

代替格納容器スプレイポンプは、非常用交流電源設備に加えて常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は代替所内電気設備から給電が可能な設計とする。

また、系統構成に必要な電動弁（交流）は、非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(a-2) サポート系故障時に用いる設備

(a-2-1) 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失によるサポート系の故障により、原子炉格納容器スプレイ設備が起動できない場合の重大事故等対処設備として、

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却は、代替格納容器スプレイポンプにより、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットの水を格納容器スプレイ系を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルから原子炉格納容器内にスプレイすることで、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は代替所内電源設備から給電が可能な設計とする。

また、系統構成に必要な電動弁（交流）は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(a-2-2) 可搬型大型送水ポンプ車を用いた C、D - 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失によるサポー

ト系の故障により，原子炉格納容器スプレイ設備が起動できない場合の重大事故等対処設備として，可搬型大型送水ポンプ車を用いたC，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は，原子炉補機冷却水配管に可搬型ホースを接続した可搬型大型送水ポンプ車により，原子炉補機冷却設備のうち原子炉補機冷却水系を介して，C，D－格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給するとともに，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構が，原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

また，可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）は，C，D－格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取り付け，冷却水温度を監視することにより，C，D－格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は，自冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

系統構成に必要な電動弁（交流）は，常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(b) 原子炉格納容器破損を防止するための原子炉格納容器内の冷却に用いる設備

(b-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(b-1-1) C，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水ピットの故障等により原子炉格納容器内冷却が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、C、D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、C、D－原子炉補機冷却海水ポンプを用いてC、D－原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水し、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンペを接続して窒素加圧し、C、D－原子炉補機冷却水ポンプによりC、D－格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水するとともに、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構が、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

また、C、D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却と併せて代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却を行うことにより放射性物質濃度を低下させることができる設計とする。

可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）は、C、D－格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取り付け、冷却水温度を監視することにより、C、D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

C、D－原子炉補機冷却水ポンプ、C、D－原子炉補機冷却

海水ポンプ及び系統構成に必要な電動弁（交流）は、非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に必要な空気作動弁は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(b-1-2) 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水ピットの故障等により原子炉格納容器内の冷却が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却は、代替格納容器スプレイポンプにより、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットの水を格納容器スプレイ系を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルから原子炉格納容器内にスプレイすることで、原子炉格納容器の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

また、代替格納容器スプレイ水を原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアを経て、さらに連通管及び小扉を經由して原子炉下部キャビティへ流入させることで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティにあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

代替格納容器スプレイポンプは、非常用交流電源設備に加えて常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は代替所内電気設備からの給電が可能な設計とする。

また、系統構成に必要な電動弁（交流）は、非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(b-2) サポート系故障時に用いる設備

(b-2-1) 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失によるサポート系の故障により、原子炉格納容器スプレイ設備が起動できない場合の重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却は、代替格納容器スプレイポンプにより、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットの水を格納容器スプレイ系を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルから原子炉格納容器内にスプレイすることで、原子炉格納容器の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

また、代替格納容器スプレイ水を原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアを経て、さらに連通管及び小扉を経由して原子炉下部キャビティへ流入させることで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティにあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

代替格納容器スプレイポンプは、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は代替所内電気設備からの給電が可能な設計とする。

また、系統構成に必要な電動弁（交流）は、常設代替交流電

源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(b-2-2) 可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失によるサポート系の故障により、原子炉格納容器スプレイ設備が起動できない場合の重大事故等対処設備として、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、原子炉補機冷却水配管に可搬型ホースを接続した可搬型大型送水ポンプ車により、原子炉補機冷却設備のうち原子炉補機冷却水系を介して、C、D－格納容器再循環ユニットへ海水を直接送水するとともに、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構が、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することにより格納容器内自然対流冷却することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

また、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却と併せて代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却を行うことにより放射性物質濃度を低下させることができる設計とする。

可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）は、C、D－格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取り付け、冷却水温度を監視することにより、C、

D－格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、自冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。また、系統構成に必要な電動弁（交流）は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

C，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備及び所内常設蓄電式直流電源設については，「ヌ．(2) (iv) 代替電源設備」に記載する。

