器スプレイ機能を有する重大事故等対処設備が機能喪失した場合等を想定し，原子炉格納容器破損緩和や放射性物質の放出低減を目的とした格納容器圧力逃がし装置を用いた原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順を整備する。

ロ．可搬型代替注水中型ポンプによる消火手順

化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）等を用いた火災時の対応が困難な場合を想定し，可搬型代替注水中型ポンプを用いた消火手順を整備する。

ハ．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による使用済燃料プールへの注水手順

大規模な地震等により使用済燃料プールが損傷し，技術的能力「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて水位が維持できない場合，ブローアウトパネル強制開放装置の操作による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放（ブローアウトパネル閉止装置が閉止状態である場合は，ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放）を行い，その開口部を介して，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による使用済燃料プールへの注水手順を整備する。

ニ．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による使用済燃料乾式貯蔵建屋への放水手順

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより使用済燃料乾式貯蔵建屋に大規模な損壊が発生した場合を想定し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による使用済燃料乾式貯蔵建屋への放水手順を整備する。

ホ．現場での可搬型計測器によるパラメータ計測及び監視手順

中央制御室が機能喪失する場合を想定し，現場での可搬型計測器によるパラメータ監視手順を整備する。

第 2.1.18 表　大規模損壊に特化した手順（1／2）

想定	対応手段	対応手順	対処設備	整備する手順書の分類
炉心損傷後，原子炉格納容器からの異常な漏えいを検知した場合や格納容器スプレイ機能を有する重大事故等対処設備が機能喪失した場合	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順	フィルタ装置 圧力開放板 移送ポンプ 遠隔人力操作機構 第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ） 第二弁操作室差圧計 可搬型窒素供給装置 フィルタ装置遮蔽 配管遮蔽 第二弁操作室遮蔽 第一弁（Ｓ／Ｃ側） 第一弁（Ｄ／Ｗ側） 第二弁 第二弁バイパス弁 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁） 窒素供給配管・弁 移送配管・弁 補給水配管・弁 原子炉格納容器（サプレッション・チェンバを含む） 真空破壊弁 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 代替淡水貯槽 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 燃料給油設備 第一弁（Ｓ／Ｃ側）バイパス弁 第一弁（Ｄ／Ｗ側）バイパス弁 淡水タンク	大規模損壊時に対応する手順
化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）等を用いた火災時の対応が困難な場合	消火	可搬型代替注水中型ポンプによる消火手順	可搬型代替注水中型ポンプ 泡消火薬剤容器（消防車用） 放水銃 燃料給油設備	
使用済燃料プールが損傷し，重大事故等対策として整備する手順で水位が維持できない場合	放水砲による使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による使用済燃料プールへの放水手順	原子炉建屋外側ブローアウトパネル ブローアウトパネル強制開放装置 ブローアウトパネル閉止装置 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 放水砲 ホース ＳＡ用海水ピット取水塔 海水引込み管 ＳＡ用海水ピット 燃料給油設備	

第 2.1.18 表　大規模損壊に特化した手順（2／2）

想定	対応手段	対応手順	対処設備	整備する手順書の分類
使用済燃料乾式貯蔵建屋に大規模な損壊が発生した場合	使用済燃料乾式貯蔵建屋への放水	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による使用済燃料乾式貯蔵建屋への放水手順	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 放水砲 泡混合器 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ホース ＳＡ用海水ピット取水塔 海水引込み管 ＳＡ用海水ピット 燃料給油設備	大規模損壊時に対応する手順
中央制御室の機能喪失する場合	監視機能の回復	現場での可搬型計測器によるパラメータ計測及び監視手順	可搬型計測器	

ｃ．ｂ.項に示す大規模損壊への対応手順書は，万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。

ｄ．ｂ.項に示す大規模損壊への対応手順書については，地震，津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して,また，ＰＲＡの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて，当該事故により発生する可能性のある重大事故，大規模損壊への対応を考慮する。加えて，大規模損壊発生時に，同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備，常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく，原子炉圧力容器への注水，電源確保，放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。

（添付資料2.1.14，2.1.15）

ｅ．発電用原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応手順については，大規模損壊に関する考慮事項等，米国におけるＮＥＩガイドの考え方も参考とする。また，当該のガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。

（添付資料2.1.16）

2.1.2.2　大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については，重大事故等時の対応体制を基本とするが，大規模損壊の発生により，要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

また，重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備，充実するために，大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに災害対策要員に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。

(1)　大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練の実施

大規模損壊発生時において，事象の種類及び事象の進展に応じて的確，かつ，柔軟に対処するために必要な力量を確保するため，災害対策要員への教育及び訓練については，重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練に加え，過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また，重大事故等対応要員においては，役割に応じて付与される力量に加え，流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより，本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。必要となる力量を第2.1.19表に示す。

ａ．大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。

ｂ．重大事故等対応要員については，要員の役割に応じて付与される力量に加え，例えば要員の被災等が発生した場合においても，優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないよう，臨機応変な配員変更

に対応できる知識及び技能習得による要員の多能化を計画的に実施する。

c．原子力防災管理者及びその代行者を対象に，通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。

d．大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

第 2.1.19 表　大規模損壊発生時の対応に係る発電所要員の力量管理について

災害対策要員	必要な作業	必要な力量
本部長，本部長代理，本部員	○発電所における災害対策活動の実施	○事故状況の把握 ○対応判断 ○適確な指揮 ○各班との連携
上記及び当直（運転員）以外の要員	○発電所における災害対策活動の実施（本部員／班長指示による） ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握	○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携
当直（運転員）	○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能等確保に伴う措置	○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解
実施組織	○復旧対策の実施 ・資機材の移動，電源車による給電，原子炉圧力容器への注水，使用済燃料プールへの注水等 ○消火活動	○個別手順の理解 ○資機材の取扱い ○配置場所の把握
支援組織	○事故拡大防止対策の検討 ○資材の調達及び輸送 ○放射線・放射能の状況把握 ○社外関係機関への通報・連絡	○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取扱い

(2)　大規模損壊発生時の体制

災害対策本部は，大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており，それぞれの機能ごとに責任者を定め，役割分担を明確にし，効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とする。また，東海発電所の同時被災の場合においても，重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器の破損等に対応できる体制とする。

大規模損壊の発生により，要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

ａ．夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に災害対策要員（指揮者等）4名，重大事故等対応要員17名，当直（運転員）7名及び自衛消防隊11名の合計39名を常時確保し，大規模損壊発生時は統括待機当番者が初動の指揮を執る体制を整備する。なお，原子炉運転停止中※については，中央制御室の当直（運転員）を5名とする。

※　原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が100℃未満）及び燃料交換の期間

また,故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により，中央制御室（当直（運転員）を含む）が機能しない場合もあらかじめ想定し，重大事故等対応要員で役割を変更する要員に対して事前に周知しておくことで混乱することなく迅速な対応を可能とする。

ｂ．大規模損壊発生時において，災害対策要員として参集が期待される社員寮,社宅等の災害対策要員の発電所へのアクセスルートは複数確保し，その中から通行可能なルートを選択し発電所へ参集する。

ｃ．大規模な自然災害が発生した場合には，発電所構内に常駐する要員39

名の中に被災者が発生する可能性があることに加え，社員寮，社宅等からの交替要員参集に時間を要する可能性があるが,その場合であっても，当直(運転員)及び自衛消防隊を含む発電所構内に常駐する要員により，優先する対応手順を，必要とする要員数未満で対応することで交替要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。

(3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時には，通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても，発電所構内に常駐している災害対策要員により指揮命令系統を確立できるよう，大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。

a．大規模損壊への対応に必要な要員を常時確保するため，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における災害対策要員（初動）は，地震，津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう，分散して待機する。また，地震，津波等の大規模な自然災害によって，待機場所への影響が考えられる場合は，屋外への退避及び高台への避難等を行う。なお，建物の損壊等により要員が被災するような状況においても，発電所構内に常駐している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。

b．地震，津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により，通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し，原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持する。

ｃ．プルーム通過時は，大規模損壊対応への指示を行う災害対策要員と発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な災害対策要員は緊急時対策所及び第二弁操作室，当直（運転員）の一部は中央制御室待避室にとどまり，その他の災害対策要員は発電所構外へ一時退避し，その後，災害対策本部長の指示に基づき再参集する。

ｄ．大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合，災害対策本部の火災対応の指揮命令系統の下，自衛消防隊は消火活動を実施する。また，災害対策本部長が，事故対応を実施又は継続するために，放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は，災害対策本部の指揮命令系統の下，放水砲等の対応を行う要員を消火活動に従事させる。

(4)　大規模損壊発生時の対応拠点

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合において，災害対策本部長を含む災害対策本部の災害対策本部要員が対応を行う拠点は，緊急時対策所を基本とする。緊急時対策所の健全性（居住性確保，通信連絡機能等）が確認できない場合は，代替可能なスペースを有する建屋を活用することにより災害対策本部の指揮命令系統を維持する。

また，当直（運転員）の拠点については，中央制御室が機能している場合は中央制御室とするが，中央制御室が機能していない場合や火災等により当直（運転員）に危険が及ぶおそれがある場合は，施設の損壊状況，対応可能な要員等を勘案し災害対策本部が適切な拠点を選定する。

(5)　大規模損壊発生時の支援体制の確立

ａ．本店対策本部体制の確立

大規模損壊発生時における本店対策本部の設置による発電所への支援

体制は，「技術的能力審査基準1.0」で整備する支援体制と同様である。

b．外部支援体制の確立

大規模損壊発生時における発電所への外部支援体制は，「技術的能力審査基準1.0」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

2.1.2.3　大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え,2.1.2.1項における大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を次に示す基本的な考え方に基づき配備する。

(1)　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は，重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し，同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また，大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で，同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散し，かつ十分離して配備する。

a．屋外の可搬型重大事故等対処設備は，基準地震動を超える地震動に対して，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。

b．可搬型重大事故等対処設備は，敷地に遡上する津波を超える津波に対して裕度を有する高台に保管する。

ｃ．屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮して，原子炉建屋等から100m以上離隔距離を確保するとともに，当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で，当該建屋及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。

ｄ．可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建屋外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は，アクセスルートを確保した複数の接続口を設ける。

ｅ．地震，津波，大規模な火災等の発生に備え，アクセスルートを確保するために，速やかに消火及びがれき撤去ができる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。

(2)　大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については，重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に，高線量の環境，大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また，そのような状況においても使用を期待できるよう，原子炉建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。

ａ．全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。

ｂ．地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災，又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え，必要な消火活動を実施するために着用する防護具，消火薬剤等の資機材

及び可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）や放水砲等の消火設備を配備する。

c．炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において，事故対応のために着用する全面マスク，高線量対応防護服，個人線量計等の必要な資機材を配備する。

d．化学薬品等が流出した場合に備えて，マスク，長靴等の資機材を配備する。

e．大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具，線量計，食料等の資機材を確保する。

f．大規模損壊発生時において，指揮者と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため，多様な複数の通信連絡設備を整備する。

また,通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として，衛星電話設備，無線連絡設備，携行型有線通話装置及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備する。さらに，消火活動専用の通信連絡が可能な無線連絡設備を配備する。

2.1.3　まとめ

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより，プラント監視機能の喪失，建屋の損壊に伴う広範囲な機能の喪失等の大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合の対応措置として，発電用原子炉施設内において有効に機能する当直（運転員）を含む人的資源，設計基準事故対処設備，重大事故等対処設備等の物的資源及びその時点で得られる発電所構内外の情報を活用することにより，様々な事態において柔軟に対応できる「手順書の整備」，「体制の整備」及び「設備・資機材

の整備」を行う方針とする。

「手順書の整備」においては，大規模な火災の発生に伴う消火活動を実施する場合及び発電用原子炉施設の状況把握が困難である場合も考慮し，可搬型重大事故等対処設備による対応を考慮した多様性及び柔軟性を有するものとして整備する。

「体制の整備」においては，指揮命令系統が機能しなくなる等の通常の体制の一部が機能しない場合を考慮した対応体制を構築するとともに，原子力防災組織の実効性等を確認するため，大規模損壊となる種々の想定に対して本部要員が対応方針を決定し指示を出すまでの図上訓練，災害対策要員が必要となる力量を習得及び維持するための教育・訓練を実施する。

「設備・資機材の整備」においては，可搬型重大事故等対処設備は，同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないように，発電所の敷地特性を活かし，構内の高台に分散配置するとともに，原子炉建屋等から離隔距離を置いて配備する。

大規模損壊への対応として整備する「手順書」，「体制」及び「設備・資機材」については，今後とも新たな知見や教育・訓練の結果を取り入れることで，継続的に改善を図っていく。

大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害の抽出プロセスについて

国内外の基準等で示されている外部ハザードを収集し，海外文献の考え方を参考にした選定基準に基づき，東海第二発電所において大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を抽出した。

(1) 外部ハザードの収集

自然災害の選定に当たっては，以下の資料を参考に網羅的に事象を収集した。自然現象を整理した結果を第 1 表に示す。

①DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI-12-06 August 2012)

②「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998 年

③Specific Safety Guide (SSG-3)“Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010

④「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）

⑤NUREG/CR-2300“PRA PROCEDURES GUIDE”,NRC, January 1983

⑥「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）

⑦ASME／ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME／ANS RA-S-2008 Standard for Level 1 ／ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”

⑧ B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006) - 2011.5 NRC 公表

⑨「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」

一般社団法人　日本原子力学会

第１表　外部ハザードの抽出（自然現象）（1／2）

丸数字は，外部ハザードを抽出した文献を示す。

No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
1－1	極低温（凍結）	○	○	○	○	○	○	○		○
1－2	隕石	○		○		○		○		○
1－3	降水（豪雨（降雨））	○	○	○	○	○	○	○		○
1－4	河川の迂回	○		○		○	○	○		○
1－5	砂嵐（or 塩を含んだ嵐）	○		○		○		○		○
1－6	静振	○				○		○		○
1－7	地震活動	○	○	○	○	○	○	○		○
1－8	積雪（暴風雪）	○	○	○	○	○	○	○		○
1－9	土壌の収縮又は膨張	○				○		○		○
1－10	高潮	○	○	○		○		○		○
1－11	津波	○	○	○	○	○	○	○		○
1－12	火山（火山活動・降灰）	○	○	○	○	○	○	○		○
1－13	波浪・高波	○	○	○		○		○		○
1－14	雪崩	○	○	○		○		○		○
1－15	生物学的事象	○		○	○		○	○		○
1－16	海岸浸食	○				○		○		○
1－17	干ばつ	○	○	○		○		○		○
1－18	洪水（外部洪水）	○	○	○		○	○	○		○
1－19	風（台風）	○	○	○	○	○	○	○		○
1－20	竜巻	○		○	○	○	○	○		○
1－21	濃霧	○				○		○		○
1－22	森林火災	○	○	○	○	○	○	○		○
1－23	霜・白霜	○	○	○		○		○		○
1－24	草原火災	○								○
1－25	ひょう・あられ	○	○	○		○		○		○
1－26	極高温	○	○	○		○		○		○
1－27	満潮	○		○		○		○		○
1－28	ハリケーン	○		○		○		○		
1－29	氷結	○		○		○		○		○
1－30	氷晶	○		○						○

第１表　外部ハザードの抽出（自然現象）（2／2）

丸数字は，外部ハザードを抽出した文献を示す。

No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
1－31	氷壁			○						○
1－32	土砂崩れ（山崩れ，がけ崩れ）		○							
1－33	落雷	○	○	○	○	○	○	○		○
1－34	湖又は河川の水位低下	○		○		○		○		○
1－35	湖又は河川の水位上昇		○	○		○				
1－36	陥没・地盤沈下・地割れ	○	○	○			○			○
1－37	極限的な圧力（気圧高低）			○						○
1－38	もや			○						
1－39	塩害，塩雲			○			○			○
1－40	地面の隆起		○	○			○			○
1－41	動物			○						○
1－42	地滑り	○	○	○		○	○	○		○
1－43	カルスト			○						○
1－44	地下水による浸食			○			○			
1－45	海水面低			○						○
1－46	海水面高		○	○						○
1－47	地下水による地滑り			○			○			
1－48	水中の有機物			○						
1－49	太陽フレア，磁気嵐	○								○
1－50	高温水（海水温高）	○	○	○		○				○
1－51	低温水（海水温低）			○						○
1－52	泥湧出		○							
1－53	土石流（液状化）		○							○
1－54	水蒸気		○							○
1－55	毒性ガス	○	○			○		○		○

(2)　各事象の影響度評価

各自然現象について，想定される発電用原子炉施設への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ，非常に過酷な状況を想定した場合に考え得る起因事象について評価を行った。評価結果を第2表に示す。

(3)　選定結果

(2)の各事象の影響度評価から，特にプラントの安全性に影響を与える可能性がある事象を下記のとおり選定した。

【自然現象】

・地震

・津波

・竜巻

・凍結

・積雪

・落雷

・火山の影響

・森林火災

・隕石

第２表　自然現象 評価結果（1／14）

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
1	極低温 （凍結） ※詳細は添付資料 2.1.3 参照	温度	屋外タンク及び配管内流体の凍結	復水貯蔵タンク・配管内流体の凍結により補給水系が喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	○
				軽油貯蔵タンク内流体の凍結による非常用ディーゼル発電機等が機能喪失，送電線への着氷による「外部電源喪失」が同時発生し，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ	
			ヒートシンク（海水）の凍結	東海第二発電所周辺の海水が凍結することは考え難いため，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
		電気的影響	着氷による送電線の相関短絡	送電線が着氷により短絡し，「外部電源喪失」に至るシナリオ	
2	隕石	荷重	荷重（衝突）	安全施設の機能に影響が及ぶ規模の隕石等が衝突に至る事象は，極低頻度な事象ではあるが，影響の大きさを踏まえて特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある事象として選定する。	○
			荷重（衝撃波）		
		浸水	随伴津波による水没に伴う設備の浸水		
3	降水 （豪雨 （降雨））	浸水	降水による設備の浸水	津波（No.11）の評価に包絡される。	－
4	河川の迂回	浸水	河川の迂回による敷地内浸水	事象の進展が遅く，設備等への影響緩和又は排除が可能である。	－
		渇水	工業用水の枯渇		
5	砂嵐	閉塞 （吸気等）	砂塵，大陸からの黄砂による吸気口の閉塞	火山（No.12）の評価に包絡される。	－
6	静振	浸水	静振による設備の浸水	津波（No.11）の評価に包絡される。	－
		渇水	静振による海水の枯渇		
7	地震活動	荷重	荷重（地震）	地震ＰＲＡの知見により，プラントの安全性に影響を与える可能性のある事象として選定する。	○
8	積雪 （暴風雪） ※詳細は添付資料 2.1.4 参照	荷重	荷重（堆積）	建屋屋上への積雪に伴う原子炉建屋原子炉棟損傷により原子炉補機冷却系サージタンクが損傷，機能喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	○
				建屋屋上への積雪に伴う原子炉建屋付属棟損傷により中央制御室換気系が損傷，機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				建屋屋上への積雪に伴う原子炉建屋付属棟損傷により原子炉建屋給気隔離弁が損傷，機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	

第2表　自然現象 評価結果（2／14）

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
8	積雪 （暴風雪） ※詳細は添付資料2.1.4参照	荷重	荷重（堆積）	建屋屋上への積雪に伴う原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）損傷により気体廃棄物処理系が損傷，機能喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	○
				建屋屋上への積雪に伴う原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）損傷により原子炉建屋排気隔離弁が損傷，機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				建屋屋上への積雪に伴うタービン建屋損傷によりタービン，発電機が損傷，機能喪失し，過渡事象「非隔離事象」に至るシナリオ	
				建屋屋上への積雪に伴うタービン建屋損傷によりタービン補機冷却系サージタンクが損傷，機能喪失し，サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ	
				超高圧開閉所等への積雪による外部電源系の損傷に伴い機能喪失し，「外部電源喪失」に至るシナリオ	
				復水貯蔵タンクへの積雪により復水貯蔵タンクが損傷，補給水系が喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				非常用ディーゼル発電機等の吸気口及びルーフベントファンが積雪により損傷することにより非常用ディーゼル発電機等が機能喪失，送電線への着雪に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ	
				残留熱除去系海水系ポンプモータが積雪により損傷，残留熱除去系海水系が機能喪失し，「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ	
				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプモータへの積雪による損傷に伴う高圧炉心スプレイ系が機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				非常用ディーゼル発電機用海水ポンプモータ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプモータへの積雪による損傷に伴い非常用ディーゼル発電機等が機能喪失，送電線への着雪に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ	
				補機冷却系海水系ポンプモータが積雪荷重により損傷，補機冷却系海水系が機能喪失し，サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ	
				循環水ポンプモータが積雪荷重により損傷，循環水ポンプが機能喪失，復水器真空度喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	

第2表　自然現象 評価結果（3／14）

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
8	積雪 （暴風雪） ※詳細は添付資料2.1.4参照	電気的影響	着雪による送電線の相間短絡	送電線が着雪により短絡，「外部電源喪失」に至るシナリオ	
		閉塞（給気等）	給気口等の閉塞	積雪又は吸込みにより非常用ディーゼル発電機等の給気口，吸気口の閉塞に伴い非常用ディーゼル発電機等が機能喪失，送電線への着雪に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ	○
				中央制御室換気系の給気口は，地面より約5.9m，約19mの2箇所に設置されており，堆積物による閉塞は考え難いため，シナリオの選定は不要である。	
				積雪又は吸込みにより残留熱除去系海水系ポンプモータ空気冷却器が閉塞，残留熱除去系海水系が機能喪失し，「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ	
				積雪又は吸込みにより高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプモータ空気冷却器が閉塞，高圧炉心スプレイ系が機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				積雪又は吸込みにより非常用ディーゼル発電機用海水ポンプモータ空気冷却器及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプモータ空気冷却器の閉塞に伴い非常用ディーゼル発電機等が機能喪失，送電線への着雪に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ	
				積雪又は吸込みにより補機冷却系海水系ポンプモータ空気冷却器が閉塞，補機冷却系海水系が機能喪失し，サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ	
				積雪又は吸込みにより循環水ポンプモータ空気冷却器が閉塞，循環水ポンプが機能喪失，復水器真空度喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	
9	土壌の収縮又は膨張	荷重	荷重（変位，傾斜）	施設荷重によって有意な圧密沈下・クリープ沈下は生じず，また，膨潤性の地質でもない。なお，安全上重要な施設は岩着や杭基礎であり，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。また，本事象は，事象の進展が遅く，設備等への影響の緩和又は排除が可能である。	－
10	高潮	浸水	高潮による設備の浸水	津波（No.11）の評価に包絡される。	－
11	津波	荷重	荷重（衝突）	津波ＰＲＡの知見により，プラントの安全性に影響を与える可能性のある事象として選定する。	○
		浸水	津波による設備の浸水		
		閉塞	閉塞（海水系）		

第2表　自然現象 評価結果（4／14）

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
12	火山 （火山活動・降灰） ※詳細は添付資料2.1.6参照	荷重	荷重（堆積）	建屋屋上への降下火砕物堆積に伴う原子炉建屋原子炉棟損傷により原子炉補機冷却系サージタンクが損傷，機能喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	○
				建屋屋上への降下火砕物の堆積に伴う原子炉建屋付属棟損傷により中央制御室換気系が損傷，機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				建屋屋上への降下火砕物の堆積に伴う原子炉建屋付属棟損傷により原子炉建屋給気隔離弁が損傷，機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				建屋屋上への降下火砕物の堆積に伴う原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）損傷により気体廃棄物処理系が損傷，機能喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	
				建屋屋上への降下火砕物の堆積に伴う原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）損傷により原子炉建屋排気隔離弁が損傷，機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				建屋屋上への降下火砕物の堆積に伴うタービン建屋損傷によりタービン，発電機が損傷，機能喪失し，過渡事象「非隔離事象」に至るシナリオ	
				建屋屋上への降下火砕物の堆積に伴うタービン建屋損傷によりタービン補機冷却系サージタンクが損傷，機能喪失し，サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ	
				超高圧開閉所等への降下火砕物の堆積による外部電源系の損傷に伴い機能喪失し，「外部電源喪失」に至るシナリオ	
				復水貯蔵タンクへの降下火砕物の堆積により復水貯蔵タンクが損傷，補給水系が喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				非常用ディーゼル発電機等の吸気口及びルーフベントファンが降下火砕物の堆積による損傷に伴い非常用ディーゼル発電機等が機能喪失，送電線への降下火砕物の付着に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ	
				残留熱除去系海水系ポンプモータが降下火砕物の堆積により損傷，残留熱除去系海水系が機能喪失し，「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ	
				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプモータへの降下火砕物の堆積による損傷に伴う高圧炉心スプレイ系が機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	

第2表　自然現象 評価結果（5／14）

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
12	火山 （火山活動・降灰） ※詳細は添付資料2.1.6参照	荷重	荷重（堆積）	非常用ディーゼル発電機用海水ポンプモータ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプモータへの降下火砕物の堆積により損傷に伴い非常用ディーゼル発電機等が機能喪失し，送電線への降下火砕物の付着に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ	○
				補機冷却系海水系ポンプモータが降下火砕物の堆積荷重により損傷，補機冷却系海水系が機能喪失し，サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ	
				循環水ポンプモータが降下火砕物の堆積荷重により損傷，循環水ポンプが機能喪失，復水器真空度喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	
		閉塞 （海水系）	海水ストレーナ等の閉塞	降下火砕物により残留熱除去系海水系ポンプ軸受の異常摩耗により，残留熱除去系海水系が機能喪失し，「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ	
				降下火砕物により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ軸受の異常摩耗により，高圧炉心スプレイ系が機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				降下火砕物により非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ軸受及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ軸受の異常摩耗により，非常用ディーゼル発電機等が機能喪失，送電線への降下火砕物の付着に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ	
				降下火砕物により補機冷却系海水系ポンプ軸受の異常摩耗により，補機冷却系海水系が機能喪失し，サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ	
				降下火砕物により循環水ポンプ軸受の異常摩耗により，循環水ポンプが機能喪失，復水器真空度喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	

第2表　自然現象 評価結果（6／14）

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
12	火山 （火山活動・降灰） ※詳細は添付資料2.1.6参照	閉塞 （吸気等）	給気口等の閉塞	降下火砕物の堆積又は吸込みにより非常用ディーゼル発電機等の給気口，吸気口が閉塞，非常用ディーゼル発電機等が機能喪失し，「外部電源喪失」が同時発生し，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ	○
				中央制御室換気系の給気口は，地面より約5.9m，約19mの2箇所に設置されており，堆積物による閉塞は考え難いため，シナリオの選定は不要である。 また，吸気口へ降下火砕物の吸込みにより吸気口が閉塞した場合でも，フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。	
				降下火砕物の堆積又は吸込みにより残留熱除去系海水系ポンプモータ空気冷却器が閉塞，残留熱除去系海水系が機能喪失し，「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ	
				降下火砕物の堆積又は吸込みにより高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプモータ空気冷却器が閉塞，高圧炉心スプレイ系が機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				降下火砕物の堆積又は吸込みにより非常用ディーゼル発電機用海水ポンプモータ空気冷却器及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプモータ空気冷却器が閉塞，非常用ディーゼル発電機等が機能喪失，送電線への降下火砕物の付着に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ	
				降下火砕物の堆積又は吸込みにより補機冷却系海水系ポンプモータ空気冷却器が閉塞，補機冷却系海水系が機能喪失し，サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ	
				降下火砕物の堆積又は吸込みにより循環水ポンプモータ空気冷却器が閉塞，循環水ポンプが機能喪失，復水器真空度喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	
		腐食	腐食成分による化学的影響	事象の進展が遅く，設備等への影響の緩和又は排除が可能である。	
		電気的影響	降下火砕物の付着による送電線の相間短絡	送電線が降下火砕物の付着により短絡，「外部電源喪失」に至るシナリオ	

第2表　自然現象 評価結果（7／14）

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
13	波浪・高波	浸水	波浪・高波による設備の浸水	津波（No.11）の評価に包絡される。	－
14	雪崩	荷重	荷重（衝突）	東海第二発電所敷地周辺には急傾斜地はなく，雪崩を起こすことは考え難いため，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－
15	生物学的事象	閉塞（海水系）	取水口，海水ストレーナ等の閉塞	除塵装置により海生生物等の襲来への対策を実施しており，取水口及び海水ストレーナ等の閉塞は考え難いため，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－
		電気的損傷	げっ歯類（ネズミ等）によるケーブル類の損傷	貫通部のシール等，小動物の侵入防止対策を実施しており，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
16	海岸浸食	渇水	海岸浸食による海水の枯渇	事象の進展が遅く，設備等への影響の緩和又は排除が可能である。	－
17	干ばつ	渇水	工業用水の枯渇	事象の進展が遅く，設備等への影響の緩和又は排除が可能である。	－
18	洪水（外部洪水）	浸水	洪水による設備の浸水	津波（No.11）の評価に包絡される。	－
19	風（台風）	荷重	荷重（風）	竜巻（No.20）の評価に包絡される。	－
			荷重（衝突）		
20	竜巻 ※詳細は添付資料2.1.2参照	荷重	荷重（風及び気圧差）	原子炉建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり，風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから，極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持できると考えるため，シナリオの選定は不要である。	○
				気圧差により原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放，原子炉建屋原子炉棟の負圧維持機能が喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				風荷重及び気圧差荷重に伴うタービン建屋損傷によりタービン，発電機が損傷，機能喪失し，過渡事象「非隔離事象」に至るシナリオ	
				風荷重及び気圧差荷重に伴うタービン建屋損傷によりタービン補機冷却系サージタンクが損傷，機能喪失し，サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ	
				風荷重及び気圧差荷重による外部電源系の損傷に伴い機能喪失し，「外部電源喪失」に至るシナリオ	

第2表　自然現象 評価結果（8／14）

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
20	竜巻 ※詳細は添付資料2.1.2参照	荷重	荷重（風及び気圧差）	主排気筒は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから，発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定しても主排気筒の頑健性は維持できると考えるため，シナリオの選定は不要である。	○
				非常用ガス処理系排気筒及び配管は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから，発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定しても非常用ガス処理系排気筒及び配管の頑健性は維持できると考えるため，シナリオの選定は不要である。	
				風荷重により復水貯蔵タンクが損傷，補給水系が喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				気圧差により中央制御室換気系ファン，ダクト，ダンパが損傷，中央制御室換気系が機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				風荷重により非常用ディーゼル発電機等のルーフベントファン，吸気口，消音器の損傷に伴い非常用ディーゼル発電機等が機能喪失，送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ	
				風荷重により残留熱除去系海水系が損傷，残留熱除去系海水系が機能喪失し，「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ	
				風荷重により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系が損傷，高圧炉心スプレイ系が機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				風荷重により非常用ディーゼル発電機用海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系が損傷，非常用ディーゼル発電機等が機能喪失し，送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ	
				風荷重により補機冷却系海水系が損傷，機能喪失し，サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ	
				風荷重により循環水系が損傷，機能喪失，復水器真空度喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	

第2表　自然現象 評価結果（9／14）

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
20	竜巻 ※詳細は添付資料2.1.2参照	荷重	荷重（衝突）	飛来物の衝突，屋内への貫通により原子炉補機冷却系サージタンクが損傷，機能喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	○
				飛来物の衝突，屋内への貫通により原子炉建屋ガス処理系が損傷，原子炉建屋ガス処理系が機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				飛来物の衝突，屋内への貫通によりほう酸水注入系が損傷，ほう酸水注入系が機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				飛来物の衝突，屋内への貫通により可燃性ガス濃度制御系が損傷，可燃性ガス濃度制御系が機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				飛来物の衝突，屋内への貫通により中央制御室換気系が損傷，機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				飛来物の衝突，屋内への貫通により原子炉建屋給気隔離弁が損傷，機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				飛来物の衝突，屋内への貫通により気体廃棄物処理系が損傷，機能喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	
				飛来物の衝突，屋内への貫通により原子炉建屋排気隔離弁が損傷，機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				飛来物の衝突による外部電源系の損傷に伴い機能喪失し，「外部電源喪失」に至るシナリオ	
				飛来物の衝突により主排気筒が損傷し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	
				飛来物の衝突により非常用ガス処理系排気筒及び配管が損傷し，過渡事象「計画外停止」に至るシナリオ	
				飛来物の衝突，屋内への貫通によりタービン，発電機が損傷，機能喪失し，過渡事象「非隔離事象」に至るシナリオ	
				飛来物の衝突，屋内への貫通によりタービン補機冷却系サージタンクが損傷，機能喪失し，サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ	

第2表　自然現象 評価結果（10／14）

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
20	竜巻 ※詳細は添付資料2.1.2参照	荷重	荷重（衝突）	飛来物の衝突，屋内への貫通により原子炉補機冷却系熱交換器又はポンプが損傷，機能喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	○
				飛来物の衝突，屋内への貫通によりタービン補機冷却系熱交換器又はポンプが損傷，機能喪失し，サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ	
				飛来物の衝突，屋内への貫通により主蒸気管が損傷，機能喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	
				飛来物の衝突により復水貯蔵タンクが損傷，補給水系が喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				飛来物の衝突により非常用ディーゼル発電機等のルーフベントファン，吸気口，消音器が損傷し，非常用ディーゼル発電機等が機能喪失し，送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ	
				飛来物の衝突により残留熱除去系海水系が損傷，残留熱除去系海水系が機能喪失し，「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ	
				飛来物の衝突により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系が損傷，高圧炉心スプレイ系が機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				飛来物の衝突により非常用ディーゼル発電機用海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系が損傷，非常用ディーゼル発電機等が機能喪失し，送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ	
				飛来物の衝突により補機冷却系海水系が損傷，機能喪失し，サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ	
				飛来物の衝突により循環水系が損傷，機能喪失，復水器真空度喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	
		閉塞 （海水系）	取水口の閉塞	飛来物が取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させる可能性があるが，取水口は呑み口が広く，閉塞させるほどの資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。	
21	濃霧	－	－	設備・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－

第2表　自然現象 評価結果（11／14）

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
22	森林火災 ※詳細は添付資料2.1.7参照	温度	輻射熱	森林火災の輻射熱により外部電源系が損傷した場合，「外部電源喪失」に至るシナリオ（東海第二発電所敷地外）	○
				想定し得る最大の火災影響評価において，防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると，設備等が損傷することはない。また，森林火災の輻射熱による影響について，24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり，森林火災に対する影響緩和策を講じることができるため，シナリオの選定は不要である。	
		閉塞（吸気等）	給気口等の閉塞	ばい煙のモータ空気冷却器給気口への侵入について，モータは空気を取込まない構造であり，また，空冷モータの冷却流路の口径は，ばい煙の粒径より広いことから閉塞し難いため，シナリオの選定は不要である。	
				ばい煙の吸込みにより非常用ディーゼル発電機等の吸気口が閉塞した場合でも，フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。	
				ばい煙の吸込みにより中央制御室換気系給気口が閉塞した場合でも，フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。	
23	霜・白霜	－	－	設備・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－
24	草原火災	－	－	東海第二発電所敷地周辺に草原はないため，設備・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－
25	ひょう・あられ	荷重	荷重（衝突）	竜巻（No.20）の評価に包絡される。	－
26	極高温	－	－	日本の気候や一日の気温変化を考慮すると，設備等に影響を与えるほど極高温になることは考え難いため，設備・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－
27	満潮	浸水	満潮による設備の浸水	津波（No.11）の評価に包絡される。	－
28	ハリケーン	－	－	日本がハリケーンの影響を受けることはないため，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－
29	氷結	電気的影響	着氷	凍結（No.1）の評価に包絡される。	－
30	氷晶	電気的影響	着氷	凍結（No.1）の評価に包絡される。	－

第2表　自然現象 評価結果（12／14）

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
31	氷壁	電気的影響	着氷	東海第二発電所敷地周辺には氷壁を含む海水の発生，流氷の到達は考え難いため，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－
32	土砂崩れ（山崩れ，がけ崩れ）	荷重	荷重（衝突）	東海第二発電所敷地周辺には土砂崩れを発生させるような地形はないため，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－
33	落雷 ※詳細は添付資料2.1.5参照	電気的影響	屋内外計測制御設備に発生するノイズ	ノイズにより安全保護回路が誤作動した場合，「隔離事象」又は「原子炉緊急停止系誤作動」に至るシナリオ	○
				ノイズにより安全保護回路以外の計測制御系が誤作動した場合，「非隔離事象」，「全給水喪失」又は「水位低下事象」に至るシナリオ	
			直撃雷	直撃雷による外部電源系の損傷に伴い機能喪失し，「外部電源喪失」に至るシナリオ	
				直撃雷により残留熱除去系海水系ポンプモータが損傷，残留熱除去系海水系が機能喪失し，「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ	
				直撃雷により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプモータが損傷，高圧炉心スプレイ系が機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
				直撃雷により非常用ディーゼル発電機用海水ポンプモータ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプモータが損傷，非常用ディーゼル発電機等が機能喪失し，送電線の直撃雷による「外部電源喪失」が同時発生し，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ	
				直撃雷により補機冷却系海水系ポンプモータが損傷，補機冷却系海水系が機能喪失し，サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ	
				直撃雷により循環水ポンプモータが損傷，循環水系が機能喪失，復水器真空度喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	
			誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷	誘導雷サージにより計測制御系が損傷した場合，計測・制御系喪失により制御不能に至るシナリオ	
34	湖又は河川の水位低下	渇水	工業用水の枯渇	海水を冷却源としていること，淡水は復水貯蔵タンク等に保管しており設備等への影響の緩和又は排除が可能であることから，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－
35	湖又は河川の水位上昇	浸水	湖又は河川の水位上昇による設備の浸水	津波（No.11）の評価に包絡される。	－

第2表　自然現象 評価結果（13／14）

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
36	陥没，地盤沈下，地割れ	荷重	荷重（変位，傾斜）	安全上重要な施設は岩盤に設置されており，地下水の流動等による陥没は発生しない。また，東海第二発電所敷地及びその近傍に活断層は分布していないことから，地震に伴う地殻変動によって安全施設の機能に影響を及ぼすような不等沈下・地割れは発生しないため，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－
37	極限的な圧力（気圧高低）	荷重	荷重（気圧差）	竜巻（No.20）の評価に包絡される。	－
38	もや	－	－	設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－
39	塩害・塩雲	腐食	塩害による腐食	事象の進展が遅く，設備等への影響の緩和又は排除が可能である。	－
40	地面の隆起	荷重	荷重（変位，傾斜）	東海第二発電所の敷地及びその近傍に活断層は分布していないことから，地震に伴う地殻変動によって安全施設の機能に影響を及ぼすような地盤の隆起は発生しないため，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－
41	動物	物理的損傷	ケーブル類の損傷	生物学的事象（No.15）の評価に包絡される。	－
42	地滑り	荷重	荷重（変位，傾斜）	地すべり地形分布図及び土砂災害危険箇所図によると，東海第二発電所の敷地及びその近傍には地滑りを起こすような地形は存在しないため，東海第二発電所敷地内における地滑りによる設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－
43	カルスト	荷重	荷重（変位，傾斜）	東海第二発電所敷地及び敷地周辺にカルスト地形は認められず，発電所の地質もカルストを形成する要因はないため，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－
44	地下水による浸食	荷重	荷重（変位，傾斜）	東海第二発電所敷地には地盤を浸食する地下水脈は認められず，また，東海第二発電所敷地内の地下水位分布は海に向かって勾配を示しており，浸食をもたらす流れは発生しないため，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－

第2表　自然現象 評価結果（14／14）

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
45	海水面低	渇水	海水面の低下による海水の枯渇	津波（No.11）の評価に包絡される。	－
46	海水面高	浸水	海水面の上昇による設備の浸水	津波（No.11）の評価に包絡される。	－
47	地下水による地滑り	荷重	荷重（変位，傾斜）	地すべり地形分布図及び土砂災害危険箇所図によると，東海第二発電所の敷地及びその近傍には地滑りを起こすような地形は存在しないため，東海第二発電所敷地内における地滑りによる設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－
48	水中の有機物	閉塞（海水系）	取水口，海水ストレーナ等の閉塞	生物学的事象（No.15）の評価に包絡される。	－
49	太陽フレア磁気嵐	電気的影響	磁気嵐による誘導電流	磁気嵐に伴う送電線に誘導電流が発生し，その影響は，落雷（No.33）の評価に包絡される。	－
50	高温水（海水温高）	温度	高温水	高温水により海水系に影響するため，生物学的事象（No.15）の評価に包絡される。	－
51	低温水（海水温低）	温度	－	低温水により設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－
52	泥湧出（液状化）	荷重	荷重（変位，傾斜）	安全上重要な施設の基礎地盤は岩盤又は液状化対策（地盤改良）済みの地盤であり，液状化に伴う地盤変状の影響を受けないため，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－
53	土石流	荷重	荷重（衝突）	東海第二発電所周辺には土石流が発生する地形，地質はないため，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－
54	水蒸気	－	－	周辺での水蒸気の発生は考え難く，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	－
55	毒性ガス	閉塞（吸気等）	毒性ガスの吸い込みによる吸気口等の閉塞	森林火災（No.22）の評価に包絡される。	－

竜巻事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

竜巻事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

① 風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷

② 飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

③ 風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷

④ 竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

(2) 評価対象設備の選定

(1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋，屋外及び屋内設置の設備等を評価対象設備として選定した。ただし，屋内設備については，飛来物の建屋外壁貫通を考慮すると屋内設備に影響が及ぶ可能性が考えられるため，飛来物が直接衝突する壁は損傷し，そのひとつ内側の壁との間に設置されている設備等を対象とする。

① 風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷

＜建屋＞

・原子炉建屋（原子炉棟，付属棟）

・タービン建屋

＜屋外設備＞

・外部電源系（超高圧開閉所，特別高圧開閉所，変圧器，送電線）

・主排気筒

・非常用ガス処理系

・復水貯蔵タンク

・非常用ディーゼル発電機等の付属設備（排気ファン，吸気口等）

・残留熱除去系海水系

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系

・非常用ディーゼル発電機用海水系

・補機冷却系海水系

・循環水系

＜屋内設備＞

・中央制御室換気系

② 飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

＜建屋＞

・原子炉建屋（原子炉棟，付属棟）

・タービン建屋

＜屋外設備＞

・外部電源系（超高圧開閉所，特別高圧開閉所，変圧器，送電線）

・主排気筒

・非常用ガス処理系

・復水貯蔵タンク

・非常用ディーゼル発電機等の付属設備（排気ファン，吸気口等）

・残留熱除去系海水系

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系

・非常用ディーゼル発電機用海水系

・補機冷却系海水系

・循環水系

＜屋内設備＞

・原子炉補機冷却系サージタンク

・原子炉建屋ガス処理系

・ほう酸水注入系

・可燃性ガス濃度制御系

・中央制御室換気系

・原子炉建屋給排気隔離弁

・気体廃棄物処理施設

・タービン補機冷却系サージタンク

・タービン及び発電機

・原子炉補機冷却系及びタービン補機冷却系熱交換器，ポンプ

・主蒸気管（主蒸気隔離弁以降の配管）

③　風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷

・①及び②にて選定した設備等

④　竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

・取水口

(3)　起因事象になり得るシナリオの選定

(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①　風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷

＜建屋＞

・原子炉建屋

原子炉建屋（原子炉棟，付属棟）は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり，風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから，極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えるため，シナリオの選定は不要である。

また，風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても，風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は，原子炉建屋設計時の地震荷重よりも小さく，建屋の頑健性は維持されると考えるため，シナリオの選定は不要である。

ただし，原子炉建屋外側ブローアウトパネルは建屋内外の差圧による開放に至る場合に「計画外停止」に至るシナリオを選定する。

・タービン建屋

タービン建屋については，建屋上層部は鉄骨造である。万が一，風荷重及び気圧差荷重による破損に至るような場合に，建屋最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び,「非隔離事象」に至るシナリオ

また，タービン補機冷却系サージタンクに影響が及び,「タービ

ン・サポート系故障」に至るシナリオ

＜屋外設備＞

・外部電源系（超高圧開閉所，特別高圧開閉所，変圧器，送電線）

風荷重及び気圧差荷重により超高圧開閉所，特別高圧開閉所，変圧器又は送電線に影響が及び「外部電源喪失」に至るシナリオ

・主排気筒

主排気筒は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから，発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定しても主排気筒の頑健性は維持されると考えるため，シナリオの選定は不要である。

・非常用ガス処理系

非常用ガス処理系排気筒及び配管は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから，発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定しても非常用ガス処理系排気筒及び配管の頑健性は維持されると考えるため，シナリオの選定は不要である。

・復水貯蔵タンク

風荷重及び気圧差荷重により復水貯蔵タンクが損傷した場合，補給水系の喪失により「計画外停止」に至るシナリオ

・非常用ディーゼル発電機等の付属機器

風荷重により非常用ディーゼル発電機等の付属機器が損傷した場合，非常用ディーゼル発電機等の機能喪失，仮に外部電源喪失の同時発生を想定した場合，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ

・残留熱除去系海水系

風荷重により残留熱除去系海水系が損傷した場合，残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系

風荷重により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系が損傷した場合，高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ

・非常用ディーゼル発電機用海水系

風荷重により非常用ディーゼル発電機用海水系が損傷した場合，非常用ディーゼル発電機の機能喪失，仮に外部電源喪失及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系の機能喪失の同時発生を想定した場合，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ

・補機冷却系海水系

風荷重により補機冷却系海水系が損傷した場合，タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ

・循環水系

風荷重により循環水系が損傷した場合，復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ

＜屋内設備＞

中央制御室換気系は，原子炉建屋付属棟内に設置されており風荷重の影響を受けないが，気圧差荷重によりダクト，ファン，ダンパ等の損傷が考えられる。中央制御室換気系が損傷した場合，中央制御室換気系が機能喪失し，「計画外停止」に至るシナリオ

なお，それらの設備の損傷により中央制御室の換気が困難になった場合，中央制御室の温度が上昇するが，即，中央制御室の機器へ影響が及ぶことはなく，また，竜巻の影響は瞬時であり，竜巻襲来後の対応は十分可能であるため計測・制御系喪失により制御不能に至るシナリオの選定は不要である。

② 飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する飛来物の衝撃荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

＜建屋＞

飛来物が建屋外壁を貫通することにより，屋内設備に波及的影響を及ぼすことが考えられるが，発生可能性のあるシナリオについては，＜屋内設備＞で選定する。

＜屋外設備＞

・外部電源系（超高圧開閉所，特別高圧開閉所，変圧器，送電線）

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様

・主排気筒

飛来物の衝撃荷重により主排気筒が損傷した場合,「隔離事象」に至るシナリオ

・非常用ガス処理系

飛来物の衝撃荷重により非常用ガス処理系排気筒及び配管が損傷した場合,「計画外停止」に至るシナリオ

・復水貯蔵タンク

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様

・非常用ディーゼル発電機等の付属機器

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様

・残留熱除去系海水系

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様

・非常用ディーゼル発電機用海水系

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様

・補機冷却系海水系

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様

・循環水系

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様

＜屋内設備＞

原子炉建屋原子炉棟に設置している原子炉補機冷却系サージタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合,「隔離事象」に至るシナリオ，原子炉建屋ガス処理系に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合,「計画外停止」に至るシナリオ，ほう酸水注入系に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合,「計画外停止」に至るシナリオ，可燃性ガス濃度制御系に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合,「計画外停止」に至るシナリオ

原子炉建屋付属棟に設置している中央制御室換気系に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合,「計画外停止」に至るシナリオ，原子炉建屋給気隔離弁に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合,「計画外停止」に至るシナリオ

原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）に設置している気体廃棄物処理施設に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合,「隔離事象」に至るシナリオ，原子炉建屋排気隔離弁に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合,「隔離事象」に至るシナリオ

タービン建屋に設置しているタービンや発電機に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合,「非隔離事象」に至るシナ

リオ，タービン補機冷却系サージタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合，「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ，原子炉補機冷却系熱交換器又はポンプに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合，「隔離事象」に至るシナリオ，タービン補機冷却系熱交換器又はポンプに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合，「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ，主蒸気管に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合，「隔離事象」に至るシナリオ

③　風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する組合せ荷重により発生可能性のあるシナリオについては，①，②に包絡される。

④　竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

竜巻により飛散した資機材，車両等が取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させる可能性があるが，取水口は呑み口が広く，閉塞させるほどの資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。

(4)　起因事象の特定

(3)で選定した各シナリオについて，想定を超える風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し，事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①　風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷

＜建屋＞

建屋内外差圧の発生に伴う原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放による計画外停止に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

タービン建屋上層部は鉄骨造であり，風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの，想定を超える風荷重が建屋に作用した場合，建屋が損傷してタービン，発電機及びタービン補機冷却系サージタンクに影響を及ぼす可能性は否定できず，タービン建屋損傷に伴う非隔離事象，タービン・サポート系故障に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

＜屋外設備＞

外部電源系が損傷した場合，風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの，想定を超える風荷重に対しては発生を否定できず，外部電源系の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

復水貯蔵タンクが損傷した場合，補給水系が喪失し，計画外停止に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

非常用ディーゼル発電機等の付属機器が損傷した場合，非常用ディーゼル発電機等の機能喪失，また，外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

残留熱除去系海水系が損傷した場合，残留熱除去系の機能喪失による最終ヒートシンク喪失に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系が損傷した場合，高

圧炉心スプレイ系の機能喪失による計画外停止に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

非常用ディーゼル発電機用海水系が損傷した場合，非常用ディーゼル発電機の機能喪失，また，外部電源喪失及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系の機能喪失の同時発生による全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

補機冷却系海水系が損傷した場合，タービン補機冷却系喪失によるタービン・サポート系故障に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

循環水系が損傷した場合，復水器真空度喪失に伴う隔離事象に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

＜屋内設備＞

中央制御室換気系が損傷した場合,中央制御室換気系が機能喪失し,計画外停止に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

② 飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

＜建屋＞

原子炉建屋,タービン建屋は,飛来物が建屋を貫通することにより,屋内設備に波及的影響を及ぼすが，＜屋内設備＞として起因事象を特定する。

＜屋外設備＞

外部電源系が飛来物により損傷した場合,(4)①と同様に外部電源系の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

主排気筒が飛来物により損傷した場合，気体廃棄物処理系の機能喪失に伴う隔離事象に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

非常用ガス処理系排気筒及び配管が飛来物により損傷した場合，非常用ガス処理系の機能喪失による計画外停止に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

復水貯蔵タンクが飛来物により損傷した場合，(4)①と同様に補給水系が喪失し，計画外停止に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

非常用ディーゼル発電機等の付属機器が飛来物により損傷した場合，(4)①と同様に非常用ディーゼル発電機等の機能喪失，また，外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

残留熱除去系海水系が飛来物により損傷した場合，(4)①と同様に残留熱除去系の機能喪失による最終ヒートシンク喪失に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系が飛来物により損傷した場合，(4)①と同様に高圧炉心スプレイ系の機能喪失による計画外停止に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

非常用ディーゼル発電機用海水系が飛来物により損傷した場合，(4)①と同様に非常用ディーゼル発電機の機能喪失，また，外部電源喪失及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系の機能喪失の同時発生による全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

補機冷却系海水系が飛来物により損傷した場合，(4)①と同様にター

ビン補機冷却系喪失によるタービン・サポート系故障に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

循環水系が飛来物により損傷した場合，(4)①と同様に復水器真空度喪失に伴う隔離事象に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

＜屋内設備＞

飛来物が原子炉建屋へ衝突し，貫通した場合，屋内設備の損傷の可能性を否定できないことから，原子炉補機冷却系の機能喪失に伴う隔離事象，原子炉建屋ガス処理系の機能喪失に伴う計画外停止，ほう酸水注入系の機能喪失に伴う計画外停止，可燃性ガス濃度制御系の機能喪失に伴う計画外停止，中央制御室換気系の機能喪失に伴う計画外停止，原子炉建屋給排気隔離弁の機能喪失に伴う計画外停止，気体廃棄物処理系の機能喪失に伴う隔離事象に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

飛来物がタービン建屋へ衝突，貫通した場合，(4)①と同様にタービン，発電機の損傷に伴う非隔離事象，タービン補機冷却系の損傷に伴うタービン・サポート系故障，原子炉補機冷却系の損傷に伴う隔離事象，主蒸気管の損傷に伴う隔離事象に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

③　風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷

(3)③のとおり，建屋及び屋内外設備に対する組合せ荷重により発生可能性のあるシナリオについては，①，②に包絡されるため，起因事象として特定不要であると判断した。

④　竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

(3)④のとおり，この損傷・機能喪失モードは考慮しないため，起因事象として特定しない。

2.　事故シーケンスの特定

1.にて設計基準を超える竜巻事象に対し発生可能性のある起因事象として以下を選定した。

・原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放に伴う計画外停止
・原子炉補機冷却系の損傷に伴う隔離事象
・原子炉建屋ガス処理系の損傷に伴う計画外停止
・ほう酸水注入系の損傷に伴う計画外停止
・可燃性ガス濃度制御系の損傷に伴う計画外停止
・中央制御室換気系の機能喪失に伴う計画外停止
・原子炉建屋給排気隔離弁の機能喪失に伴う計画外停止
・気体廃棄物処理系の機能喪失に伴う隔離事象
・タービン，発電機の損傷に伴う非隔離事象
・タービン補機冷却系の損傷に伴うタービン・サポート系故障
・主蒸気系の損傷に伴う隔離事象
・送電線の損傷に伴う外部電源喪失
・主排気筒の損傷に伴う隔離事象
・復水貯蔵タンクの損傷に伴う計画外停止
・非常用ディーゼル発電機等の付属機器の損傷，かつ外部電源喪失の同時発生に伴う全交流動力電源喪失
・残留熱除去系海水系の損傷に伴う最終ヒートシンク喪失

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系の損傷に伴う計画外停止

・非常用ディーゼル発電機用海水系の損傷，かつ外部電源喪失及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系の損傷の同時発生に伴う全交流動力電源喪失

・補機冷却系海水系の損傷に伴うタービン・サポート系故障

・循環水系の損傷に伴う隔離事象

上記起因事象については，いずれも運転時の内部事象や地震，津波レベル１ＰＲＡにて考慮していることから，追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって，竜巻を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

凍結事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

低温事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

① 屋外タンク及び配管内流体の凍結

② ヒートシンク（海水）の凍結

③ 着氷による送電線の相間短絡

(2) 評価対象設備の選定

(1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

① 屋外タンク及び配管内流体の凍結

・軽油貯蔵タンク及び非常用ディーゼル発電機等の燃料移送系（以下「軽油貯蔵タンク等」という。）

・復水貯蔵タンク及び付属配管（以下「復水貯蔵タンク等」という。）

② ヒートシンク（海水）の凍結

・取水設備（海水）

③　着氷による送電線の相間短絡

・送電線

(3)　起因事象になり得るシナリオの選定

(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①　屋外タンク及び配管内流体の凍結

・軽油貯蔵タンク等の凍結

低温によって軽油貯蔵タンク等の軽油が凍結するとともに，以下③に示す外部電源喪失が発生している状況下においては，非常用ディーゼル発電機等のデイタンクの燃料枯渇により「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ

・復水貯蔵タンク等の凍結

低温によって復水貯蔵タンク等の保有水が凍結した場合，補給水系の喪失により「計画外停止」に至るシナリオ

②　ヒートシンク（海水）の凍結

低温によって東海第二発電所周辺の海水が凍結することは起こり得ないと考えられるため，この損傷・機能喪失モードについては考慮しない。

③　着氷による送電線の相間短絡

・送電線の地絡，短絡

送電線や碍子へ着氷することによって相間短絡を起こし,「外部電源喪失」に至るシナリオ

(4)　起因事象の特定

(3)で選定した各シナリオについて，想定を超える低温（凍結）事象に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し，事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①　屋外タンク及び配管内流体の凍結

・軽油貯蔵タンク等の凍結

燃料移送系が凍結するような低温事象は,事前に予測が可能であり,燃料移送系の循環運転等による凍結防止対策が可能であることから，燃料移送系が凍結する可能性は非常に稀であり，有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなり得ないと考えられるため，考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

・復水貯蔵タンク等の凍結

復水貯蔵タンク等の保有水が凍結するような低温事象は,事前に予測が可能であり,復水貯蔵タンク等の循環運転等による凍結防止対策が可能であることから,保有水が凍結する可能性は非常に稀であり,有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなり得ないと考えられるため,考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

②　ヒートシンク（海水）の凍結

(3)②のとおり，この損傷・機能喪失モードは考慮しないため，起因事象として特定しない。

③　着氷による送電線の相間短絡

・送電線の地絡，短絡

着氷に対して設計上の配慮はなされているものの,設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できず,送電線の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため,起因事象として特定する。

2. 事故シーケンスの特定

1.にて設計基準を超える低温事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが，運転時の内部事象や地震，津波レベル１ＰＲＡにて考慮していることから，追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって，凍結を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

積雪事象に対する事故シーケンス抽出

1．起因事象の特定

(1)　構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

積雪事象により設備等に発生する可能性のある影響について,国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

①　建屋天井や屋外設備に対する積雪荷重

②　着雪による送電線の相間短絡

③　給気口等の閉塞

(2)　評価対象設備の選定

(1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち,プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋及び屋外設置（屋外に面した設備含む。）の設備等を評価対象設備として選定した。

①　建屋天井や屋外設備に対する積雪荷重

＜建屋＞

・原子炉建屋（原子炉棟，付属棟）

・タービン建屋

＜屋外設備＞

・外部電源系（超高圧開閉所，特別高圧開閉所，変圧器）

・非常用ディーゼル発電機等の付属機器（排気ファン，吸気口等）

・復水貯蔵タンク

・残留熱除去系海水系

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系

・非常用ディーゼル発電機用海水系

・補機冷却系海水系

・循環水系

② 着雪による送電線の相間短絡

・送電線

③ 給気口等の閉塞

・非常用ディーゼル発電機等の付属機器（給気口，吸気口）

・中央制御室換気系（給気口）

・残留熱除去系海水系（モータ）

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系（モータ）

・非常用ディーゼル発電機用海水系（モータ）

・補機冷却系海水系（モータ）

・循環水系（モータ）

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 建屋天井や屋外設備に対する積雪荷重

＜建屋＞

・原子炉建屋

原子炉建屋原子炉棟屋上が積雪荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが損傷し，原子炉補機冷却系の機能喪失による「隔離事象」に至るシナリオ

原子炉建屋付属棟屋上が積雪荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置している中央制御室換気系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ

原子炉建屋付属棟屋上が積雪荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置している原子炉建屋給気隔離弁の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ

原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）屋上が積雪荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置している気体廃棄物処理施設の機能喪失による「隔離事象」に至るシナリオ

原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）屋上が積雪荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置している原子炉建屋排気隔離弁の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ

・タービン建屋

タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び「非隔離事象」に至るシナリオ

タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置しているタービン補機冷却系サージタンクに影響が及び，「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ

＜屋外設備＞

・外部電源系（超高圧開閉所，特別高圧開閉所，変圧器）

超高圧開閉所屋上，特別高圧開閉所，変圧器が積雪荷重により

崩落し，外部電源系に影響が及び,「外部電源喪失」に至るシナリオ

・復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンク天板が積雪荷重により崩落し，保有水が喪失した場合，補給水系の喪失により「計画外停止」に至るシナリオ

・非常用ディーゼル発電機等の付属機器

積雪荷重により非常用ディーゼル発電機等の付属機器が損傷した場合，非常用ディーゼル発電機等の機能喪失，仮に②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合,「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ

・残留熱除去系海水系

積雪荷重により残留熱除去系海水系ポンプが損傷した場合，残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系

積雪荷重により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプが損傷した場合，高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ

・非常用ディーゼル発電機用海水系

積雪荷重により非常用ディーゼル発電機用海水ポンプが損傷した場合，非常用ディーゼル発電機の機能喪失，仮に高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系の機能喪失及び②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合,「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ

・補機冷却系海水系

積雪荷重により補機冷却系海水系ポンプが損傷した場合，タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ

・循環水系

積雪荷重により循環水ポンプが損傷した場合，復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ

② 着雪による送電線の相間短絡

送電線や碍子へ着雪することによって相間短絡を起こし,「外部電源喪失」に至るシナリオ

③ 給気口等の閉塞

・非常用ディーゼル発電機等の付属機器の閉塞

積雪により非常用ディーゼル発電機等の給気口，吸気口が閉塞した場合，非常用ディーゼル発電機等の機能喪失，仮に②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合,「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ

・中央制御室換気系給気口の閉塞

中央制御室換気系の給気口は，地面より約 5.9m，約 19m の 2 箇所に設置されており，堆積物による閉塞は考え難いため，シナリオの選定は不要である。

・海水ポンプモータ空気冷却器給気口の閉塞

積雪により残留熱除去系海水系ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合，残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合，高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ

非常用ディーゼル発電機用海水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合，非常用ディーゼル発電機の機能喪失，仮に高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系の機能喪失及び②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ

補機冷却系海水系ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合，タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ

循環水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合，復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ

(4)　起因事象の特定

(3)で選定した各シナリオについて,想定を超える積雪事象に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し，事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①　建屋天井や屋外設備に対する積雪荷重

積雪事象が各建屋天井や屋外設備の許容荷重を上回った場合には,(3)にて選定した各シナリオが発生する可能性はあるが,各建屋天井の崩落や屋外設備が損傷するような積雪事象は，積雪事象の進展速度を踏まえると除雪管理が可能であることから，発生可能性は非常に稀であり，有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなり得ないと考えられるため，考慮すべき起因事象としては選定不

要であると判断した。

② 着雪による送電線の相間短絡

着雪に対して設計上の配慮はなされているものの，設計基準を超える積雪事象に対しては発生を否定できず，送電線の着雪による短絡を想定した場合,外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため,起因事象として選定する。

③ 給気口等の閉塞

積雪事象により非常用ディーゼル発電機等の給気口，吸気口が閉塞した場合には,(3)にて選定したシナリオが発生する可能性があるが，非常用ディーゼル発電機等の給気口，吸気口が閉塞するような積雪事象は，積雪事象の進展速度を踏まえると除雪管理が可能であることから，発生可能性は非常に稀であり，有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなり得ないと考えられるため，考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。

また，モータ空気冷却器給気口が閉塞した場合には，(3)で選定したシナリオが発生する可能性があるが，モータ空気冷却器給気口が閉塞するような積雪事象は，積雪事象の進展速度を踏まえると除雪管理が可能であることから，発生可能性は非常に稀であり，有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなり得ないと考えられるため,考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。

2. 事故シーケンスの特定

1.にて設計基準を超える積雪事象に対し発生可能性のある起因事象として

外部電源喪失を特定したが，運転時の内部事象や地震，津波レベル１ＰＲＡにて考慮していることから，追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって，積雪を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

落雷事象に対する事故シーケンス抽出

1．起因事象の特定

(1)　構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

落雷事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

①　屋内外計測制御設備に発生するノイズ

②　直撃雷による設備損傷

③　誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

(2)　評価対象設備の選定

(1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す屋内設置の設備等及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

①　屋内外計測制御設備に発生するノイズ

・計測制御系

②　直撃雷による設備損傷

・外部電源系

・残留熱除去系海水系

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系

・非常用ディーゼル発電機用海水系

・補機冷却系海水系

・循環水系

③　誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

・計測制御系

(3)　起因事象になり得るシナリオの選定

(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①　屋内外計測制御設備に発生するノイズ

・計測制御系

ノイズにより安全保護回路が誤作動した場合,「隔離事象」又は「原子炉緊急停止系誤作動」に至るシナリオ

ノイズにより安全保護回路以外の計測制御系が誤作動した場合，「非隔離事象」,「全給水喪失」又は「水位低下事象」に至るシナリオ

②　直撃雷による設備損傷

・外部電源系

直撃雷により外部電源系が損傷した場合，外部電源系の機能喪失による「外部電源喪失」に至るシナリオ

・残留熱除去系海水系

直撃雷により残留熱除去系海水系が損傷した場合，残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系

直撃雷により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系が損傷した場合，高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ

・非常用ディーゼル発電機用海水系

直撃雷により非常用ディーゼル発電機用海水系が損傷した場合，非常用ディーゼル発電機の機能喪失，外部電源喪失及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系喪失の同時発生を想定した場合，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ

・補機冷却系海水系

直撃雷により補機冷却系海水系が損傷した場合，タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ

・循環水系

直撃雷により循環水系が損傷した場合，復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ

③　誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

・計測制御系

誘導雷サージにより計測制御系が損傷した場合，計測・制御系喪失により制御不能に至るシナリオ

(4)　起因事象の特定

(3)で選定した各シナリオについて,想定を上回る落雷に対する起因事象発生可能性評価を実施し，事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 屋内外計測制御設備に発生するノイズ

落雷によって安全保護回路に発生するノイズの影響により誤作動する可能性を否定できず，隔離事象又は原子炉緊急停止系誤作動に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

また，落雷によって安全保護回路以外の計測制御系に発生するノイズの影響により誤作動する可能性を否定できず，非隔離事象，全給水喪失又は水位低下事象に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

なお，上記事象以外の誤作動（ポンプの誤起動等）については，設備の機能喪失には至らず，かつ復旧についても容易であることから，起因事象としては特定しない。

② 直撃雷による設備損傷

外部電源系に過渡な電流が発生した場合，機器には雷サージの影響を緩和するため保安器が設置されているが，落雷が発生した場合，外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

残留熱除去系海水系は，避雷設備の効果を期待できるが，海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できない。また，区分分離が実施された複数の系統に期待できるが，同時に機能喪失することを保守的に考慮し，最終ヒートシンク喪失に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系は，避雷設備の効果を期待できるが，海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪

失する可能性を否定できないことから，計画外停止に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。

非常用ディーゼル発電機用海水系は，避雷設備の効果を期待できるが，海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できない。また，区分分離が実施された複数の系統に期待できるが，同時に機能喪失することを保守的に考慮し，全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。

補機冷却系海水系は，避雷設備の効果を期待できるが，海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できない。また，区分分離が実施された複数の系統に期待できるが，同時に機能喪失することを保守的に考慮し，タービン・サポート系故障に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。

循環水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できないため，隔離事象に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。

③　誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

落雷による誘導雷サージを接地網に効果的に導くことができない場合には，電気盤内の絶縁耐力が低い回路が損傷し，発電用原子炉施設の安全保護系機能が喪失する。しかし，安全保護回路はシールド付きケーブルを使用し，屋内に設置されているため，損傷に至る有意なサージの侵入はないものと判断されることから，考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

なお，安全保護回路以外の計測制御系は，誘導雷サージの影響により損傷し，安全保護回路以外の計測・制御系喪失により制御不能に至

る可能性を否定できない。制御不能となった場合は，非隔離事象，全給水喪失又は水位低下事象に至る可能性は考えられるため，起因事象として特定する。

2.　事故シーケンスの特定

1.にて設計基準を超える落雷事象に対し発生可能性のある起因事象として以下を特定した。

・安全保護回路に発生するノイズの影響に伴う隔離事象又は原子炉緊急停止系誤作動
・安全保護回路以外の計測制御系に発生するノイズの影響に伴う非隔離事象，全給水喪失又は水位低下事象
・外部電源系の損傷に伴う外部電源喪失
・残留熱除去系海水系の損傷に伴う最終ヒートシンク喪失
・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系の損傷に伴う計画外停止
・非常用ディーゼル発電機用海水系の損傷，かつ外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失
・補機冷却系海水系の損傷に伴うタービン・サポート系故障
・循環水系の損傷に伴う隔離事象
・安全保護回路以外の計測制御系の損傷に伴う非隔離事象，全給水喪失又は水位低下事象

上記起因事象については，いずれも運転時の内部事象や地震，津波レベル１ＰＲＡにて考慮していることから，追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって，落雷を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断される。

火山の影響に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

火山事象のうち，火山性土石流といった原子力発電所の火山影響評価ガイド（平成 25 年 6 月 19 日　原規技発第 13061910 号　原子力規制委員会決定）（以下「影響評価ガイド」という。）において設計対応不可とされている事象については，影響評価に基づく立地評価にて原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性がないと判断されている。よって，個々の火山事象への設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うため抽出した降下火砕物を対象に原子力発電所への影響を検討するものとする。

降下火砕物により設備等に発生する可能性のある影響について，影響評価ガイドも参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

① 建屋天井や屋外設備に対する降下火砕物の堆積荷重

② 降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞

③ 降下火砕物による給気口等の閉塞

④ 降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

⑤ 降下火砕物の付着による送電線の相間短絡

(2) 評価対象設備の選定

(1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち,プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋及び屋外設置（屋外に面した設備含む）の設

備等を評価対象設備として選定した。

① 建屋天井や屋外設備に対する降下火砕物の堆積荷重

＜建屋＞

・原子炉建屋（原子炉棟，付属棟）

・タービン建屋

＜屋外設備＞

・外部電源系（超高圧開閉所，特別高圧開閉所，変圧器）

・非常用ディーゼル発電機等の付属機器（排気ファン，吸気口等）

・復水貯蔵タンク

・残留熱除去系海水系

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系

・非常用ディーゼル発電機用海水系

・補機冷却系海水系

・循環水系

② 降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞

・残留熱除去系海水系

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系

・非常用ディーゼル発電機用海水系

・補機冷却系海水系

・循環水系

③ 降下火砕物による給気口等の閉塞

・非常用ディーゼル発電機等の付属機器（給気口，吸気口）

・中央制御室換気系（給気口）

・残留熱除去系海水系（モータ）

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系（モータ）

・非常用ディーゼル発電機用海水系（モータ）

・補機冷却系海水系（モータ）

・循環水系（モータ）

④　降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

・屋外設備全般

⑤　降下火砕物の付着による送電線の相間短絡

・送電線

(3)　起因事象になり得るシナリオの選定

(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①　建屋天井や屋外設備に対する降下火砕物の堆積荷重

＜建屋＞

・原子炉建屋

原子炉建屋原子炉棟屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に,建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ

原子炉建屋付属棟屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に,建屋最上階に設置している中央制御室換気系が機能喪失することによる「計画外停止」に至るシナリオ

原子炉建屋付属棟屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落し

た場合に,建屋最上階に設置している原子炉建屋給気隔離弁が機能喪失することによる「計画外停止」に至るシナリオ

原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に,建屋最上階に設置している気体廃棄物処理施設が機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ

原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に,建屋最上階に設置している原子炉建屋排気隔離弁が機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ

・タービン建屋

タービン建屋屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に,建屋最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び,「非隔離事象」に至るシナリオ

また，タービン補機冷却系サージタンクに影響が及び,「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ

＜屋外設備＞

・外部電源系（超高圧開閉所，特別高圧開閉所，変圧器）

超高圧開閉所屋上，特別高圧開閉所，変圧器が降下火砕物による堆積荷重により崩落し，外部電源系に影響が及び,「外部電源喪失」に至るシナリオ

・復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンク天板が降下火砕物による堆積荷重により崩落し,保有水が喪失した場合，補給水系の喪失により「計画外停止」に至るシナリオ

・非常用ディーゼル発電機等の付属機器

降下火砕物による堆積荷重により非常用ディーゼル発電機等の付

属機器が損傷した場合，非常用ディーゼル発電機等の機能喪失，仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合,「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ

・残留熱除去系海水系

降下火砕物による堆積荷重により残留熱除去系海水系ポンプが損傷した場合，残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系

降下火砕物による堆積荷重により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプが損傷した場合,高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ

・非常用ディーゼル発電機用海水系

降下火砕物による堆積荷重により非常用ディーゼル発電機用海水ポンプが損傷した場合，非常用ディーゼル発電機の機能喪失，仮に高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系の機能喪失及び⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ

・補機冷却系海水系

降下火砕物による堆積荷重により補機冷却系海水系ポンプが損傷した場合，タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ

・循環水系

降下火砕物による堆積荷重により循環水ポンプが損傷した場合,復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ

② 降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞

海水ストレーナや熱交換器の目開きは,降下火砕物の粒径より大きいことから閉塞し難いため，シナリオの選定は不要である。

海水中への降下火砕物によって海水ポンプ軸受が異常摩耗した場合，残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ

非常用ディーゼル発電機用海水系の機能喪失による非常用ディーゼル発電機の機能喪失,仮に高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系の機能喪失及び⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ

補機冷却系海水系の機能喪失による「タービン・サポート系故障」，循環水系の機能喪失に伴う復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ

③ 降下火砕物による給気口等の閉塞

・非常用ディーゼル発電機等の付属機器の閉塞

降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により非常用ディーゼル発電機等の給気口，吸気口が閉塞した場合，非常用ディーゼル発電機等の機能喪失,仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合,「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ

・中央制御室換気系給気口の閉塞

中央制御室換気系の給気口は，地面より約 5.9m，約 19m の 2 箇所に設置されており,堆積物による閉塞は考え難いためシナリオの選定は不要である。また，吸気口へ降下火砕物の吸込みにより吸気口が閉

塞した場合でも,フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。

・海水ポンプモータ空気冷却器給気口の閉塞

降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により残留熱除去系海水系ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合,残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合,高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ

非常用ディーゼル発電機用海水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合,非常用ディーゼル発電機の機能喪失,仮に高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系の機能喪失及び⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合,「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ

補機冷却系海水系ポンプの空気冷却器給気口が閉塞した場合,タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ

循環水ポンプの空気冷却器給気口が閉塞した場合,復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ

④　降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については,屋外設備表面には耐食性の塗装（エポキシ樹脂系等）が施されており腐食の抑制効果が考えられること,腐食の進展速度の遅さを考慮し,適切な保全管理が可能と判断したため,この損傷・機能喪失モードについては考慮

しない。

⑤　降下火砕物の付着による送電線の相間短絡

降下火砕物が送電線や碍子へ付着し，水分を吸収することによって，相間短絡を起こし「外部電源喪失」に至るシナリオ

(4)　起因事象の特定

(3)で選定した各シナリオについて,想定を超える降下火砕物に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し，事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①　建屋天井や屋外設備に対する降下火砕物の堆積荷重

降下火砕物の堆積が各建屋天井や屋外設備の許容荷重を上回った場合には，(3)①にて選定した各シナリオが発生する可能性はあるが，各建屋天井の崩落や屋外設備が損傷するような火山事象は，火山事象の進展速度を踏まえると除灰管理が可能であることから，発生可能性は非常に稀であり，有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなり得ないと考えられるため，考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

②　降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞

海水ポンプ軸受の異常摩耗については，降下火砕物の硬度を考慮すると，海水中の降下火砕物によって異常摩耗は進展しにくく，機能喪失することは考えにくいため，考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

③　降下火砕物による給気口等の閉塞

降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により非常用ディーゼル発電機等の給気口，吸気口が閉塞した場合には，(3)③にて選定したシナリオが発生する可能性があるが，非常用ディーゼル発電機等の給気口，吸気口が閉塞するような火山事象は，火山事象の進展速度を踏まえると除灰管理又はフィルタの取替えが可能であることから，発生可能性は非常に稀であり，有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなり得ないと考えられるため，考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

また，モータ空気冷却器給気口が閉塞した場合には，(3)③にて選定したシナリオが発生する可能性があるが，モータ空気冷却器給気口が閉塞するような火山事象は，火山事象の進展速度を踏まえると除灰管理が可能であることから，発生可能性は非常に稀であり，有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなり得ないと考えられるため，考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。

④　降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については，(3)④のとおり，この損傷・機能喪失モードは考慮しないため，起因事象として特定しない。

⑤　降下火砕物の付着による送電線の相間短絡

降下火砕物の影響を受ける可能性がある送電線は，発電所内外の広範囲に渡り，全域における管理が困難なことを踏まえると設備等の不具合による外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため，起因事象として

特定する。

2. 事故シーケンスの特定

1.にて設計基準を超える火山事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが，運転時の内部事象や地震，津波レベル１ＰＲＡにて考慮していることから，追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって，火山の影響を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

森林火災事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

森林火災により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

① 輻射熱による建屋や設備等への損傷

② ばい煙による設備等の閉塞

(2) 評価対象設備の選定

(1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

① 輻射熱による建屋や設備等への損傷

＜建屋＞

・原子炉建屋（原子炉棟，付属棟）

・タービン建屋

＜屋外設備＞

・外部電源系（超高圧開閉所，特別高圧開閉所，変圧器，送電線）

・復水貯蔵タンク

・非常用ディーゼル発電機等の付属設備（排気ファン，吸気口等）

・主排気筒

・非常用ガス処理系

・残留熱除去系海水系

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系

・非常用ディーゼル発電機用海水系

・補機冷却系海水系

・循環水系

② ばい煙による設備等の閉塞

・非常用ディーゼル発電機等の付属設備（吸気口等）

・中央制御室換気系

・残留熱除去系海水系（モータ）

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系（モータ）

・非常用ディーゼル発電機用海水系（モータ）

・補機冷却系海水系（モータ）

・循環水系（モータ）

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 輻射熱による建屋や設備等への損傷

＜建屋＞

森林火災の輻射熱による建屋への影響については，想定し得る最大の火災影響評価において，防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると，建屋の許容温度を下回り，建屋が損傷する

ことはない。また，森林火災の輻射熱による建屋影響について，24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり，森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから，シナリオの選定は不要である。

＜屋外設備＞

・外部電源系（超高圧開閉所，特別高圧開閉所，変圧器，送電線）

森林火災の輻射熱により外部電源系が損傷した場合,「外部電源喪失」に至るシナリオ

なお，外部電源系への影響については，想定し得る最大の火災影響評価において，防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると，敷地内の外部電源系が損傷することはない。また，森林火災の輻射熱による影響について，24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり，森林火災に対する影響緩和策を講じることができる。

・復水貯蔵タンク

森林火災の輻射熱による復水貯蔵タンクへの影響については，想定し得る最大の火災影響評価において，防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると，復水貯蔵タンク水の最高使用温度を下回り，タンクが損傷することはない。また，森林火災の輻射熱による影響について，24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり，森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから，シナリオの選定は不要である。

・非常用ディーゼル発電機等の付属設備（排気ファン，吸気口等）

森林火災の輻射熱による非常用ディーゼル発電機等の付属設備への影響については，想定し得る最大の火災影響評価において，防火

帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると，非常用ディーゼル発電機等の付属設備が受ける輻射強度は低いため，非常用ディーゼル発電機等の付属設備が損傷することはない。また，森林火災の輻射熱による影響について，24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり，森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから，シナリオの選定は不要である。

・主排気筒

森林火災の輻射熱による主排気筒への影響については，想定し得る最大の火災影響評価において，防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると，主排気筒が受ける輻射強度は低いため，主排気筒が損傷することはない。また，森林火災の輻射熱による影響について，24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり，森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから，シナリオの選定は不要である。

・非常用ガス処理系

森林火災の輻射熱による非常用ガス処理系排気筒及び配管への影響については，想定し得る最大の火災影響評価において，防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると，非常用ガス処理系排気筒及び配管が受ける輻射強度は低いため，非常用ガス処理系排気筒及び配管が損傷することはない。また，森林火災の輻射熱による影響について，24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり，森林火災に対する影響緩和策を講じることができることからシナリオの選定は不要である。

・残留熱除去系海水系／高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系／非常用ディーゼル発電機用海水系／補機冷却系海水系／循環水

系（以下「海水系」という。）

森林火災の輻射熱による海水系への影響については，想定し得る最大の火災影響評価において，防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると，海水系が受ける輻射強度は低いため，海水系が損傷することはない。また，森林火災の輻射熱による影響について，24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり，森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから，シナリオの選定は不要である。

② ばい煙による設備等の閉塞

・非常用ディーゼル発電機等の付属設備（吸気口等）の閉塞

森林火災で発生するばい煙の非常用ディーゼル発電機等の吸気口への吸込みにより吸気口が閉塞した場合でも，フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。

・海水系ポンプモータ空気冷却器給気口の閉塞

海水系ポンプモータは外気を取込まない構造であり，また，空冷モータの冷却流路の口径は，ばい煙の粒径より広いことから閉塞し難いため，シナリオの選定は不要である。

・中央制御室換気系の閉塞

森林火災で発生するばい煙の中央制御室換気系給気口への吸込みにより給気口が閉塞した場合でも，フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。

(4) 起因事象の特定

(3)で選定した各シナリオについて，森林火災に対しての裕度評価（起因

事象発生可能性評価）を実施し，事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 輻射熱による建屋や設備等への損傷

＜建屋＞

森林火災の輻射熱による各建屋の損傷については，(3)①のとおり，考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

＜屋外設備＞

森林火災の輻射熱により送電線が損傷する可能性が否定できず，送電線の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。その他の屋外設備についての損傷のシナリオについては，(3)①及び(3)②のとおり，考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

② ばい煙等による設備等の閉塞

森林火災のばい煙等による設備等の閉塞については，(3)②のとおり，考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

2. 事故シーケンスの特定

1.にて森林火災に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが，運転時の内部事象や地震，津波レベル１ＰＲＡにて考慮していることから，追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって，森林火災を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

自然現象の重畳に対する事故シーケンス抽出

1. 設計基準を超える自然現象の重畳の考慮について

(1) 自然現象の重畳影響

自然現象の重畳評価については,損傷･機能喪失モードの相違に応じて,以下に示す影響を考慮する。

Ⅰ. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し，重ね合わさって増長するケース（例：積雪と降下火砕物による堆積荷重の増加）

Ⅱ. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより影響が増長するケース（例：地震により浸水防止機能が喪失して浸水量が増加）

Ⅲ－1. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し，影響が増長するケース（例：降水による降下火砕物密度の増加）

Ⅲ－2. 他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース（例：斜面に降下火砕物が堆積した後に大量の降水により滑り，プラント周辺まで降下火砕物を含んだ水が押し寄せる状態。単独事象としては想定していない。）

(2) 重畳を考慮する自然現象

添付資料2.1.1において収集した自然現象55事象のうち，添付資料2.1.1の第2表に示す評価結果により，以下の観点から除外した事象については，重畳影響について考慮不要と判断し，地震，津波，竜巻，凍結，積雪，落雷，火山の影響，森林火災の8事象に加え，単独事象においては除塵装置等に期待することで影響がないと判断した生物学的事象を加えた9事象を重畳影響として評価する。

○東海第二発電所及びその周辺では発生しない（若しくは，発生が極め

て稀）と判断した事象

No.2：隕石，No.9：土壌の収縮又は膨張，No.14：雪崩，No.24：草原火災，No.28：ハリケーン，No.31：氷壁，No.32：土砂崩れ（山崩れ，がけ崩れ），No.42：地滑り，No.43：カルスト，No.44：地下水による浸食，No.47：地下水による地滑り，No.53：土石流，No.54：水蒸気

○単独事象での評価において設備等への影響がない（若しくは，非常に小さい）と判断した事象で，他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響がないと判断した事象

No.4：河川の迂回，No.16：海岸浸食，No.17：干ばつ，No.21：濃霧，No.23：霜・白霜，No.26：極高温，No.34：湖又は河川の水位低下，No.36：陥没・地盤沈下・地割れ，No.38：もや，No.39：塩害・塩雲，No.40：地面の隆起，No.51：低温水（海水温低），No.52：泥湧出（液状化）

○影響が他の事象に包絡されると分類した事象（包絡する側の事象を評価することで，重畳影響も包絡される）

No.3：降水，No.5：砂嵐，No.6：静振，No.10：高潮，No.13：波浪・高波，No.18：洪水，No.19：風（台風），No.25：ひょう・あられ，No.27：満潮，No.29：氷結，No.30：氷晶，No.35：湖又は河川の水位上昇，No.37：極限的な圧力，No.41：動物，No.45：海水面低，No.46：海水面高，No.48：水中の有機物，No.49：太陽フレア・磁気嵐，No.50：高温水，No.55：毒性ガス

確認した結果としては，重畳影響Ⅰ～Ⅲ－1については，以下に示す理由から，単独事象での評価において抽出されたシナリオ以外のシナリオが生じることはなく，重畳影響Ⅲ－2については，該当するケースはなかった。

Ⅰ．各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し，重ね合わさって増長するケース

重畳により影響度合いが大きくなるのみであり，単独で設計基準を超える事象に対してシナリオの抽出を行っていることを踏まえると，新たなシナリオは生じない。

Ⅱ．ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより，影響が増長するケース

単独の自然現象に対するシナリオの選定において，設計基準を超える事象を評価対象としているということは，つまり設備耐力や防護対策に期待していないということであり，単独事象の評価において抽出された以外の新たなシナリオは生じない。

Ⅲ－1．他の自然現象の作用により前提条件が変化し，影響が増長するケース

一方の自然現象の前提条件が，他方の自然現象により変化し，元の自然現象の影響度が大きくなったとしても，Ⅰ．と同様，単独で設計基準を超える事象に対してシナリオ抽出を行っているため，新たなシナリオは生じない。

(3)　重畳影響評価まとめ

事故シーケンスの抽出という観点においては，上述のとおり，自然現象が重畳することにより，単独事象の評価で特定されたシナリオに対し新たなものが生じることはなく，自然現象の重畳により新たに追加すべき事故シーケンスは発生しないものと判断した。

第1表　自然現象の重畳確認結果

【凡例】
－：各自然現象が重畳した場合でも単独事象同士の影響評価より増長しない
Ⅰ：各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し，重ね合わさって増長するケース
Ⅱ：ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより，影響が増長するケース
Ⅲ－１：他の自然現象の作用により前提条件が変化し，影響が増長するケース
Ⅲ－２：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース

事象2 ＼ 事象1			凍結		地震活動	積雪			津波			火山の影響					生物学的事象		竜巻			森林火災		落雷		
自然現象	設備の損傷・機能喪失モード		温度	電気的影響	荷重（地震）	荷重（堆積）	電気的影響	閉塞（吸気等）	荷重（衝突）	浸水	閉塞（海水系）	荷重（堆積）	閉塞（海水系）	閉塞（吸気等）	腐食	電気的影響	閉塞（海水系）	電気的影響	荷重（風）	荷重（飛来物）	荷重（気圧差）	温度	閉塞（吸気等）	電気的影響（ノイズ）	電気的影響（直撃雷）	電気的影響（雷サージ）
凍結	温度	屋外タンク，配管内流体及びヒートシンク（海水）の凍結			－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	電気的影響	着氷による送電線の相間短絡			－	－	Ⅰ	－	－	－	－	－	－	－	－	Ⅰ	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
地震活動	荷重（地震）	地震による荷重	－	－		Ⅲ－１	－	－	Ⅰ	Ⅱ	Ⅲ－１	Ⅰ	－	－	－	－	Ⅱ	－	Ⅰ	Ⅰ	－	－	－	－	Ⅱ	－
積雪	荷重（堆積）	雪の堆積による荷重	－	－	Ⅲ－１				Ⅲ－１	－	－	Ⅰ	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	電気的影響	着雪による送電線の相間短絡	－	Ⅰ	－				－	－	－	－	－	－	－	Ⅰ	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	閉塞（吸気等）	給気口等の閉塞	－	－	－				－	－	－	－	－	Ⅰ	－	－	－	－	－	－	－	－	Ⅰ	－	－	－
津波	荷重（衝突）	荷重（衝突）	－	－	Ⅱ	Ⅲ－１	－	－				－	－	－	－	－	－	－	Ⅰ	Ⅰ	－	－	－	－	Ⅱ	－
	浸水	津波による設備の浸水	－	－	Ⅱ	－	－	－				－	－	－	－	－	－	－	Ⅱ	Ⅱ	－	－	－	－	－	－
	閉塞（海水系）	漂流物による取水口，海水ストレーナ等の閉塞	－	－	Ⅲ－１	－	－	－				－	Ⅰ	－	－	－	Ⅰ	－	－	－	－	－	－	－	－	－
火山の影響	荷重（堆積）	荷重（堆積）	－	－	－	Ⅰ	－	－	－	－	－						－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	閉塞（海水系）	海水ストレーナ等の閉塞	－	－	－	－	－	－	－	－	－						Ⅰ	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	閉塞（吸気等）	給気口等の閉塞	－	－	－	－	－	Ⅰ	－	－	－						－	－	－	－	－	－	Ⅰ	－	－	－
	腐食	腐食成分による化学的影響	－	－	－	－	－	－	－	－	－						－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	電気的影響	降下火砕物の付着による送電線の相間短絡	－	Ⅰ	－	－	Ⅰ	－	－	－	－						－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
生物学的事象	閉塞（海水系）	取水口，海水ストレーナ等の閉塞	－	－	－	－	－	－	－	－	Ⅰ	－	Ⅰ	－	－	－			－	－	－	－	－	－	－	－
	電気的影響	げっ歯類（ネズミ等）によるケーブル類の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－			－	－	－	－	－	－	－	－
竜巻	荷重（風）	風圧による荷重	－	－	Ⅰ	－	－	Ⅲ－１	Ⅰ	－	－	－	－	Ⅲ－１	－	－	－	－				Ⅲ－１	Ⅲ－１	－	Ⅱ	－
	荷重（飛来物）	飛来物による荷重	－	－	Ⅰ	－	－	－	Ⅰ	－	－	－	－	－	－	－	Ⅰ	－				－	－	－	Ⅱ	－
	荷重（気圧差）	気圧差による荷重	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－				－	－	－	－	－
森林火災	温度	輻射熱	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	Ⅲ－１	－	－			－	－	－
	閉塞（吸気等）	給気口等の閉塞	－	－	－	－	－	Ⅰ	－	－	－	－	－	Ⅰ	－	－	－	－	Ⅲ－１	－	－			－	－	－
落雷	電気的影響（ノイズ）	屋内外計測制御設備に発生するノイズ	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－			
	電気的影響（直撃雷）	直撃雷	－	－	Ⅱ	－	－	－	Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	－	Ⅱ	Ⅱ	－	－	－			
	電気的影響（雷サージ）	誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－			