C，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は，格納容器スプレイポンプ，格納容器スプレイ冷却器，格納容器再循環サンプ，格納容器再循環サンプスクリーン及び安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁，並びに燃料取替用水ピットを用いた原子炉格納容器スプレイ設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原子炉補機冷却水ポンプを常設代替交流電源設備からの給電により駆動することで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイ設備に対して多様性を有する設計とする。

C，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の電動弁（交流）は，ハンドルを設けて手動操作を可能とする

ことで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。

また、C、D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の電動弁（交流）は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電することにより、非常用交流電源設備からの給電に対して多様性を有する駆動源で駆動できる設計とする。

C、D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、海を水源とすることで、燃料取替用水ピットを水源とする原子炉格納容器スプレイ設備に対して異なる水源を有する設計とする。

C、D－格納容器再循環ユニットは、原子炉格納施設内に設置し、C、D－原子炉補機冷却水ポンプ、C、D－原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンベは、原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器並びに周辺補機棟内の安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁と異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

C、D－原子炉補機冷却海水ポンプは、循環水ポンプ建屋内に設置することで、原子炉建屋内の燃料取替用水ピットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却は、格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器スプレイ設備と共



通要因によって同時に機能を損なわないよう、代替格納容器スプレイポンプを非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備又は代替所内電気設備からの給電により駆動することで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイ設備に対して多様性を有する設計とする。

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却の電動弁（交流）は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。

また，代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却の電動弁（交流）は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電することにより，非常用交流電源設備からの給電に対して多様性を有する駆動源で駆動できる設計とする。

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却は，燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とすることで，燃料取替用水ピットを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器スプレイ設備に対して異なる水源を有する設計とする。

代替格納容器スプレイポンプは原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる周辺補機棟内に設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

補助給水ピットは，周辺補機棟内の燃料取替用水ピットと異なる区画に設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわ

ないよう位置的分散を図る設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合の代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却の代替格納容器スプレイポンプは、非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備又は代替所内電気設備から給電することにより，非常用交流電源設備からの給電に対して多様性を有する設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については「ヌ．(2) (iv) 代替電源設備」に記載する。

可搬型大型送水ポンプ車を用いたC，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は，原子炉格納容器スプレイ設備及び代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，可搬型大型送水ポンプ車を自冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで，電動機駆動ポンプにより構成される原子炉格納容器スプレイ設備及び代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却に対して多様性を有する設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車を用いたC，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の電動弁（交流）は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，可搬型大型送水ポンプ車を用いたC，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の電動弁（交流）は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電することにより，非常用交流電源設備からの給電に対して多様性を有する駆動源で駆動できる設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車を用いたC，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は，海を水源とすることで，燃料取替用水ピット及び補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却並びに燃料取替用水ピットを水源とする原子炉格納容器スプレイ設備に対して異なる水源を有する設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は，循環水ポンプ建屋，原子炉建屋及びディーゼル発電機建屋から離れた屋外に分散して保管及び設置することで，循環水ポンプ建屋内の原子炉補機冷却海水ポンプ，原子炉建屋のうち周辺補機棟内の原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機建屋内のディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車の接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却の配管は，原子炉格納容器スプレイ設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，燃料取替用水ピットを水源とする場合は燃料取替用水ピット出口配管との分岐点から格納容器スプレイ配管との合流点まで，補助給水ピットを水源とする場合は補助給水ピットから格納容器スプレイ配管との合流点までの系統について，格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器スプレイ設備に対して独立性を有する設計とする。

C，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却において使用する原子炉補機冷却設備のうち原子炉補機冷却水

設備は、格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器スプレイ設備に対して独立した設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、C、D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却は、設計基準事故対処設備である原子炉格納容器スプレイ設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性、独立性及び位置的分散については「ヌ、(2) (iv) 代替電源設備」に記載する。

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却と、C、D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、それぞれ原理の異なる冷却、減圧手段を用いることで多様性を有するとともに、位置的分散を図る設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器再循環ユニット

(「ホ、(4) (v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」  
他と兼用)

原子炉補機冷却水ポンプ

(「ホ、(4) (iii) 原子炉補機冷却水設備」他と兼用)

原子炉補機冷却水冷却器

(「ホ、(4) (iii) 原子炉補機冷却水設備」他と兼用)

原子炉補機冷却水サージタンク

(「ホ、(4) (iii) 原子炉補機冷却水設備」他と兼用)

原子炉補機冷却海水ポンプ

(「ホ、(4) (iv) 原子炉補機冷却海水設備」他と兼用)