第2表　事象の重畳　個別検討結果（1／5）

No.	重畳事象（事象1×事象2）	影響	検討結果
1	凍結（電気的影響）×積雪（電気的影響）	Ⅰ	送電線への付着物の増加により，送電線の相間短絡による外部電源喪失が考えられる。 →各々の事象で外部電源喪失を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
2	凍結（電気的影響）×火山（電気的影響）	Ⅰ	送電線への付着物の増加により，送電線の相間短絡による外部電源喪失が考えられる。 →各々の事象で外部電源喪失を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
3	地震活動（荷重（地震））×積雪（荷重（堆積））	Ⅲ－1	地震による荷重と積雪荷重の同時発生によって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →地震単独で喪失する可能性のある機器として，原子炉建屋及び屋外設備を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。また，積雪については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（除雪）を講じることが可能である。
4	地震活動（荷重（地震））×津波（荷重（衝突））	Ⅱ	地震によって津波防護機能が喪失した後の津波によって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →地震単独で喪失する可能性のある機器として，原子炉建屋及び屋外設備を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
5	地震活動（荷重（地震））×津波（荷重（浸水））	Ⅱ	地震によって浸水防護機能が喪失した後の津波によって，原子炉建屋内への浸水及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →津波単独での影響評価として，原子炉建屋内への浸水を想定しており，事象の重畳によって浸水高さに変化がないことから，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
6	地震活動（荷重（地震））×津波（閉塞（海水系））	Ⅲ－1	地震による取水口周辺の構造物の損傷と津波による漂流物の同時発生により，取水機能の喪失が考えられる。 →地震単独で喪失する可能性のある機器として，海水ポンプを想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
7	地震活動（荷重（地震））×竜巻（荷重（風））	Ⅰ	地震による荷重と竜巻の風荷重の同時発生によって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →地震単独で喪失する可能性のある機器として，原子炉建屋及び屋外設備を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
8	地震活動（荷重（地震））×竜巻（荷重（飛来物））	Ⅰ	地震による荷重と竜巻による飛来物の同時発生によって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →地震単独で喪失する可能性のある機器として，原子炉建屋及び屋外設備を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。また，竜巻については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（飛散防止措置等）を講じることが可能である。
9	地震活動（荷重（地震）×落雷（電気的影響（直撃雷））	Ⅱ	地震によって避雷設備が損傷した後の落雷によって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →地震単独で喪失する可能性のある機器として，原子炉建屋及び屋外設備を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。また，落雷については，主排気筒が避雷導体となることによって，落雷電流を地中の接地網へ導く機能は確保される。
10	積雪（荷重（堆積））×地震（荷重（地震））	Ⅲ－1	積雪荷重と地震による荷重の同時発生によって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →地震単独で喪失する可能性のある機器として，原子炉建屋及び屋外設備を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。また，積雪については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（除雪）を講じることが可能である。
11	積雪（荷重（堆積））×津波（荷重（衝突））	Ⅲ－1	積雪荷重と津波波力の同時発生によって，建屋内浸水及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →津波単独で喪失する可能性のある機器として，建屋内浸水及び屋外設備等の損傷を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。また，積雪については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（除雪）を講じることが可能である。
12	積雪（荷重（堆積））×火山の影響（荷重（堆積））	Ⅰ	積雪荷重と降下火砕物堆積荷重の同時発生によって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →積雪及び降下火砕物については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（除雪，降下火砕物の除去）を講じることが可能であり，重畳を想定したとしても大規模損壊には至らない。

第2表　事象の重畳　個別検討結果（2／5）

No.	重畳事象（事象1×事象2）	影響	検討結果
13	積雪（電気的影響）×凍結（電気的影響）	Ⅰ	送電線への付着物の増加により，送電線の相間短絡による外部電源喪失が考えられる。 →各々の事象で外部電源喪失を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
14	積雪（電気的影響）×火山の影響（電気的影響）	Ⅰ	送電線への付着物の増加により，送電線の相間短絡による外部電源喪失が考えられる。 →各々の事象で外部電源喪失を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
15	積雪（閉塞（吸気等））×火山の影響（閉塞（吸気等））	Ⅰ	雪と降下火砕物の同時発生によって，吸気口閉塞による非常用ディーゼル発電機等の機能喪失等が考えられる。 →積雪及び降下火砕物については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（フィルタ交換作業）を講じることが可能であり，重畳を想定したとしても大規模損壊には至らない。
16	積雪（閉塞（吸気等））×竜巻（荷重（風））	Ⅲ－１	雪と竜巻の同時発生によって，吸気口閉塞による非常用ディーゼル発電機等の機能喪失等が考えられる。 →竜巻単独で喪失する可能性のある機器として，交流電源設備の損傷を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。また，積雪については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（除雪）を講じることが可能である。
17	積雪（閉塞（吸気等））×森林火災（閉塞（吸気等））	Ⅰ	雪と森林火災の同時発生によって，吸気口閉塞の可能性が高まり非常用ディーゼル発電機等の機能喪失等が考えられる。 →積雪については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（フィルタ交換作業）を講じることが可能であり，重畳を想定したとしても大規模損壊には至らない。
18	津波（荷重（衝突））×地震活動（荷重（地震））	Ⅰ	津波波力と余震による荷重との同時発生によって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →地震の想定において，原子炉建屋及び屋外設備の損傷を想定しており，新たに想定すべきシナリオを発生しない。
19	津波（荷重（衝突））×積雪（荷重（堆積））	Ⅲ－１	積雪荷重と津波波力の同時発生によって，建屋内浸水び屋外設備等の損傷が考えられる。 →津波単独で喪失する可能性のある機器として，建屋内浸水及び屋外設備等の損傷を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。また，積雪については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（除雪）を講じることが可能である。
20	津波（荷重（衝突））×竜巻（荷重（風））	Ⅰ	津波波力と竜巻の風荷重の同時発生によって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →地震単独で喪失する可能性のある機器として，原子炉建屋及び屋外設備を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。また，竜巻については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（飛散防止措置等）を講じることが可能である。
21	津波（荷重（衝突））×竜巻（荷重（飛来物））	Ⅰ	津波波力と竜巻による飛来物の同時発生によって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →地震単独で喪失する可能性のある機器として，原子炉建屋及び屋外設備を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。また，竜巻については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（飛散防止措置等）を講じることが可能である。
22	津波（荷重（衝突））×落雷（電気的影響（直撃雷））	Ⅱ	落雷によって浸水防護機能が喪失した後の津波によって，原子炉建屋内への浸水及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →津波単独での影響評価として，原子炉建屋内への浸水を想定しており，事象の重畳によって浸水高さに変化がないことから，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
23	津波（浸水）×地震（荷重（地震））	Ⅱ	地震によって浸水防護機能が喪失した後の津波によって，原子炉建屋内への浸水及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →津波単独での影響評価として，原子炉建屋内への浸水を想定しており，事象の重畳によって浸水高さに変化がないことから，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
24	津波（閉塞（海水系））×地震（荷重（地震））	Ⅲ－１	地震による取水口周辺の構造物の損傷と津波による漂流物の同時発生により，取水機能の喪失が考えられる。 →地震単独で喪失する可能性のある機器として，海水ポンプを想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。

第2表　事象の重畳　個別検討結果（3／5）

No.	重畳事象（事象 1×事象 2）	影響	検討結果
25	津波（閉塞（海水系））×生物学的事象（閉塞（海水系））	Ⅰ	クラゲ等の海生生物と津波による漂流物の同時発生によって，取水機能の喪失が考えられる。 →津波単独で喪失する可能性のある機器として，海水ポンプを想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
26	火山の影響（荷重（堆積））×地震（荷重（地震））	Ⅰ	降下火砕物堆積荷重と地震による荷重の同時発生によって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →地震の想定において，原子炉建屋及び屋外設備の損傷を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。また，降下火砕物については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（降下火砕物の除去）を講じることが可能である。
27	火山の影響（荷重（堆積））×積雪（荷重（堆積））	Ⅰ	降下火砕物堆積荷重と積雪荷重の同時発生によって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →降下火砕物及び積雪については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（除雪，降下火砕物の除去）を講じることが可能であり，重畳を想定したとしても大規模損壊には至らない。
28	火山の影響（閉塞（吸気等））×積雪（閉塞（吸気等））	Ⅰ	降下火砕物と雪の同時発生によって，吸気口閉塞による非常用ディーゼル発電機等の機能喪失等が考えられる。 →降下火砕物及び積雪については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（フィルタ交換作業）を講じることが可能であり，重畳を想定したとしても大規模損壊には至らない。
29	火山の影響（閉塞（吸気系））×竜巻（荷重（風））	Ⅲ－１	降下火砕物と竜巻の同時発生によって，吸気口閉塞による非常用ディーゼル発電機等の機能喪失等が考えられる。 →竜巻単独で喪失する可能性のある機器として，交流電源設備の損傷を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。また，降下火砕物については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（降下火砕物の除去）を講じることが可能である。
30	火山の影響（閉塞（吸気系））×森林火災（閉塞（吸気系））	Ⅰ	降下火砕物と森林火災の同時発生によって，吸気口閉塞の可能性が高まり非常用ディーゼル発電機等の機能喪失等が考えられる。 →降下火砕物については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（フィルタ交換作業）を講じることが可能であり，重畳を想定したとしても大規模損壊には至らない。
31	火山の影響（閉塞（海水系））×津波（閉塞（海水系））	Ⅰ	降下火砕物と津波による漂流物の同時発生によって，取水機能の喪失が考えられる。 →津波単独で喪失する可能性のある機器として，海水ポンプを想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
32	火山の影響（閉塞（海水系））×生物学的事象（閉塞（海水系））	Ⅰ	降下火砕物とクラゲ等の海生生物の同時発生によって，ストレーナ閉塞による取水機能の喪失が考えられる。 →地震等の単独で喪失する可能性のある機器として，海水ポンプを想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
33	火山の影響（電気的影響）×凍結（電気的影響）	Ⅰ	送電線への付着物の増加により，送電線の相間短絡による外部電源喪失が考えられる。 →各々の事象で外部電源喪失を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
34	火山の影響（電気的影響）×積雪（電気的影響）	Ⅰ	送電線への付着物の増加により，送電線の相間短絡による外部電源喪失が考えられる。 →各々の事象で外部電源喪失を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
35	生物学的事象（閉塞（海水系））×地震（地震（荷重））	Ⅱ	クラゲ等の海生生物と地震による除塵装置の機能喪失の同時発生によって，取水機能の喪失が考えられる。 →地震単独で喪失する可能性のある機器として，海水ポンプを想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
36	生物学的事象（閉塞（海水系））×津波（閉塞（海水系））	Ⅰ	クラゲ等の海生生物と津波による漂流物の同時発生によって，取水機能の喪失が考えられる。 →津波単独で喪失する可能性のある機器として，海水ポンプを想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。

第2表　事象の重畳　個別検討結果（4／5）

No.	重畳事象（事象1×事象2）	影響	検討結果
37	生物学的事象（閉塞（海水系））×火山の影響（閉塞（海水系））	Ⅰ	クラゲ等の海生生物と降下火砕物との同時発生によって，ストレーナ閉塞による取水機能の喪失が考えられる。 →地震等の単独で喪失する可能性のある機器として，海水ポンプを想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
38	生物学的事象（閉塞（海水系））×竜巻（荷重（飛来物））	Ⅰ	クラゲ等の海生生物と飛来物による除塵装置の機能喪失の同時発生によって，取水機能の喪失が考えられる。 →竜巻単独で喪失する可能性のある機器として，海水ポンプを想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
39	竜巻（荷重（風））×地震活動（荷重（地震））	Ⅰ	竜巻の風荷重と地震による荷重の同時発生によって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →地震単独で喪失する可能性のある機器として，原子炉建屋及び屋外設備を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
40	竜巻（荷重（風））×津波（荷重（衝突））	Ⅰ	竜巻の風荷重と津波波力の同時発生によって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →地震単独で喪失する可能性のある機器として，原子炉建屋及び屋外設備を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。また，竜巻については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（飛散防止措置等）を講じることが可能である。
41	竜巻（荷重（風））×津波（浸水）	Ⅱ	竜巻の風荷重によって浸水防護機能が喪失した後の津波によって，原子炉建屋内への浸水及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →津波単独での影響評価として，原子炉建屋内への浸水を想定しており，事象の重畳によって浸水高さに変化がないことから，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
42	竜巻（荷重（風））×森林火災（温度）	Ⅲ－１	竜巻の影響により，森林火災の輻射熱の影響が大きくなることによって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →竜巻の継続時間は短く風向は一定でないことから輻射熱の影響は限定的であり，重畳を想定したとしても大規模損壊には至らない。
43	竜巻（荷重（風））×森林火災（閉塞（吸気等））	Ⅲ－１	森林火災と竜巻の同時発生によって，吸気口閉塞による非常用ディーゼル発電機等の機能喪失等が考えられる。 →竜巻単独で喪失する可能性のある機器として，交流電源設備の損傷を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。また，森林火災については，予防散水を実施することで，影響が緩和可能である。
44	竜巻（荷重（風））×落雷（電気的影響（直撃雷））	Ⅱ	竜巻によって避雷設備が損傷した後の落雷によって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →地震単独で喪失する可能性のある機器として，原子炉建屋及び屋外設備を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。また，落雷については，主排気筒が避雷導体となることによって，落雷電流を地中の接地網へ導く機能は確保される。
45	竜巻（荷重（飛来物））×地震活動（荷重（地震））	Ⅰ	竜巻による飛来物と地震による荷重の同時発生によって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →地震単独で喪失する可能性のある機器として，原子炉建屋及び屋外設備を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。また，竜巻については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（飛散防止措置等）を講じることが可能である。
46	竜巻（荷重（飛来物））×津波（荷重（衝突））	Ⅰ	竜巻による飛来物と津波波力の同時発生によって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →地震単独で喪失する可能性のある機器として，原子炉建屋及び屋外設備を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。また，竜巻については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（飛散防止措置等）を講じることが可能である。
47	竜巻（荷重（飛来物））×津波（浸水））	Ⅱ	竜巻による飛来物によって浸水防護機能が喪失した後の津波によって，原子炉建屋内への浸水及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →津波単独での影響評価として，原子炉建屋内への浸水を想定しており，事象の重畳によって浸水高さに変化がないことから，新たに想定すべきシナリオは発生しない。また，竜巻については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（飛散防止措置等）を講じることが可能である。
48	竜巻（荷重（飛来物））×落雷（電気的影響（直撃雷））	Ⅱ	竜巻によって避雷設備が損傷した後の落雷によって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →地震単独で喪失する可能性のある機器として，原子炉建屋及び屋外設備を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。また，落雷については，主排気筒が避雷導体となることによって，落雷電流を地中の接地網へ導く機能は確保される。

第2表　事象の重畳　個別検討結果（5／5）

No.	重畳事象（事象1×事象2）	影響	検討結果
49	森林火災（温度）×竜巻（荷重（風））	Ⅲ－1	竜巻の影響により，森林火災の輻射熱の影響が大きくなることによって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →竜巻の継続時間は短く風向は一定でないことから輻射熱の影響は限定的であり，重畳を想定したとしても大規模損壊には至らない。
50	森林火災（閉塞（吸気等））×積雪（閉塞（吸気等））	Ⅰ	森林火災と雪の同時発生によって，吸気口閉塞の可能性が高まり非常用ディーゼル発電機等の機能喪失等が考えられる。 →積雪については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（フィルタ交換作業）を講じることが可能であり，重畳を想定したとしても大規模損壊には至らない。
51	森林火災（閉塞（吸気等））×火山の影響（閉塞（吸気等））	Ⅰ	森林火災と降下火砕物の同時発生によって，吸気口閉塞の可能性が高まり非常用ディーゼル発電機等の機能喪失等が考えられる。 →降下火砕物については，事前の予測が可能であり，あらかじめ体制を強化して安全対策（フィルタ交換作業）を講じることが可能であり，重畳を想定したとしても大規模損壊には至らない。
52	森林火災（閉塞（吸気系））×竜巻（荷重（風））	Ⅲ－1	森林火災と竜巻の同時発生によって，吸気口閉塞による非常用ディーゼル発電機等の機能喪失等が考えられる。 →竜巻単独で喪失する可能性のある機器として，交流電源設備の損傷を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。また，森林火災については，予防散水を実施することで，影響が緩和可能である。
53	落雷（電気的影響（直撃雷））×地震活動（荷重（地震））	Ⅱ	落雷と地震による荷重の同時発生によって，原子炉建屋及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →地震単独で喪失する可能性のある機器として，原子炉建屋及び屋外設備を想定しており，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
54	落雷（電気的影響（直撃雷））×津波（荷重（衝突））	Ⅱ	落雷によって浸水防護機能が喪失した後の津波によって，原子炉建屋内への浸水及び屋外設備等の損傷が考えられる。 →津波単独での影響評価として，原子炉建屋内への浸水を想定しており，事象の重畳によって浸水高さに変化がないことから，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
55	落雷（電気的影響（直撃雷））×竜巻（荷重（風））	Ⅱ	落雷によって竜巻防護機能が喪失した後の竜巻によって，屋外設備等の損傷が考えられる。 →竜巻単独での影響評価として，原子炉建屋内への浸水を想定しており，事象の重畳によって浸水高さに変化がないことから，新たに想定すべきシナリオは発生しない。
56	落雷（電気的影響（直撃雷））×竜巻（荷重（飛来物））	Ⅱ	落雷によって竜巻防護機能が喪失した後の竜巻によって，屋外設備等の損傷が考えられる。 →竜巻単独での影響評価として，原子炉建屋内への浸水を想定しており，事象の重畳によって浸水高さに変化がないことから，新たに想定すべきシナリオは発生しない。

ＰＲＡで選定しなかった事故シーケンス等への対応について

レベル１ＰＲＡより抽出された事故シーケンスのうち，有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンスは以下のとおりである。

ａ．原子炉建屋損傷

ｂ．原子炉格納容器損傷

ｃ．原子炉圧力容器損傷

ｄ．原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失
（Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ）

ｅ．計装・制御系喪失

ｆ．格納容器バイパス

ｇ．防潮堤損傷

ｈ．大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗

ｉ．直流電源喪失＋原子炉停止失敗

ｊ．交流電源喪失＋原子炉停止失敗

以上の事故シーケンスのうち，ａ．～ｇ．の事故シーケンスについては，外部事象による建屋･原子炉格納容器等の大規模な損傷を想定していることから，原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない場合も想定されるシーケンスであるが，これらの全炉心損傷頻度への寄与割合は1%未満と小さく，有意な頻度ではない。

また，これらの事象はプラントに及ぼす影響について大きな幅を有しており，影響が限定されるような小規模な事故の場合には，使用可能な炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用して，事故進展の緩和を図ることが可

能である。万一，建屋全体が崩壊し，内部の安全系機器・配管の全てが機能喪失するような深刻な事故に至った場合でも，可搬型のポンプ・電源，放水砲等を駆使した対応により，臨機応変に影響緩和を試みることが可能であると考えられる。

ｈ．の事故シーケンスについては，ＬＯＣＡの破断面積が一定の大きさを超える場合，国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても炉心損傷防止対策を講じることは困難であるが，原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスである。ｉ．～ｊ．の事故シーケンスについては，地震による直流電源又は交流電源の喪失と炉内構造物等の損傷による原子炉スクラムの失敗が重畳することにより炉心損傷に至る事故シーケンスであるが，地震によりスクラム信号が発信した場合は，現実的には炉内構造物等が損傷に至るおそれのある最大加速度による荷重を受けるより前に制御棒挿入が完了するものと考えられる。なお，万一，地震による炉内構造物等の損傷により制御棒挿入が失敗し，更に直流電源喪失又は交流電源喪失が重畳した場合は，可搬型のポンプ・電源，放水砲等を駆使した対応により，臨機応変に影響緩和を試みることが可能であると考えられる。

また，内部事象レベル１．５ＰＲＡにより炉心損傷後に格納容器バイパスに至るものとして，以下の格納容器破損モードを抽出している。

ｋ．格納容器隔離失敗

本事象が発生した場合，大量の放射性物質の放出に至る可能性があるが，全格納容器破損頻度への寄与割合は0.1％未満と小さく，有意な頻度ではない。

また，本事象については，事象進展に伴う物理的な現象に由来するものではなく，炉心損傷時点で原子炉格納容器が隔離機能を喪失している事象であることから，炉心損傷防止対策が有効である。

万一，本事象に至った場合においても，可搬型のポンプ・電源，放水砲等を駆使した対応により，臨機応変に影響緩和を試みることが可能であると考えられる。以上の事故シーケンス等への対応手順を第1表及び第2表に示す。

第１表　各事故シーケンスの対応の扱い（1／3）

事故シーケンスグループ	事象の想定	ＣＤＦ（／炉年）	対応手順
ａ．原子炉建屋損傷	原子炉建屋が損傷することで，建屋内の原子炉格納容器，原子炉圧力容器等の構造物及び機器が広範囲にわたり損傷し，原子炉注水を行った場合においても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンスである。 大規模な損傷の場合，建屋損傷時に，緩和できない大規模なＬＯＣＡ（Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ）が発生すると同時に，建屋内の原子炉注水系配管が構造損傷して原子炉注水機能も喪失するため，炉心損傷に至る。建屋損傷の二次的被害により，原子炉格納容器や原子炉格納容器の貫通配管が損傷しており，閉じ込め機能にも期待することはできない。	1.5E－7	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
ｂ．原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器が損傷することで，原子炉格納容器内の原子炉圧力容器等の構造物及び機器が広範囲にわたり損傷し，原子炉注水を行った場合においても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンスである。 大規模な損傷の場合，原子炉格納容器内の配管及びＥＣＣＳ注入配管が同時に構造損傷して，大規模なＬＯＣＡ（Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ）が発生すると同時に，原子炉注水機能も喪失するため，炉心損傷に至る。なお，この場合，原子炉格納容器が損傷しており，閉じ込め機能にも期待することはできない。	4.1E－9	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
ｃ．原子炉圧力容器損傷	原子炉圧力容器の支持機能喪失により，原子炉圧力容器に接続されている原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の損傷や，原子炉冷却材の流路閉塞が発生することにより，原子炉注水を行った場合においても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンスである。 大規模な損傷の場合，原子炉圧力容器の損傷により，原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の全周破断による原子炉注水機能の喪失や，炉内構造物の大規模破損による冷却材流路の閉塞により，炉心の除熱が困難となり炉心損傷に至る。	2.2E－7	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

第１表　各事故シーケンスの対応の扱い（2／3）

事故シーケンス グループ	事象の想定	ＣＤＦ （／炉年）	対応手順
ｄ．原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ）	原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失については，地震によるスクラム後，逃がし安全弁の開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が損傷に至ることを想定した事故シーケンスである。いずれの場合も原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や影響緩和系による事象収束可能性の評価が困難なため，保守的にＥｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ相当とし，炉心損傷に至る事故シーケンスとして整理している。	3.0E－10	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
ｅ．計装・制御系喪失	地震により計装・制御系が損傷した場合，プラントの監視及び制御ができなくなる可能性があること，発生時のプラント挙動に対する影響が現在の知見では明確でないことから，保守的に直接炉心損傷に至ることを想定した事故シーケンスである。	3.7E－10	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
ｆ．格納容器バイパス	格納容器バイパス事象は，常時開などの隔離弁に接続している配管が原子炉格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで，原子炉冷却材が流出する事象である。高温・高圧の原子炉冷却材が隔離不能な状態で原子炉格納容器外（原子炉建屋）へ流出し，原子炉建屋内の広範な影響緩和系に係る機器（電気品，計装品等）が機能喪失し，損傷の規模や影響緩和系による事象収束可能性の評価が困難なため，保守的に直接炉心損傷に至る事故シーケンスとして整理している。	3.2E－8	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
ｇ．防潮堤損傷	津波による防潮堤の損傷により，大規模な敷地内及び原子炉建屋内の浸水が発生することで，敷地内の施設・設備が広範囲にわたり損傷することを想定した事故シーケンスである。	3.3E－7	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

第１表　各事故シーケンスの対応の扱い（3／3）

事故シーケンスグループ	事象の想定	ＣＤＦ（／炉年）	対応手順
ｈ．大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	大破断ＬＯＣＡの発生により原子炉圧力容器から多量の冷却材が失われていく事象であり，極めて短時間のうちに多量の注水を開始しなければ炉心損傷を防止することができない事故シーケンスである。国内外の先進的対策を考慮しても，事象発生から極めて短時間のうちに多量の注水が可能な対策（インターロックの追設等）は確認できなかったことから，炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして整理している。 （格納容器破損防止対策が有効に機能することで，原子炉格納容器機能の維持に期待できる）	1.4E－12	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施することにより，原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能であり，原子炉格納容器破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出の防止を図る。
ｉ．直流電源喪失＋原子炉停止失敗	直流電源又は交流電源の喪失と原子炉スクラムの失敗が重畳することにより，炉心損傷に至る事故シーケンスである。制御棒による原子炉停止に期待できない場合の代替の原子炉停止手段として，ほう酸水注入系を設けているが，直流電源又は交流電源の喪失によってほう酸水注入系が機能喪失に至ることから，炉心損傷に至る事故シーケンスである。	2.6E－8	地震によりスクラム信号が発信した場合は，現実的には構造物・機器が最大加速度による荷重を受けるより前に制御棒挿入が完了するものと考えられるが，仮に地震による炉内構造物の損傷により制御棒挿入が失敗し，更に直流電源喪失又は交流電源喪失が重畳した場合は，大規模損壊発生時の対応に含まれる。
ｊ．交流電源喪失＋原子炉停止失敗		1.4E－8	

第２表　炉心損傷後に格納容器バイパスに至る格納容器破損モードの対応の扱い

格納容器破損モード	事象の想定	ＣＦＦ （／炉年）	対応手順
ｋ．格納容器隔離失敗	炉心が損傷した時点で，原子炉格納容器の隔離に失敗しており，原子炉格納容器の閉じ込め機能を喪失している事象を想定している。 なお，現状の運転管理として施設定期検査時及び原子炉起動前における原子炉格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施しており，格納容器隔離失敗の発生を防止する処置を実施している。また，出力運転中は原子炉格納容器内を窒素置換し管理しているため，仮に原子炉格納容器からの漏えいが存在する場合でも，原子炉格納容器圧力の低下等により速やかに検知できる可能性が高いと考える。	6.1E－10	大規模損壊発生時の対応に含まれる。 ただし，原子炉注水等による炉心損傷防止対策が有効である。

大規模損壊発生時の対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム発生時の対応概要

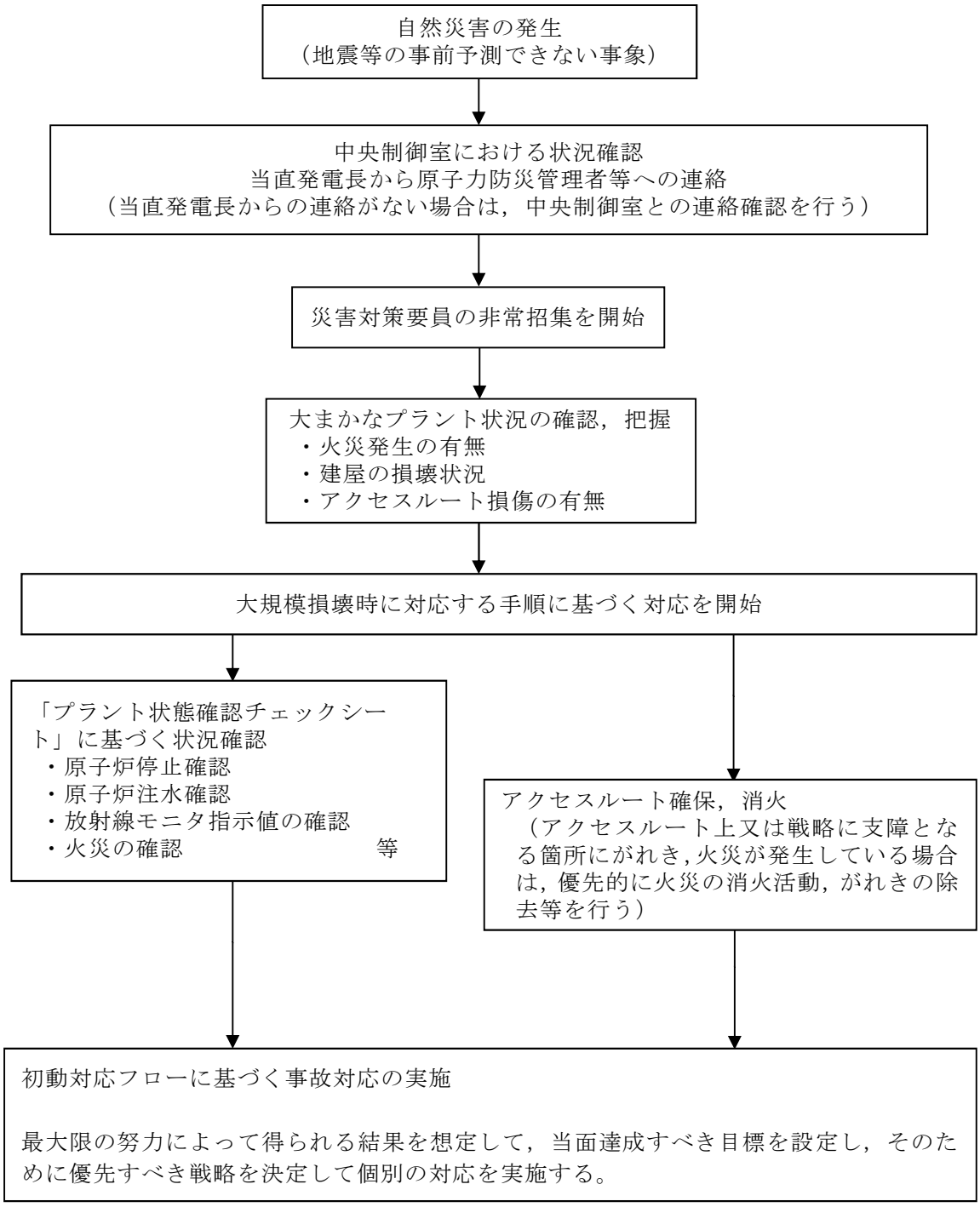
大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時には，プラントの監視及び制御機能の喪失や航空機墜落等による大規模火災等の発生が想定され，このような状況において，初動対応を行う上で最も優先すべきはプラントの状況を把握することである。

このため，事象が発生した場合，災害対策本部は，中央制御室の状況，大まかなプラント状況の確認，把握を可能な範囲で行った後，速やかに「プラント状態確認チェックシート」を用いて，具体的にプラント被災状況，対応可能要員の把握等を行う。

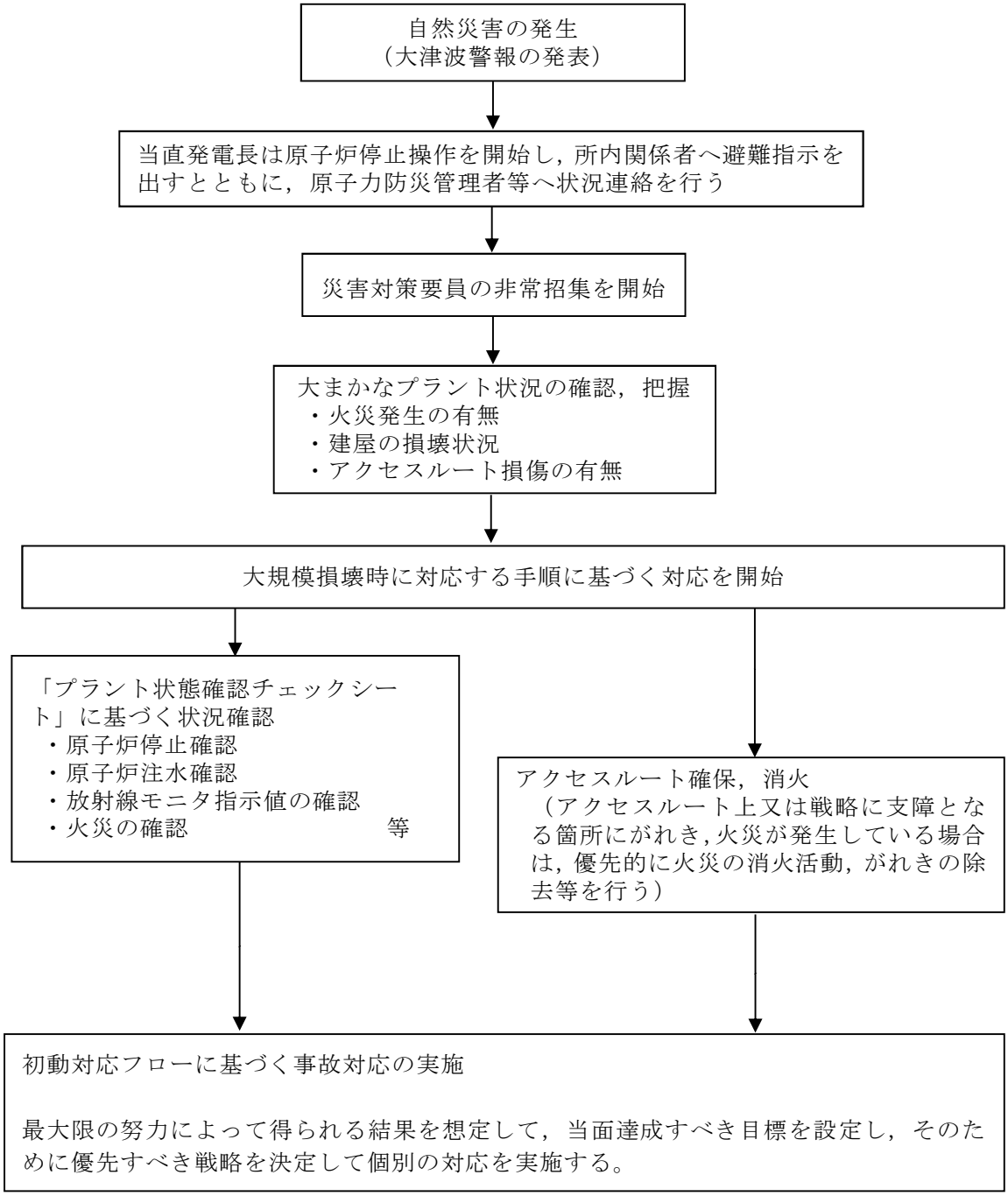
以下に，初期対応の概要，大規模損壊発生時対応フロー，プラント状態確認チェックシートを示す。

1.　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突時の対応概要

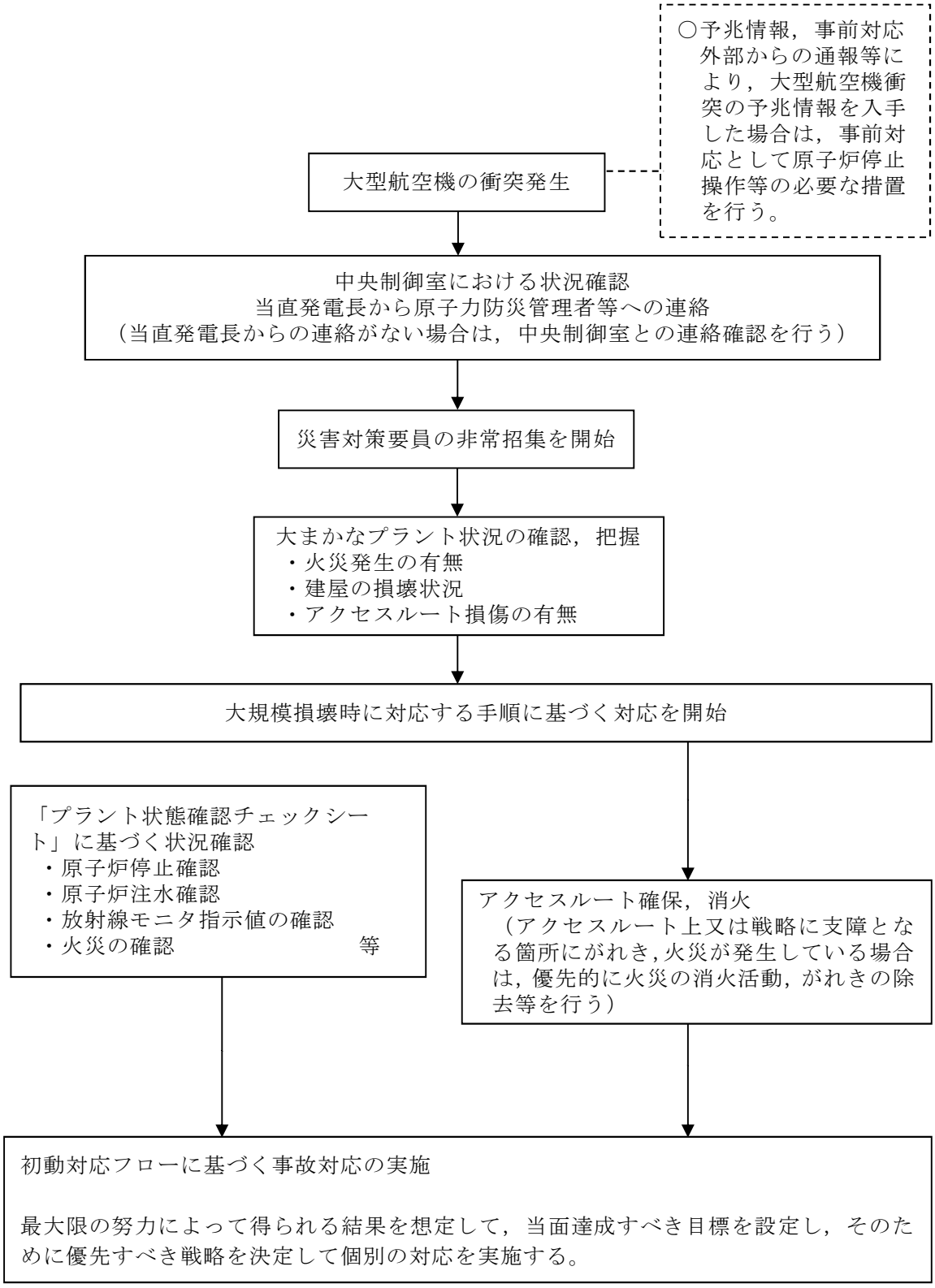
(1)　対応の全体フロー概略（地震等の事前予測ができない事象の場合）



(2)　対応の全体フロー概略（大津波警報の発表（事前予測ができる事象）の場合）

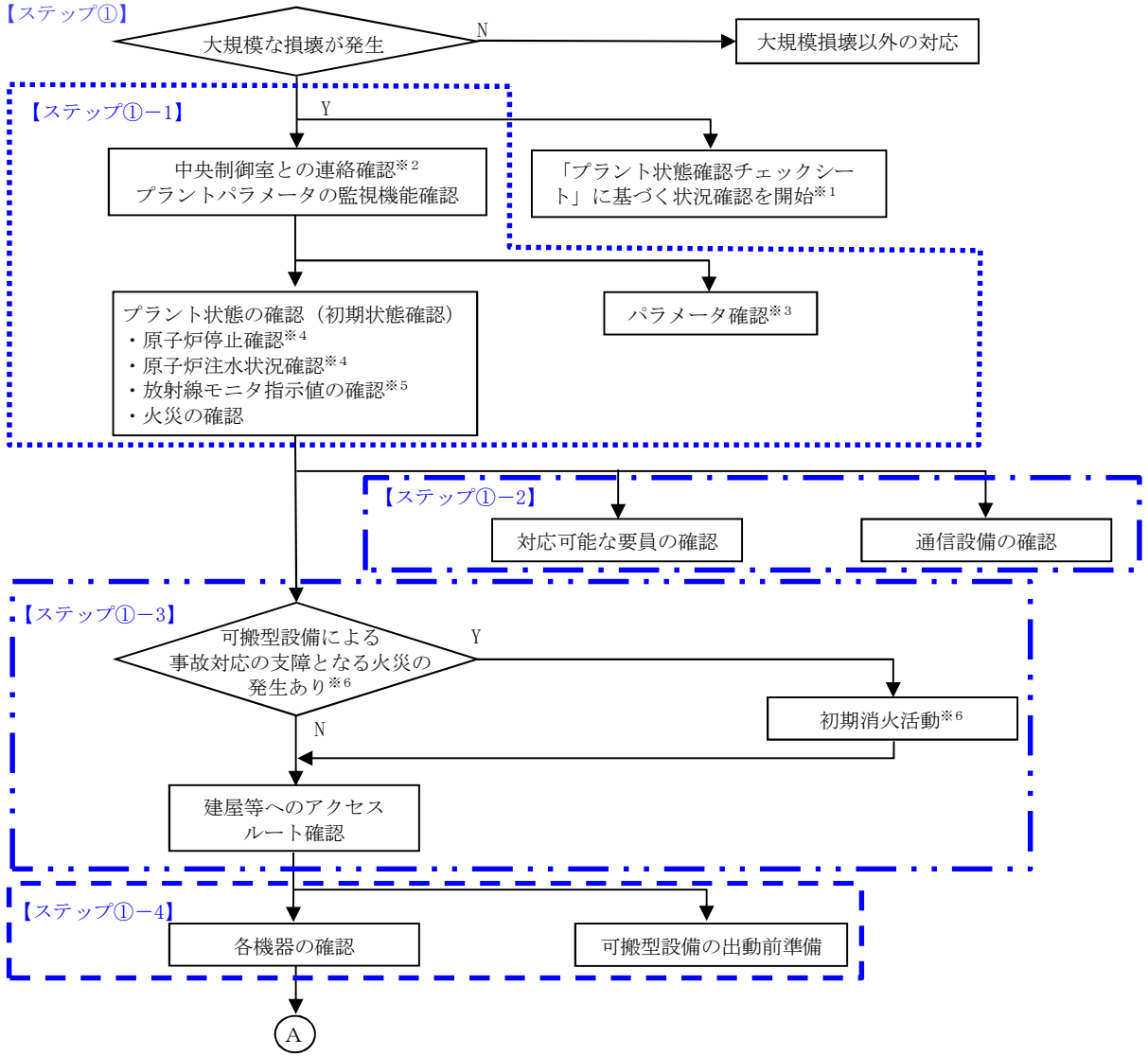


(3)　対応の全体フロー概略（大型航空機の衝突の場合）



(4)　対応の全体フロー概略（テロリズムの発生の場合）

初動対応フロー



【活動原則】
災害対策要員の安全確保を最優先に活動する
－ 状況に適した装備の指示
－ 現場との連絡体制の確立
－ 環境の変化に応じ一時退避指示など緊急連絡の実施

・ 本フローに基づく判断は，原子力防災管理者（夜間・休日の場合は，統括待機当番者（副原子力防災管理者））を含む災害対策本部が行う
・ 「プラント状態確認チェックシート」により被災状況を把握するとともに，判断フローに従った対応操作を試みる

※1 「プラント状態確認チェックシート」はその後適宜更新し，必要に応じ，災害対策本部の情報共有のために使用する
※2 中央制御室と連絡が取れない場合等，当直発電長の指揮下で運転操作の対応ができない場合は，当直（運転員）又は災害対策要員より対応操作の責任者を定め対応に当たらせる
※3 パラメータ監視機能喪失時は，可搬型計測器によるパラメータ確認作業を実施する
パラメータ確認は，原子炉圧力容器内の水位，原子炉圧力容器内の圧力，原子炉格納容器内の圧力，使用済燃料プールの水位を優先的に採取する
※4 原子炉が停止していない場合，原子炉停止操作を速やかに試みる
原子炉への注水がない場合，原子炉注水操作を速やかに試みる
※5 放射線モニタ指示値が確認できない場合，可搬型モニタリング等による放射線量率の測定を実施する
※6 可搬型設備保管場所周辺のアクセスルート上で火災が発生している場合，航空機衝突により原子炉建屋にて大規模な火災が発生している場合は初期消火活動を実施する
「当面達成すべき目標」設定後は，「②消火戦略」に従い，消火活動の優先度を判定し，順次消火活動を実施する

A

D

【ステップ②】

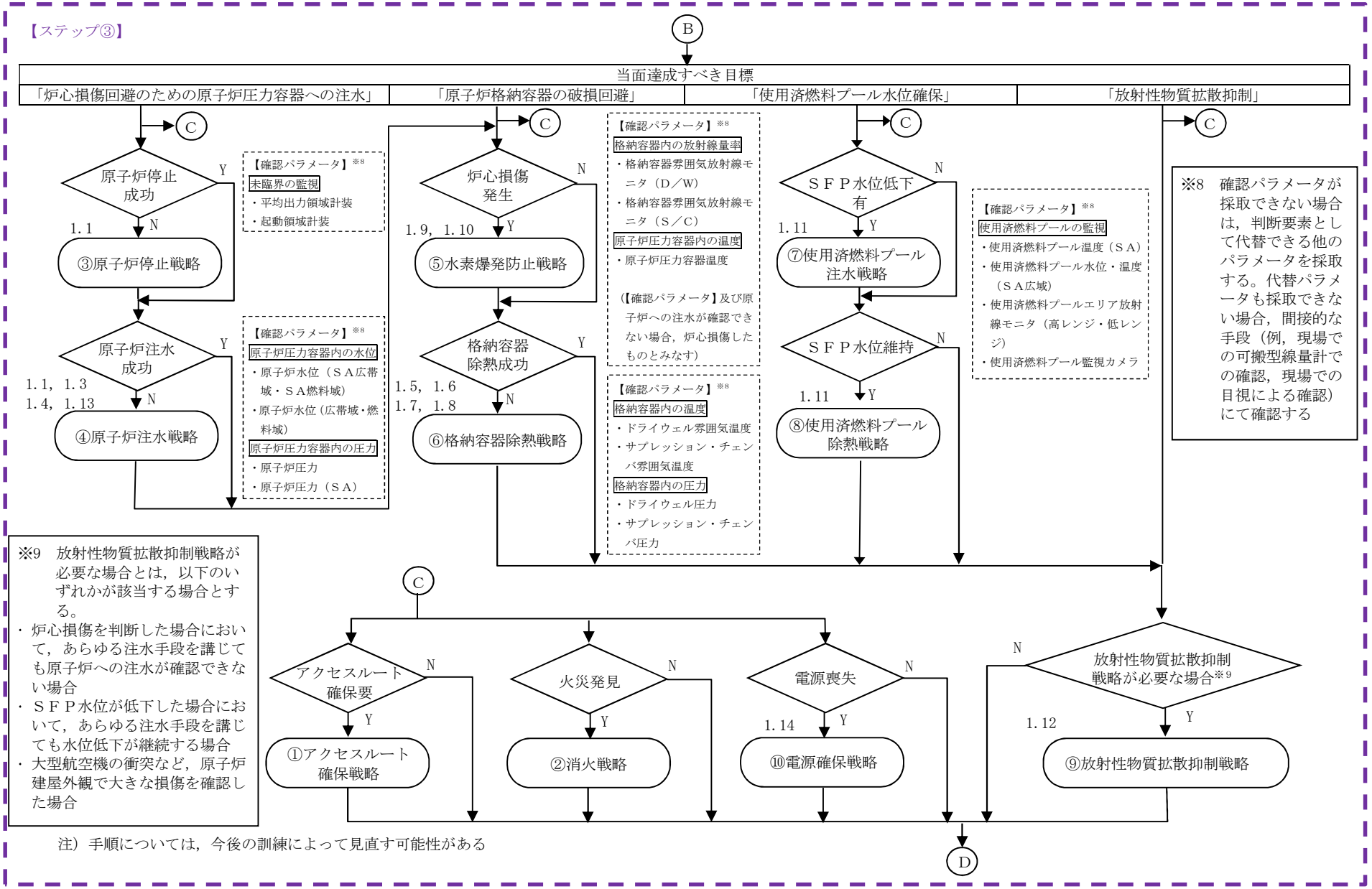
災害対策本部は，プラント状態確認チェックシートによる確認及びパラメータ確認によりプラント状況を把握し，環境への影響を最小限に抑えるための当面達成すべき目標を設定して優先すべき戦略を決定する。複数の目標を設定する場合は，それぞれの目標における時間余裕と対応措置実施までの所要時間及び対応可能要員数より，優先すべき目標を選定する。

表　当面達成すべき目標設定の考え方

当面達成すべき目標	プラント状況		
	プラント監視機能健全時（【 】：確認パラメータ）		プラント監視機能喪失時（外観から確認等）
「炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水」	原子炉圧力容器破損前に速やかな原子炉注水の見通しあり※7	【原子炉圧力容器内の水位】 【原子炉圧力容器内の圧力】	原子炉建屋が健全（外観）であり，周辺の線量率が正常 ・「炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水」を優先し，速やかな原子炉注水が困難な場合は「原子炉格納容器破損の回避」を目標とする※7
「原子炉格納容器の破損回避」	原子炉圧力容器が破損するまでの速やかな原子炉注水の実施が困難※7	【原子炉圧力容器内の水位】 【原子炉圧力容器内の圧力】	
「使用済燃料プール水位確保」	使用済燃料プール水位低下又は使用済燃料プール冷却機能喪失	【使用済燃料プールの水位】	原子炉建屋が健全（外観）であり，周辺の線量率が正常であるが，使用済燃料プール内燃料体の冷却状態の維持が確認できていない
「放射性物質拡散抑制」	炉心損傷かつ原子炉格納容器損傷	【原子炉圧力容器内の水位】 【原子炉格納容器内の放射線量率】 【原子炉格納容器内の圧力】	原子炉格納容器や使用済燃料プールへの影響が懸念されるほどの原子炉建屋が損傷（外観）又は周辺の線量率が上昇

B

※7　炉心損傷や原子炉圧力容器破損等に至るまでの時間については，事故進展解析結果等も参考とするプラントの被災状況等により，原子炉注水が速やかに実施できないおそれがある場合には，安全側に判断し，「原子炉格納容器の破損回避」も当面達成すべき目標として設定する


【ステップ③】
B
当面達成すべき目標
「炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水」
「原子炉格納容器の破損回避」
「使用済燃料プール水位確保」
「放射性物質拡散抑制」
C
原子炉停止成功
Y
N
1.1
③原子炉停止戦略
【確認パラメータ】※8
未臨界の監視
・平均出力領域計装
・起動領域計装
原子炉注水成功
1.1，1.3
1.4，1.13
④原子炉注水戦略
【確認パラメータ】※8
原子炉圧力容器内の水位
・原子炉水位（ＳＡ広帯域・ＳＡ燃料域）
・原子炉水位（広帯域・燃料域）
原子炉圧力容器内の圧力
・原子炉圧力
・原子炉圧力（ＳＡ）
炉心損傷発生
1.9，1.10
⑤水素爆発防止戦略
格納容器除熱成功
1.5，1.6
1.7，1.8
⑥格納容器除熱戦略
【確認パラメータ】※8
格納容器内の放射線量率
・格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）
・格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）
原子炉圧力容器内の温度
・原子炉圧力容器温度
（【確認パラメータ】及び原子炉への注水が確認できない場合，炉心損傷したものとみなす）
【確認パラメータ】※8
格納容器内の温度
・ドライウェル雰囲気温度
・サプレッション・チェンバ雰囲気温度
格納容器内の圧力
・ドライウェル圧力
・サプレッション・チェンバ圧力
ＳＦＰ水位低下有
1.11
⑦使用済燃料プール注水戦略
ＳＦＰ水位維持
1.11
⑧使用済燃料プール除熱戦略
【確認パラメータ】※8
使用済燃料プールの監視
・使用済燃料プール温度（ＳＡ）
・使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）
・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
・使用済燃料プール監視カメラ
※8　確認パラメータが採取できない場合は，判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。代替パラメータも採取できない場合，間接的な手段（例，現場での可搬型線量計での確認，現場での目視による確認）にて確認する
※9　放射性物質拡散抑制戦略が必要な場合とは，以下のいずれかが該当する場合とする。
・炉心損傷を判断した場合において，あらゆる注水手段を講じても原子炉への注水が確認できない場合
・ＳＦＰ水位が低下した場合において，あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合
・大型航空機の衝突など，原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合
アクセスルート確保要
①アクセスルート確保戦略
火災発見
②消火戦略
電源喪失
1.14
⑩電源確保戦略
放射性物質拡散抑制戦略が必要な場合※9
1.12
⑨放射性物質拡散抑制戦略
D
注）手順については，今後の訓練によって見直す可能性がある

第1表　プラント状態チェックシート（1／10）

【注意事項】
1. チェックシートには，災害対策本部長代理又は統括待機当番者の指示に基づき確認した情報又は各作業班の担当者が必要に応じ確認した情報を記載する。
2. 確認結果は，情報班に報告する。
3. 情報班は，報告された確認結果を取りまとめ，本部内に情報共有する。
4. 確認項目1.項～3.項の確認を最優先に実施し，その後その他の確認項目の確認を行う。
5. 建屋の損壊状況，周辺線量等，周囲の状況に十分注意しながらチェックし，チェック困難な場合には「不明」とする。
6. 動作可能及び使用可能は，外観，警報等で判断する。
7. プラント状態の確認は，複数名で実施する。

【ステップ①－1】

1.　中央制御室との連絡及びパラメータの確認

確認者＿＿＿＿＿＿＿＿　確認日時　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
1－1	中央制御室と連絡	連絡可能・連絡不可	
1－2	中央制御室でのパラメータ確認	確認可能・確認不可	
1－3	緊急時対策所でのパラメータ確認	確認可能・確認不可	

2.　原子炉停止，原子炉注水及びモニタ指示確認

確認者＿＿＿＿＿＿＿＿　確認日時　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
2－1	原子炉停止	成功・失敗・不明 （確認日時　　／　　：　　）	
2－2	原子炉注水	成功・失敗・不明	
2－3	エリアモニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	
2－4	屋外モニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	

3.　火災の確認

確認者＿＿＿＿＿＿＿＿　確認日時　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
3－1	航空機燃料等による火災	火災あり・火災なし・不明	
3－2	可搬型設備保管場所，接続口及び接続口までのアクセスルートに影響を与える火災	火災あり・火災なし・不明	
3－3	上記以外の火災	火災あり・火災なし・不明	

第1表　プラント状態チェックシート（2／10）

【ステップ①－2】

4.　対応可能な要員の確認

確認者　　確認日時　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目※	要員数	備考
4－1	原子力防災管理者（0名）	名	
4－2	副原子力防災管理者（1名）	名	
4－3	対応可能な当直（運転員）数（7名）	名	
4－4	対応可能な災害対策要員数 （自衛消防隊を除く）（20名）	名	
4－5	対応可能な災害対策要員数 （自衛消防隊）（11名）	名	

※　カッコ内は夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）において必要な要員として発電所内に確保している人数

5.　通信設備の確認

確認者　　確認日時　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
5－1	ＴＶ会議システム （原子力防災ネットワーク）	使用可能・使用不可・不明	
5－2	ＴＶ会議システム（社内）	使用可能・使用不可・不明	
5－3	一斉通報装置	使用可能・使用不可・不明	
5－4	加入電話	使用可能・使用不可・不明	
5－5	ＩＰ電話（有線系）	使用可能・使用不可・不明	
5－6	ＩＰ電話（衛星系）	使用可能・使用不可・不明	
5－7	保安電話（固定型）	使用可能・使用不可・不明	
5－8	保安電話（携帯型）	使用可能・使用不可・不明	
5－9	衛星電話（固定型）	使用可能・使用不可・不明	
5－10	衛星電話（携帯型）	使用可能・使用不可・不明	
5－11	無線連絡設備（固定型）	使用可能・使用不可・不明	
5－12	無線連絡設備（携帯型）	使用可能・使用不可・不明	
5－13	携行型有線通話装置	使用可能・使用不可・不明	
5－14	ＩＰ－ＦＡＸ	使用可能・使用不可・不明	
5－15	送受話器（ページング）	使用可能・使用不可・不明	
5－16	ＳＰＤＳ	使用可能・使用不可・不明	
5－17	社内ＬＡＮ	使用可能・使用不可・不明	
5－18	ＦＡＸ	使用可能・使用不可・不明	

【ステップ①－3】

6.　建屋等へのアクセス性確認

確認者＿＿＿＿＿＿＿＿　確認日時　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目※	状態	備考
6－1	中央制御室へのアクセス	可能・不可・不明	
6－2	原子炉建屋へのアクセス	可能・不可・不明	
6－3	タービン建屋へのアクセス	可能・不可・不明	
6－4	サービス建屋へのアクセス	可能・不可・不明	
6－5	復水貯蔵タンク外部接続口	可能・不可・不明	
6－6	代替淡水貯槽	可能・不可・不明	
6－7	西側淡水貯水設備	可能・不可・不明	
6－8	原子炉建屋東側接続口	可能・不可・不明	
6－9	原子炉建屋西側接続口	可能・不可・不明	
6－10	高所東側接続口	可能・不可・不明	
6－11	高所西側接続口	可能・不可・不明	

※　建屋又は接続口の損壊状態を含め，事故対応への支障の有無の観点から確認する。

7.　施設損壊状態確認

確認者＿＿＿＿＿＿＿＿　確認日時　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
7－1	原子炉建屋	損傷あり・損傷なし・不明	
7－2	タービン建屋	損傷あり・損傷なし・不明	
7－3	サービス建屋	損傷あり・損傷なし・不明	
7－4	使用済燃料乾式貯蔵建屋	損傷あり・損傷なし・不明	

第1表　プラント状態チェックシート（4／10）

【ステップ①－4】

8.　電源系統の確認

確認者＿＿＿＿＿＿＿＿　確認日時　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
8－1	外部電源	受電中・停電中・使用不可・不明	
8－2	高圧母線（２Ｅ）	受電中・停電中・使用不可・不明	
8－3	２Ｃ非常用ディーゼル発電機	受電中・停電中・使用不可・不明	
8－4	Ｍ／Ｃ　２Ｃ	受電中・停電中・使用不可・不明	
8－5	Ｐ／Ｃ　２Ｃ	受電中・停電中・使用不可・不明	
8－6	125V系蓄電池Ａ系	受電中・停電中・使用不可・不明	
8－7	２Ｄ非常用ディーゼル発電機	運転中・待機中・使用不可・不明	
8－8	Ｍ／Ｃ　２Ｄ	受電中・停電中・使用不可・不明	
8－9	Ｐ／Ｃ　２Ｄ	受電中・停電中・使用不可・不明	
8－10	125V系蓄電池Ｂ系	受電中・停電中・使用不可・不明	
8－11	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	運転中・待機中・使用不可・不明	
8－12	Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ	受電中・停電中・使用不可・不明	
8－13	125V系蓄電池ＨＰＣＳ系	受電中・停電中・使用不可・不明	
8－14	軽油貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	
8－15	常設代替高圧電源装置	使用可能・使用不可・不明	
8－16	緊急用Ｍ／Ｃ	受電中・停電中・使用不可・不明	
8－17	緊急用Ｐ／Ｃ	受電中・停電中・使用不可・不明	
8－18	緊急用125V系蓄電池	受電中・停電中・使用不可・不明	
8－19	緊急用電源切替盤	使用可能・使用不可・不明	

第1表　プラント状態チェックシート（5／10）

9.　常設設備の確認（1／2）

【ステップ①－4】

確認者＿＿＿＿＿＿＿＿　確認日時　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
9－1	高圧炉心スプレイ系	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－2	原子炉隔離時冷却系	運転中・待機中・使用不可・不明	
9－3	高圧代替注水系	運転中・待機中・使用不可・不明	
9－4	低圧炉心スプレイ系	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－5	残留熱除去系（A）	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－6	残留熱除去系（B）	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－7	残留熱除去系（C）	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－8	低圧代替注水系	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－9	代替循環冷却系（A）	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－10	代替循環冷却系（B）	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－11	制御棒駆動水圧系	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－12	ほう酸水注入系	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－13	ほう酸水貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	
9－14	ほう酸水テストタンク	使用可能・使用不可・不明	
9－15	給水系	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－16	復水系	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－17	消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	運転中・停止中・使用不可・不明	
9－18	消火系（電動機駆動消火ポンプ）	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－19	復水移送系	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－20	純水移送系	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－21	逃がし安全弁	使用可能・使用不可・不明	
9－22	非常用窒素供給系	使用可能・使用不可・不明	
9－23	非常用逃がし安全弁駆動系	使用可能・使用不可・不明	
9－24	残留熱除去系海水系（A）	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－25	残留熱除去系海水系（B）	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－26	緊急用海水系	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－27	格納容器圧力逃がし装置	使用可能・使用不可・不明	

第１表　プラント状態チェックシート（6／10）

9.　常設設備の確認（2／2）

【ステップ①－4】

確認者＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿　確認日時　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
9－28	耐圧強化ベント系	使用可能・使用不可・不明	
9－29	ドライウェル冷却系	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－30	タービンバイパス系	使用可能・使用不可・不明	
9－31	原子炉補機冷却水系	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－32	タービン補機冷却水系	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－33	補機冷却海水系	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－34	循環水系	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－35	可燃性ガス濃度制御系	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－36	静的触媒式水素再結合器	使用可能・使用不可・不明	
9－37	燃料プール冷却浄化系	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9－38	代替燃料プール冷却系	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	

第1表　プラント状態チェックシート（7／10）

10.　可搬型設備，資機材等の確認（1／3）

【ステップ①－4】

(1) 西側保管場所

確認者＿＿＿＿＿＿＿＿　確認日時　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
10－1	可搬型代替注水大型ポンプ（原子炉注水等用）	使用可能・使用不可・不明	
10－2	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	使用可能・使用不可・不明	
10－3	可搬型代替注水中型ポンプ（原子炉注水等用）	使用可能・使用不可・不明	
10－4	可搬型代替注水中型ポンプ（消火用）	使用可能・使用不可・不明	
10－5	ホース（150A）	使用可能・使用不可・不明	
10－6	ホース（200A）	使用可能・使用不可・不明	
10－7	ホース（250A）	使用可能・使用不可・不明	
10－8	ホース（放水用）（300A）	使用可能・使用不可・不明	
10－9	ホース展張車（消火用）	使用可能・使用不可・不明	
10－10	ホース展張車（原子炉注水等用）	使用可能・使用不可・不明	
10－11	ホース展張車（放水／代替ＲＨＲＳ用）	使用可能・使用不可・不明	
10－12	放水砲	使用可能・使用不可・不明	
10－13	泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）	使用可能・使用不可・不明	
10－14	放水砲／泡消火薬剤運搬車	使用可能・使用不可・不明	
10－15	放水銃	使用可能・使用不可・不明	
10－16	水槽付消防ポンプ自動車	使用可能・使用不可・不明	
10－17	泡消火薬剤容器（消防用）	使用可能・使用不可・不明	
10－18	可搬型代替低圧電源車	使用可能・使用不可・不明	
10－19	ケーブル	使用可能・使用不可・不明	
10－20	可搬型ケーブル運搬車	使用可能・使用不可・不明	
10－21	可搬型整流器	使用可能・使用不可・不明	
10－22	可搬型整流器運搬車	使用可能・使用不可・不明	
10－23	窒素供給装置	使用可能・使用不可・不明	
10－24	窒素供給装置用電源車	使用可能・使用不可・不明	
10－25	汚濁防止膜	使用可能・使用不可・不明	
10－26	汚濁防止膜運搬車	使用可能・使用不可・不明	
10－27	放射性物質吸着材	使用可能・使用不可・不明	
10－28	小型船舶	使用可能・使用不可・不明	
10－29	小型船舶運搬車	使用可能・使用不可・不明	
10－30	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	
10－31	タンクローリ	使用可能・使用不可・不明	

10.　可搬型設備，資機材等の確認（2／3）　【ステップ①－4】

(2)南側保管場所

確認者＿＿＿＿＿＿＿＿　確認日時　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
10－32	可搬型代替注水大型ポンプ（原子炉注水等用）	使用可能・使用不可・不明	
10－33	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	使用可能・使用不可・不明	
10－34	可搬型代替注水中型ポンプ（原子炉注水等用）	使用可能・使用不可・不明	
10－35	ホース（200A）	使用可能・使用不可・不明	
10－36	ホース（250A）	使用可能・使用不可・不明	
10－37	ホース（放水用）（300A）	使用可能・使用不可・不明	
10－38	ホース展張車（原子炉注水等用）	使用可能・使用不可・不明	
10－39	ホース展張車（放水／代替ＲＨＲＳ用）	使用可能・使用不可・不明	
10－40	放水砲	使用可能・使用不可・不明	
10－41	泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）	使用可能・使用不可・不明	
10－42	放水砲／泡消火薬剤運搬車	使用可能・使用不可・不明	
10－43	化学消防自動車	使用可能・使用不可・不明	
10－44	泡消火薬剤容器（消防用）	使用可能・使用不可・不明	
10－45	可搬型代替低圧電源車	使用可能・使用不可・不明	
10－46	ケーブル	使用可能・使用不可・不明	
10－47	可搬型ケーブル運搬車	使用可能・使用不可・不明	
10－48	可搬型整流器	使用可能・使用不可・不明	
10－49	可搬型整流器運搬車	使用可能・使用不可・不明	
10－50	窒素供給装置	使用可能・使用不可・不明	
10－51	窒素供給装置用電源車	使用可能・使用不可・不明	
10－52	汚濁防止膜	使用可能・使用不可・不明	
10－53	汚濁防止膜運搬車	使用可能・使用不可・不明	
10－54	放射性物質吸着材	使用可能・使用不可・不明	
10－55	小型船舶	使用可能・使用不可・不明	
10－56	小型船舶運搬車	使用可能・使用不可・不明	
10－57	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	
10－58	油圧ショベル	使用可能・使用不可・不明	
10－59	ブルドーザ	使用可能・使用不可・不明	
10－60	タンクローリ	使用可能・使用不可・不明	

第1表　プラント状態チェックシート（9／10）

10.　可搬型設備，資機材等の確認（3／3）

【ステップ①－4】

(3)予備機置場

確認者＿＿＿＿＿＿＿＿　確認日時　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
10－61	可搬型代替注水大型ポンプ（原子炉注水等用）	使用可能・使用不可・不明	
10－62	可搬型代替注水中型ポンプ（原子炉注水等用）	使用可能・使用不可・不明	
10－63	ホース展張車（原子炉注水等用）	使用可能・使用不可・不明	
10－64	ホース展張車（放水／代替ＲＨＲＳ用）	使用可能・使用不可・不明	
10－65	可搬型代替低圧電源車	使用可能・使用不可・不明	
10－66	可搬型高圧窒素供給装置	使用可能・使用不可・不明	
10－67	放射能観測車	使用可能・使用不可・不明	
10－68	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	
10－69	タンクローリ	使用可能・使用不可・不明	

(4)監視所付近

確認者＿＿＿＿＿＿＿＿　確認日時　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
10－70	水槽付消防ポンプ自動車	使用可能・使用不可・不明	
10－71	化学消防自動車	使用可能・使用不可・不明	
10－72	泡消火薬剤容器（消防用）	使用可能・使用不可・不明	

(5)原子炉建屋内

確認者＿＿＿＿＿＿＿＿　確認日時　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
10－73	可搬型スプレイノズル	使用可能・使用不可・不明	
10－74	ホース（65A）	使用可能・使用不可・不明	
10－75	高圧窒素ボンベ	使用可能・使用不可・不明	
10－76	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	使用可能・使用不可・不明	

第1表　プラント状態チェックシート（10／10）

【ステップ①－4】

11.　水源の確認

確認者＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿　確認日時　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
11－1	サプレッション・チェンバ	使用可能・使用不可・不明	
11－2	代替淡水貯槽	使用可能・使用不可・不明	
11－3	西側淡水貯水設備	使用可能・使用不可・不明	
11－4	復水貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	
11－5	ろ過水貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	
11－6	多目的タンク	使用可能・使用不可・不明	
11－7	純水タンク	使用可能・使用不可・不明	
11－8	原水タンク	使用可能・使用不可・不明	

大規模損壊発生時に使用する対応手順書及び設備一覧について

大規模損壊発生時に初動対応フローから選択する個別戦略の決定に当たっては，要員及び設備を含めた残存する資源から必要な手順等を確認し，有効な戦略を迅速かつ確実に選定する必要がある。

第1表に個別戦略において必要な対応操作，対応操作に必要な設備とその容量，準備開始から必要となるまでの時間，必要な要員数をまとめた表を示す。

また，第1図に大規模損壊発生時の対応手順書体系図を示す。

第１表　個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（1／11）

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
① アクセスルート確保戦略	「状況確認とアクセスルート確保」	(1.0) (2.1)	・ホイールローダ（台数：5） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場） ・ブルドーザ（台数：1） （保管場所：南側保管場所） ・油圧ショベル（台数：1） （保管場所：南側保管場所）	－	被災状況・規模により所要時間は変動	30 分	重大事故等対応要員 2 名
	「がれき撤去等」			－		約 1.44km／h	重大事故等対応要員 2 名
			・ガス溶断機（台数：2） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所）	－	廃棄物建屋排気ダクト切断用	40 分	重大事故等対応要員 2名
② 消火戦略	「消火活動」	(1.0) (2.1)	・化学消防自動車（容量：水：2.8m^3／min（1 台当たり），泡：0.8m^3／min（1 台当たり），吐出圧力：0.85MPa，台数：2） （保管場所：南側保管場所，監視所付近） ・水槽付消防ポンプ自動車 （容量：2.8m^3／min （1 台当たり），吐出圧力：0.7MPa，台数：2） （保管場所：西側保管場所，監視所付近） ・可搬型代替注水中型ポンプ（消火用） （容量：約 210m^3／h（1 台当たり），揚程：約 100m，台数：1） （保管場所：西側保管場所） ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） （容量：約 1,380m^3／h，揚程：約 135m，台数：2） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所） ・放水砲（台数：2） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所）	・消火栓 ・取水箇所	－	－	自衛消防隊員 9名 重大事故等対応要員 8 名

第１表　個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（2／11）

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
③ 原子炉停止戦略	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）						
	「ほう酸水注入操作」	(1.1)	・ほう酸水注入ポンプ（容量：約 9.78m^3／h（1 台当たり），揚程：約 870m，台数：2） ・ほう酸水貯蔵タンク（容量：約 19.5m^3，基数：1）	・ほう酸水貯蔵タンク	－	中央操作	当直運転員（中操）1名
	「代替制御棒挿入機能の手動挿入操作」		－	－	－	中央操作	当直運転員（中操）2名
	「選択制御棒挿入機構の手動操作」		－	－	－	中央操作	当直運転員（中操）2名
	「スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引抜き操作」（スクラム弁閉の場合）		－	－	－	中央操作	当直運転員（中操）2名
	「スクラム・パイロット弁計器用空気系排気操作」		－	－	－	72 分以内	当直運転員（中操）2名 当直運転員（現場）2名
	「スクラム・リセット後の手動スクラム・スイッチの操作」（スクラム弁開の場合）		－	－	－	中央操作	当直運転員（中操）2名
	「スクラム・リセット後の代替制御棒挿入機能の手動操作」		－	－	－	中央操作	当直運転員（中操）2名
	「スクラム・リセット後のスクラム個別スイッチの操作」		－	－	－	139 分以内	当直運転員（中操）2名 当直運転員（現場）2名
	「制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁からの排水操作」		－	－	－	995 分以内	当直運転員（中操）2名 当直運転員（現場）2名
	「原子炉水位低下操作」		・電動機駆動原子炉給水ポンプ（容量：2,157.5m^3／h（1 台当たり），揚程：762m，台数：2） ・高圧復水ポンプ（容量：3,792m^3／h（1 台当たり），揚程：365.8m，台数：3） ・低圧復水ポンプ（容量：3,792m^3／h（1 台当たり），揚程：94.5m，台数：3）	・復水器	－	中央操作	当直運転員（中操）1名
			・制御棒駆動水ポンプ（容量：46.3m^3／h（1 台当たり），揚程：823m，台数：2）	・復水貯蔵タンク	－		
			・原子炉隔離時冷却系ポンプ（容量：約 142m^3／h，揚程：約 869m～約 186m，台数：1） ・高圧炉心スプレイ系ポンプ（容量：約 1,440m^3／h，揚程：約 257m，台数：1）	・復水貯蔵タンク ・サプレッション・チェンバ	－		

第１表　個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（3／11）

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
④ 原子炉注水戦略	○非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント），非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース），非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース），重大事故等対策要領						
	「高圧炉心スプレイ系による原子炉注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.13)	・高圧炉心スプレイ系ポンプ （容量：約1,440m^3／h，揚程：約257m，台数：1）	・復水貯蔵タンク ・サプレッション・チェンバ	－	中央操作	当直運転員 （中操）1名
	「給水・復水系による原子炉注水」		・電動機駆動原子炉給水ポンプ （容量：2,157.5m^3／h（1台当たり），揚程：762m，台数：2） ・高圧復水ポンプ（容量：3,792m^3／h（1台当たり），揚程：365.8m，台数：3） ・低圧復水ポンプ（容量：3,792m^3／h（1台当たり），揚程：94.5m，台数：3）	・復水器	－	中央操作	当直運転員 （中操）1名
	「低圧炉心スプレイ系による原子炉注水」		・低圧炉心スプレイ系ポンプ （容量：約1,440m^3／h，揚程：約205m，台数：1）	・サプレッション・チェンバ	－	中央操作	当直運転員 （中操）1名
	「残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水」		・残留熱除去系ポンプ（容量：約1,690m^3／h（1台当たり），揚程：約85m，台数：3）	・サプレッション・チェンバ	－	中央操作	当直運転員 （中操）1名
	「低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」		・常設低圧代替注水系ポンプ（容量：約200m^3／h（1台当たり），揚程：約200m，台数：2）	・代替淡水貯槽	－	中央操作	当直運転員 （中操）2名
	「代替循環冷却系による原子炉注水」		・代替循環冷却系ポンプ（容量：約250m^3／h（1台当たり），揚程：約120m，台数：2）	・サプレッション・チェンバ	－	中央操作	当直運転員 （中操）2名
	「消火系による原子炉注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ（容量：約261m^3／h，揚程：90m，台数：1）	・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク	－	56分以内	当直運転員 （中操）1名 当直運転員 （現場）2名
	「補給水系による原子炉注水」		・復水移送ポンプ（容量：145.4m^3／h（1台当たり），揚程：85.4m，台数：2）	・復水貯蔵タンク	－	110分以内	当直運転員 （中操）1名 当直運転員 （現場）2名 重大事故等対応要員 6名
	「制御棒駆動水圧系による原子炉注水」		・制御棒駆動水ポンプ（容量：46.3m^3／h（1台当たり），揚程：823m，台数：2）	・復水貯蔵タンク	－	中央操作	当直運転員 （中操）1名
	「ほう酸水注入系による原子炉注水」		・ほう酸水ポンプ（容量：約9.78m^3／h（1台当たり），揚程：約870m，台数：2）	・ほう酸水貯蔵タンク	注水開始	中央操作	当直運転員 （中操）1名
					継続注水準備	60分以内	当直運転員 （現場）2名

第１表　個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（4／11）

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
④ 原子炉注水戦略	「低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.13)	・可搬型代替注水大型ポンプ （容量：約 1,320m^3／h（1 台当たり），揚程：約 140m，台数：3） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場） ・可搬型代替注水中型ポンプ （容量：約 210m^3／h（1 台当たり），揚程：約 100m，台数：5） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場）	・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・海	系統構成を中央操作で実施する場合	205 分 以内 （ホース運搬車を使用しない場合は 535 分以内）	当直運転員 （中操）1名 重大事故等対応要員 8名
					系統構成を現場操作で実施する場合	205 分 以内 （ホース運搬車を使用しない場合は 535 分以内）	当直運転員 （現場）3名 重大事故等対応要員 11名
	「原子炉隔離時冷却系による原子炉注水」		・原子炉隔離時冷却系ポンプ（容量：約 142m^3／h，揚程：約 869m～約 186m，台数：1）	・復水貯蔵タンク ・サプレッション・チェンバ	－	中央操作	当直運転員 （中操）1名
					中央操作が実施できない場合	125 分以内	当直運転員 （中操）1名 当直運転員 （現場）2名 重大事故等対応要員 6名
	「高圧代替注水系による原子炉注水」		・常設高圧代替注水系ポンプ（容量：約 136.7m^3／h，揚程：約 900m，台数：1）	・サプレッション・チェンバ	－	中央操作	当直運転員 （中操）2名
					中央操作が実施できない場合	58 分以内	当直運転員 （中操）1名 当直運転員 （現場）2名 重大事故等対応要員 2名
	「逃がし安全弁による原子炉減圧」		・逃がし安全弁（個数：18（自動減圧機能付：7））	－	－	中央操作	当直運転員 （中操）1名
	「タービン・バイパス弁による減圧」		・タービン・バイパス弁（個数：5）	－	－	中央操作	当直運転員 （中操）1名
	「非常用窒素供給系による減圧」		・高圧窒素ボンベ（本数：20）	－	－	282 分以内	当直運転員 （中操）1名 当直運転員 （現場）2名
	「逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧」		・逃がし安全弁用可搬型蓄電池（個数：2）	－	－	55 分以内	当直運転員 （中操）1名
	「非常用逃がし安全弁駆動系による減圧」		・非常用逃がし安全弁駆動系	－	－	120 分以内	当直運転員 （中操）1名 当直運転員 （現場）2名

第１表　個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（5／11）

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑤ 水素爆発防止戦略	○非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント），重大事故等対策要領						
	「原子炉格納容器内水素・酸素濃度監視」	(1.9) (1.10)	・格納容器内水素濃度（ＳＡ） ・格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	－	－	中央操作	当直運転員（中操）1名
			・格納容器雰囲気モニタ	－	－	中央操作	
	「可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素注入」		・窒素供給装置（容量:約 200Nm^3／h（1 台当たり），台数：4） ・窒素供給装置用電源車（台数：2） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所）	－	西側接続口を使用する場合	135 分以内	重大事故等対応要員 6名
				－	東側接続口を使用する場合	115 分以内	重大事故等対応要員 6名
	「格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント」		・格納容器圧力逃がし装置	－	－	中央操作	当直運転員（中操）1名
				－	現場操作の場合	第一弁（Ｓ／Ｃ）125 分以内 第一弁（Ｄ／Ｗ）140 分以内 第二弁 75 分以内	当直運転員（現場）3名 重大事故等対応要員 3名
	「可燃性ガス濃度制御系起動」		・再結合装置，ブロワ（容量：約 340Nm^3／h（1 台当たり），台数：2）	－	－	中央操作（ウォームアップ運転：約180分）	当直運転員（中操）1名
	「原子炉建屋ガス処理系起動」 「原子炉建屋ガス処理系停止」		・非常用ガス処理系 ・非常用ガス再循環系	－	－	中央操作	当直運転員（中操）1名
	「原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放」		・原子炉建屋外側ブローアウトパネル	－	－	50 分以内	重大事故等対応要員 2 名
			・ブローアウトパネル閉止装置	－	ブローアウトパネル閉止装置が閉止状態の場合	40 分以内	重大事故等対応要員 2名

第１表　個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（6／11）

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑥－1 格納容器除熱戦略	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース），重大事故等対策要領						
	「残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系，サプレッション・プール冷却系）」	(1.5) (1.6) (1.13)	・残留熱除去系ポンプ（容量：約 1,690m^3／h（1 台当たり），揚程：約 85m，台数：2）	・サプレッション・チェンバ	－	中央操作	当直運転員（中操）1名
	「代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ」		・常設低圧代替注水系ポンプ（容量：約 200m^3／h（1 台当たり），揚程：約 200m，台数：2）	・代替淡水貯槽	－	中央操作	当直運転員（中操） 2名
	「代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ」		・可搬型代替注水大型ポンプ（容量：約 1,320m^3／h（1 台当たり），揚程：約 140m，台数：3）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場） ・可搬型代替注水中型ポンプ（容量：約 210m^3／h（1 台当たり），揚程：約 100m，台数：5）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場）	・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・海	系統構成を中央操作で実施する場合	205 分 以内（ホース運搬車を使用しない場合は 535 分以内）	当直運転員（中操）1名 重大事故等対応要員 8名
					系統構成を現場操作で実施する場合	205 分 以内（ホース運搬車を使用しない場合は 535 分以内）	当直運転員（現場）3名 重大事故等対応要員 11名
	「代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱」		・代替循環冷却系ポンプ（容量：約 250m^3／h（1 台当たり），揚程：約 120m，台数：2）	・サプレッション・チェンバ	－	中央操作	当直運転員（中操） 2名
	「消火系による格納容器スプレイ」		・ディーゼル駆動消火ポンプ（容量：約 261m^3／h，揚程：90m，台数：1）	・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク	－	58 分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名
	「補給水系による格納容器スプレイ」		・復水移送ポンプ（容量：145.4m^3／h（1 台当たり），揚程：85.4m，台数：2）	・復水貯蔵タンク	－	111 分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名 重大事故等対応要員 6名
	「格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント」		・格納容器圧力逃がし装置	－	－	中央操作	当直運転員（中操）1名
				－	現場操作の場合	第一弁（Ｓ／Ｃ）125 分以内 第一弁（Ｄ／Ｗ）140 分以内 第二弁 75 分以内	当直運転員（現場）3名 重大事故等対応要員 3 名
	「耐圧強化ベントによる格納容器ベント」		・耐圧強化ベント	－	－	中央操作	当直運転員（中操）1名

第１表　個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7／11）

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑥－2 格納容器除熱戦略	○非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント），非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース），重大事故等対策要領						
	「格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル注水」	(1.6) (1.7) (1.8) (1.10) (1.13)	・常設低圧代替注水系ポンプ（容量：約 200m^3／h（1 台当たり），揚程：約 200m，台数：2）	・代替淡水貯槽	－	中央操作	当直運転員（中操）2名
	「格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル注水」		・可搬型代替注水大型ポンプ（容量：約 1,320m^3／h（1 台当たり），揚程：約 140m，台数：3）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場） ・可搬型代替注水中型ポンプ（容量：約 210m^3／h（1 台当たり），揚程：約 100m，台数：5）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場）	・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・海	－	205 分 以内（ホース運搬車を使用しない場合は 535 分以内）	当直運転員（中操）1名 重大事故等対応要員 8 名
	「消火系によるペデスタル注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ（容量：約 261m^3／h，揚程：90m，台数：1）	・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク	－	54 分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名
	「補給水系によるペデスタル注水」		・復水移送ポンプ（容量：145.4m^3／h（1 台当たり），揚程：85.4m，台数：2）	・復水貯蔵タンク	－	108 分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名 重大事故等対応要員 6名
	「格納容器頂部注水系（常設）によるウェル注水」		・常設低圧代替注水系ポンプ（容量：約 200m^3／h（1 台当たり），揚程：約 200m，台数：2）	・代替淡水貯槽	－	中央操作	当直運転員（中操）1名
	「格納容器頂部注水系（可搬型）によるウェル注水」		・可搬型代替注水大型ポンプ（容量：約 1,320m^3／h（1 台当たり），揚程：約 140m，台数：3）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場）	・代替淡水貯槽 ・海	－	205 分 以内（ホース運搬車を使用しない場合は 535 分以内）	当直運転員（中操）1名 重大事故等対応要員 8 名

第１表　個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（8／11）

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑥－2 格納容器除熱戦略	「残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイ」	(1.6) (1.7) (1.8) (1.10) (1.13)	・残留熱除去系ポンプ（容量：約 1,690m^3／h（1 台当たり），揚程：約 85m，台数：2）	・サプレッション・チェンバ	－	中央操作	当直運転員（中操）1名
	「代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ」		・常設低圧代替注水系ポンプ（容量：約 200m^3／h（1 台当たり），揚程：約 200m，台数：2）	・代替淡水貯槽	－	中央操作	当直運転員（中操） 2名
	「代替循環冷却系による格納容器スプレイ」		・代替循環冷却系ポンプ（容量：約 250m^3／h（1 台当たり），揚程：約 120m，台数：2）	・サプレッション・チェンバ	－	中央操作	当直運転員（中操） 2名
	「消火系による格納容器スプレイ」		・ディーゼル駆動消火ポンプ（容量：約 261m^3／h，揚程：90m，台数：1）	・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク	－	58 分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名
	「補給水系による格納容器スプレイ」		・復水移送ポンプ（容量：145.4m^3／h（1 台当たり），揚程：85.4m，台数：2）	・復水貯蔵タンク	－	111 分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名 重大事故等対応要員 6名
	「代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ」		・可搬型代替注水大型ポンプ （容量：約 1,320m^3／h（1 台当たり），揚程：約 140m，台数：3） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場） ・可搬型代替注水中型ポンプ （容量：約 210m^3／h（1 台当たり），揚程：約 100m，台数：5） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場）	・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・海	系統構成を中央操作で実施する場合	205 分 以内 （ホース運搬車を使用しない場合は 535 分以内）	当直運転員（中操）1名 重大事故等対応要員 8名
					系統構成を現場操作で実施する場合	205 分 以内 （ホース運搬車を使用しない場合は 535 分以内）	当直運転員（現場）3名 重大事故等対応要員 11名
	「格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント」		・格納容器圧力逃がし装置	－	－	中央操作	当直運転員（中操）1名
				－	現場操作の場合	第一弁（Ｓ／Ｃ） 125 分以内 第一弁（Ｄ／Ｗ） 140 分以内 第二弁 75 分以内	当直運転員（現場）3名 重大事故等対応要員 3 名

第１表　個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（9／11）

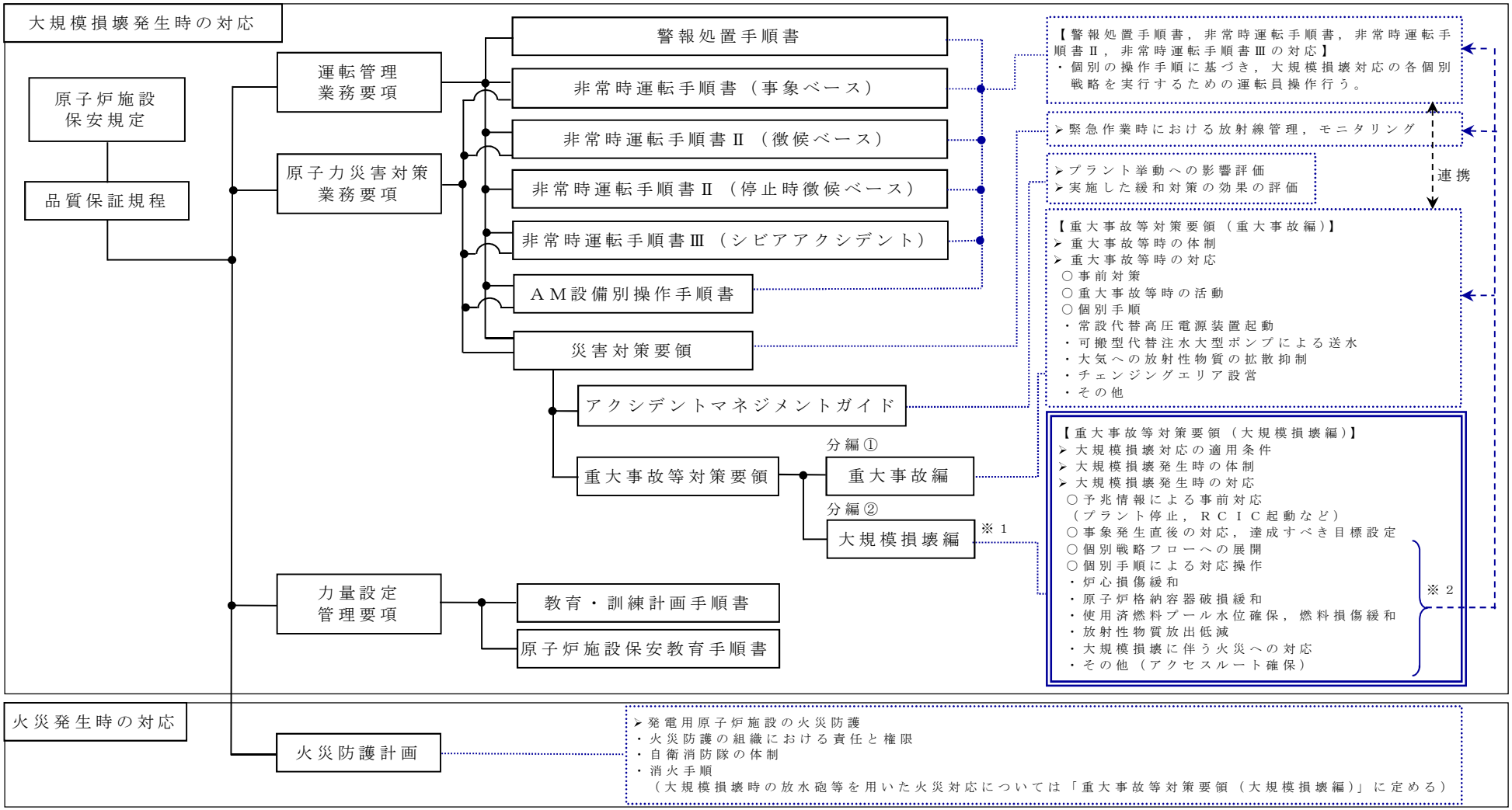
個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑦ 使用済燃料プール注水戦略	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース），重大事故等対策要領						
	「代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用したＳＦＰ注水（常設低圧代替注水系ポンプ）」	(1.11) (1.12) (1.13)	・常設低圧代替注水系ポンプ（容量：約 200m^3／h（1 台当たり），揚程：約 200m，台数：2）	・代替淡水貯槽	－	中央操作	当直運転員（中操）1名
	「代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用したＳＦＰ注水（可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ）」		・可搬型代替注水大型ポンプ （容量：約 1,320m^3／h（1 台当たり），揚程：約 140m，台数：3） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場） ・可搬型代替注水中型ポンプ （容量：約 210m^3／h（1 台当たり），揚程：約 100m，台数：5） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場）	・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・海	－	205 分 以内 （ホース運搬車を使用しない場合は 535 分以内）	当直運転員（中操）1名 重大事故等対応要員 8 名
	「消火系によるＳＦＰ注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ（容量：約 261m^3／h，揚程：90m，台数：1）	・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク	消火栓を使用する場合	60 分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）3名 重大事故等対応要員 1名
					残留熱除去系ラインを使用する場合	105 分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名
	「代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用したＳＦＰ注水」		・可搬型代替注水大型ポンプ （容量：約 1,320m^3／h（1 台当たり），揚程：約 140m，台数：3） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場）	・代替淡水貯槽 ・海	原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用する場合	435 分 以内	当直運転員（中操）1名 重大事故等対応要員 8名
					原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用する場合	370 分 以内	当直運転員（中操）1名 重大事故等対応要員 8名
	「代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用したＳＦＰ注水（常設低圧代替注水系ポンプ）」		・常設低圧代替注水系ポンプ（容量：約 200m^3／h（1 台当たり），揚程：約 200m，台数：2）	・代替淡水貯槽	－	中央操作	当直運転員（中操）1名