### 代替格納容器スプレイポンプ

(「ホ. (3) (ii) b. (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」他と兼用)

### 燃料取替用水ピット

(「ホ. (3) (ii) a. (a) 高圧注入系」他と兼用)

### 補助給水ピット

(「ホ. (2) 二次冷却設備」他と兼用)

### [可搬型重大事故等対処設備]

#### 原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンプ

(「リ. (3) (ii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」と兼用)

個 数 2 (予備2)

容 量 約 47L (1個当たり)

#### 可搬型大型送水ポンプ車

(「ニ. (3) (ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」他と兼用)

### b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ、C、D-格納容器再循環

ユニットによる格納容器内自然対流冷却，代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いたC，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を設ける。

(a) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合に用いる設備

(a-1) 格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として，格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイは，格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピットの水を原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイすることで，原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び系統構成に必要な電動弁（交流）は，非常用交流電源設備から給電が可能な設計とする。

また，本系統に使用する冷却水は，原子炉補機冷却設備から供給できる設計とする。

(a-2) C，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として，

C，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流

冷却は、C、D-原子炉補機冷却海水ポンプにより、C、D-原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンベを接続して窒素加圧し、C、D-原子炉補機冷却水ポンプによりC、D-格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水するとともに、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構が、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）は、C、D-格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取り付け、冷却水温度を監視することにより、C、D-格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

C、D-原子炉補機冷却水ポンプ、C、D-原子炉補機冷却海水ポンプ及び系統構成に必要な電動弁（交流）は、非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に必要な空気作動弁は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

#### (a-3) 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧破

損を防止するための重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイは、代替格納容器スプレイポンプにより、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットの水を原子炉格納容器スプレイ設備を経由して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルから原子炉格納容器内にスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイポンプは、非常用交流電源設備に加えて常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は代替所内電気設備から給電が可能な設計とする。

また、系統構成に必要な電動弁（交流）は、非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(b) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に用いる設備

(b-1) 可搬型大型送水ポンプ車を用いた C，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型大型送水ポンプ車を用いた C，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、海を水源とする原子炉補機冷却水配管に可搬型ホースを接続した可搬型大型送水ポンプ車により、原子炉補機冷却水設備を介して、C，D－格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給するとともに、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構が、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下に



て確実に開放することで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）は、C、D－格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取り付け、冷却水温度を監視することにより、C、D－格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

系統構成に必要な電動弁（交流）は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、自冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

#### (b-2) 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイは、代替格納容器スプレイポンプにより、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットの水を格納容器スプレイ系を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルから原子炉格納容器内にスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイポンプは、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は代替所内電気設備から給電が可能な設計とする。また、系統構成に必要な電動弁（交流）は、常設

代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備及び所内常設蓄電式直流電源設備については，「ヌ．(2) (iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器スプレイポンプ

(「ホ．(3) (ii) b．(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」他と兼用)

格納容器スプレイ冷却器

(「ホ．(3) (ii) b．(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」他と兼用)

燃料取替用水ピット

(「ホ．(3) (ii) a．(a) 高圧注入系」他と兼用)

格納容器再循環ユニット

(「ホ．(4) (v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」他と兼用)

原子炉補機冷却水ポンプ

(「ホ．(4) (iii) 原子炉補機冷却水設備」他と兼用)

原子炉補機冷却水冷却器

(「ホ．(4) (iii) 原子炉補機冷却水設備」他と兼用)

原子炉補機冷却水サージタンク

(「ホ．(4) (iii) 原子炉補機冷却水設備」他と兼用)

原子炉補機冷却海水ポンプ

(「ホ．(4) (iv) 原子炉補機冷却海水設備」他と兼用)

### 代替格納容器スプレイポンプ

(「ホ. (3) (ii) b. (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」他と兼用)

### 補助給水ピット

(「ホ. (2) 二次冷却設備」他と兼用)

### [可搬型重大事故等対処設備]

#### 原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンプ

(「リ. (3) (ii) a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」と兼用)

#### 可搬型大型送水ポンプ車

(「ニ. (3) (ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」他と兼用)

### c. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

また、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止できるよう、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するための設備として、格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水及び代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水を設ける。