第１表　個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（10／11）

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑦ 使用済燃料プール注水戦略	「代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用したＳＦＰ注水（可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ）」	(1.11) (1.12) (1.13)	・可搬型代替注水大型ポンプ （容量：約 1,320m^3／h（1 台当たり），揚程：約 140m，台数：3） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場） ・可搬型代替注水中型ポンプ （容量：約 210m^3／h（1 台当たり），揚程：約 100m，台数：5） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場）	・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・海	－	205 分 以内 （ホース運搬車を使用しない場合は 535 分以内）	当直運転員 （中操） 1名 重大事故等対応要員 8 名
	「可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による放水」		・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） （容量：約 1,380m^3／h，揚程：約 135m，台数：2） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所） ・放水砲（台数：2） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所）	・海	－	210 分 以内	重大事故等対応要員 8名
	「サイフォンブレーク」		－	－	－	－	－
	「破断箇所手動隔離操作」		－	－	－	－	－
	「ライナーの補修」		－	－	－	－	－
⑧ 使用済燃料プール除熱戦略	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース），重大事故等対策要領						
	「代替燃料プール冷却系によるＳＦＰ除熱」	(1.11)	・代替燃料プール冷却系（台数：1）	－	－	中央操作	当直運転員 （中操）1名
⑨ 放射性物質拡散抑制戦略	○重大事故等対策要領						
	「可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による放水」	(1.12)	・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） （容量：約 1,380m^3／h，揚程：約 135m，台数：2） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所） ・放水砲（台数：2） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所）	・海	－	210 分 以内	重大事故等対応要員 8名
	「汚濁防止膜の設置」		・汚濁防止膜（個数：48） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所）	－	－	優先的に設置する 4 箇所：140 分 残る箇所： 6 時間以内	重大事故等対応要員 9名
	「放射性物質吸着材の設置」		・放射性物質吸着材 （保管場所：西側保管場所，南側保管場所）	－	－	21 時間 以内	重大事故等対応要員 9名

第１表　個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（11／11）

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑩ 電源確保戦略	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース），非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース），重大事故等対策要領						
	「常設代替交流電源設備による緊急用M／C及び非常用M／C受電（中央制御室からの起動）」	(1.14)	・常設代替高圧電源装置（台数：6）	－	－	92 分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名
	「常設代替交流電源設備による緊急用M／C及び非常用M／C受電（現場からの起動）」		・常設代替高圧電源装置（台数：6）	－	－	88 分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名 重大事故等対応要員2名
	「可搬型代替交流電源設備による非常用P／Cへ受電」		・可搬型代替低圧電源車（台数：5）	－	－	180 分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名 重大事故等対応要員6名
	「可搬型代替交流電源設備による緊急用P／Cへ受電」		・可搬型代替低圧電源車（台数：5）	－	－	180 分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名 重大事故等対応要員6名
	「常設代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤受電」		・常設代替直流電源設備	－	－	操作不要	－
	「可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤又は直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂ受電」		・可搬型代替低圧電源車（台数：5） ・可搬型整流器	－	－	250 分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名 重大事故等対応要員6名



※１　原子力防災管理者又は発電長が適用条件を判断した場合に，重大事故等対策要領（大規模損壊編）を用いた緩和措置を講じる。
※２　個別戦略フローへの展開…使用可能な設備を加味し，初動対応フローに基づき事象進展に応じた対応を選定
　　個別手順による対応操作…上記により決定した対応操作を必要な各手順を用いて実施

第１図　大規模損壊発生時の対応手順書体系図

使用済燃料プール大規模漏えい時の対応について

1. 使用済燃料プールにおける事故対応

使用済燃料プールに大規模漏えいが発生した場合における，優先順位に従った事故対応例について以下に示す。

(1) 使用済燃料プールからの漏えいが発生した場合は，中央制御室から操作が可能であり，速やかな操作が可能である常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を行う。

(2) (1)による使用済燃料プール注水を行えない場合，使用済燃料プールへのアクセスが可能であれば，準備から注水開始までの時間が比較的短い恒設設備（消火系）による使用済燃料プール注水を行う。なお，消火系による使用済燃料プールへの注水は，消火系による消火を必要とする火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

(3) (2)による使用済燃料プールへの注水が行えない場合，可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を行う。

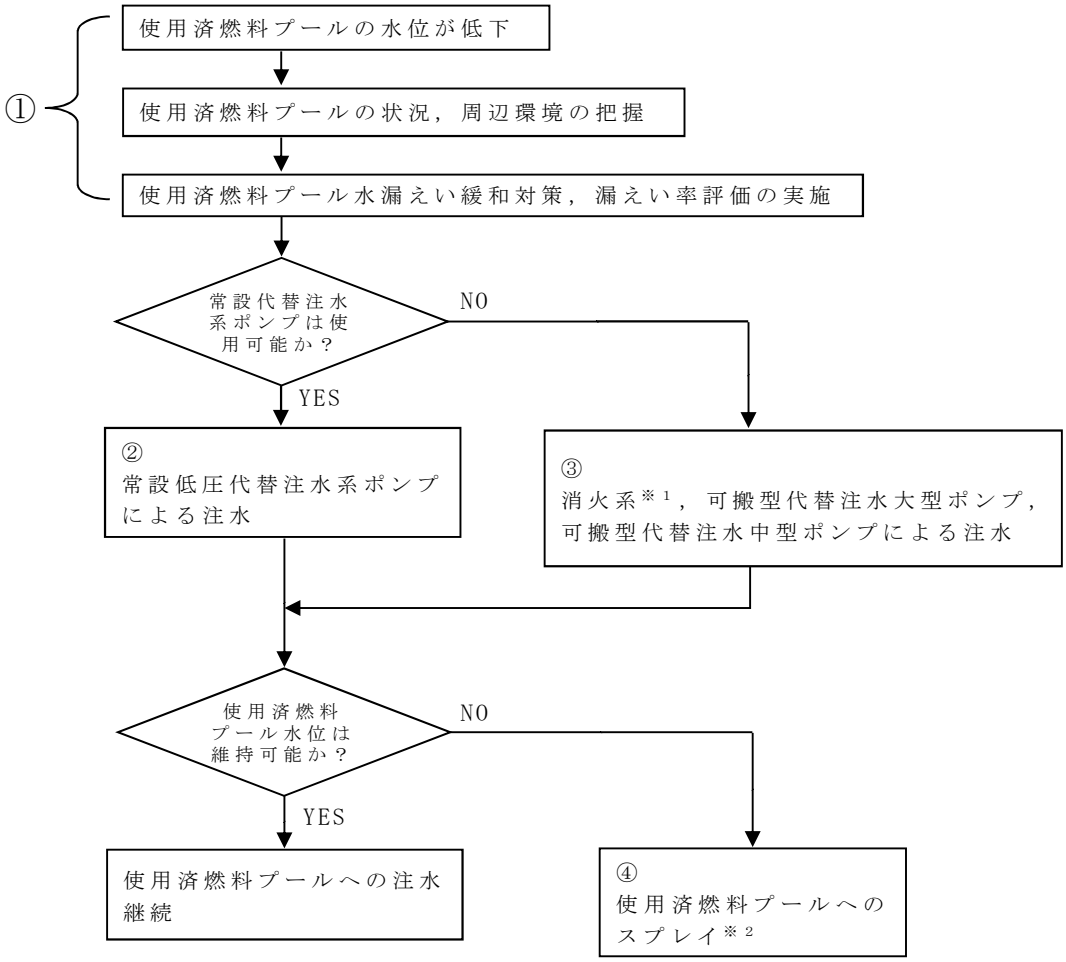
(4) (1)，(2)，(3)による使用済燃料プール注水により，使用済燃料プール水位の維持ができない場合，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイを行う。

(5)　(4)による使用済燃料プールスプレイが行えない場合，使用済燃料プールへのアクセスが可能であれば，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイを行い，困難な場合は，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイを行う。

(6)　また，使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プール水位の維持ができない場合，(4)又は(5)の使用済燃料プールスプレイと並行して，使用済燃料プールの漏えいを緩和するため，あらかじめ準備している漏えい緩和のための資機材を用いた手段により，使用済燃料プール内側からの漏えい緩和を行う。

(7)　(1)～(5)の操作による建屋内部からの使用済燃料プールへの注水，スプレイにより使用済燃料プールの水位上昇が確認できない場合，可搬型代替注水大型ポンプ，放水砲等を用いた建屋外部からの使用済燃料プールへの放水を行う。

2. 重大事故を想定した使用済燃料プールの監視対応フロー



※1　重大事故等へ対処するために消火が必要な火災が発生していないこと
※2　資機材等による漏えい緩和措置が有効な場合は実施する

第１図　使用済燃料プール水位低下時の監視対応フロー

第１表　各設備の監視機能

	計器名称	①	②	③	④
水位	使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）	○	○	○	○
温度	使用済燃料プール温度（ＳＡ広域）	○	○	○	－※3
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	○	○	○	－※3
空間線量率	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	○	○	○	－※3
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）	－	－	○	○
状態監視	使用済燃料プール監視カメラ	○	○	○	－※3

※3　使用済燃料プールからの漏えいにより，使用済燃料プールの水位が使用済燃料ラック上端の位置を超えて低下する場合，水位の低下量に応じて計測できなくなる場合がある。

3.　使用済燃料プールへの必要スプレイ流量について

使用済燃料プールへの注水（代替燃料プール注水系等による注水）によっても使用済燃料プール水位を維持できないような漏えいが生じた場合に実施する使用済燃料プールスプレイ戦略について，使用済燃料プール内に保管されている照射済燃料の冷却に必要なスプレイ流量を算出する。

(1)　評価条件

・使用済燃料プール内の冷却水が流出して照射済燃料が全露出している状態を想定する。

・崩壊熱除去に必要なスプレイ流量を算出する。

・スプレイ水の温度は保守的に見積もっても35℃であるが，顕熱冷却による効果は考慮せずに，保守的に飽和水（大気圧における）と仮定する。

・想定する崩壊熱は，第2表，第3表及び第4表に示すとおり，原子炉運転中（運転開始直後）と原子炉停止中（全炉心燃料取出後）の2ケースとする。

(2)　必要注水量の評価式

使用済燃料プールへの必要注水量は，崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量に等しいとして扱い，以下の式で評価した。評価結果を第5表に示す。

$$\Delta V / \Delta t = Q \times 10^3 \times 3,600 / (hfg \times \rho)$$

$\Delta V / \Delta t$ ：必要注水量［m^3／h］

Q　　：崩壊熱［MW］

hfg　　：飽和水蒸発潜熱［kJ／kg］（＝2,257kJ／kg）

ρ　　：注水密度［kg／m^3］（＝958kg／m^3）

第２表　崩壊熱評価条件

	原子炉運転中	原子炉停止中
照射期間／１サイクル	14ヶ月	14ヶ月
冷却期間／１サイクル	13ヶ月	13ヶ月
停止期間※1	30日	30日
使用済燃料体数	1,486体※2	1,486体※3
施設定期検査時取出燃料体数	－	764体※3
評価日	運転開始直後	原子炉停止9日後※4

※1　過去の施設定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績よりも短い日数を設定した。

※2　使用済燃料プールの最大貯蔵量（2,250体）から１炉心分の燃料（764体）を除いた体数（1,486体）が貯蔵されているものとする。

※3　使用済燃料プールの最大貯蔵量（2,250体）の燃料が貯蔵（前サイクルまで原子炉に装荷されていた取出燃料（764体）＋使用済燃料（1,486体））されているものとする。

※4　過去の全燃料取出完了日の実績を踏まえ余裕を見た日数を設定した。

第 3 表　燃料取出スキーム（原子炉運転中）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数	崩壊熱 (MW)
8 サイクル冷却済燃料	8×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	142 体	0.047
7 サイクル冷却済燃料	7×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.059
6 サイクル冷却済燃料	6×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.064
5 サイクル冷却済燃料	5×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.072
4 サイクル冷却済燃料	4×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.085
3 サイクル冷却済燃料	3×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.110
2 サイクル冷却済燃料	2×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.161
1 サイクル冷却済燃料	1×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.283
施設定期検査時取出燃料	30 日	168 体	1.214
合計（使用済燃料及び施設定期検査時取出燃料）		1,486 体	2.095

第 4 表　燃料取出スキーム（原子炉停止中）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数	崩壊熱 (MW)
9 サイクル冷却済燃料	9×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	142 体	0.045
8 サイクル冷却済燃料	8×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.056
7 サイクル冷却済燃料	7×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.059
6 サイクル冷却済燃料	6×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.065
5 サイクル冷却済燃料	5×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.073
4 サイクル冷却済燃料	4×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.086
3 サイクル冷却済燃料	3×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.112
2 サイクル冷却済燃料	2×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.165
1 サイクル冷却済燃料	1×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.293
施設定期検査時取出燃料 5	9 日	92 体	1.089
施設定期検査時取出燃料 4	9 日	168 体	1.893
施設定期検査時取出燃料 3	9 日	168 体	1.800
施設定期検査時取出燃料 2	9 日	168 体	1.714
施設定期検査時取出燃料 1	9 日	168 体	1.608
合計（使用済燃料及び施設定期検査時取出燃料）		2,250 体	9.058

第 5 表　東海第二発電所において必要なスプレイ流量

	原子炉運転中	原子炉停止中
崩壊熱	約 2.1［MW］	約 9.1［MW］
必要なスプレイ流量	約 3.5［m^3／h］	約 15.1［m^3／h］
	約 15.4［gpm］	約 66.4［gpm］

(3)　まとめ

東海第二発電所の使用済燃料プール内にある照射済燃料の冷却に必要なスプレイ流量を評価した。

この結果，使用済燃料プールの熱負荷が最大となるような組合せで照射済燃料を貯蔵した場合でも，崩壊熱除去に必要なスプレイ流量は約15.1m^3／hとなった。

東海第二発電所で配備する可搬型スプレイ設備（可搬型スプレイノズル（3 個），可搬型代替注水大型ポンプ）の流量は約 50m^3／h であり，使用済燃料プール内にある照射済燃料はスプレイにより冷却可能である。また，NEI06-12 の使用済燃料プールスプレイ要求において示されている必要流量 200gpm（約 45.4m^3／h）を上回る流量になっている。

4.　使用済燃料プール水の大規模漏えい時の未臨界性評価

東海第二発電所の使用済燃料プールでは，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルを平成6年11月に設置（平成3年5月認可）し，現在に至るまで燃料を貯蔵している。使用済燃料プールには，通常は限られた体数の新燃料と照射済燃料を貯蔵するが，臨界設計では，新燃料及びいかなる燃焼度の照射済燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように，炉心装荷時の無限増倍率が1.30となる燃料を用いて評価している。また，使用済燃料プール水温，ラック製造公差，ボロン添加率，ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。未臨界性評価の基本計算条件を第6表に，ラック形状が確保された状態を前提とした計算体系を第2図に示す。

仮に使用済燃料プール水が大規模漏えいし，使用済燃料プールのスプレイ設備が作動する状態となった場合には，使用済燃料プールの水密度が減少することにより，ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し，実効増倍率を低下させる効果が生じる。一方，ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため，隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり，実効増倍率を増加させる効果が生じる。

低水密度状態を想定した場合の使用済燃料プールの実効増倍率は上記の2つの効果のバランスにより決定されるため，ラックの材質・ピッチの組合せによっては通常の冠水状態と比較して未臨界性評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで，東海第二発電所の使用済燃料プールにおいて水密度を一様に0.0～1.0g／cm^3と変化させて実効増倍率を計算したところ，中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により，実効増倍率を増加させる効果がある隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから，第3図に示すとおり，水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。

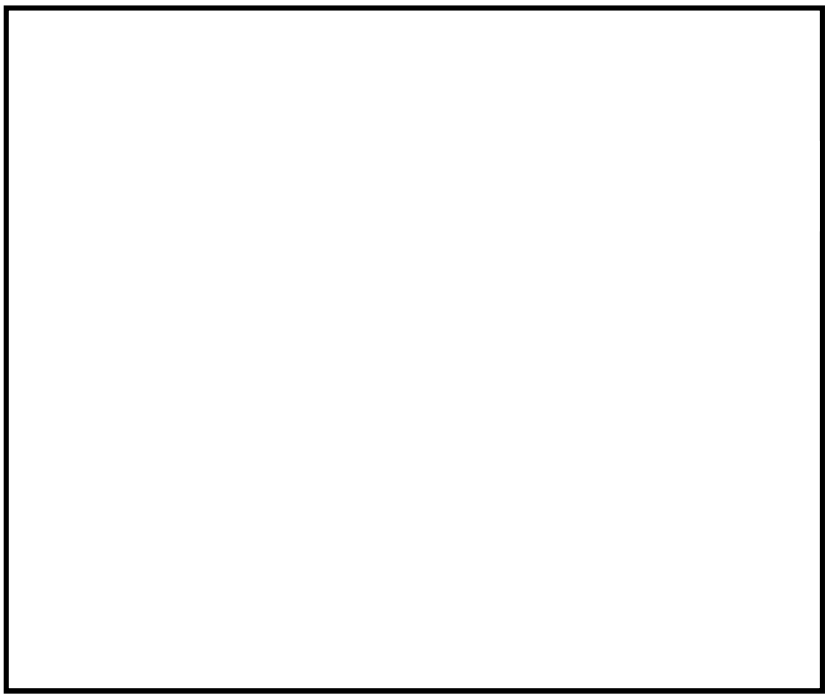
ボロンは供用期間中に中性子を吸収し，中性子の吸収体としての効果が低下することが考えられるが，仮に供用期間を 60 年としても効果の低下はごく僅かである。このため，水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることとなる。

なお，解析には，米国オークリッジ国立研究所（ＯＲＮＬ）が米国原子力規制委員会（ＮＲＣ）の原子力関連許認可評価用として作成したモンテカルロ法に基づく 3 次元多群輸送計算コードであり，米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されているＳＣＡＬＥシステムを用いた。

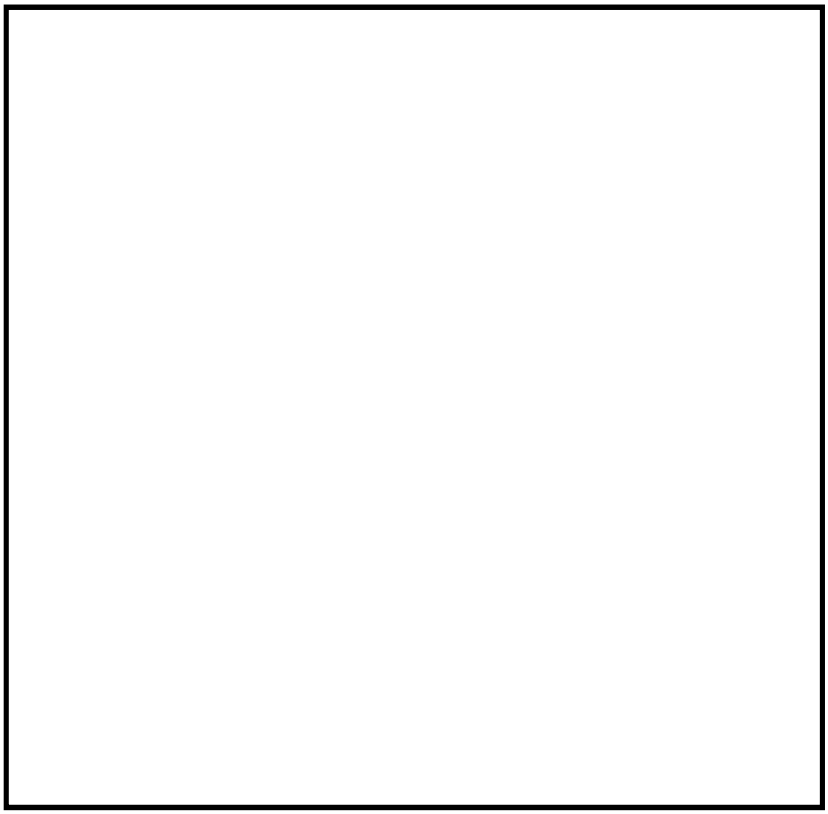
第 6 表　未臨界性評価の基本計算条件

	項目	仕様
燃料仕様	燃料種類	９×９燃料（Ａ型）
	^{235}Ｕ濃縮度	[redacted] wt%※1
	ペレット密度	理論密度の 97%
	ペレット直径	0.96cm
	被覆管外径	1.12cm
	被覆管厚さ	0.71mm
	燃料有効長	3.71m
使用済燃料貯蔵ラック	ラックタイプ	キャン型
	ラックピッチ	[redacted] mm
	材料	ボロン添加ステンレス鋼
	ボロン濃度	[redacted] wt%※2
	板厚	[redacted] mm
	内のり	[redacted] mm

※1　未臨界性評価用燃料集合体（k∞＝1.30 未燃焼組成，Ｇｄなし）
※2　ボロン濃度の解析使用値は，製造公差下限値とする。



第 2 図　角管型ラックの計算体系

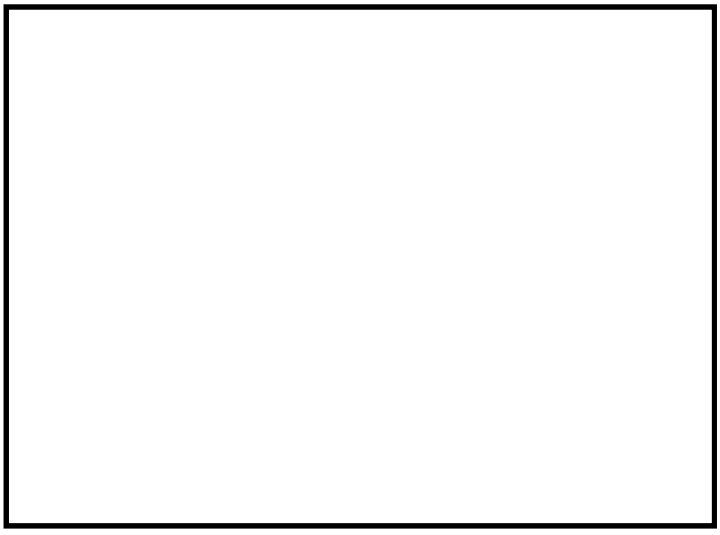


第 3 図　実効増倍率の水密度依存性

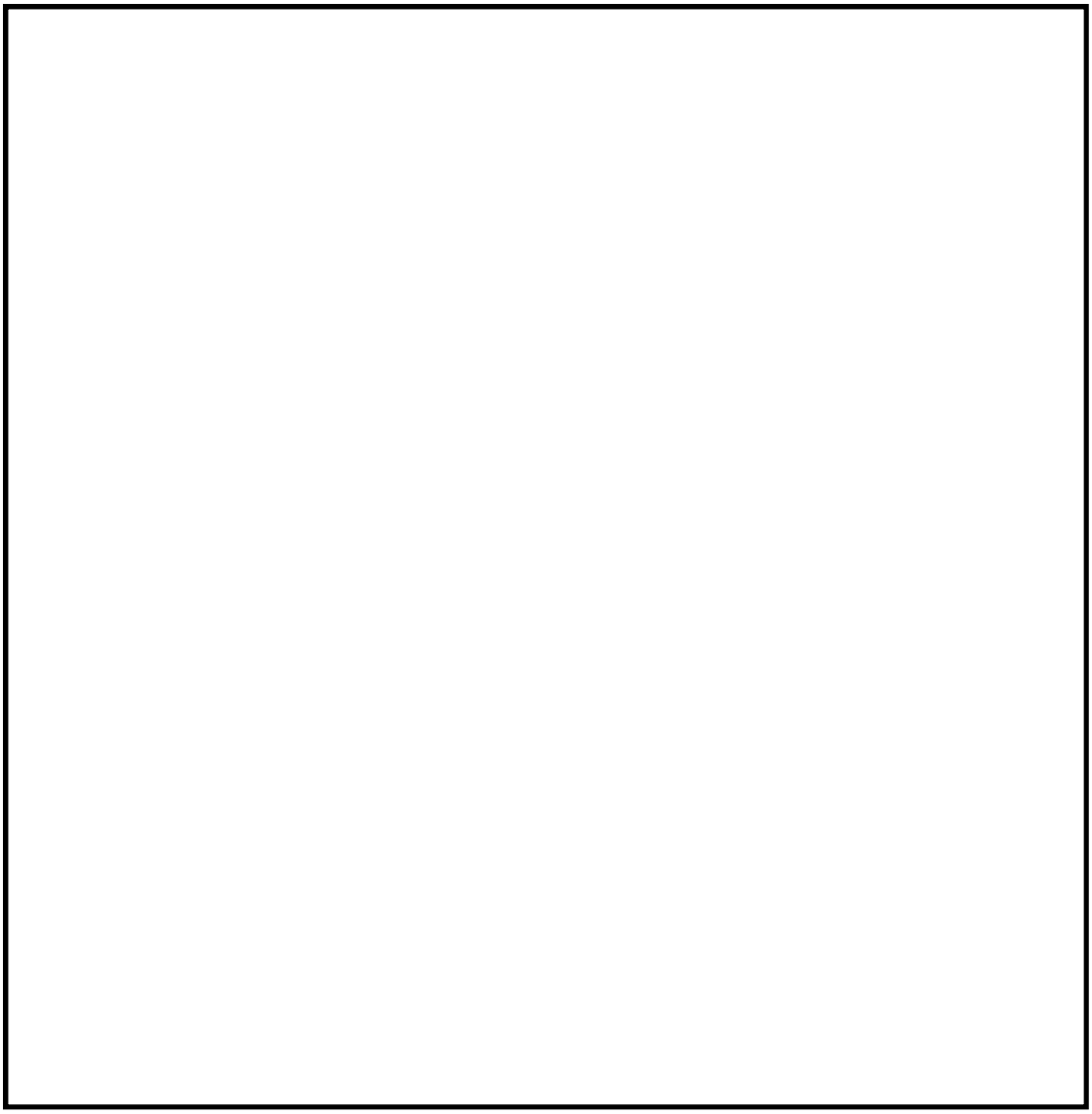
5.　可搬型スプレイノズル，常設スプレイヘッダの放水範囲について

（可搬型スプレイノズル）

下記条件により，第4図，第5図に示すスプレイ分布を満足することを確認している。



第4図　可搬型スプレイノズルの放水範囲（単体）

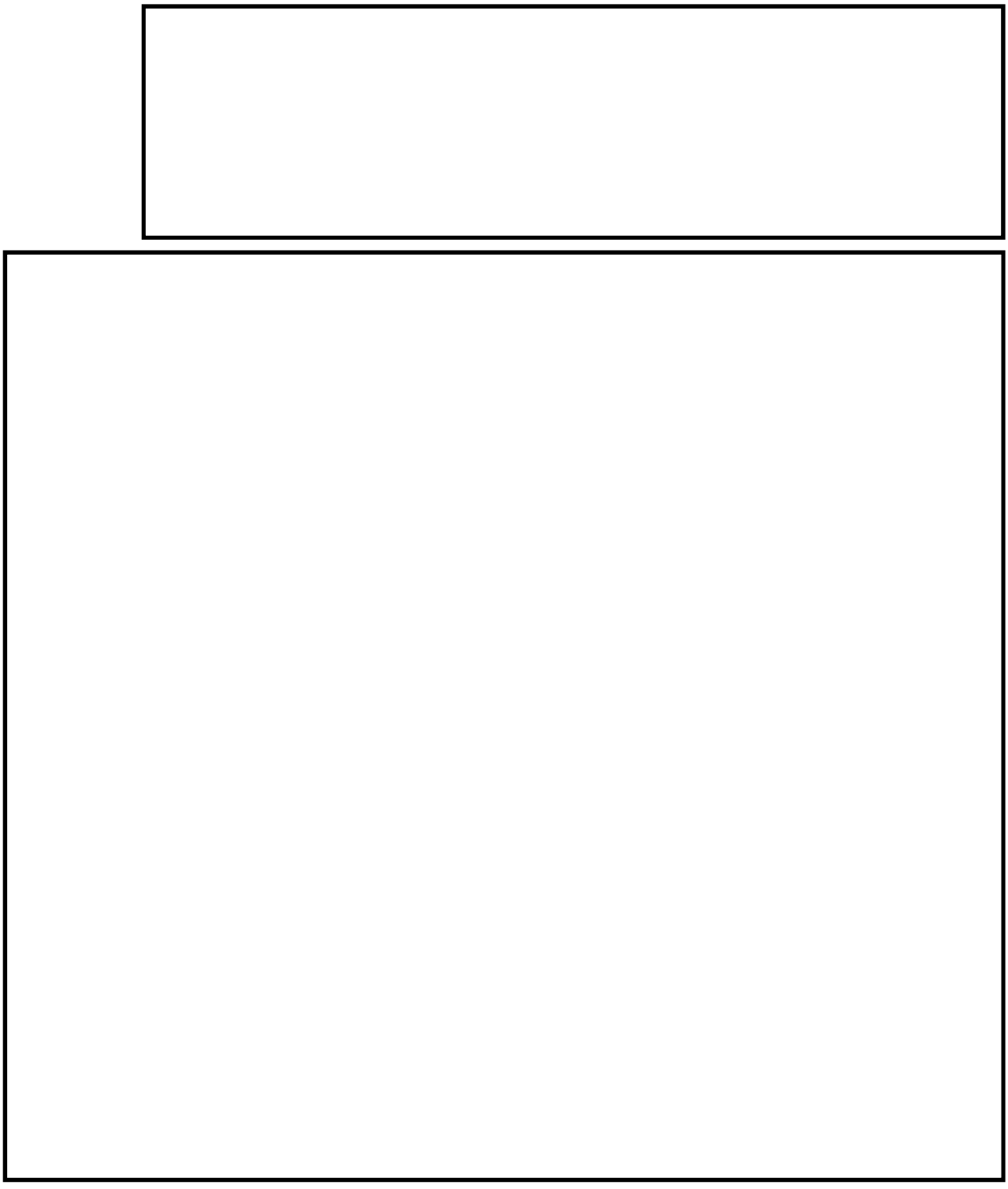


第5図　可搬型スプレイノズルの放水範囲（組合せ）

（常設スプレイヘッダ）

下記条件により，第6図に示すスプレイ分布を満足することを確認している。

・ノズル使用本数，ノズル設置角度及びスプレイ流量



第6図　常設スプレイヘッダの放水範囲

放水砲の設置位置及び使用方法等について

1. 放水砲による具体的なプラント事故対応

(1) 放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への消火活動の具体的な対応例

ａ．放水砲の使用の判断

次のいずれかに該当する場合又はそのおそれがある場合は，放水砲を使用する。

- 原子炉格納容器へあらゆる注水手段を講じても注水できず，原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合
- 原子炉建屋水素濃度が 2.0vol％に到達した場合，原子炉格納容器内の水素排出のため格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントによる水素排出ができず，原子炉建屋水素濃度の上昇が継続することにより，ブローアウトパネル強制開放装置の操作にて原子炉建屋外側ブローアウトパネル（ブローアウトパネル閉止装置使用後については，ブローアウトパネル閉止装置のパネル部）を開放する場合
- 代替燃料プール注水系による使用済燃料プールスプレイができない場合
- プラントの異常により，モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合
- 航空機燃料火災が発生した場合

ｂ．放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として，大気への放射性物質の拡散抑制の場合はあらかじめ設置位置候補を複数想定しているが，現場からの情報（風向き，損傷位置（高さ，方位））等を勘案し，災害対策本部長代理が総合的に判断して，適切な位置からの放水を重大事故等対応要員へ指示する。

また，消火活動の場合は，火災の状況（アクセスルート含む）等を勘案し，設置位置を確保した上で，適切な位置から放水する。

c．放水砲の設置位置と原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）への放水可能性

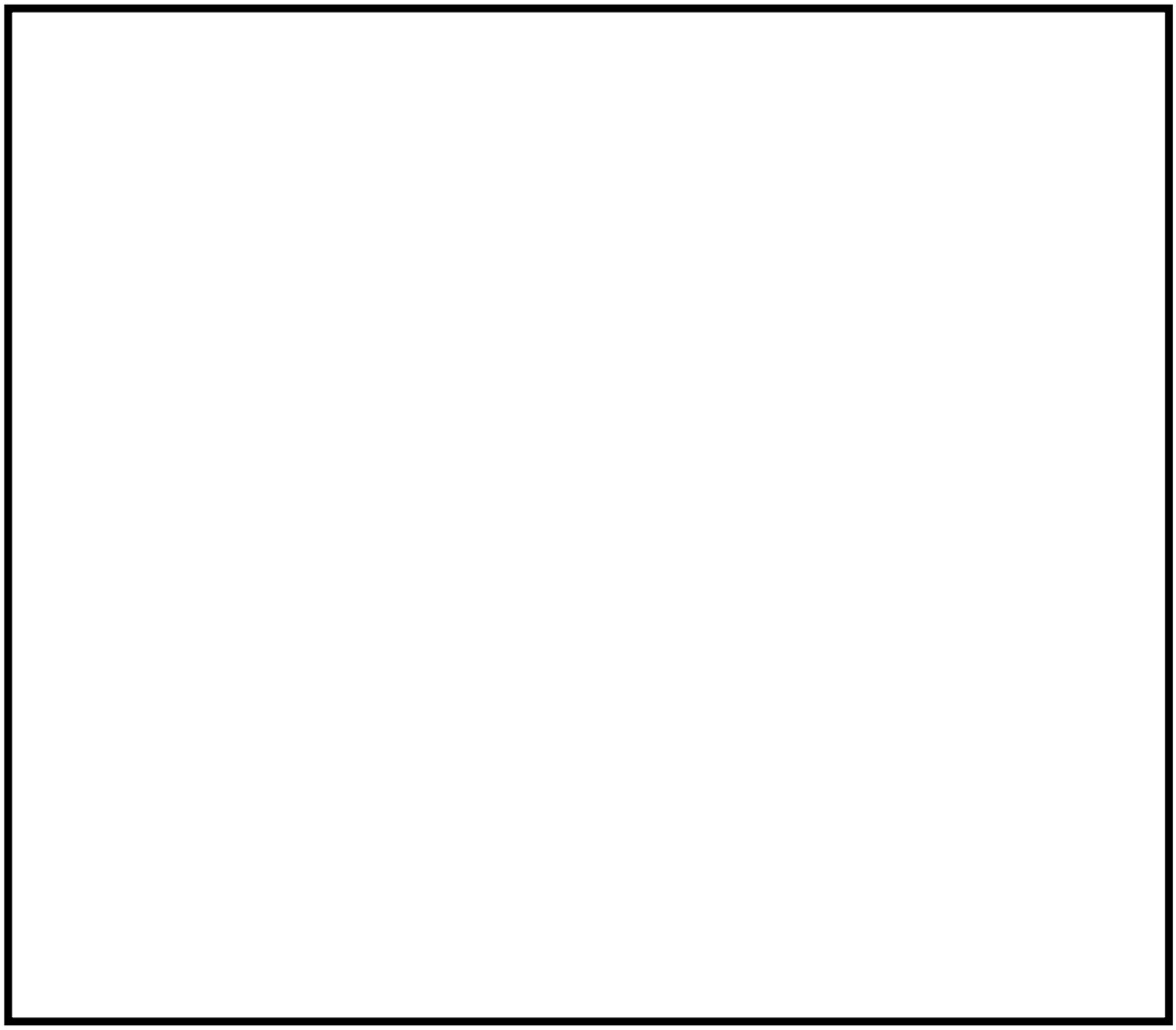
前述のとおり，放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉建屋中心から約 80m の範囲内に放水砲を仰角 65°（泡消火放水の場合は，原子炉建屋中心から約 50m の範囲内に放水砲を仰角 75°）で設置すれば，原子炉建屋トップ（屋根トラス）まで放水することができることから，原子炉格納容器又は使用済燃料プールへの放水は十分に可能である。

また，海水取水箇所については複数箇所を想定するとともに，ホースの敷設ルートについても，その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数の敷設ルートを確保し，複数のアクセスルートを想定した手順及び設備構成とする。

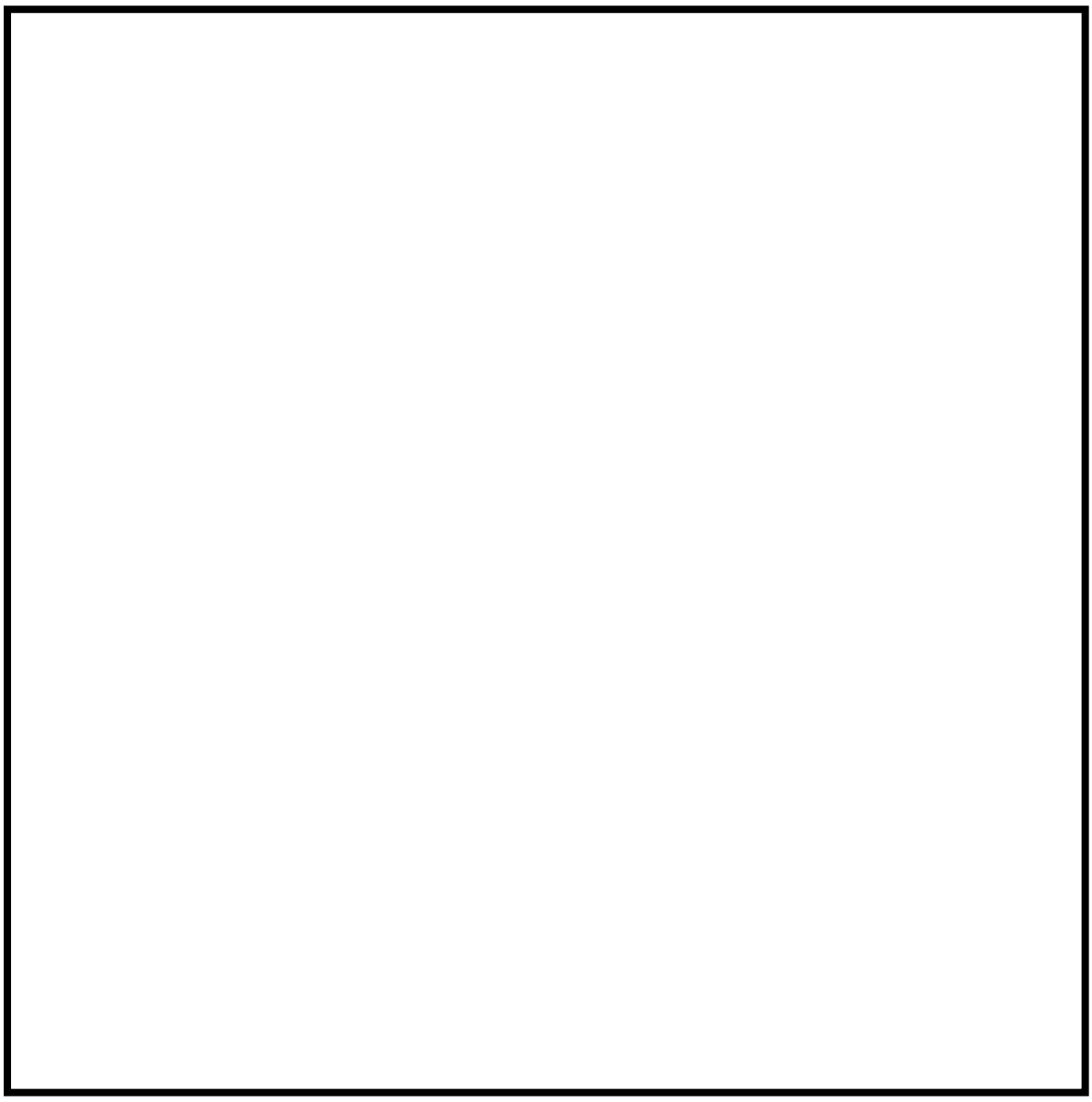
なお，大気への放射性物質の拡散抑制の場合は，放射性物質を含む汚染水が一般排水路を通って雨水排水路集水桝から海へ流れることを想定し，汚濁防止膜を設置することにより海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。

2.　放水砲の設置位置について

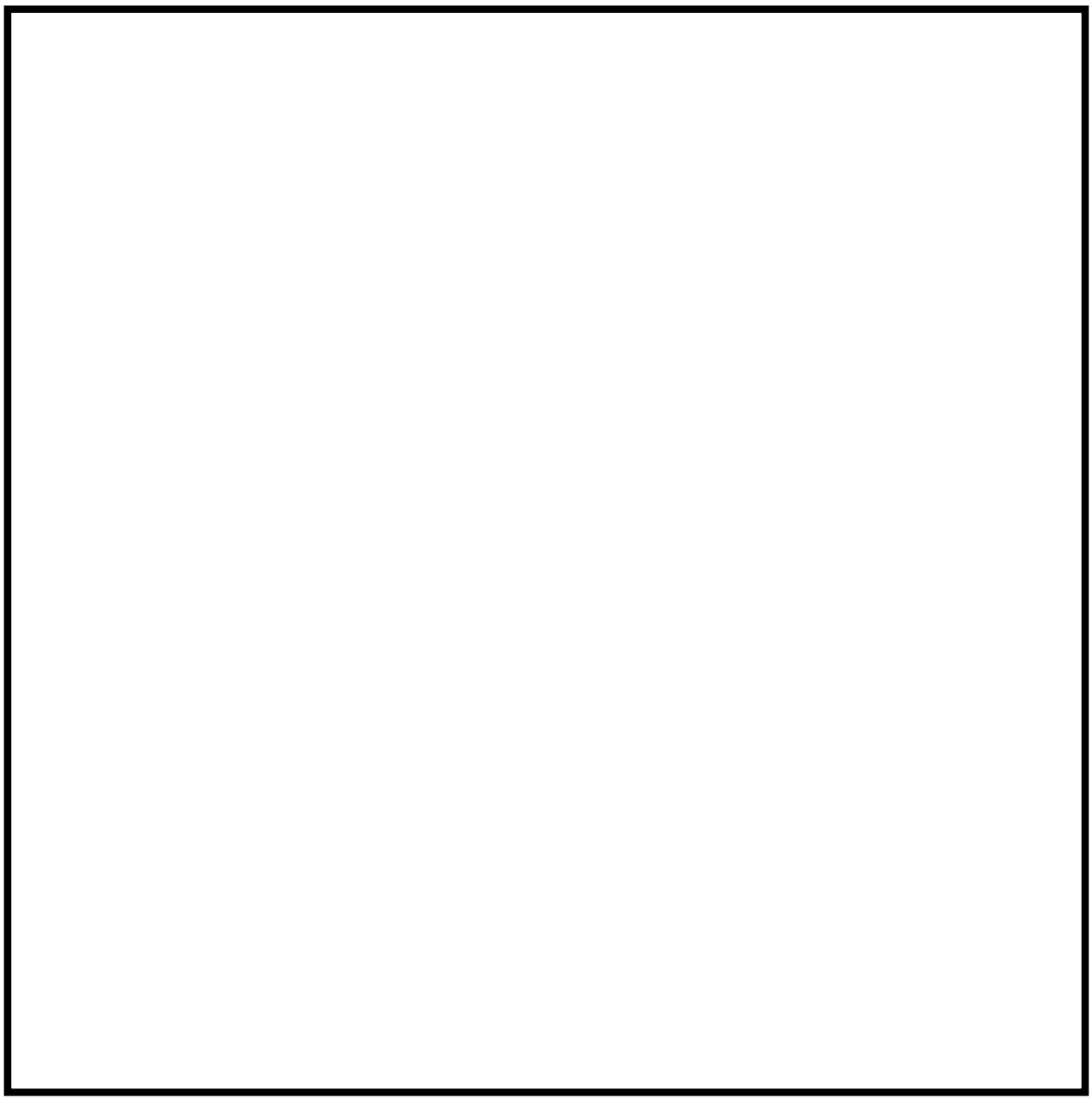
（1）　海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合