(a) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却に用いる設備

(a-1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合に用いる設備

(a-1-1) 格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水は、格納容器スプレイポンプにより、燃料取替用水ピットの水を格納容器スプレイ系を介して原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水し、格納容器スプレイ水を原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアを経て、さらに連通管及び小扉を経由して原子炉下部キャビティへ流入させることで、原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティにあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

系統構成に必要な電動弁（交流）は、非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却設備から供給できる設計とする。

(a-1-2) 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水は、代替格納容器スプレイポン

プにより、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットの水を格納容器スプレイ系を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水し、代替格納容器スプレイ水を原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアを経て、さらに連通管及び小扉を経由して原子炉下部キャビティへ流入させることで、溶融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティにあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

代替格納容器スプレイポンプは、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は代替所内電気設備から給電が可能な設計とする。

また、系統構成に必要な電動弁（交流）は、非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(a-2) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に用いる設備

(a-2-1) 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水は、代替格納容器スプレイポンプにより、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットの水を格納容器スプレイ系を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水し、代替格納容器スプレイ水を原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格

納容器最下階フロアを経て、さらに連通管及び小扉を經由して原子炉下部キャビティへ流入させることで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティにあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

代替格納容器スプレイポンプは、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は代替所内電源設備から給電が可能な設計とする。

また、系統構成に必要な電動弁（交流）は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

(b) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

(b-1) 炉心注水（高圧注入ポンプ）又は炉心注水（余熱除去ポンプ）による原子炉容器への注水

交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合に原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、炉心注水（高圧注入ポンプ）又は炉心注水（余熱除去ポンプ）を使用する。

本設備の詳細については「ホ. (3) (ii) b. (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

(b-2) 炉心注水（充てんポンプ）による原子炉容器への注水

交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合に原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備のうち、炉

心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、炉心注水（充てんポンプ）を使用する。

本設備の詳細については「ホ. (3) (ii) b. (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

(b-3) 代替炉心注水（B-格納容器スプレイポンプ）による原子炉容器への注水

交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、代替炉心注水（B-格納容器スプレイポンプ）を使用する。

本設備の詳細については「ホ. (3) (ii) b. (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

(b-4) 代替炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ）による原子炉容器への注水

交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、代替炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ）を使用する。

本設備の詳細については「ホ. (3) (ii) b. (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」

に記載する。

(b-5) 代替炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ）による原子炉容器への注水

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、代替炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ）を使用する。

本設備の詳細については「ホ. (3) (ii) b. (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

(b-6) 代替炉心注水（B-充てんポンプ（自己冷却））による原子炉容器への注水

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、代替炉心注水（B-充てんポンプ（自己冷却））を使用する。

本設備の詳細については「ホ. (3) (ii) b. (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備については，「ヌ. (2) (iv) 代替電源設備」に記載する。

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，代替格納



容器スプレイポンプを常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備又は代替所内電気設備からの給電とし，格納容器スプレイポンプを非常用交流電源設備からの給電とすることで多様性を有する設計とする。

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水の電動弁（交流）は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，常設代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。

また，代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水は燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とすることで，燃料取替用水ピットを水源とする格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

代替格納容器スプレイポンプは，原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる周辺補機棟内に設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

補助給水ピットは，周辺補機棟内の燃料取替用水ピットと異なる区画に設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

これらの多様性及びシステムの独立性並びに位置的分散によって，格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水及び代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水は，互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

格納容器スプレイポンプは、多重性を持った非常用交流電源設備から給電でき、系統として多重性を持つ設計とする。

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水において代替格納容器スプレイポンプは、非常用交流電源設備に対して多様性を持った常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は代替所内電気設備から給電が可能な設計とする。

電源設備の多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については「ヌ. (2) (iv) 代替電源設備」に記載する。

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水と格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水は、系統の多様性及び位置的分散により、燃料取替用水ピットを水源とする場合は燃料取替用水ピット出口配管との分岐点から格納容器スプレイ配管との合流点まで、補助給水ピットを水源とする場合は補助給水ピットから格納容器スプレイ配管との合流点まで互いに独立性を持つ設計とする。

連通管及び小扉を含む格納容器スプレイノズルから原子炉下部キャビティへの流入経路は、原子炉格納容器内に様々な経路を設けることで、多重性を持った設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器スプレイポンプ

(「ホ. (3) (ii) b. (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」他と兼用)

燃料取替用水ピット

(「ホ. (3) (ii) a. (a) 高圧注入系」他と兼用)

格納容器スプレイ冷却器

〔ホ. (3) (ii) b. (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備〕他と兼用)

代替格納容器スプレイポンプ

〔ホ. (3) (ii) b. (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備〕他と兼用)

補助給水ピット

〔ホ. (2) 二次冷却設備〕他と兼用)

d. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための水素濃度制御設備として、原子炉格納容器内水素処理装置及び原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置並びに格納容器水素イグナイタ及び格納容器水素イグナイタ温度監視装置を設ける。

水素濃度制御設備を設けることから、水素ガスを原子炉格納容器外に排出する設備は設けない。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を監視する設備として、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視を設ける。

(a) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

(a-1) 原子炉格納容器内水素処理装置による原子炉格納容器内の水素濃度低減

原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内水素処理装置は、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉格納容器内の水素濃度を継続的に低減し、炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器の水素爆発を防止できる設計とする。

原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置は、原子炉格納容器内水素処理装置内の温度により原子炉格納容器内水素処理装置の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。

原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から所内常設蓄電式直流電源設備を介した給電、所内常設蓄電式直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

(a-2) 格納容器水素イグナイタによる原子炉格納容器内の水素濃度低減

原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための重大事故等対処設備として、格納容器水素イグナイタは、炉心の著しい損傷に伴い事故初期に原子炉格納容器内に大量に放出される水素を計画的に燃焼させることで、原子炉格納容器内の水素濃度ピー

クを制御し、炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器の水素爆発を防止できる設計とする。

格納容器水素イグナイタ温度監視装置は、格納容器水素イグナイタコイル近傍の温度により格納容器水素イグナイタの作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。

格納容器水素イグナイタは、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は代替所内電気設備から給電が可能な設計とする。

格納容器水素イグナイタ温度監視装置は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から所内常設蓄電式直流電源設備を介した給電、所内常設蓄電式直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

(b) 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視は、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を格納容器雰囲気ガス試料採取設備に接続することで、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置にて供給された原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度を可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットで測定し、炉心の著しい損傷が発生した場合に、水素濃度が変動する可能性のある範囲の水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においては、可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプを原子炉補機冷却水系に接続することで、サンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却水を供給できる設計とする。格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンベは、格納容器空気サンプルライン隔離弁に窒素を供給できる設計とする。

また、24時間経過した後のサンプリングガスの冷却として、海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車は、原子炉補機冷却水配管に可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却設備のうち原子炉補機冷却水設備へ海水を直接供給できる設計とする。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置及び可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプは、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は代替所内電気設備から給電が可能な設計とする。

系統構成に必要な電動弁（交流）は、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に必要な空気作動弁は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視のうち格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンベについては「へ。(5)(viii) 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」に記載する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、所内常設蓄電式直流電源設備及び可搬型代替直流電源設

備については、「ヌ. (2) (iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

原子炉格納容器内水素処理装置

再結合効率 約 1.2kg/h (1基当たり)  
(水素濃度 4 vol%, 圧力 0.15MPa[abs]時)

基数 5

原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置

計測範囲 0 ~ 800℃

格納容器水素イグナイタ

方式 ヒーティングコイル方式

容量 約 550W (1個当たり)

個数 12 (予備 1 (ドーム部))

格納容器水素イグナイタ温度監視装置

計測範囲 0 ~ 800℃

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット

個数 1 (予備 1)

可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ

台数 1 (予備 1)

容量 約 1 m<sup>3</sup>/h

可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置

台数 1 (予備 1)

容量 約 2 Nm<sup>3</sup>/h

吐出圧力 約 0.5MPa[gage]

可搬型大型送水ポンプ車

（「二．(3) (ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」他  
と兼用）

e．発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

炉心の著しい損傷，原子炉格納容器及びアニュラス部の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器及びアニュラス部の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合における発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として，放水設備（大気への拡散抑制設備）及び海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）を設ける。

さらに，使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合における発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として，スプレイ設備（大気への拡散抑制設備）を設ける。

また，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として，放水設備（泡消火設備）を設ける。

(a) 炉心の著しい損傷，原子炉格納容器及びアニュラス部の破損

又は使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備

(a-1) 大気への放射性物質の拡散抑制

(a-1-1) 放水設備（大気への拡散抑制設備）による大気への放射性物質の拡散抑制

大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として，放水設備（大気への拡散抑制設備）は，可搬型大



容量海水送水ポンプ車により海水を可搬型ホースを経由して放水砲から原子炉格納容器及びアニュラス部又は燃料取扱棟へ放水できる設計とする。可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉格納容器及びアニュラス部又は燃料取扱棟に向けて放水できる設計とする。