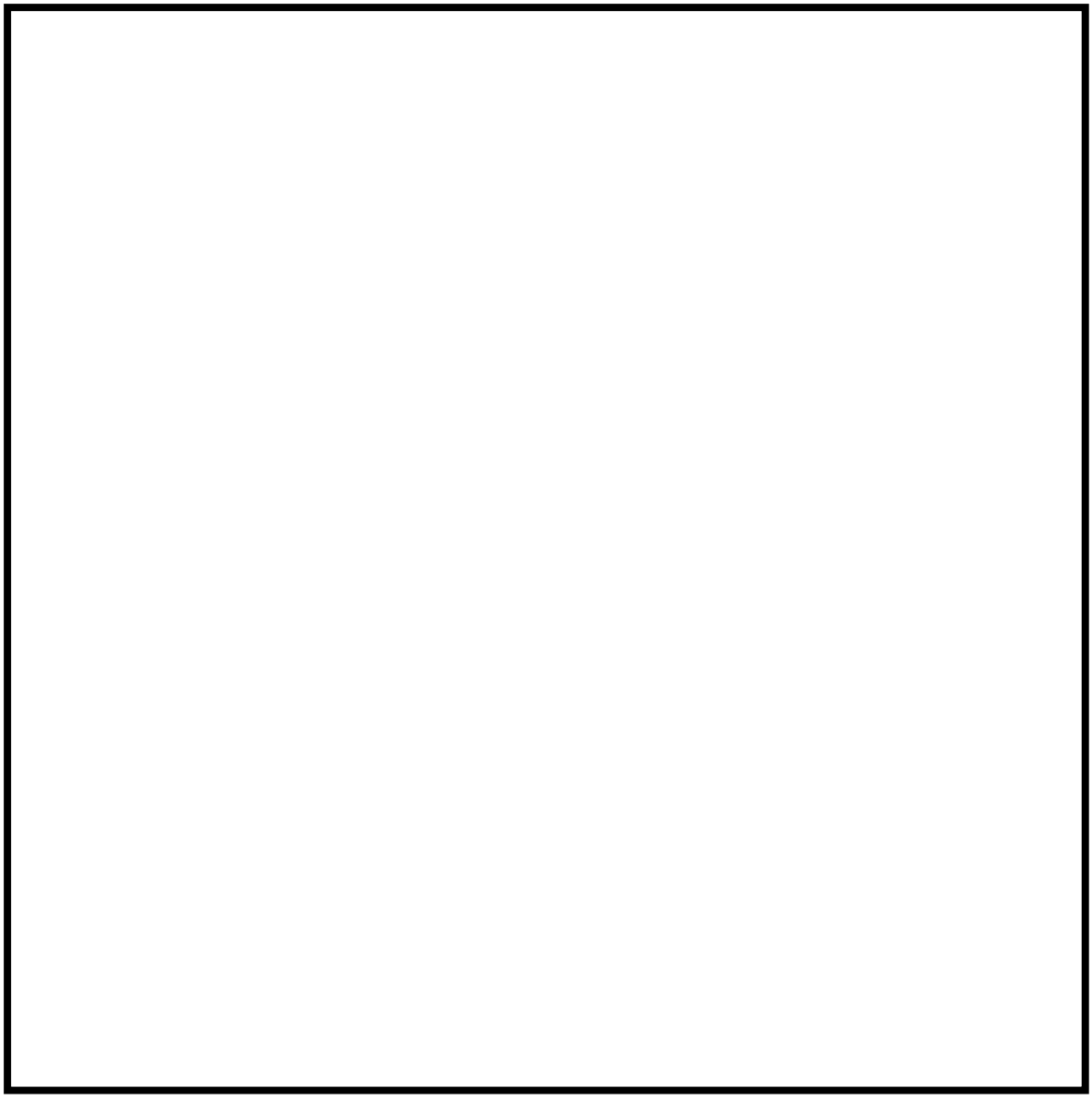
第 1 図　放水砲設置位置（海水放水の場合）



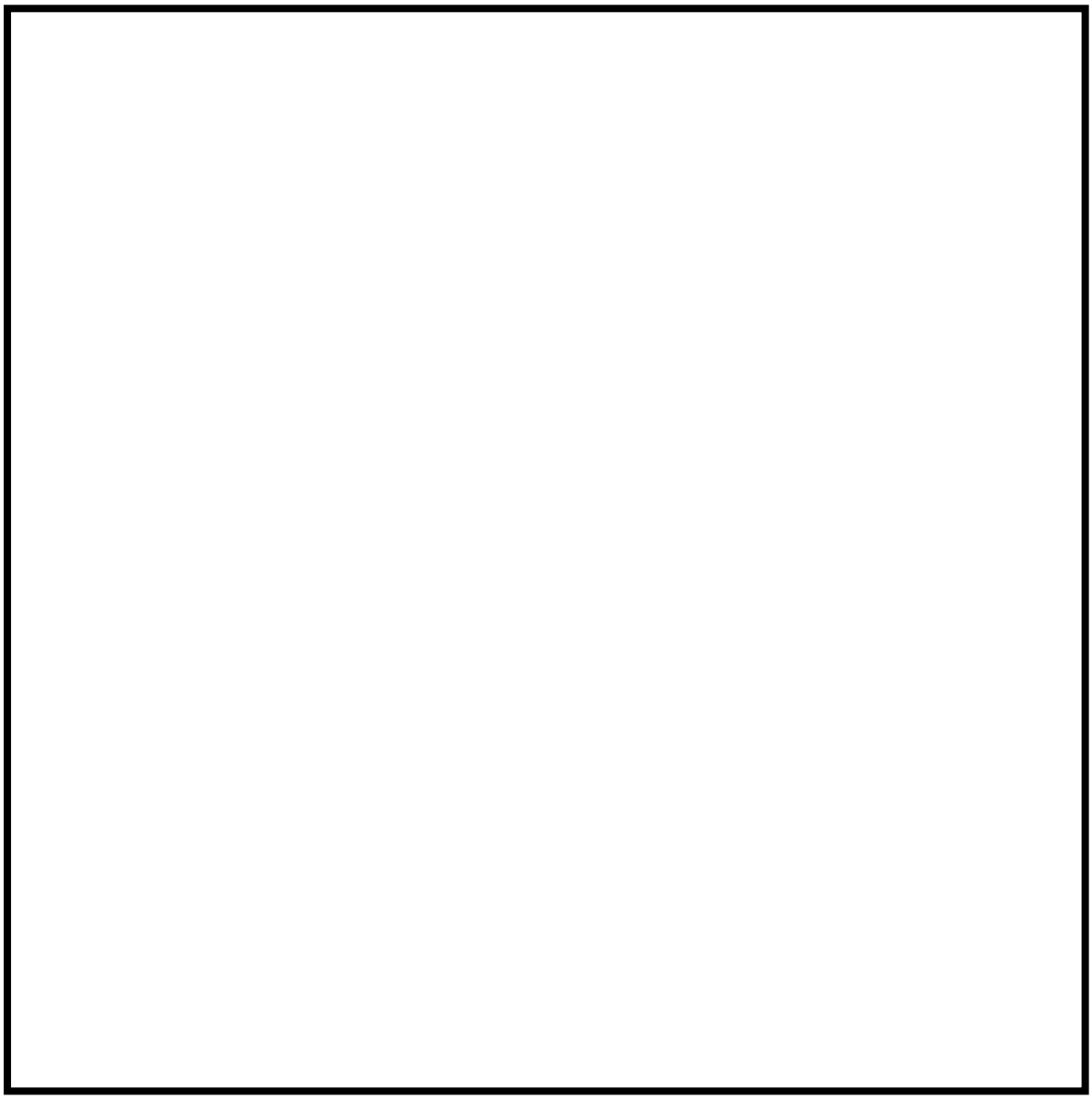
第２図　射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置Ａからの場合）



第 3 図　射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置Ｂからの場合）

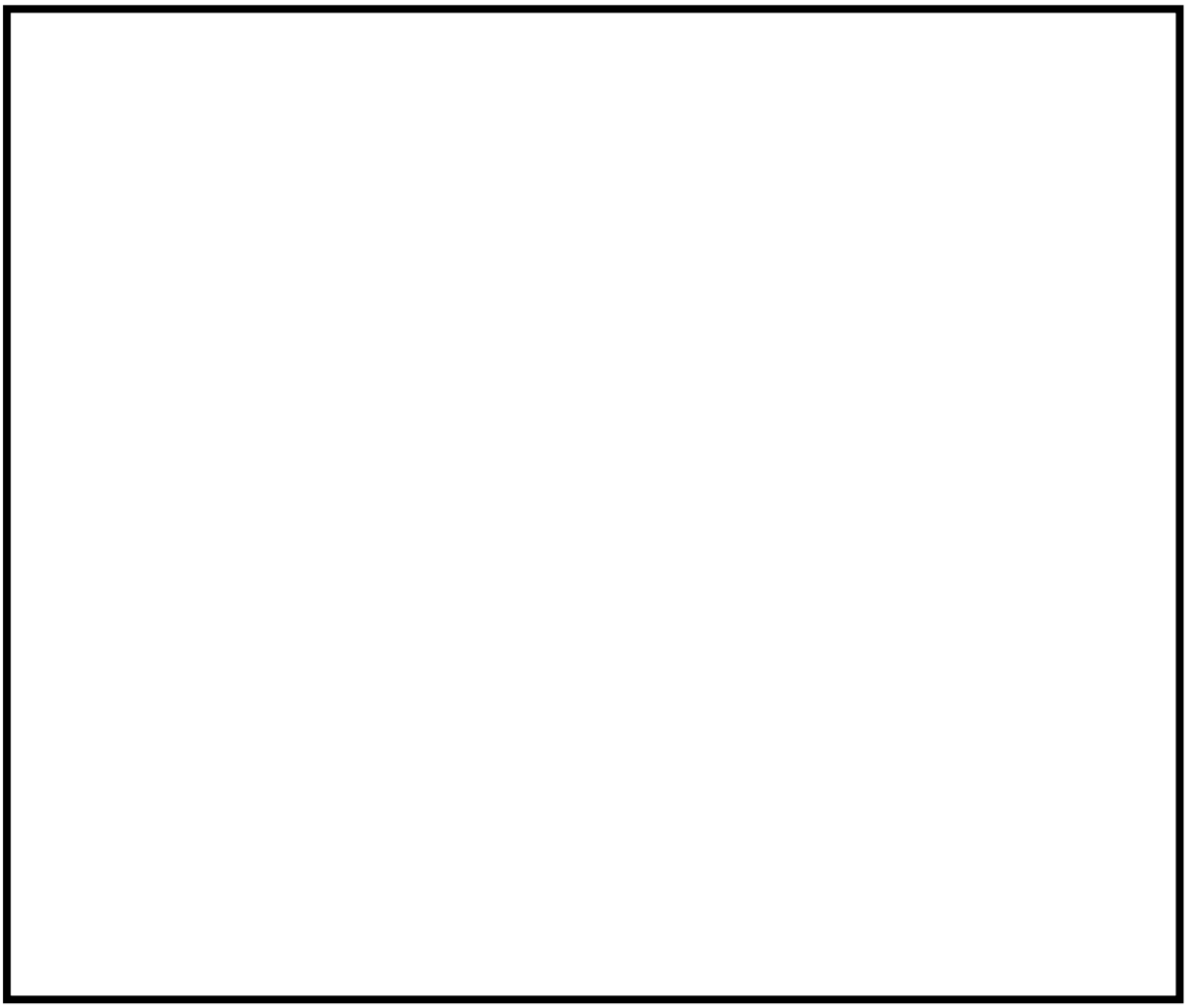


第４図　射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置Ｃからの場合）

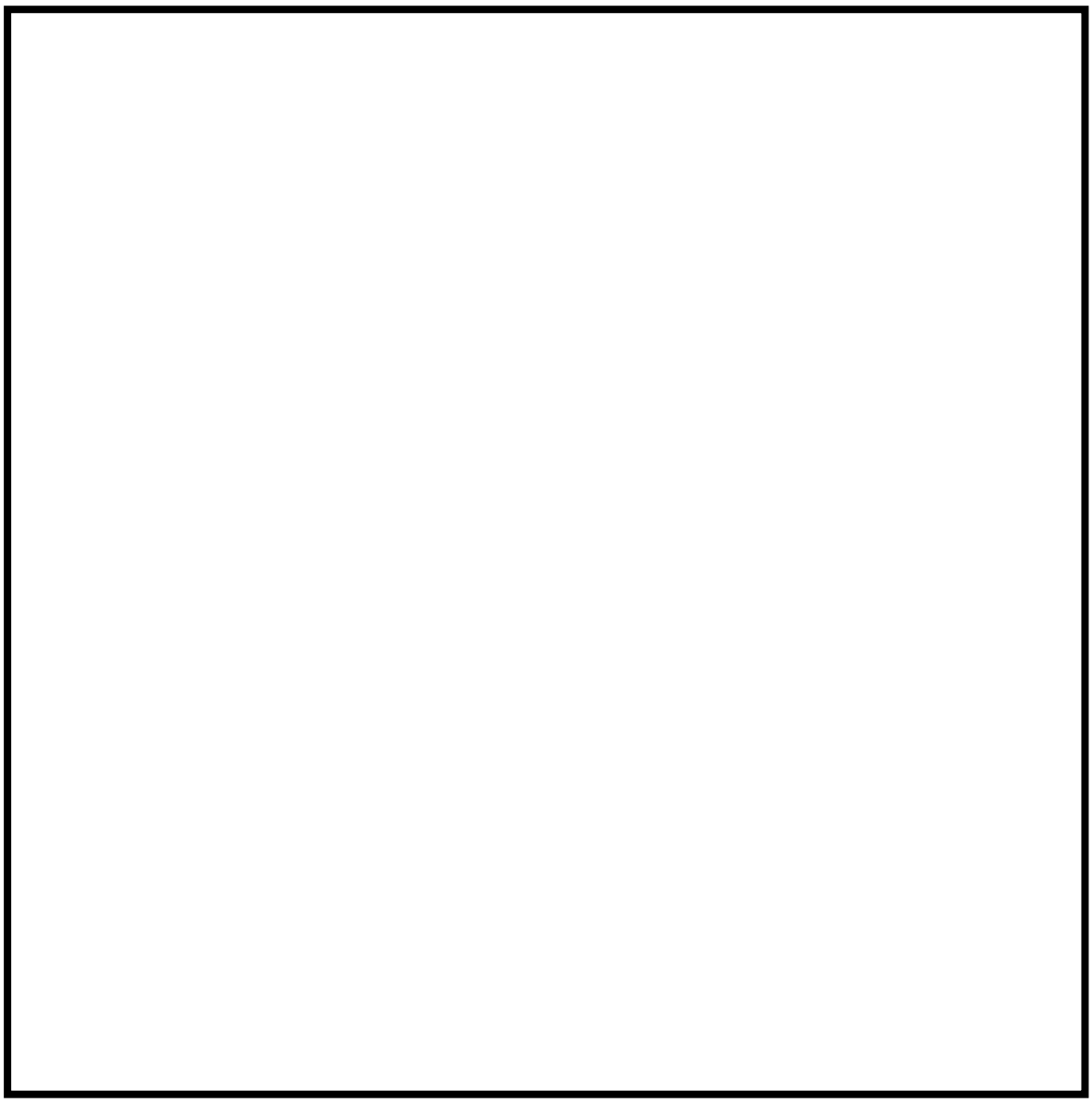


第５図　射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置Ｄからの場合）

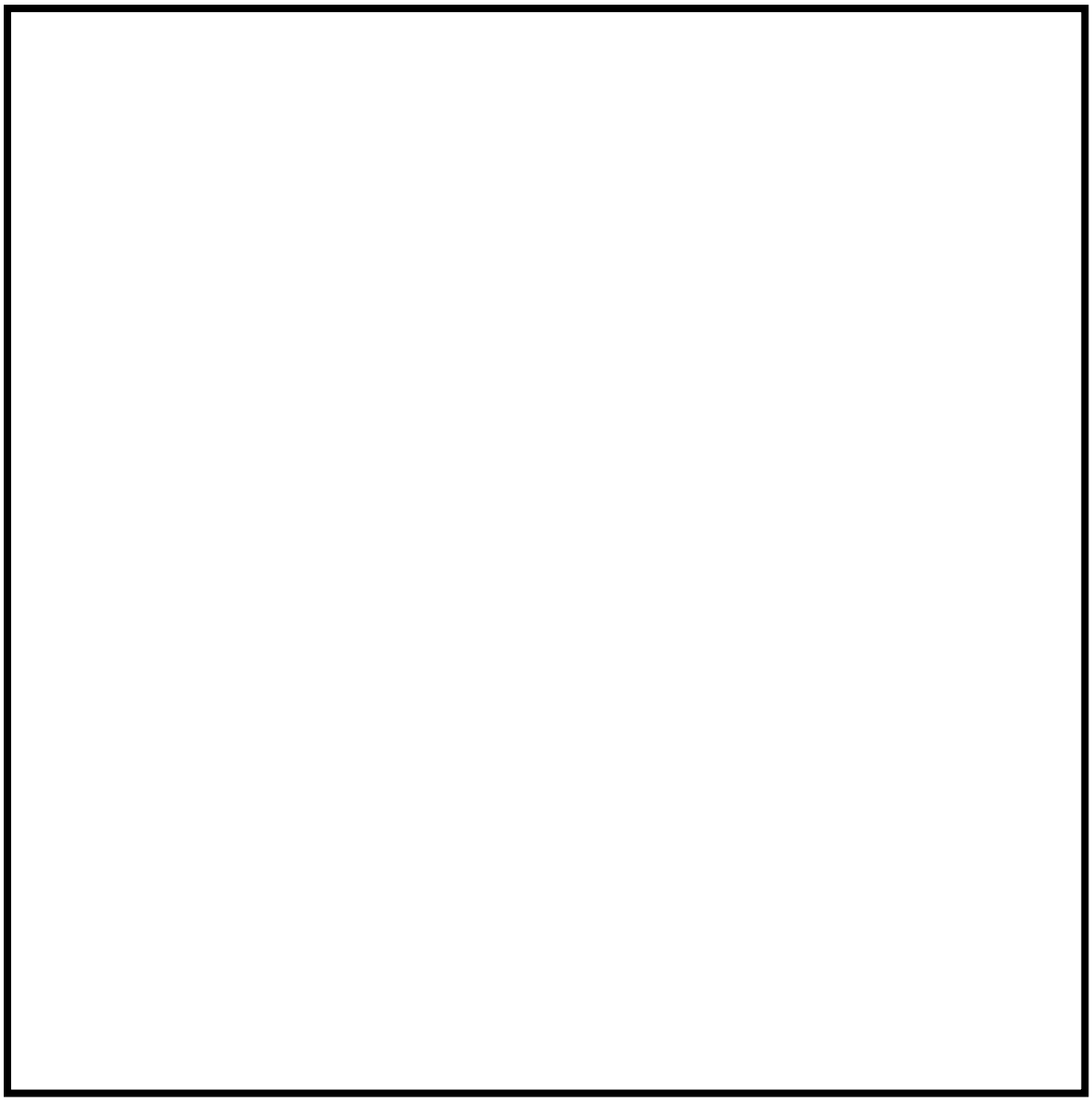
(2)　泡消火放水（航空機燃料火災）の場合



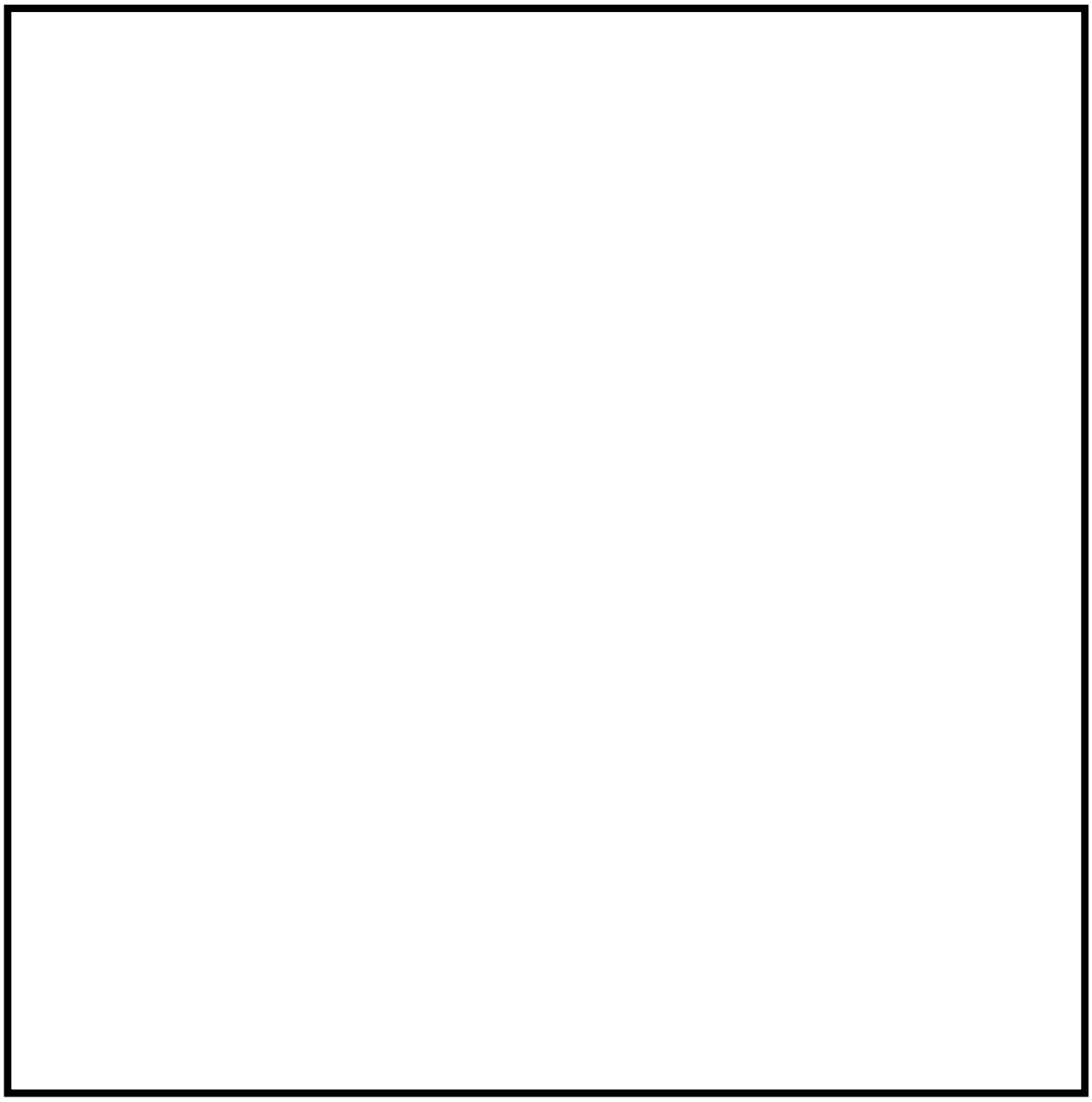
第 6 図　放水砲設置位置（泡消火放水の場合）



第 7 図　射程と射高の関係（泡消火放水，放水砲設置位置Ｅからの場合）



第８図　射程と射高の関係（泡消火放水，放水砲設置位置Ｆからの場合）



第９図　射程と射高の関係（泡消火放水，放水砲設置位置Ｇからの場合）

3.　放水砲の放射方法について

放水砲の放射方法としては，噴射ノズルを調整することで直状放射と噴霧放射の切替えが可能であり，直状放射はより遠くまで放水できるが，噴霧放射は直状放射よりも，より細かい水滴径が期待できる。

放射性プルーム放出時には，放水砲により放水した水により，放射性プルームに含まれる微粒子状の放射性物質が除去されることが期待できるが，微粒子状の放射性物質の粒子径は，0.1μm～0.5μm と考えられ，この粒子径の微粒子の水滴による除去機構は，水滴と微粒子の慣性衝突作用（水滴径 0.3mmφ 前後で最も衝突作用が大きくなる）によるものであり，噴霧放射を活用することで，その衝突作用に期待できる。また，水滴と微粒子の相対速度を大きくし，水の流量を大きくすることで，除去効果の増大が期待できる。

したがって，プルーム放出時の放水砲の放射方法としては，以下のとおりとする。

(1)　原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が確認できる場合

原子炉建屋損壊部に向けて放水し，噴射ノズルを調整することにより噴霧放射で損壊箇所を最大限覆うことができるように放射する。

(2)　原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が不明な場合

原子炉建屋の中央に向けて放水する。

なお，直状放射でしか届かない場合においても，到達点では霧状になっていることから（第 10 図参照），放射性物質の除去に期待できる。

全景

到達点での状態

第 10 図　直状放射による放水（放水訓練）

竜巻に対する可搬型重大事故等対処設備の離隔について

竜巻に対する設備の防護対策については，竜巻被害幅を考慮し設計基準事故対処設備，常設重大事故等対処設備及び可搬型重大事故等対処設備が同時に機能喪失しないよう，可搬型重大事故等対処設備を原子炉建屋等から十分に離隔した保管場所に配置するとともに，当該設備同士も十分に距離をとって配置することとしている。

(1)　竜巻被害幅の考え方

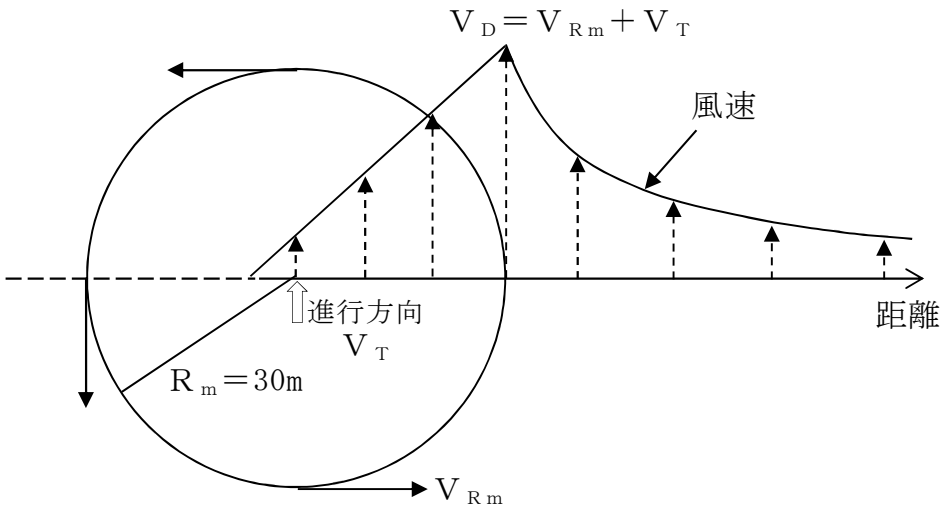
可搬型重大事故等対処設備の分散配置検討においては，日本国内で観測された最大の竜巻であるＦ３竜巻を超えるＦ４竜巻による評価を行った。評価に用いたパラメータは第１表に示すとおり。

第１表　評価竜巻のパラメータ

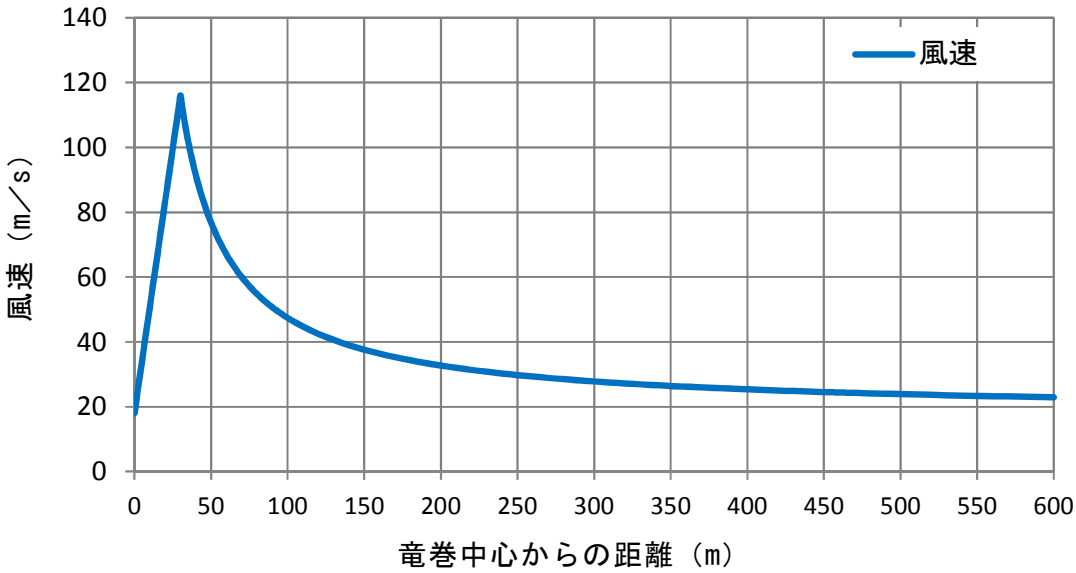
最大風速 V_D（m／s）※1	移動速度 V_T（m／s）※2	最大接線風速 V_{Rm}（m／s）※2	最大接線風速半径 R_m（m）※2
116	17.4	98.6	30

※1　Ｆ４竜巻風速 93m／s～116m／s の最大値を採用
※2　原子力発電所の竜巻影響評価ガイドに従い設定

ランキン渦による竜巻モデルでは，渦の中心が速度V_Tで移動し，渦の中心から渦外周までは回転速度が一定であり，接線方向の風速は半径に比例し増加することを仮定する。第１図にランキン渦による風速分布の概念図を，第２図にＦ４竜巻中心からの距離と風速の関係を示す。



第１図　ランキン渦による風速分布の概念図



第２図　Ｆ４竜巻中心からの距離と風速

被害幅については，竜巻による可搬型重大事故対処設備設備等の浮き上がりに伴う損傷及び飛来物の衝突による損傷を想定し，これらの設備等が浮き上がる風速となる竜巻の領域を被害幅と見なす。

(2)　可搬型重大事故等対処設備等が被害を受ける幅について

可搬型重大事故等対処設備等の浮き上がりについては，浮き上がりやす

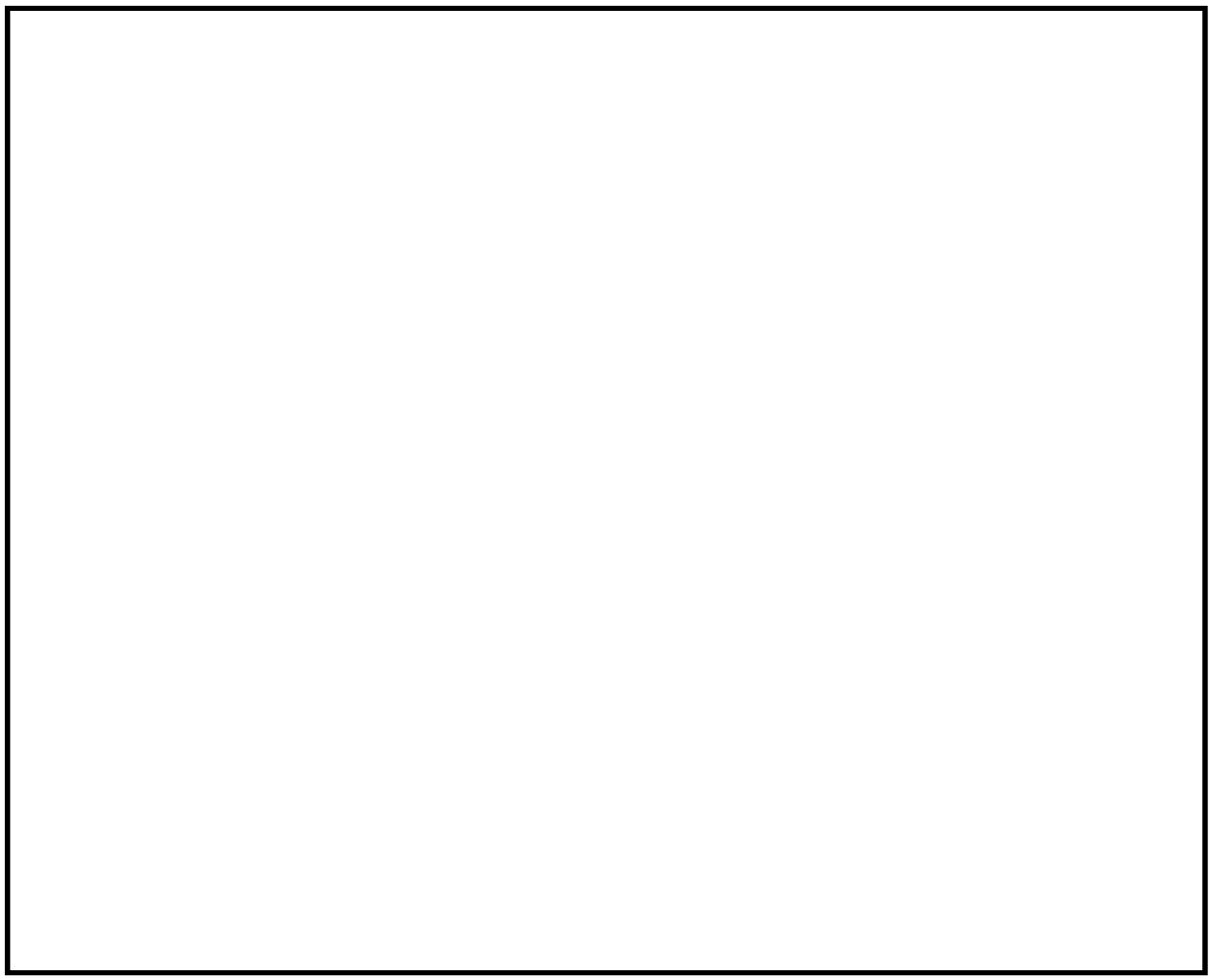
い（空力パラメータが大きい）タンクローリを，飛来物による損傷は，設計飛来物である鋼製材について，各々評価を行った。

浮き上がりの評価方法は，参考1に示すとおり，ランキン渦モデルに対し，タンクローリの空力パラメータより浮き上がりの生じる風速を求め，竜巻の中心からの距離を算出した。

タンクローリの空力パラメータ0.0051より算出された，浮き上がりの生じる距離は約48mであった。タンクローリの浮き上がりに伴う被害幅を，当該距離を半径とした円と考え，約96mとする。

飛来物による損傷については，鋼製材の空力パラメータ0.0065より算出された，浮き上がりの生じる距離は約55mであった。鋼製材が浮き上がり設備を損傷させる被害幅を，同様に浮き上がりの生じる距離を半径とした円と考え，約110mとする。

第3図に示すとおり，上記の被害幅のうち大きい方となる，直径110mの竜巻の中心が原子炉建屋内に設置している非常用ディーゼル発電機を通過すると想定し，原子炉建屋内に設置している非常用ディーゼル発電機が機能喪失に至った場合においても，分散配置する可搬型代替低圧電源車が防護されると期待できることから，喪失した当該機能の回復措置を講じることが可能である。



第 3 図　竜巻被害幅の範囲と可搬型重大事故等対処設備の位置関係

第 2 表に，東海第二発電所の竜巻影響評価において用いた設計飛来物と可搬型重大事故等対処設備の代表的な空力パラメータを示す。

第2表　飛来物源の空力パラメータ等

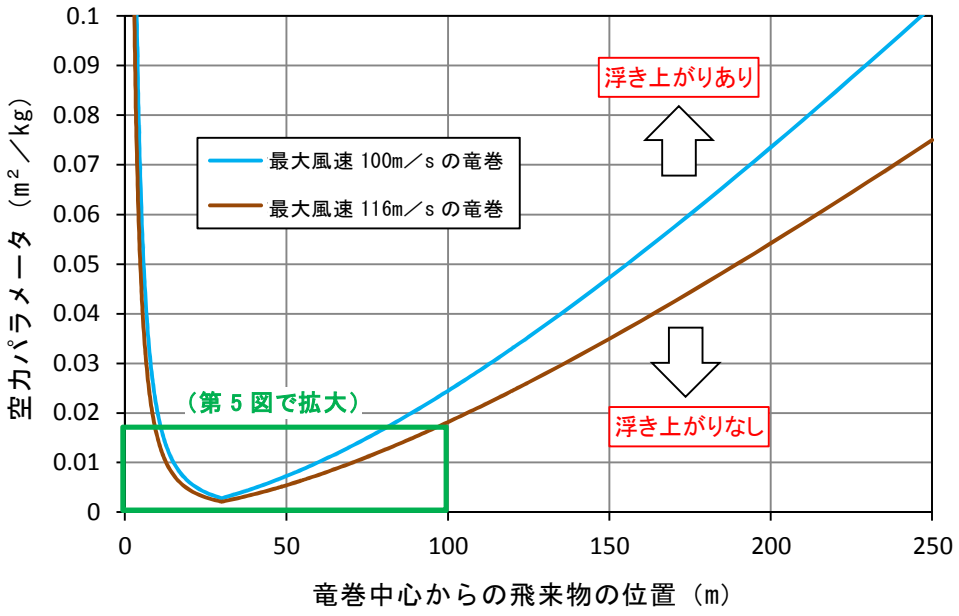
名　称	サイズ（m） ［長さ×幅×高さ］	質量 （kg）	空力パラメータ C_DA／m（m^2／kg）
【設計飛来物】鋼製材	4.2×0.3×0.2	135	0.0065
可搬型代替注水大型ポンプ	11.92×2.49×3.47	22,700	0.0024
可搬型代替低圧電源車	6.885×2.2×3.04	7,760	0.0037
タンクローリ	5.91×2.2×2.46	4,310	0.0051
ホイールローダ	6.895×2.55×3.11	9,740	0.0032
可搬型代替注水中型ポンプ	8.26×2.49×3.43	14,800	0.0026

第4図及び第5図は，それぞれの竜巻の規模（最大風速100m／s及び116m／s）に対し，空力パラメータと飛来物の位置関係（初期位置）を表したものであり，上記に示す各飛来物源の空力パラメータがグラフの線から下部の領域となるような位置に存在すれば，当該資機材等が浮き上がることはない。

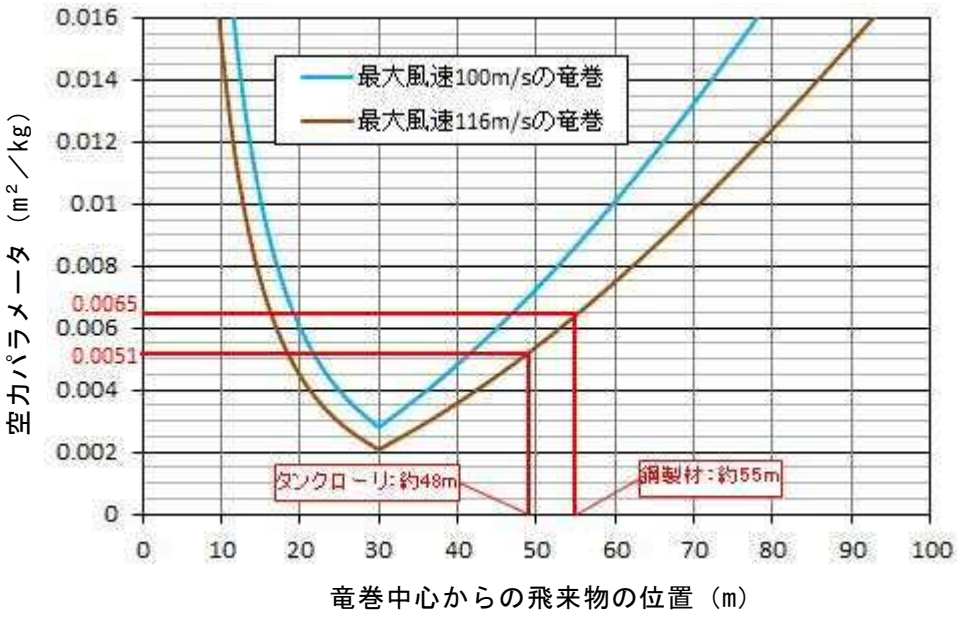
例えば，風速100m／sを超えるような116m／sの竜巻が発生した場合においても，タンクローリであれば，竜巻中心から約48m程度離れていれば浮き上がることはない評価となる。

なお，設計飛来物を超える運動エネルギ及び貫通力を持つ資機材等については，飛来物発生防止対策を実施することとしている。

以上より，設計竜巻を超える風速116m／sの竜巻が東海第二発電所を通過する場合を想定しても，可搬型重大事故等対処設備並びに原子炉建屋に設置している常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することはない。

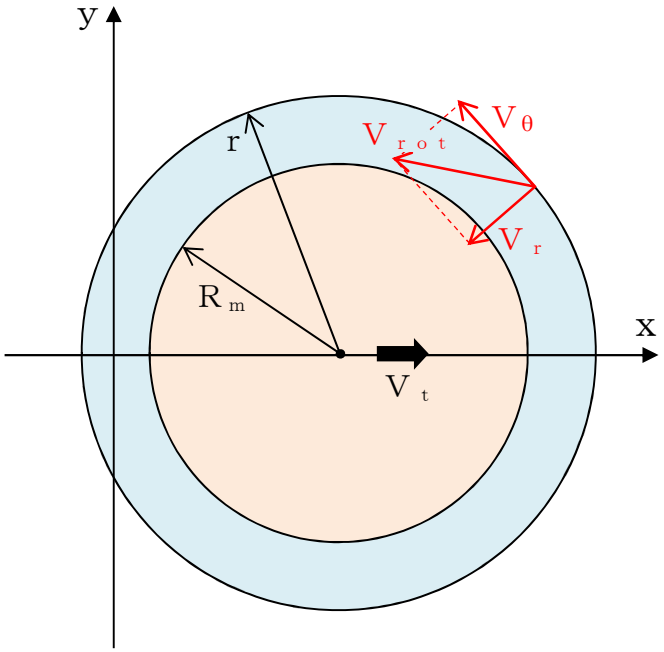


第 4 図　空力パラメータと竜巻中心からの飛来物の位置（その１）



第 5 図　空力パラメータと竜巻中心からの飛来物の位置（その２）

参考１　ランキン渦モデルによる浮き上がり速度の算出



V_θ：竜巻の接線方向風速
V_r：竜巻の周方向風速
V_V：竜巻の鉛直方向風速
V_t：竜巻の移動速度
V_{rot}：竜巻の旋回風速
V_{Rm}：竜巻の最大旋回風速
V_D：竜巻の最大風速
ｒ：竜巻中心からの飛来物の位置
R_m：竜巻の旋回風速が最大となる半径
（＝30m）

$\frac{C_D A}{m}$(空力パラメータ) $> \frac{2g}{\rho V_V \sqrt{V_D^{\,2} + V_V^{\,2}}}$ が成立すれば，物体は浮き上がることとなる。したがって，前ページの第４図及び第５図において，折れ線から下部の領域に空力パラメータがあれば当該の物体は浮き上がらないことを意味する。

$$V_V > \frac{4}{3\sqrt{5}} V_{rot}$$

$$V_{rot} = \begin{cases} \frac{r}{R_m} V_{Rm} & (\text{if} \quad 0 \leqq r \leqq R_m) \\ \frac{R_m}{r} V_{Rm} & (\text{if} \quad R_m \leqq r) \end{cases}$$