(a-2) 海洋への放射性物質の拡散抑制

(a-2-1) 海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）による海洋への放射性物質の拡散抑制

海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）は、汚染水が発電所から海洋に流出する3箇所（構内排水設備の集水桝3箇所）に設置できる設計とする。

(b) 使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備

(b-1) 大気への放射性物質の拡散抑制

(b-1-1) スプレイ設備（大気への拡散抑制設備）による大気への放射性物質の拡散抑制

大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、スプレイ設備（大気への拡散抑制設備）は、可搬型大型送水ポンプ車により淡水又は海水を可搬型ホースを経由して可搬型スプレイノズルから使用済燃料ピットへ放水できる設計とする。

(c) 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備

(c-1) 航空機燃料火災への泡消火

(c-1-1) 放水設備（泡消火設備）による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として、放水設備（泡消火設備）は、可搬型大容量海水送水ポンプ車及び泡混合設備により海水を泡消火薬剤と混合しながら可搬型ホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型大容量海水送水ポンプ車

（「ニ. (3) (ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「ホ. (4) (vi) 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備」と兼用）

|      |                                                                    |
|------|--------------------------------------------------------------------|
| 台数   | 1（予備1）※1                                                           |
| 容量   | 約 1,320m <sup>3</sup> /h（1台あたり）<br>約 1,440m <sup>3</sup> /h（1台あたり） |
| 吐出圧力 | 約 1.4MPa[gage]                                                     |

※1 容量約 1,320m<sup>3</sup>/h の可搬型大容量海水送水ポンプ車と容量約 1,440m<sup>3</sup>/h の可搬型大容量海水送水ポンプ車を合わせて台数は1台（予備1台）とする。

放水砲

（「ニ. (3) (ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用）

型 式 移動式ノズル  
台 数 1 (予備 1)

可搬型大型送水ポンプ車

(「ニ. (3) (ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」他  
と兼用)

可搬型スプレイノズル

(「ニ. (3) (ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」  
と兼用)

泡混合設備

容 量 2 m<sup>3</sup>  
台 数 1 (予備 1)

集水桝シルトフェンス

組 数 2 (予備 1) ※<sup>2</sup>  
高 さ 約 3 m  
幅 約 8 m (1 組当たり)

※ 2 構内排水設備の集水桝 3 箇所に組数を設置するため、  
組数は 6 (予備 3) を保管する

f. 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備「ホ. (4) (vi)  
重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備」に記載する。

「(4) その他の主要な事項」の記述を以下のとおり変更する。

(4) その他の主要な事項

「(ii) アニュラス空気浄化設備」の記述を以下のとおり変更する。

## (ii) アニュラス空気浄化設備

### a. 設計基準事故時

アニュラス空気浄化設備は、よう素フィルタを含むフィルタユニット、浄化ファン等で構成し、原子炉冷却材喪失時にアニュラス部及び安全補機室を負圧に保ち、また、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいした空気及び安全補機室からの空気を循環させて、放射性物質の除去を行う。

また、排気は原子炉格納施設上部に設ける排気口から放出する。

#### (a) アニュラス空気浄化ファン

〔へ. (5) (v) 中央制御室〕,〔リ. (4) (ii) アニュラス空気浄化設備 b. 重大事故等時〕及び〔リ. (4) (iii) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備〕と兼用)

台 数 2

容 量 約 310m<sup>3</sup>/min (1台当たり)

#### (b) アニュラス空気浄化フィルタユニット

〔へ. (5) (v) 中央制御室〕,〔リ. (4) (ii) アニュラス空気浄化設備 b. 重大事故等時〕及び〔リ. (4) (iii) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備〕と兼用)

よう素除去効率 95%以上 (相対湿度 95%において)

### b. 重大事故等時

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するための設備及び原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設の水素爆発による損傷を防止するための設備として以下の

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減及び水素の排出）を設置及び保管する。

運転員が原子炉制御室にとどまるための設備のうち、放射性物質の濃度を低減するための設備及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度制御設備としてアニュラス空気浄化ファン及びアニュラス空気浄化フィルタユニットを設ける。