ここでV_{Rm}はｒ＝R_mのときのV_{rot}であり，V_{rot}の最大値。そのとき，最大風速V_Dは，

$$V_D = V_{Rm} + V_t$$
$$= V_{Rm} + 0.15 V_D$$

外部事象に対する対応操作の適合性について

航空機衝突に対する各対応操作の適用性の評価

○：衝突箇所に対して多重性を有している設備に期待する手順　△：衝突箇所によって使用可能である設備に期待する手順　×：損傷する可能性が高い設備に期待する手順

地震に対する各対応操作の適用性の評価

○：基準地震動S_sに対して一定程度裕度を有する設備に期待する手順　△：基準地震動S_sを満足する設備に期待する手順　×：基準地震動S_sを満足しない設備に期待する手順

津波に対する各対応操作の適用性の評価

○：基準津波に対して一定程度裕度を有する設備に期待する手順　△：基準津波を満足する設備に期待する手順　×：基準津波を満足しない設備に期待する手順

竜巻に対する各対応操作の適用性の評価

○：原子炉建屋を通過する竜巻でも機能が維持される　×：原子炉建屋を通過する竜巻で機能が喪失する

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	航空機衝突	地震	津波	竜巻	手順成立のために必要な手順
① アクセスルート確保戦略	「状況確認とアクセスルート確保」	(1.0) (2.1)	・ホイールローダ（台数：5台）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場） ・ブルドーザ（台数：1台）（保管場所：南側保管場所） ・油圧ショベル（台数：1台）（保管場所：南側保管場所）	－	被災状況・規模により所要時間は変動	30分	重大事故等対応要員2名	○	○	○	○	－
	「がれき撤去」			－		約1.44km／h	重大事故等対応要員2名	○	○	○	○	－
			・ガス溶断機（台数：2台） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所）	－	廃棄物処理建屋排気ダクト切断用	40分	重大事故等対応要員2名	○	○	○	○	－
② 消火戦略	「消火活動」	(1.0) (2.1)	・化学消防自動車（容量：水：2.8m^3／min（1台当たり），泡：0.8m^3／min（1台当たり），吐出圧力：0.85MPa，台数：2） （保管場所：南側保管場所，監視所付近） ・水槽付消防ポンプ自動車 （容量：2.8m^3／min（1台当たり），吐出圧力：0.7MPa，台数：2）（保管場所：西側保管場所，監視所付近） ・可搬型代替注水中型ポンプ（消火用） （容量：約210m^3／h（1台当たり），揚程：約100m，台数：1）（保管場所：西側保管場所） ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） （容量：約1,380m^3／h，揚程：約135m，台数：2） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所） ・放水砲（台数：2） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所）	・消火栓 ・取水箇所	－	－	自衛消防隊員9名 重大事故等対応要員8名	○	○	○	○	・アクセスルート確保 ・燃料給油

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	航空機衝突	地震	津波	竜巻	手順成立のために必要な手順
③ 原子炉停止戦略	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）											
	「ほう酸水注入操作」	(1.1)	・ほう酸水注入ポンプ（容量：約9.78m^3／h（1台当たり），揚程：約870m，台数：2） ・ほう酸水貯蔵タンク（容量：約19.5m^3，基数：1）	・ほう酸水貯蔵タンク	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	○	○	○	－
	「代替制御棒挿入機能の手動挿入操作」		－	－	－	中央操作	当直運転員（中操）2名	△	○	○	○	－
	「選択制御棒挿入機構の手動操作」		－	－	－	中央操作	当直運転員（中操）2名	△	○	○	○	－
	「スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引抜き操作」（スクラム弁閉の場合）		－	－	－	中央操作	当直運転員（中操）2名	△	○	○	○	－
	「スクラム・パイロット弁計器用空気系排気操作」		－	－	－	72分以内	当直運転員（中操）2名 当直運転員（現場）2名	△	×	○	○	－
	「スクラム・リセット後の手動スクラム・スイッチの操作」（スクラム弁開の場合）		－	－	－	中央操作	当直運転員（中操）2名	△	○	○	○	－
	「スクラム・リセット後の代替制御棒挿入機能の手動操作」		－	－	－	中央操作	当直運転員（中操）2名	△	○	○	○	－
	「スクラム・リセット後のスクラム個別スイッチの操作」		－	－	－	139分以内	当直運転員（中操）2名 当直運転員（現場）2名	△	×	△	○	－

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	航空機衝突	地震	津波	竜巻	手順成立のために必要な手順
③ 原子炉停止戦略	「制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁からの排水操作」	(1.1)	－	－	－	995分以内	当直運転員（中操）2名 当直運転員（現場）2名	△	×	○	○	－
	「原子炉水位低下操作」		・電動機駆動原子炉給水ポンプ（容量：2,157.5m^3／h（1台当たり），揚程：762m，台数：2） ・高圧復水ポンプ（容量：3,792m^3／h（1台当たり），揚程：365.8m，台数：3） ・低圧復水ポンプ（容量：3,792m^3／h（1台当たり），揚程：94.5m，台数：3）	・復水器	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	×	×	×	・電源の確保
			・制御棒駆動水ポンプ（容量：46.3m^3／h（1台当たり），揚程：823m，台数：2）	・復水貯蔵タンク	－			△	×	×	×	・電源の確保
			・原子炉隔離時冷却系ポンプ（容量：約142m^3／h，揚程：約869m～約186m，台数：1） ・高圧炉心スプレイ系ポンプ（容量：約1,440m^3／h，揚程：約257m，台数：1）	・復水貯蔵タンク ・サプレッション・チェンバ	－			△	○	○	○	・電源の確保
								△	○	△	○	

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	航空機衝突	地震	津波	竜巻	手順成立のために必要な手順
④ 原子炉注水戦略	○非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント），非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース），重大事故等対策要領											
	「高圧炉心スプレイ系による原子炉注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.13)	・高圧炉心スプレイ系ポンプ（容量：約1,440m^3／h，揚程：約257m，台数：1）	・復水貯蔵タンク ・サプレッション・チェンバ	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	○	△	○	・電源の確保
	「給水・復水系による原子炉注水」		・電動機駆動原子炉給水ポンプ（容量：2,157.5m^3／h（1台当たり），揚程：762m，台数：2） ・高圧復水ポンプ（容量：3,792m^3／h（1台当たり），揚程：365.8m，台数：3） ・低圧復水ポンプ（容量：3,792m^3／h（1台当たり），揚程：94.5m，台数：3）	・復水器	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	×	×	×	・電源の確保
	「低圧炉心スプレイ系による原子炉注水」		・低圧炉心スプレイ系ポンプ（容量：約1,440m^3／h，揚程：約205m，台数：1）	・サプレッション・チェンバ	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	○	○	○	・電源の確保
	「残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水」		・残留熱除去系ポンプ（容量：約1,690m^3／h（1台当たり），揚程：約85m，台数：3）	・サプレッション・チェンバ	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	○	○	○	・電源の確保
	「低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」		・常設低圧代替注水系ポンプ（容量：約200m^3／h（1台当たり），揚程：約200m，台数：2）	・代替淡水貯槽	－	中央操作	当直運転員（中操）2名	△	○	○	○	・電源の確保
	「代替循環冷却系による原子炉注水」		・代替循環冷却系ポンプ（容量：約250m^3／h（1台当たり），揚程：約120m，台数：2）	・サプレッション・チェンバ	－	中央操作	当直運転員（中操）2名	△	○	○	○	・電源の確保
	「消火系による原子炉注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ（容量：約261m^3／h，揚程：90m，台数：1）	・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク	－	56分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名	△	×	△	×	－
	「補給水系による原子炉注水」		・復水移送ポンプ（容量：145.4m^3／h（1台当たり），揚程：85.4m，台数：2）	・復水貯蔵タンク	－	110分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名 重大事故等対応要員6名	△	×	△	×	・電源の確保

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	航空機衝突	地震	津波	竜巻	手順成立のために必要な手順
④ 原子炉注水戦略	「制御棒駆動水圧系による原子炉注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.13)	・制御棒駆動水ポンプ（容量：46.3m^3／h（1台当たり），揚程：823m，台数：2）	・復水貯蔵タンク	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	×	△	○	・電源の確保
	「ほう酸水注入系による原子炉注水」		・ほう酸水注入ポンプ（容量：約9.78m^3／h（1台当たり），揚程：約870m，台数：2）	・ほう酸水貯蔵タンク	注水開始	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	○	○	○	・電源の確保
					継続注水準備	60分以内	当直運転員（現場）2名	△	×	○	○	・電源の確保
	「低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」		・可搬型代替注水大型ポンプ（容量：約1,320m^3／h（1台当たり），揚程：約140m，台数：3）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場） ・可搬型代替注水中型ポンプ（容量：約210m^3／h（1台当たり），揚程：約100m，台数：5）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場）	・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・海	系統構成を中央操作で実施する場合	205分以内（ホース運搬車を使用しない場合は535分以内）	当直運転員（中操）1名 重大事故等対応要員8名	○	○	○	○	・アクセスルートの確保 ・燃料給油
					系統構成を現場操作で実施する場合	205分以内（ホース運搬車を使用しない場合は535分以内）	当直運転員（現場）3名 重大事故等対応要員11名	○	○	○	○	・アクセスルートの確保 ・燃料給油
	「高圧代替注水系による原子炉注水」		・常設高圧代替注水系ポンプ（容量：約136.7m^3／h，揚程：約900m，台数：1）	・サプレッション・チェンバ	－	中央操作	当直運転員（中操）2名	△	○	○	○	－
					中央操作が実施できない場合	58分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名 重大事故等対応要員2名	△	○	○	○	－

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	航空機衝突	地震	津波	竜巻	手順成立のために必要な手順
④ 原子炉注水戦略	「逃がし安全弁による原子炉減圧」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.13)	・逃がし安全弁（個数：18（自動減圧機能付：7））	－	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	○	○	○	－
	「タービン・バイパス弁による減圧」		・タービン・バイパス弁（個数：5）	－	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	×	○	○	－
	「非常用窒素供給系による減圧」		・高圧窒素ボンベ（本数：20）	－	－	282分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名	△	○	○	○	－
	「逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧」		・逃がし安全弁用可搬型蓄電池（個数：2）	－	－	55分以内	当直運転員（中操）1名	△	○	○	○	－
	「非常用逃がし安全弁駆動系による減圧」		・非常用逃がし安全弁駆動系	－	－	120分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名	△	×	○	○	－

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	航空機衝突	地震	津波	竜巻	手順成立のために必要な手順
⑤ 水素爆発防止戦略	○非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント），重大事故等対策要領											
	「原子炉格納容器内水素・酸素濃度監視」	(1.9) (1.10)	・格納容器内水素濃度（ＳＡ） ・格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	－	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	○	○	○	－
			・格納容器雰囲気モニタ	－	－	中央操作		△	×	○	○	－
	「可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素注入」		・窒素供給装置（容量：約 200Nm^3／h（1 台当たり），台数：4） ・窒素供給装置用電源車（台数：2） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所）	－	西側接続口を使用する場合	135分以内	重大事故等対応要員6名	△	○	○	○	－
				－	東側接続口を使用する場合	115分以内	重大事故等対応要員6名					
	「格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント」		・格納容器圧力逃がし装置	－	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	○	○	○	－
				－	現場操作の場合	第一弁（Ｓ／Ｃ）125 分以内 第一弁（Ｄ／Ｗ）140 分以内 第二弁 75分以内	当直運転員（現場）3名 重大事故等対応要員3名	△	○	○	○	－
	「可燃性ガス濃度制御系起動」		・再結合装置，ブロワ（容量：約 340Nm^3／h（1 台当たり），台数：2）	－	－	中央操作（ウォームアップ運転：約 180 分）	当直運転員（中操）1名	△	×	○	○	・電源の確保
	「原子炉建屋ガス処理系起動」 「原子炉建屋ガス処理系停止」		・非常用ガス処理系 ・非常用ガス再循環系	－	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	○	○	○	・電源の確保
	「原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放」		・原子炉建屋外側ブローアウトパネル	－	－	50分以内	重大事故等対応要員2名	△	○	○	○	－
			・ブローアウトパネル閉止装置	－	ブローアウトパネル閉止装置が閉止状態の場合	40分以内	重大事故等対応要員2名	△	○	○	○	－

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	航空機衝突	地震	津波	竜巻	手順成立のために必要な手順
⑥－1 格納容器除熱戦略	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース），重大事故等対策要領											
	「残留熱除去系による冷却又はスプレイによる原子炉格納容器除熱」	(1.5) (1.6) (1.13)	・残留熱除去系ポンプ（容量：約1,690m^3／h（1台当たり），揚程：約85m，台数：2）	・サプレッション・チェンバ	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	○	○	○	・電源の確保
	「代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ」		・常設低圧代替注水系ポンプ（容量：約200m^3／h（1台当たり），揚程：約200m，台数：2）	・代替淡水貯槽	－	中央操作	当直運転員（中操） 2名	△	○	○	○	・電源の確保
	「代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ」		・可搬型代替注水大型ポンプ（容量：約1,320m^3／h（1台当たり），揚程：約140m，台数：3）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場） ・可搬型代替注水中型ポンプ（容量：約210m^3／h（1台当たり），揚程：約100m，台数：5）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場）	・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・海水	系統構成を中央操作で実施する場合	205分 以内（ホース運搬車を使用しない場合は535分以内）	当直運転員（中操）1名 重大事故等対応要員8名	○	○	○	○	・アクセスルートの確保 ・燃料給油
					系統構成を現場操作で実施する場合	205分 以内（ホース運搬車を使用しない場合は535分以内）	当直運転員（現場）3名 重大事故等対応要員11名	○	○	○	○	・アクセスルートの確保 ・燃料給油
	「代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱」		・代替循環冷却系ポンプ（容量：約250m^3／h（1台当たり），揚程：約120m，台数：2）	・サプレッション・チェンバ	－	中央操作	当直運転員（中操） 2名	△	○	○	○	・電源の確保
	「消火系による格納容器スプレイ」		・ディーゼル駆動消火ポンプ（容量：約261m^3／h／台，揚程：90m，台数：1台）	・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク	－	58分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名	△	×	△	×	－
	「補給水系による格納容器スプレイ」		・復水移送ポンプ（容量：145.4m^3／h（1台当たり），揚程：85.4m，台数：2）	・復水貯蔵タンク	－	111分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名 重大事故等対応要員6名	△	×	△	×	・電源の確保

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	航空機衝突	地震	津波	竜巻	手順成立のために必要な手順
⑥－1 格納容器除熱戦略	「格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント」	(1.5) (1.6) (1.13)	・格納容器圧力逃がし装置（台数：1台）	－	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	○	○	○	－
				－	現場操作の場合	第一弁（S／C）125分以内 第一弁（D／W）140分以内 第二弁75分以内	当直運転員（現場）3名 重大事故等対応要員3名	△	○	○	○	－
	「耐圧強化ベントによる格納容器ベント」		・耐圧強化ベント	－	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	○	○	○	－

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	航空機衝突	地震	津波	竜巻	手順成立のために必要な手順
⑥－2 格納容器除熱戦略	○非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント），非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース），重大事故等対策要領											
	「格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル注水」	(1.6) (1.7) (1.8) (1.10) (1.13)	・常設低圧代替注水系ポンプ（容量：約200m^3／h（1台当たり），揚程：約200m，台数：2）	・代替淡水貯槽	－	中央操作	当直運転員（中操）2名	△	○	○	○	・電源の確保
	「格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル注水」		・可搬型代替注水大型ポンプ（容量：約1,320m^3／h（1台当たり），揚程：約140m，台数：3）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場） ・可搬型代替注水中型ポンプ（容量：約210m^3／h（1台当たり），揚程：約100m，台数：5）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場）	・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・海水	－	205分 以内（ホース運搬車を使用しない場合は535分以内）	当直運転員（中操）1名 重大事故等対応要員8名	○	○	○	○	・アクセスルートの確保 ・燃料給油
	「消火系によるペデスタル注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ（容量：約261m^3／h，揚程：90m，台数：1）	・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク	－	54分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名	△	×	△	×	－
	「補給水系によるペデスタル注水」		・復水移送ポンプ（容量：145.4m^3／h（1台当たり），揚程：85.4m，台数：2）	・復水貯蔵タンク	－	108分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名 重大事故等対応要員6名	△	×	△	×	・電源の確保
	「格納容器頂部注水系（常設）によるウェル注水」		・常設低圧代替注水系ポンプ（容量：約200m^3／h（1台当たり），揚程：約200m，台数：2）	・代替淡水貯槽	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	○	○	○	・電源の確保
	「格納容器頂部注水系（可搬型）によるウェル注水」		・可搬型代替注水大型ポンプ（容量：約1,320m^3／h（1台当たり），揚程：約140m，台数：3）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場）	・代替淡水貯槽 ・海水	－	205分 以内（ホース運搬車を使用しない場合は535分以内）	当直運転員（中操）1名 重大事故等対応要員8名	○	○	○	○	・アクセスルートの確保 ・燃料給油

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	航空機衝突	地震	津波	竜巻	手順成立のために必要な手順
⑥－2 格納容器除熱戦略	「残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイ」	(1.6) (1.7) (1.8) (1.10) (1.13)	・残留熱除去系ポンプ（容量：約1,690m^3／h（1台当たり），揚程：約85m，台数：2）	・サプレッション・チェンバ	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	○	○	○	・電源の確保
	「代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ」		・常設低圧代替注水系ポンプ（容量：約200m^3／h（1台当たり），揚程：約200m，台数：2）	・代替淡水貯槽	－	中央操作	当直運転員（中操）2名	△	○	○	○	・電源の確保
	「代替循環冷却系による格納容器スプレイ」		・代替循環冷却系ポンプ（容量：約250m^3／h（1台当たり），揚程：約120m，台数：2）	・サプレッション・チェンバ	－	中央操作	当直運転員（中操）2名	△	○	○	○	・電源の確保
	「消火系による格納容器スプレイ」		・ディーゼル駆動消火ポンプ（容量：約261m^3／h，揚程：90m，台数：1）	・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク	－	58分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名	△	×	△	×	－
	「補給水系による格納容器スプレイ」		・復水移送ポンプ（容量：145.4m^3／h（1台当たり），揚程：85.4m，台数：2）	・復水貯蔵タンク	－	111分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名 重大事故等対応要員6名	△	×	△	×	・電源の確保
	「代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ」		・可搬型代替注水大型ポンプ（容量：約1,320m^3／h（1台当たり），揚程：約140m，台数：3）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場） ・可搬型代替注水中型ポンプ（容量：約210m^3／h（1台当たり），揚程：約100m，台数：5）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場）	・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・海水	系統構成を中央操作で実施する場合	205分以内（ホース運搬車を使用しない場合は535分以内）	当直運転員（中操）1名 重大事故等対応要員8名	○	○	○	○	・アクセスルートの確保 ・燃料給油
					系統構成を現場操作で実施する場合	205分以内（ホース運搬車を使用しない場合は535分以内）	当直運転員（現場）3名 重大事故等対応要員11名	○	○	○	○	・アクセスルートの確保 ・燃料給油
	「格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント」		・格納容器圧力逃がし装置（台数：1台）	－	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	○	○	○	－
				－	現場操作の場合	第一弁（S／C）125分以内 第一弁（D／W）140分以内 第二弁75分以内	当直運転員（現場）3名 重大事故等対応要員3名	△	○	○	○	－

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	航空機衝突	地震	津波	竜巻	手順成立のために必要な手順
⑦ 使用済燃料プール注水戦略	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース），重大事故等対策要領	(1.11) (1.12) (1.13)										
	「代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用したＳＦＰ注水（常設低圧代替注水系ポンプ）」		・常設低圧代替注水系ポンプ（容量：約200m^3／h（1台当たり），揚程：約200m，台数：2）	・代替淡水貯槽	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	○	○	○	・電源の確保
	「代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用したＳＦＰ注水（可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ）」		・可搬型代替注水大型ポンプ（容量：約1,320m^3／h（1台当たり），揚程：約140m，台数：3）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場） ・可搬型代替注水中型ポンプ（容量：約210m^3／h（1台当たり），揚程：約100m，台数：5）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場）	・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・海水	－	205分以内（ホース運搬車を使用しない場合は535分以内）	当直運転員（中操）1名 重大事故等対応要員8名	○	○	○	○	・アクセスルートの確保 ・燃料給油
	「消火系によるＳＦＰ注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ（容量：約261m^3／h／台，揚程：90m，台数：1台）	・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク	消火栓を使用する場合	60分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）3名 重大事故等対応要員1名	△	×	△	×	－
					残留熱除去系ラインを使用する場合	105分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名					
	「代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用したＳＦＰ注水」		・可搬型代替注水大型ポンプ（容量：約1,320m^3／h（1台当たり），揚程：約140m，台数：3） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場）	・代替淡水貯槽 ・海水	原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用する場合	435分以内	当直運転員（中操）1名 重大事故等対応要員8名	○	○	○	○	・アクセスルートの確保 ・燃料給油
					原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用する場合	370分以内	当直運転員（中操）1名 重大事故等対応要員8名					

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	航空機衝突	地震	津波	竜巻	手順成立のために必要な手順
⑦ 使用済燃料プール注水戦略	「代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用したＳＦＰ注水（常設低圧代替注水系ポンプ）」	(1.11) (1.12) (1.13)	・常設低圧代替注水系ポンプ（容量：約 200m^3／h（1 台当たり），揚程：約 200m，台数：2）	・代替淡水貯槽	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	○	○	○	・電源の確保
	「代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用したＳＦＰ注水（可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ）」		・可搬型代替注水大型ポンプ（容量：約 1,320m^3／h（1 台当たり），揚程：約 140m，台数：3）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場） ・可搬型代替注水中型ポンプ（容量：約 210m^3／h（1 台当たり），揚程：約 100m，台数：5）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場）	・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・海	－	205 分 以内（ホース運搬車を使用しない場合は535分以内）	当直運転員（中操） 1名 重大事故等対応要員 8名	○	○	○	○	・アクセスルートの確保 ・燃料給油
	「可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による放水」		・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）（容量：約 1,380m^3／h，揚程：約 135m，台数：2）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所） ・放水砲（台数：2）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所）	・海	－	210 分 以内	重大事故等対応要員 8名	○	○	○	○	・アクセスルートの確保 ・燃料給油
	「サイフォンブレーク」		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	「破断箇所手動隔離操作」		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	「ライナーの補修」		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
⑧ 使用済燃料プール除熱戦略	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース），重大事故等対策要領											
	「代替燃料プール冷却系によるＳＦＰ除熱」	(1.11)	・代替燃料プール冷却系（台数：1 台）	－	－	中央操作	当直運転員（中操）1名	△	○	○	○	・電源の確保

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	航空機衝突	地震	津波	竜巻	手順成立のために必要な手順
⑨ 放射性物質拡散抑制戦略	○重大事故等対策要領											
	「可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による放水」	(1.12)	・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） （容量：約1,380m^3／h，揚程：約135m，台数：2） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所） ・放水砲（台数：2） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所）	・海	－	210分 以内	重大事故等対応要員 8名	○	○	○	○	・アクセスルートの確保 ・燃料給油
	「汚濁防止膜の設置」		・汚濁防止膜（個数：48） （保管場所：西側保管場所，南側保管場所）	－	－	優先的に設置する4箇所：140分 残る箇所： 6時間以内	重大事故等対応要員 9名	○	○	○	○	・アクセスルートの確保
	「放射性物質吸着材の設置」		・放射性物質吸着材 （保管場所：西側保管場所，南側保管場所）	－	－	21時間 以内	重大事故等対応要員 9名	○	○	○	○	・アクセスルートの確保

個別戦略	手順書等	「技術的能力に係る審査基準」の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	航空機衝突	地震	津波	竜巻	手順成立のために必要な手順
⑩ 電源確保戦略	○非常時運転手順書（事象ベース）											
	「常設代替交流電源設備による緊急用M／C及び非常用M／C受電(中央制御室からの起動)」	(1.14)	・常設代替高圧電源装置（台数：6）	－	－	92 分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名	△	○	○	○	－
	「常設代替交流電源設備による緊急用M／C及び非常用M／C受電（現場からの起動)」		・常設代替高圧電源装置（台数：6）	－	－	88 分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名 重大事故等対応要員2名	△	○	○	○	－
	「可搬型代替交流電源設備による非常用P／Cへ受電」		・可搬型代替低圧電源車（台数：5）	－	－	180分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名 重大事故等対応要員6名	○	○	○	○	・アクセスルートの確保 ・燃料給油
	「可搬型代替交流電源設備による緊急用P／Cへ受電」		・可搬型代替低圧電源車（台数：5）	－	－	180分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名 重大事故等対応要員6名	○	○	○	○	・アクセスルートの確保 ・燃料給油
	「常設代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤受電」		・常設代替直流電源設備	－	－	操作不要	－	△	○	○	○	－
	「可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤又は直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂ受電」		・可搬型代替低圧電源車（台数：5） ・可搬型整流器	－	－	250分以内	当直運転員（中操）1名 当直運転員（現場）2名 重大事故等対応要員6名	○	○	○	○	・アクセスルートの確保 ・燃料給油

米国ガイド（NEI06-12及びNEI12-06）で参考とした事項について

大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊についての前提条件を設定するに当たり，米国における大規模自然災害への対応ガイド（NEI12-06）及び航空機テロへの対応ガイド（NEI06-12）も参考にしている。

これらガイドラインは以下のような内容である。（第1図）

第1図　米国ガイド（NEI12-06及びNEI06-12）の概要

大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について

大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害（地震，津波，竜巻）及び故意による大型航空機の衝突が発生した場合に備えた重大事故等対処設備等の配備及び防護について，対応状況を第1表に示す。

なお，これらの対応については，2.1.2.3(1)に示す「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方」に基づく。

第1表　大規模損壊発生時の可搬型重大事故等対処設備等の

配備及び防護の状況(1／3)

○大規模地震

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・機能確保	機器の保管場所等の考慮（耐震性のある保管場所，機器の耐震性等）	・ 基準地震動又はそれに準じた地震を超える地震動に対して，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。 ・ 保管場所周辺に損壊により影響を及ぼすおそれのある建屋，鉄塔，煙突，タンク等の構造物がないことを確認している。
機器の配備	機器の輸送手段の確保（輸送経路の障害の考慮）	・ 想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては，複数ルートが確保されている。また，アクセスルートでがれきが発生した場合においても，原子炉建屋から100m以上離隔された場所に配備しているホイールローダにより，がれきを撤去することでアクセスルートを確保する。 ・ 大規模な燃料火災が発生した場合は，原子炉建屋から100ｍ以上離れた場所に保管している化学消防自動車等の泡消火設備により消火活動を行い，アクセスルートを確保する。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	・ 恒設ライン等への接続箇所を複数設置しており，これらの接続箇所は分散して配置している。 ・ 各々の接続箇所までのアクセスルートは，それぞれ別ルートで確保されている。

第1表　大規模損壊発生時の可搬型重大事故等対処設備等の

配備及び防護の状況(2／3)

○大規模な津波

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・機能確保	機器の保管場所の考慮（津波よりも高い位置の保管）	・ 敷地に遡上する津波を超える津波に対して裕度を有する高台に保管する。
機器の配備	機器の輸送手段の確保（輸送経路の障害の考慮）	・ 可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては，津波によるがれき等を考慮し，ホイールローダを配備している。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	・ 恒設ライン等への接続箇所を複数箇所設置しており，これらの接続箇所は分散して配置している。 ・ 各々の接続箇所までのアクセスルートは，それぞれ別ルートで確保されている。

○大規模竜巻

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・機能確保	機器の保管場所の考慮（保管場所の分散）	・ 常設重大事故等対処設備，設計基準事故対処設備と同時に影響を受けない場所に分散して保管する。
機器の配備	機器の輸送手段の確保（輸送経路の障害の考慮）	・ 可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては，竜巻によるがれき等を考慮し，ホイールローダを配備している。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	・ 恒設ライン等への接続箇所を複数箇所設置しており，これらの接続箇所は分散して配置している。 ・ 各々の接続箇所までのアクセスルートは，それぞれ別ルートで確保されている。 ・ 竜巻によるプラントへの被害は短時間と考えられることから，強風中におけるアクセス性確保は不要と考えられる。

第1表　大規模損壊発生時の可搬型重大事故等対処設備等の

配備及び防護の状況(3／3)

○故意による大型航空機の衝突

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・機能確保	機器の保管場所等の考慮 （頑健性のある構造物内での保管，原子炉建屋からの100m離隔）	・ 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより同時に機能喪失させないよう，原子炉建屋等から100m以上の離隔距離を確保するとともに，当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備から100m以上の隔離距離を確保した上で，分散して保管する。
機器の配備	機器の輸送手段の確保 （輸送経路の障害の考慮）	・ 想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては，複数ルートが確保されている。また，アクセスルートでがれきが発生した場合においても，原子炉建屋等から100ｍ以上離隔された場所に配備しているホイールローダにより，がれきを撤去することでアクセスルートを確保する。 ・ 大規模な燃料火災が発生した場合には，原子炉建屋等から100m以上離れた場所に配置している化学消防自動車等の泡消火設備により消火活動を行い，アクセスルートを確保する。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	・ 恒設ライン等への接続箇所を複数箇所設置しており，これらの接続箇所は分散して配置している。 ・ 各々の接続箇所までのアクセスルートは，それぞれ別ルートで確保されている。

重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等の考え方

重大事故等と大規模損壊との対応内容を整理し，その相違部分を踏まえた体制の整備等の考え方を以下に取りまとめた。

１．重大事故等への対応

重大事故等の発生に対して，炉心の著しい損傷防止あるいは原子炉格納容器の破損防止，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷防止及び原子炉運転停止中における燃料体の著しい損傷防止を目的に発電所の体制及び発電所を支援するための体制を整備している。重大事故等時に組織として適切な対応を行うためには，事故対応に必要となる重大事故等対処設備の取扱いと手順の策定が重要である。そこで重大事故等対処設備に係る事項について，切替えの容易性及びアクセスルートの確保を図り，復旧作業に係る事項について，予備品等の確保及び保管場所等の整備を行っている。また，支援に係る事項，教育及び訓練の実施並びに手順の整備に係る事項を，通常業務の組織体制における実務経験を活かした体制で対応できるよう整備している。

２．大規模損壊への対応

大規模損壊に至る可能性のある事象は，基準地震動S_s及び基準津波等の設計基準又は観測記録を超えるような規模の自然災害並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定しており，計装・制御系の喪失，大規模なＬＯＣＡ，原子炉格納容器の損傷等のプラントが受ける影響並びに中央制御室の機能喪失（当直（運転員）を含む），夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における参集要員の遅延，大規模な火災の発生等の被害の程度が，重大事故等に比べて広範囲で不確定なものとなる。

このことから，発電所施設の被害状況等の把握を迅速に行うとともに，得られた情報及び残存する資源等の活用により，「炉心の著しい損傷の緩和」，「原子炉格納容器の破損緩和」，「使用済燃料プールの水位確保及び燃料体の著しい損傷の緩和」又は「発電所外への放射性物質の放出低減」を目的とした効果的な対応を速やかかつ臨機応変に選択し実行することで事象進展の抑制及び緩和措置を図る。

３．重大事故等と大規模損壊への対応の違い

２項に示すとおり，大規模損壊時は重大事故等に比べてその被害範囲が広範囲で不確定なものであり，重大事故等のように損傷箇所がある程度限定された想定に基づく事故対応とは異なる。そのため，発電所施設の被害状況等の把握を迅速に行うとともに，得られた情報及び残存する資源等の活用により，効果的な対応を速やか，かつ臨機応変に選択し実行する。

大規模損壊発生時は，共通要因で機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を活用した手順等で対応することにより，炉心損傷緩和，原子炉格納容器破損緩和等の措置を図る。

４．対応の違いを踏まえた大規模損壊対応に係る体制の整備の考え方

３項で示した対応の違いはあるものの，被害状況等の把握を迅速に行うとともに，得られた情報及び残存する資源等の活用に対応するには，通常業務の組織体制における実務経験を活かすことができる重大事故等に対応するための体制が最も有効に機能すると評価できる。運用面においても重大事故等に対応するための体制で引き続き対応することは，迅速な対応を求められる大規模損壊対応に適している。

このように，大規模損壊対応に係る体制の整備として重大事故等に対応す

るための体制で臨むことは有効である。

ただし，中央制御室（当直（運転員）を含む）の機能喪失及び重大事故等の対応で期待する重大事故等対処設備の一部が使用できない等の大規模損壊時の特徴的な状況においても，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）も含めて流動性を持って柔軟に対応できるよう体制を整備する。

このため，大規模損壊発生時の体制は第1図から第4図に示す重大事故等対応のための体制を基本としつつ，大規模損壊対応のために必要な体制，要員，教育及び訓練，外部からの支援等に関して，以下のとおり差異内容を考慮すべき事項として評価し，付加分を整備，充実内容として整備する。

なお，下記事項における技術的能力1.0と2.1に関する考え方の相違点について項目ごとに別紙に整理する。

(1)　体制の整備

ａ．大規模損壊として考慮すべき事項

・夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における参集要員の参集遅延

・中央制御室（当直（運転員）を含む）の機能喪失

ｂ．整備，充実内容

・夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては，統括待機当番者（副原子力防災管理者）が指揮を執る。統括待機当番者（副原子力防災管理者）がその職務を遂行できない場合には，現場統括待機者が代行する。

・夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において，大規模な自然災害が発生した場合には，要員参集までに時間を要する可能性があるが，発電所構内に常時確保する災害対策要員により，参集要

員が参集するまでの当面の間は，事故対応が行えるよう体制を整備する。

・中央制御室（当直（運転員）を含む）が機能しない場合においても，災害対策要員にて対応が可能な体制を整備する。

(2)　要員の配置

a．大規模損壊として考慮すべき事項

・中央制御室（当直（運転員）を含む）の機能喪失

b．整備，充実内容

・夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における統括待機当番者（副原子力防災管理者）を含む災害対策要員は，分散して待機する。

(3)　教育及び訓練

a．大規模損壊として考慮すべき事項

・通常の指揮命令系統が機能しない場合への対応

・初動で対応する要員を最大限に活用する観点から，臨機応変な配置変更に対応できる知識及び技能を習得するなど，流動性を持って柔軟に対応可能にすること

b．整備，充実内容

・原子力防災管理者及び副原子力防災管理者に対し，通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限に活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。

・大規模損壊時に対応する手順及び資機材の取扱い等を習得するための教育を定期的に実施する。

・重大事故等対応要員については，役割に応じて付与される力量に加え，被災又は想定より多い要員が必要となった場合において，優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないよう，本来の役割以外の教育及び訓練の充実を図る。

具体的には，大規模損壊発生時，まずアクセスルート確保作業を行った上で，原子炉注水又は放水砲の対応が想定されるため，それらの活動を担当する保修班員の災害対策要員（初動）については流動性を持って活動できるよう教育・訓練を実施する。

・自衛消防隊に含まれる協力会社社員並びに給水確保等に当たる協力会社社員については，それぞれの活動に必要な力量を付与できるよう，業務委託契約に基づいた教育・訓練を実施する。

・大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための総合的な訓練を定期的にかつ継続的に実施する。

（第1表，第2表，第3表，第4表参照）

(4)　手順

ａ．大規模損壊として考慮すべき事項

・大規模な火災の発生

・重大事故等に比べて広範囲で不確定な被害

・重大事故等時では有効に機能しない設備等が大規模損壊のような状況下では有効に機能する場合も考えられるため，事象進展の抑制及び緩和に資するための設備等の活用

ｂ．整備，充実内容

・大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順として，故意による大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定し，化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車によるアクセスルート消火の手順に加え，技術的能力1.12で整備する可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲を活用した手順を整備する。また，多様な消火手段として，可搬型代替注水中型ポンプによる高所放水の手順を整備する。

・大規模損壊対応に特化した手順として，現場での可搬型計測器によるパラメータ監視手順等を整備する。

(5)　本店対策本部体制の確立

・大規模損壊発生時における本店対策本部の設置による発電所への支援体制は，技術的能力1.0で整備する支援体制と同様である。

(6)　外部支援体制の確立

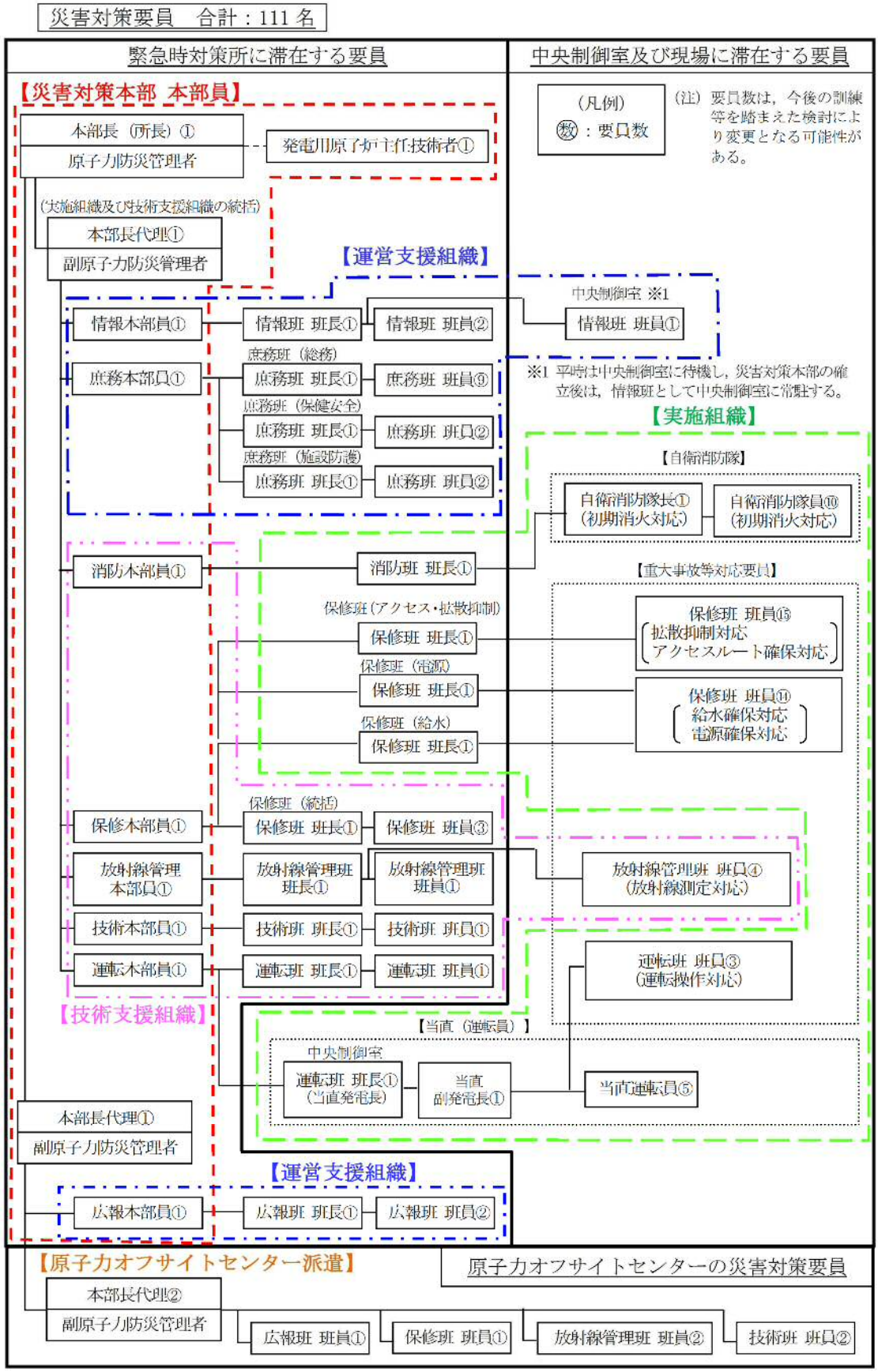
・大規模損壊発生時における外部支援体制は，技術的能力1.0で整備する外部支援体制と同様である。

(7)　可搬型重大事故等対処設備の保管場所とアクセスルート

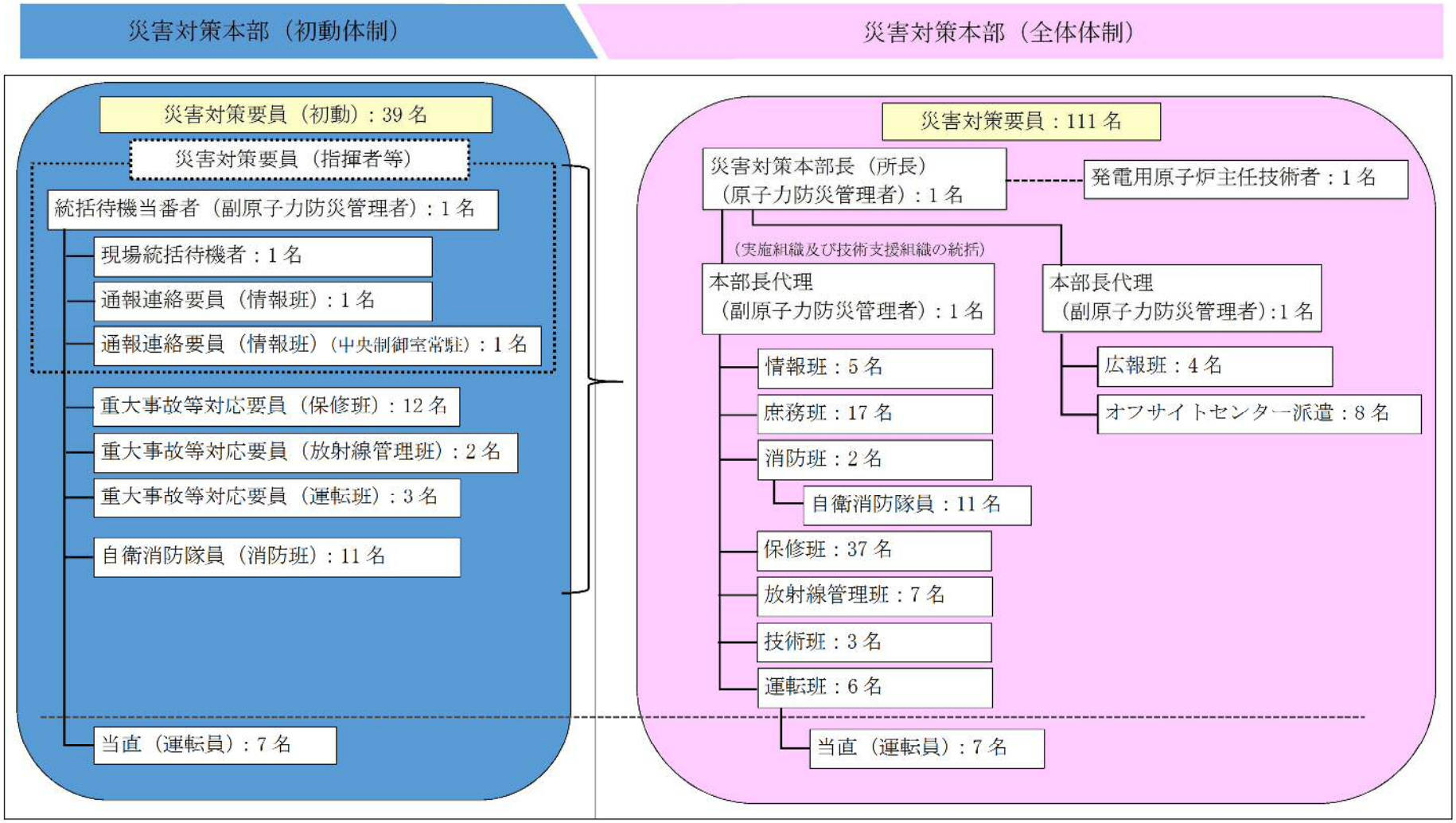
・大規模損壊発生時において可搬型重大事故等対処設備は，同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。

(8)　資機材の配備

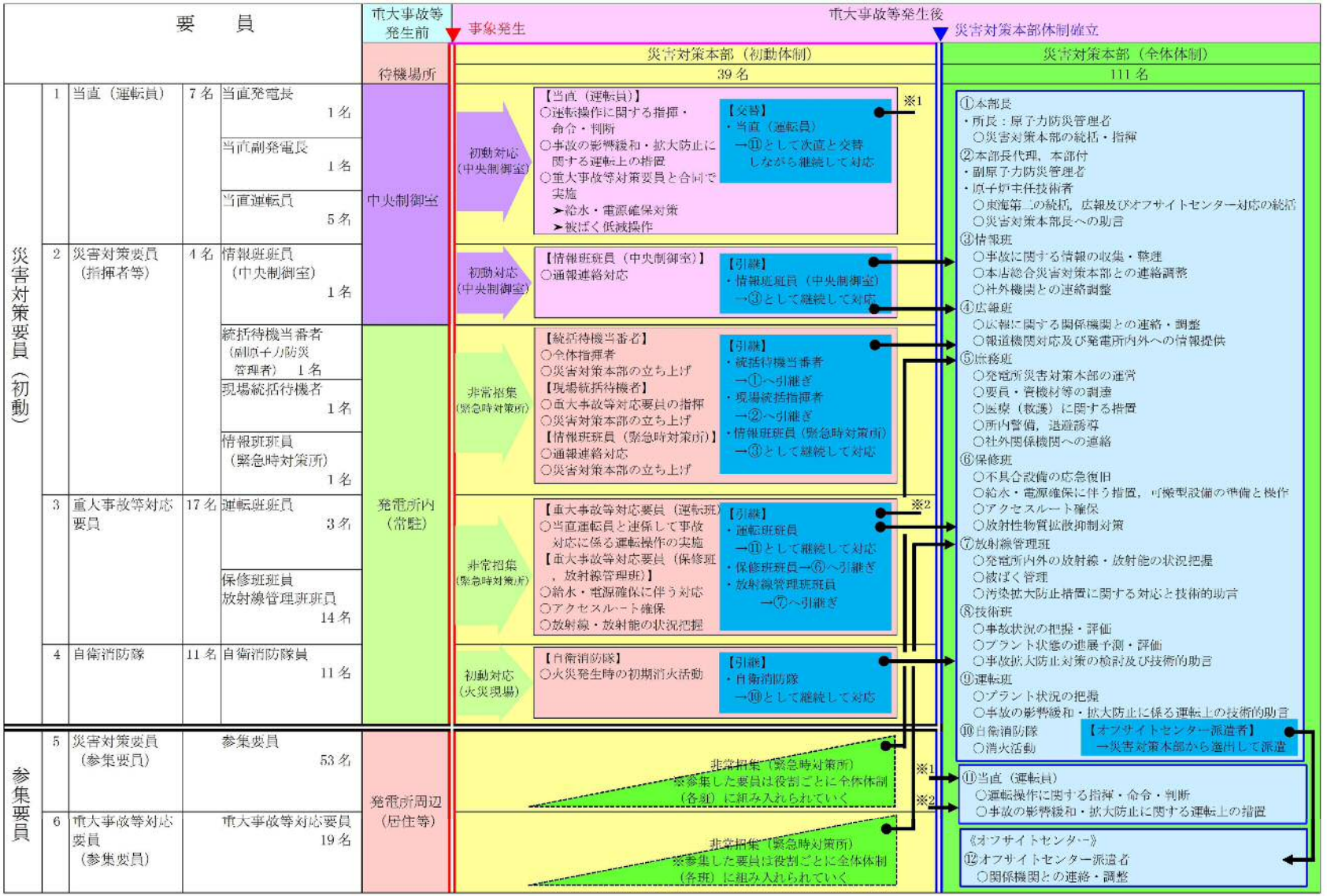
・大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については，重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に高線量の環境，大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。



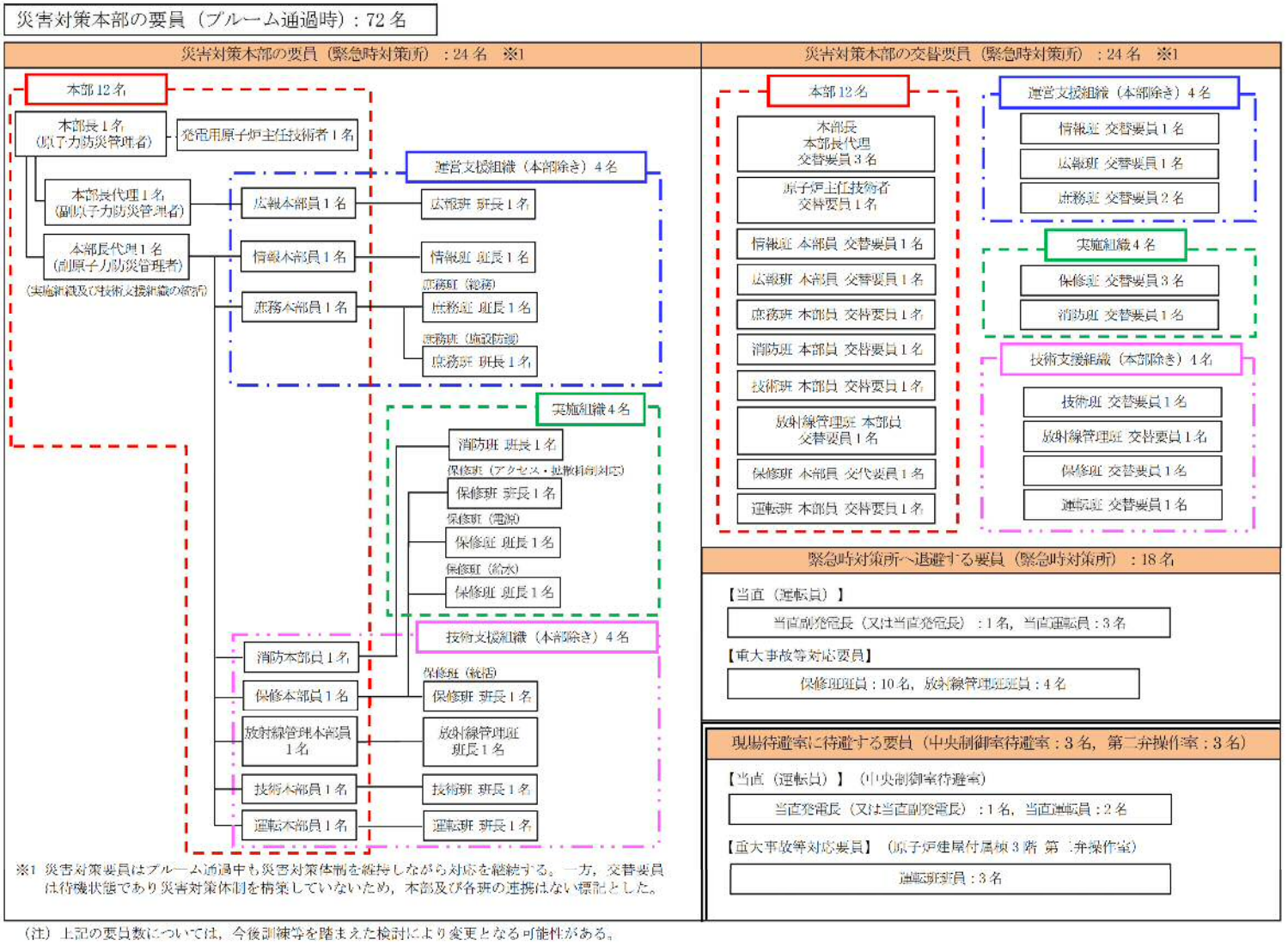
第1図　災害対策本部体制



第 2 図　災害対策本部の初動体制及び全体体制の構成



第３図　災害対策本部の初動体制から全体体制への移行



（注）上記の要員数については，今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第４図　災害対策本部の要員（プルーム通過時）

第1表　大規模損壊対応に関する教育及び訓練

教育訓練名	目的	内容	対象者	時間･頻度
大規模損壊対応教育（指揮，状況判断）	大規模損壊時に通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限に活用しなければならない事態を想定した対応の習得	・大型航空機の衝突により中央制御室（当直（運転員）を含む）が喪失した場合の初動対応の指揮，状況判断 ・残存する資源・設備が限定される場合の対応の優先順位	原子力防災管理者，副原子力防災管理者	1回／年以上
現場でのパラメータ計測訓練	大規模損壊時に，中央制御室が喪失した場合に，現場でパラメータを計測する技術の習得	・可搬型計測器による現場でのパラメータ計測及び監視	重大事故等対応要員（保修班，運転班）	1回／年以上
可搬型代替注水中型ポンプによる消火対応訓練	可搬型代替注水中型ポンプ及び放水銃による消火対応の習得	・可搬型代替注水中型ポンプ及び放水銃による消火対応	重大事故等対応要員（保修班）	1回／年以上
大規模損壊対応訓練	大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等の確認	・各作業班の活動 ・各作業班の連携 ・災害対策本部の意思決定 ・本店本部との連携 ・通常の指揮命令系統が機能しない場合の対応（要員の損耗の考慮）	災害対策要員	1回／年以上

※教育訓練に使用する教育及び訓練の名称，頻度等は，今後の検討等により変更となる可能性がある。

第2表　保修班に対する知識及び技能の流動性

主たる役割		対応可能とする現場作業		
		アクセスルート確保 拡散抑制	給水 確保	電源 確保
保修班 （災害対策要員（初動）12名， 参集要員11名）	・アクセスルート確保 （災害対策要員（初動） 2名，参集要員0名） ・拡散抑制 （災害対策要員（初動） 0名，参集要員7名）	◎	○	○
	・給水確保 （災害対策要員（初動） 8名，参集要員0名）	○	◎	○
	・電源確保 （災害対策要員（初動） 2名，参集要員4名）	○	○	◎

◎　主たる役割（分散待機により，全員が被災することはない。）

○　主たる役割に加えて付帯する役割（主たる役割者と共に作業を行う。）

第3表　協力会社社員の活動範囲（災害対策要員（初動））

	消火活動
自衛消防隊	○

第４表　協力会社社員の活動範囲（参集要員）

	拡散抑制	給水確保※
保修班（拡散抑制）	○	○

※　水源への補給作業を想定

別紙

技術的能力 1.0 と技術的能力 2.1 の体制整備に関する考え方の相違点について（1／2）

項目	技術的能力1.0	技術的能力2.1
体制の整備（要員の配置）	・重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者を定め，効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備 ・実施組織について，必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備 ・災害対策本部における指揮命令系統の明確化	重大事故等に対応するための体制を基本とし，更に以下の事項を考慮することで体制の充実を図る ・夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において，大規模な自然災害が発生した場合には，要員参集までに時間を要する可能性があるが，発電所構内に常時確保する災害対策要員により，参集要員が参集するまでの当面の間は，事故対応が行えるよう体制を整備 ・中央制御室（当直（運転員）を含む）が機能しない場合においても，災害対策要員にて対応が可能な体制を整備
教育及び訓練	・運転員，実施組織，支援組織に対して必要な教育及び訓練を計画的に実施 ・年1回の実施頻度では力量維持が困難と判断される教育及び訓練については，年2回以上に見直す ・要員の各役割に応じて，重大事故等時のプラントの挙動に関する知識の向上を図るとともに，定期的に知識ベースの理解向上に資する教育の実施 ・悪条件（高線量下，夜間，悪天候（降雨，降雪，強風等）及び照明機能低下等）を想定した要素訓練の実施	重大事故等対策にて実施する教育及び訓練に以下の事項を加えることで教育及び訓練の充実を図る ・大規模損壊時に対応する手順及び資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施 ・流動性を持って柔軟に対応できるよう重大事故等対応要員が流動性を持って対応できるよう教育及び訓練を計画的に実施 ・原子力防災管理者及び副原子力防災管理者に対し，通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限に活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練の実施 ・大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施
手順	・技術的能力1.1～1.19で整備した手順等により，炉心損傷防止，原子炉格納容器破損防止等に対応	・技術的能力1.2～1.14で整備した手順に加え，大規模損壊への対応で整備した手順等により炉心損傷緩和，原子炉格納容器破損緩和等に対応
本店対策本部体制	・発電所への本店の支援体制として本店総合災害対策本部の設置	・大規模損壊発生時の本店の支援体制は，技術的能力1.0と同様

技術的能力 1.0 と技術的能力 2.1 の体制整備に関する

考え方の相違点について（2／2）

項目	技術的能力1.0	技術的能力2.1
外部支援	・プラントメーカ及び協力会社から重大事故等発生後の現場操作対応等を実施する要員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や要員の派遣等について，必要な支援が受けられる体制を整備 ・原子力事業所災害対策支援拠点の整備	・技術的能力1.0での原子力災害発生時における外部支援体制と同様 ・技術的能力1.0と同様に，発電所において非常事態が宣言された場合に，原子力事業所災害対策支援拠点を整備
可搬型重大事故等対処設備の保管場所とアクセスルート	・想定される13事象の自然現象及び7事象の人為事象のうち，保管場所とアクセスルートに大きな影響を及ぼす可能性があるものとして地震を考慮	・保管場所とアクセスルートに大きな影響を及ぼす可能性があるものとして，大規模地震，大規模津波，大規模竜巻及び故意による大型航空機の衝突を考慮
資機材の配備	・事故発生後7日間は，外部からの支援がなくても継続した事故対応が維持できるよう必要数量を発電所内に確保	・配備する資機材については，大規模損壊発生時における活動を考慮しても対応要員数等から技術的能力1.0で整備する数量で対応可能 ・保管場所についても分散していることから技術的能力1.0での整備事項と同様

大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について

大規模損壊発生時に想定される以下のａ．～ｄ．の環境下等において，災害対策要員等が事故対応を行うために必要な資機材を第1表に示すとおり配備する。

ｅ．の資機材については，緊急時対策所建屋及び中央制御室において必要数を配備することとしており，詳細を第2表に示す。

ｆ．の資機材については，詳細を第3表に示す。

ａ．全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。

ｂ．地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え，必要な消火活動を実施するために着用する防護具，消火薬剤等の資機材及び消火設備を配備する。

ｃ．炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において，事故対応のために着用する全面マスク，タイベック，個人線量計等の必要な資機材を配備する。

ｄ．化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク，長靴等の資機材を配備する。

ｅ．大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具，線量計，食料等の資機材を配備する。

ｆ．大規模損壊発生時において，災害対策本部と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信連絡手段を確保するために，多様な複数の通信連絡設備を配備する。

また，通常の通信連絡手段が使用不能な場合を想定し，無線連絡設備，携行型有線通話装置，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備する。

第1表　重大事故等及び大規模損壊の発生に備えた資機材リスト（1／2）

品　名	保管場所	規程類※
ａ．全交流動力電源喪失発生時の環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材		
ＬＥＤライト	中央制御室 廃棄物処理操作室 緊急時対策所建屋	災害対策用常備資機材整備基準
ランタン	中央制御室 緊急時対策所建屋	
ヘッドライト	中央制御室 緊急時対策所建屋	
ｂ．大規模火災時に消火活動を実施するために着用する防護具及び消火薬剤等の資機材		
耐熱服	中央制御室 監視所	災害対策用常備資機材整備基準
消防服	化学消防自動車に積載 水槽付消防ポンプ自動車に積載 監視所 事務本館 チェックポイント 中央制御室	
泡消火薬剤	可搬型設備保管場所 監視所付近	
空気呼吸器	化学消防自動車に積載 水槽付消防ポンプ自動車に積載 監視所 事務本館 チェックポイント	
ｃ．高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク及び線量計等の資機材		
タイベック	緊急時対策所建屋 中央制御室	災害対策用常備資機材整備基準
靴下	緊急時対策所建屋 中央制御室	
帽子	緊急時対策所建屋 中央制御室	
綿手袋	緊急時対策所建屋 中央制御室	
ゴム手袋	緊急時対策所建屋 中央制御室	
全面マスク	緊急時対策所建屋 中央制御室	
チャコールフィルタ	緊急時対策所建屋 中央制御室	
アノラック	緊急時対策所建屋 中央制御室	
長靴	緊急時対策所建屋 中央制御室	
胴長靴	緊急時対策所建屋 中央制御室	
高線量対応防護具服（遮蔽ベスト）	緊急時対策所建屋	
自給式呼吸用保護具	中央制御室	
バックパック	緊急時対策所建屋 中央制御室	

※　記載する社内規程については今後運用を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第1表　重大事故等及び大規模損壊の発生に備えた資機材リスト（2／2）

品　名	保管場所	規程類※1
個人線量計	緊急時対策所建屋 中央制御室	災害対策用常備資機材整備基準
GM汚染サーベイメータ	緊急時対策所建屋 中央制御室	
電離箱サーベイメータ	緊急時対策所建屋 中央制御室	
緊急時対策所エリアモニタ	緊急時対策所建屋	
可搬型モニタリング・ポスト※2	緊急時対策所建屋	
ダストサンプラ	緊急時対策所建屋 中央制御室	
ｄ．化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク及び長靴等の資機材		
化学防護服	緊急時対策所建屋 中央制御室	災害対策用常備資機材整備基準
化学防護手袋	緊急時対策所建屋 中央制御室	
化学防護長靴	緊急時対策所建屋 中央制御室	
防毒マスク	緊急時対策所建屋 中央制御室	
吸収缶（塩素，塩化水素，アンモニア等）	緊急時対策所建屋 中央制御室	

※1　記載する社内規程については，今後運用を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

※2　緊急時対策所建屋の可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）については「監視測定設備」の可搬型モニタリング・ポストと兼用する。

第2表　外部支援を受けるまでの期間を想定した事故対応を行うための防護具，線量計，食料等の資機材

(1)　放射線防護資機材及びチェンジングエリア用資機材（緊急時対策所建屋）

a．放射線防護具類（緊急時対策所建屋）

品　名	配備数※	考え方
タイベック	1,166着	111名（要員数）×7日×1.5倍
靴下	2,332足	111名（要員数）×7日×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍
帽子	1,166着	111名（要員数）×7日×1.5倍
綿手袋	1,166着	111名（要員数）×7日×1.5倍
ゴム手袋	2,332双	111名（要員数）×7日×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍
全面マスク	333個	111名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍
チャコールフィルタ	2,332個	111名（要員数）×7日×2倍（2個を1セットで使用）×1.5倍
アノラック	462着	44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日×1.5倍
長靴	132足	44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）
胴長靴	12足	4名（重大事故等対応要員4名：放水砲対応）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）
高線量対応防護具服（遮蔽ベスト）	15着	10名（重大事故等対応要員10名：放水砲，アクセスルート確保，電源確保，水源確保対応）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）
バックパック	66個	44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×1.5倍

※　今後，訓練等で見直しを行う。

ｂ．放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）（緊急時対策所建屋）

品　名	配備数※1	考え方
個人線量計	333 台	111 名（要員数）×2 台（交替時用）×1.5 倍
GM汚染サーベイメータ	5 台	身体の汚染検査用に 3 台＋2 台（予備）
電離箱サーベイメータ	5 台	現場作業等用に 4 台＋1 台（予備）
緊急時対策所エリアモニタ	2 台	加圧判断用に 1 台＋1 台（予備）
可搬型モニタリング・ポスト※2	2 台	加圧判断用に 1 台＋1 台（予備）
ダストサンプラ	2 台	室内のモニタリング用に 1 台＋1 台（予備）

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　緊急時対策所建屋の可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）については「監視測定設備」の可搬型モニタリング・ポストと兼用する。

ｃ．薬品防護具類（緊急時対策所建屋）

品　名	配備数※	考え方
化学防護服	30 セット	装備品一式を 1 セットとして配備する。 （18 名（保修班）＋2 名（放射線管理班））×1.5 倍（基本再使用，必要により除染）＝30 セット
化学防護手袋		
化学防護長靴		
防毒マスク		
吸収缶（塩素，塩化水素，アンモニア等）		

※　今後，訓練等で見直しを行う。

d．チェンジングエリア用資機材（緊急時対策所建屋）

品　名	配備数※	考え方
バリア	8 個	各エリア間の 5 個×1.5 倍＝7.5 個→8 個
簡易シャワー	1 式	エリアの設営に必要な数量
簡易水槽	1 個	エリアの設営に必要な数量
バケツ	1 個	エリアの設営に必要な数量
水タンク	1 式	エリアの設営に必要な数量
可搬型空気浄化装置	3 台	2 台×1.5 倍
はさみ，カッター	各 3 本	設置作業用，脱衣用，除染用の 3 本
筆記用具	2 式	サーベイエリア用，除染エリア用の 2 式
養生シート	4 巻	105.5 m^2（床，壁の養生面積）×2（補修張替え等）÷90 m^2／巻×1.5 倍≒4 巻
粘着マット	3 枚	2 枚（設置箇所数）×1.5 倍
脱衣収納袋	9 個	9 個（設置箇所数　修繕しながら使用）
難燃袋	525 枚	50 枚／日×7 日×1.5 倍
難燃テープ	12 巻	57.54 m（養生エリアの外周距離）×2（シートの継ぎ接ぎ対応）×2（補修張替え等）÷30m／巻×1.5 倍＝11.5→12巻
クリーンウェス	32 缶	111 名（要員数）×7 日×8 枚（マスク，長靴，両手，身体の拭き取りに各 2 枚）÷300（枚／缶）×1.5 倍＝31.08→32 缶
吸水シート	933 枚	簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。 111 名（要員数）×7 日×4ℓ（1 回除染する際の排水量）÷5ℓ（シート 1 枚の給水量）×1.5 倍

※　今後，訓練等で見直しを行う。

ｅ．その他資機材（緊急時対策所建屋）

品　名	配備数	考え方
酸素濃度計	2 個	故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個も含め，2個を保有する。
二酸化炭素濃度計	2 個	故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個も含め，2個を保有する。
大型モニタ	1 式	要員が必要な情報を共有するため。
一般テレビ （回線，機器）	1 式	報道や気象情報を入手するため。
社内パソコン	1 式	社内情報共有に必要な資料・書類を作成するため。
飲食料	・2,331 食 ・1,554 本	プルーム通過中に災害対策本部から退出する必要がないように，災対要員の1日分以上の食料及び飲料水を災害対策本部内に保管する。 ・111名（災対要員数）×7日×3食 ・111名（災対要員数）×7日×2本 （1.5ℓ／本）※
簡易トイレ	1 式	プルーム通過中に災害対策本部から退出する必要がないように，連続使用可能な簡易トイレを配備する。
安定ヨウ素剤	1,776 錠	交替要員を考慮し要員数の2倍を配備する。 ・111名（災対要員数）×（初日：2錠＋2日目以降：1錠×6日）×2交替

※　飲料水 1.5ℓ 容器での保管の場合（要員 1 名当たり 1 日 3ℓ を目安に配備）

(2)　中央制御室等に保管する放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材等

ａ．放射線防護具類（中央制御室※1）

品　名	配備数※2	考え方
タイベック	17 着	11 名（中央制御室要員数）×1.5 倍＝16.5→17 着
靴下	34 足	11 名（中央制御室要員数）×2 倍（2 足を 1 セットで使用）×1.5 倍＝33 足→34 足
帽子	17 個	11 名（中央制御室要員数）×1.5 倍＝16.5→17 個
綿手袋	17 双	11 名（中央制御室要員数）×1.5 倍＝16.5→17 双
ゴム手袋	34 双	11 名（中央制御室要員数）×2 倍（2 双を 1 セットで使用）1.5 倍＝33 双→34 双
全面マスク	17 個	11 名（中央制御室要員数）×1.5 倍＝16.5→17 個
チャコールフィルタ	34 個	11 名（中央制御室要員数）×2 倍（2 個を 1 セットで使用）×1.5 倍＝33 個→34 個
アノラック	17 着	11 名（中央制御室要員数）×1.5 倍＝16.5→17 着
長靴	9 足	6 名（運転員（現場）3 名＋重大事故等対応要員 3 名：屋内現場対応）×1.5 倍
胴長靴	9 足	6 名（運転員（現場）3 名＋重大事故等対応要員 3 名：屋内現場対応）×1.5 倍
自給式呼吸用保護具	9 式	6 名（運転員（現場）3 名＋重大事故等対応要員 3 名：屋内現場対応）×1.5 倍
バックパック	17 個	11 名（中央制御室要員数）×1.5 倍＝16.5→17 個

※1　運転員等は交替のために中央制御室に向かう際に，緊急時対策所建屋より防護具類を持参する。
※2　今後，訓練等で見直しを行う。

ｂ．放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）（中央制御室）

品　名	配備数※	考え方
個人線量計	33 台	11 名（中央制御室要員数）×2 台（交替時用）×1.5 倍
GM汚染サーベイメータ	3 台	身体の汚染検査用に 2 台＋1 台（予備）
電離箱サーベイメータ	3 台	現場作業等用に 2 台＋1 台（予備）
ダストサンプラ	2 台	室内のモニタリング用に 1 台＋1 台（予備）

※　今後，訓練等で見直しを行う。

ｃ．薬品防護具類（中央制御室）

品　名	配備数※	考え方
化学防護服	9セット	装備品一式を1セットとして配備する。 （3名（運転員（現場））＋3名（重大事故等対応要員（運転操作））×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝9セット
化学防護手袋		
化学防護長靴		
防毒マスク		
吸収缶（塩素，塩化水素，アンモニア等）		

※　今後，訓練等で見直しを行う。

ｄ．チェンジングエリア用資機材（中央制御室）

品　名	配備数※	考え方
テントハウス	7張	エリアの設営に必要な数量
バリア	6個	各エリア間の4個×1.5倍
簡易シャワー	1式	エリアの設営に必要な数量
簡易水槽	1個	エリアの設営に必要な数量
バケツ	1個	エリアの設営に必要な数量
水タンク	1式	エリアの設営に必要な数量
可搬型空気浄化装置	2台	1台×1.5倍＝1.5→2台
はさみ，カッター	各3本	設置作業用，脱衣用，除染用の3本
筆記用具	2式	サーベイエリア用，除染エリア用の2式
養生シート	2巻	44.0 m^2（床，壁の養生面積）×2（補修張替え等）÷90 m^2／巻×1.5倍＝1.5→2巻
粘着マット	2枚	1枚（設置箇所数）×1.5倍＝1.5→2枚
脱衣収納袋	8個	8個（設置箇所数，修繕しながら使用）
難燃袋	84枚	8枚／日×7日×1.5倍
難燃テープ	12巻	58.4 m（養生エリアの外周距離）×2（シートの継ぎ接ぎ対応）×2（補修張替え等）÷30m／巻×1.5倍＝11.7→12巻
クリーンウェス	5缶	11名（中央制御室要員数）×7日×2交替×8枚（マスク，長靴，両手，身体の拭き取りに各2枚）÷300枚／缶＝4.1→5缶
吸水シート	93枚	簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。 11名（中央制御室要員数）×7日×40ℓ（1回除染する際の排水量）÷5ℓ（シート1枚の給水量）×1.5倍＝92.4→93枚

※　今後，訓練等で見直しを行う。

ｅ．飲食料等（中央制御室）

品　名	配備数※	考え方
飲食料等 ・食料 ・飲料水（1.5 リットル）	・231 食 ・154 本	・　11 名（中央制御室運転員 7 名＋情報連絡要員 1 名＋運転対応要員 3 名）×7 日×3 食 ・　11 名（中央制御室運転員 7 名＋情報連絡要員 1 名＋運転対応要員 3 名）×7 日×2 本
簡易トイレ	1 式	－
安定ヨウ素剤	176 錠	11 名（中央制御室運転員 7 名＋情報連絡要員 1 名＋運転対応要員 3 名）×（初日：2 錠＋2 日目以降：1 錠／1 日×6 日×2 交替）

※　今後，訓練等で見直しを行う。

ｆ．その他資機材（中央制御室）

品　名	配備数※	考え方
可搬型照明（ＳＡ）	4 台 （予備 1 台含む）	チェンジングエリアの運用に必要な数量

※　今後，訓練等で見直しを行う。

第3表　通信連絡設備の確保

(1)　発電所内の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所内	携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	中央制御室
	送受話器 （ページング）	送受話器 （ページング）	中央制御室 緊急時対策所建屋
	無線連絡設備	無線連絡設備（固定型）	中央制御室 緊急時対策所建屋
		無線連絡設備（携帯型）	緊急時対策所建屋

(2)　発電所内外の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所内外	電力保安通信用 電話設備	固定電話機	中央制御室 緊急時対策所建屋
		ＰＨＳ端末	中央制御室 緊急時対策所建屋
		ＦＡＸ	中央制御室 緊急時対策所建屋
	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	中央制御室 緊急時対策所建屋
		衛星電話設備（携帯型）	緊急時対策所建屋
	テレビ会議システム （社内）	テレビ会議システム （社内）	緊急時対策所建屋

(3)　発電所外の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所外	統合原子力防災 ネットワークに接続 する通信連絡設備	テレビ会議システム （有線系，衛星系）	緊急時対策所建屋
		ＩＰ電話 （有線系，衛星系）	緊急時対策所建屋
		ＩＰ－ＦＡＸ （有線系，衛星系）	緊急時対策所建屋
	加入電話設備	加入電話	緊急時対策所建屋
		加入ＦＡＸ	緊急時対策所建屋
	専用電話設備	専用電話 （ホットライン） （地方公共団体向）	緊急時対策所建屋

設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊における対応状況（1／11）

外部からの衝撃による損傷の防止	
実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。 ２ 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。	第七条 設計基準対象施設が想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。

「外部からの衝撃による損傷の防止」の大規模損壊における対応状況

(1) 洪水
・敷地の地形及び表流水の状況から判断して，敷地に洪水による被害が生じることはない。
(2) 風（台風）
・敷地付近で観測された最大瞬間風速は44.2m／sである。風荷重の影響については，竜巻の影響に包絡される。
・風荷重による変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。
・事前の予測が可能であることから，プラントの安全性に影響を与えることがないように，あらかじめ体制を強化して安全対策（飛散防止措置の確認等）を講じることが可能である。
(3) 竜巻
・外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設は，風速100m／sの竜巻から設定した荷重に対して，飛来物防護対策設備等によって防護されている。
・風荷重及び飛来物の衝突による送電線の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。飛来物の衝突による海水ポンプの損傷により最終ヒートシンク喪失が発生し，非常用ディーゼル発電機等の機能喪失により全交流動力電源喪失に至る可能性がある。また，最終ヒートシンク喪失及び全交流動力電源喪失により，使用済燃料プールの冷却機能が喪失する可能性がある。全交流動力電源喪失に加えて代替電源設備が機能喪失した場合は，大規模損壊に至る可能性がある。その他，飛来物等によりアクセスルートの通行に支障を来し，重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊における対応状況（2／11）

外部からの衝撃による損傷の防止
・可搬型重大事故等対処設備は，互いに可能な限り離隔をとって分散配置していることから，全てが同時に影響を受ける可能性は小さい。 (4)　凍結 ・敷地付近で観測された最低気温は－12.7℃である。屋外機器で凍結のおそれがあるものは保温等の凍結防止対策を講じている。 ・送電線や碍子への着氷による相間短絡の発生に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・事前の予測が可能であることから，プラントの安全性に影響を与えることがないように，あらかじめ体制を強化して安全対策（加温等の凍結防止対策）を講じることが可能である。 (5)　降水 ・敷地付近で観測された日最大1時間降水量は81.7mmである。発電所構内は，基準降水量（127.5mm／h）に対して，構内排水路で集水し海域へ排出を行う設計とする。 ・事前の予測が可能であることから，プラントの安全性に影響を与えることがないように，あらかじめ体制を強化して安全対策（一般排水路の点検・清掃等）を講じることが可能である。また，降水による影響としては，津波の影響に包絡される。 (6)　積雪 ・敷地付近で観測された月最深積雪は32cmである。安全施設は，建築基準法で定められた敷地付近の垂直積雪量30cmに対して設計している。 ・送電線や碍子への着雪による相間短絡の発生に伴う外部電源喪失の可能性がある。その他，積雪によりアクセスルートの通行に支障を来し，重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 ・事前の予測が可能であることから，プラントの安全性に影響を与えることがないように，あらかじめ体制を強化して安全対策（除雪）を講じることが可能である。 (7)　落雷 ・設計基準雷撃電流は400kAである。 ・雷害防止対策として，建築基準法に基づき高さ20mを超える排気筒等へ避雷設備を設置し，避雷導体により接地網と接続する。接地網は，雷撃に伴う構内接地系の接地電位分布を平坦化することから，安全保護系等の設備に影響を与えることはなく，安全に大地に導くことができる。

設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊における対応状況（3／11）

外部からの衝撃による損傷の防止
・雷サージの影響による外部電源喪失，海水ポンプの損傷により最終ヒートシンク喪失が発生し，これに伴い非常用ディーゼル発電機等の機能喪失により，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 (8)　火山の影響 ・敷地において想定される降下火砕物の堆積厚さは50cmである。 ・送電線や碍子への降下火砕物の付着による相間短絡の発生に伴う外部電源喪失の可能性がある。その他，降下火砕物の堆積により，アクセスルートの通行に支障を来し，重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 ・事前の予測が可能であることから，プラントの安全性に影響を与えることがないように，あらかじめ体制を強化して安全対策（降下火砕物の除去）を講じることが可能である。 (9)　生物学的事象 ・安全施設は，海生生物に対して，取水口に除塵機能を設けている。また，ネズミ等の小動物に対しては，ケーブル貫通部等の開口部には小動物が侵入しない対策を施していることから影響はない。 ・大量のクラゲ等の海生生物の来襲により，海水ポンプに影響を与える可能性がある場合は，運転手順により発電所を安全に停止できる運用としている。 (10)　森林火災 ・影響評価に基づいた防火帯幅を確保した設計とする。 ・送電鉄塔，送電線の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。その他，森林火災の延焼により，アクセスルートの通行に支障を来し，重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 ・森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分あることから，予防散水する等の必要な安全対策を講じることができる。 (11)　高潮 ・安全施設は高潮の影響を受けないように設置することから，影響はない。

設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊における対応状況（4／11）

外部からの衝撃による損傷の防止	
実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。	2 周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合には、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。 3 航空機の墜落により発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。

「外部からの衝撃による損傷の防止」の大規模損壊における対応状況

(1) 飛来物（航空機落下）
・発電用原子炉施設への航空機落下確率は「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について」（平成21・06・25 原院第1号）等に基づき評価した結果，防護設計の要否判断基準である10^{-7}回／炉・年を超えないため，航空機落下による防護については設計上考慮する必要はない。なお，当事象が万が一発生した場合でも，故意による大型航空機の衝突と同様の対応を行う。
(2) ダムの崩壊
・ダムの崩壊により安全施設の安全機能を損なうような河川はないことから，影響はない。
(3) 爆発
・石油コンビナート等，爆発により安全施設の安全機能を損なうような爆発物の製造及び貯蔵設備はない。
(4) 近隣工場等の火災
・石油コンビナート等，火災により安全施設の安全機能を損なうような施設はない。

設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊における対応状況（5／11）

外部からの衝撃による損傷の防止
・敷地内に存在する危険物貯蔵施設の火災については，火災による輻射熱を受けた場合でも，外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設の表面温度が許容温度以下となる設計とする。 ・航空機墜落による火災については，火災による輻射熱を受けた場合でも，外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設の表面温度が許容温度以下となる設計とする。 ・二次的影響（ばい煙等）については，発電所敷地内に存在する危険物貯蔵施設の火災及び航空機墜落による火災に伴う火災に伴うばい煙等発生時の二次的影響に対して，外気を取り込む換気空調設備，外気を設備内に取り込む機器及び室内の空気取り込む機器に分類し，影響評価を行い，必要な場合は対策を行う設計とする。 (5)　有毒ガス ・石油コンビナート等の有毒物質を貯蔵する固定施設はなく，陸上輸送等の可動施設についても幹線道路や航路から安全施設は離れているため，有毒ガスを考慮する必要はない。 (6)　船舶の衝突 ・一般航路は発電所から離隔距離が確保されている。海水取水口は防波堤内に設けられており，取水口と防波堤の位置関係を考慮すると，船舶の衝突を考慮する必要はない。 ・船舶の座礁により重油等の流出が発生した場合は，取水路への重油の流入を防止し取水機能に影響を与えないように，オイルフェンスを設置する措置を講じる。 (7)　電磁的障害 ・サージノイズや電磁波の侵入があり，これらは計測制御回路に対して影響を及ぼすおそれがあるが，安全保護回路は，日本工業規格（ＪＩＳ）等に基づき，ラインフィルタや絶縁回路の設置により，サージノイズの侵入を防止する設計とする。

設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊における対応状況（6／11）

火災による損傷の防止	
実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
第八条 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。	第十一条 設計基準対象施設が火災によりその安全性が損なわれないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。 一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。 イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。 ロ 安全施設（「設置許可基準規則第二条第二項第八号」に規定する安全施設をいう。以下同じ。）には、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、次に掲げる場合は、この限りでない。 （１） 安全施設に使用する材料が、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）である場合 （２） 安全施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって、安全施設における火災に起因して他の安全施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合 ハ 避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。 ニ 水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあっては、水素の燃焼が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう施設すること。 ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼に

設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊における対応状況（7／11）

火災による損傷の防止	
実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
	よって、発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。 二 火災の感知及び消火のため、次に掲げるところにより、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び早期に消火を行う設備（以下「消火設備」という。）を施設すること。 イ 火災と同時に発生すると想定される自然現象により、その機能が損なわれることがないこと。 ロ 消火設備にあっては、その損壊、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性が損なわれることがないこと。 三 火災の影響を軽減するため、耐火性能を有する壁の設置その他の延焼を防止するための措置その他の発電用原子炉施設の火災により発電用原子炉を停止する機能が損なわれることがないようにするための措置を講ずること。
第四十一条 重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。	第五十二条 重大事故等対処施設が火災によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。 一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。 イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。 ロ 重大事故等対処施設には、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、次に掲げる場合は、この限りで

設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊における対応状況（8／11）

火災による損傷の防止	
実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
	ない。 （１） 重大事故等対処施設に使用する材料が、代替材料である場合 （２） 重大事故等対処施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって、重大事故等対処施設における火災に起因して他の重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合 ハ 避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。 ニ 水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあっては、水素の燃焼が起きた場合においても重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう施設すること。 ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。 二 火災の感知及び消火のため、火災と同時に発生すると想定される自然現象により、火災感知設備及び消火設備の機能が損なわれることがないように施設すること。

設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊における対応状況（9／11）

火災による損傷の防止
火災による損傷防止のうち「影響の低減」の大規模損壊における対応状況 ・基準地震動Ｓ$_{s}$を一定程度超える地震により，耐震性の低い機器については損傷し，潤滑油等を火災源として火災が発生する可能性が考えられる。 ・常設重大事故等対処設備は，当該機器が有する基準地震動Ｓ$_{s}$に対する裕度まで損傷することはなく，火災は発生しないと考えられることから，当該設備自体については防護できると考えられる。なお，操作対象弁等へのアクセスルート確保のため，火災発生時には消火器等により消火活動を行い接近する。 ・消火が不可能となるような大規模火災が発生した場合，建屋内の常設重大事故等対処設備は損傷することが考えられるが，この場合においても屋外に配備している可搬型重大事故等対処設備は使用可能であると考えられるため，建屋内の火災が鎮火した後に操作対象弁等へアクセスすることで対応が可能である。

設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊における対応状況（10／11）

<table>
<tr><td colspan="2">溢水による損傷の防止等</td></tr>
<tr><td>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</td><td>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</td></tr>
<tr><td>第九条 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</td><td>第十二条 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</td></tr>
<tr><td colspan="2">「溢水による損傷の防止等」（内部溢水）の大規模損壊における対応状況

・基準地震度を一定程度超える地震により，建屋内の耐震Ｂ，Ｃクラス機器等が損傷し大規模な溢水が発生することによって原子炉建屋各階が浸水する可能性がある。この場合，最下階に設置している設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の機能が一部喪失する可能性があるが，それより上層階に設置する設備については防護されることが期待できる。また，屋外に配備している可搬型重大事故等対処設備による注水・給電が可能であり，常設及び可搬型重大事故等対処設備が同時に機能喪失することはない。</td></tr>
<tr><td>２ 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。</td><td>２ 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。</td></tr>
<tr><td colspan="2">設計基準対象施設への要求であり，大規模損壊では対象外である。</td></tr>
</table>

設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊における対応状況（11／11）

安全施設	設計基準対象施設
実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
第十二条 ５ 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。	第十五条 ４ 設計基準対象施設に属する設備であって、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。

「安全施設及び設計基準対象施設の機能」（内部飛来物）の大規模損壊における対応状況

・タービンミサイルについては，蒸気タービン及び発電機破損防止対策を行うことにより，蒸気タービン及び発電機の破損事故の発生確率を低くするとともに，ミサイルの発生を仮に想定しても安全施設の損傷確率を低くすることによって，発電用原子炉の安全を損なう可能性を極めて低くする設計とする。
・再循環系ポンプは，再循環系配管破断を想定しても，ポンプミサイルが生じないように，破壊限界に対し十分な強度を持つ設計とする。
・安全施設のうち，独立性を要求されているものは，各系統相互の離隔距離又は障壁によって分離し，ある区分で発生した飛散物が他の区分の構築物，系統及び機器に影響を与えず，かつ，ある区分の内部発生飛散物による配管の破損，機器の故障等の二次的影響が他の区分に波及しないこと及び1区分の損傷により安全機能が喪失されない設計とする。
・仮に建屋内でミサイルが発生し，重大事故等対処設備の損傷に至った場合においても，屋外に配備している可搬型重大事故等対処設備にて対応が可能である。

大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について

大規模損壊発生時，現場作業等を行う要員は，個人線量計を装着し，緊急作業従事者は緊急作業に係る線量限度（100mSv 又は 250mSv）※，緊急作業従事者でない者は通常の線量限度（50mSv／年，100mSv／5 年）を超えないように確認を行う。また，放射性物質の放出後，放射性物質濃度の高い場所で作業を行う場合は，全面マスク等の放射線防護具を装着する。

※　原子力災害対策特別措置法第 10 条事象の一部及び第 15 条事象に該当する事象が発生する前は 100mSv，発生した後は 250mSv が，緊急作業従事者全員に適用される。

なお，大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応については，当直発電長又は災害対策本部長代理が，プラント状況（炉心損傷の可能性，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プールからの漏えいの有無等）を考慮し，大気に放出された放射性物質が大規模損壊対応に影響を与える可能性がある場合，放射線防護具類の着用を指示する。

以下に，大規模損壊対応及び消火活動対応に必要な装備品について整理する。

1.　大規模損壊対応時に着用する装備品について

大規模損壊対応時に着用する装備品として，第 1 表にプラント対応時の装備品，第 2 表に火災対応時の装備品を示す。また，第 3 表に緊急作業に係る線量限度を示す。

第1表　プラント対応時の装備品

名称	着用基準	
	炉心損傷の兆候 あり	炉心損傷の兆候 なし
個人線量計	着用	同左
綿手袋・ゴム手袋	着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
タイベック	着用（緊急を要する作業を除く）	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
アノラック・長靴又は胴長靴	湿潤環境下での作業時に着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある湿潤状況下での作業を行う場合に着用
高線量対応防護具服（遮蔽ベスト）	移動を伴わない高線量環境下での作業時に着用	同左
全面マスク	着用（高湿度環境下での作業時は自給式呼吸用保護具を着用）	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
自給式呼吸用保護具	高湿度環境下での作業時に着用	同左

第2表　火災対応時の装備品

名称	着用基準	
	炉心損傷の兆候 あり	炉心損傷の兆候 なし
個人線量計	着用	同左
全面マスク	着用（空気呼吸器，自給式呼吸用保護具着用時除く）	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
空気呼吸器又は自給式呼吸用保護具	内部被ばく，酸欠等のおそれがある場合に着用	同左
消防服	火災近くで作業を行う場合に着用	同左

第3表　緊急作業に係る線量限度

	緊急作業に係る線量限度
実効線量	100mSv 又は 250mSv（緊急作業従事者に選定された者）

（女子については，妊娠不能と診断された者に限る。）

2.　放射線防護具等の携行について

大規模損壊対応において，現場作業等を行う要員は，各箇所に配備されている装備品一式を携行し，当直発電長又は災害対策本部長代理の指示により必要な放射線防護具類の着用を行う。

なお，個人線量計については，被ばく管理のため必ず着用し，各対応を行う。

(1)　配備箇所

・中央制御室

・緊急時対策所建屋

(2)　携行品一式

・放射線防護具：綿手袋，ゴム手袋，タイベック，全面マスク

3.　火災対応時の装備品について

大規模損壊時の消火活動の装備品については，中央制御室又は緊急時対策所建屋等に配備する消防服等の必要な装備品を着用し消火対応を行う。

(1)　装備品

・個人線量計

・全面マスク，空気呼吸器，自給式呼吸用保護具

・消防服

4.　大規模損壊対応時の留意事項

現場作業等を行う要員は，個人線量計を着用するとともに，適示，線量を確認し，自身の被ばく状況を把握する。

現場作業等を行う要員は，被ばく管理のため，消火活動時の滞在箇所，滞在時間及び被ばく線量等の情報を確認・記録する。

予期せぬ放射線量の上昇が確認された場合は，その場を一時的に離れ，発電所災害対策本部の指示により対応する。