(a) 交流動力電源及び直流電源が健全である場合に用いる設備

交流動力電源及び直流電源が健全である場合に用いる重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減及び水素の排出）として、アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする放射性物質、水素等を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化フィルタユニットを介して放射性物質を低減させた後排出することで、放射性物質の濃度を低減するとともに水素を排出する設計とする。

交流動力電源及び直流電源が健全である場合に、アニュラス空気浄化ファンは、非常用交流電源設備から給電が可能な設計とする。

また、系統構成に必要な空気作動弁及び空気作動ダンパは、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(b) 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に用いる設備

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に用いる重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減及び水素の排出）として、B－アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする放射性物質、水素等を含む空気を吸入し、

B-アニュラス空気浄化フィルタユニットを介して放射性物質を低減させた後排出することで、放射性物質の濃度を低減するとともに水素を排出する設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。加えて、B-アニュラス空気浄化ファンは、代替所内電気設備からも給電が可能な設計とする。また、B系アニュラス空気浄化設備の弁及びダンパは、アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベにより代替空気を供給すること又は、アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベにより代替空気を供給し、代替電源設備である常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備から給電可能な所内常設蓄電式直流電源設備により電磁弁を開放することで開操作できる設計とする。

アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベについては「へ.(5)(x) アニュラス空気浄化設備（重大事故等時）」に記載する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び所内常設蓄電式直流電源設備については、「ヌ.(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

アニュラス空気浄化ファン

(「リ.(4)(ii) アニュラス空気浄化設備 a. 設計基準事故時」他と兼用)

アニュラス空気浄化フィルタユニット

(「リ.(4)(ii) アニュラス空気浄化設備 a. 設計基準事故

時」他と兼用)

|         |                                  |
|---------|----------------------------------|
| 型 式     | 電気加熱コイル，微粒子フィルタ及び<br>よう素フィルタ内蔵型  |
| 個 数     | 2                                |
| 容 量     | 約 310m <sup>3</sup> /min (1基当たり) |
| よう素除去効率 | 95%以上 (相対湿度 95%において)             |
| 粒子除去効率  | 99%以上 (0.7μm 粒子)                 |

「(3) 原子炉格納容器スプレイ設備」の記述を削除し，「(iii) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」の記述を以下のとおり追加する。

(iii) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち，原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度制御設備として，アニュラス空気浄化設備による水素排出を設ける。

また，原子炉建屋内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定するための設備として，アニュラス部の水素濃度監視を設ける。

a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備（水素排出）

(a) アニュラス空気浄化設備による水素排出

(a-1) 交流動力電源及び直流電源が健全である場合に用いる設備

交流動力電源及び直流電源が健全である場合に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器からアニュラス部に水素が漏えいした場合において、アニュラス部で混合された可燃限界濃度未満の水素を含む空気の放射性物質を低減し、排出するための重大事故等対処設備として、アニュラス空気浄化設備による水素排出は、アニュラス空気浄化ファンにより、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする水素等を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化フィルタユニットを介して放射性物質を低減させたのち排出することでアニュラス部に水素が滞留しない設計とし、格納容器内自然対流冷却又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器の圧力及び温度低下機能と、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタによる水素濃度低減機能とあいまって、原子炉建屋等の水素爆発を防止できる設計とする。

アニュラス空気浄化ファンは、非常用交流電源設備から給電が可能な設計とする。

また、系統構成に必要な空気作動弁及び空気作動ダンパは、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(a-2) 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に用いる設備

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発に



よる原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器からアニュラス部に水素が漏えいした場合において、アニュラス部で混合された可燃限界濃度未満の水素を含む空気の放射性物質を低減し、排出するための重大事故等対処設備として、アニュラス空気浄化設備による水素排出は、B－アニュラス空気浄化ファンにより、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする水素等を含む空気を吸入し、B－アニュラス空気浄化フィルタユニットを介して放射性物質を低減させたのち排出することでアニュラス部に水素が滞留しない設計とし、格納容器内自然対流冷却又は代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の圧力及び温度低下機能と、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタによる水素濃度低減機能とあいまって、原子炉建屋等の水素爆発を防止できる設計とする。

アニュラス空気浄化ファンは、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。加えて、B－アニュラス空気浄化ファンは、代替所内電気設備からも給電が可能な設計とする。また、B系アニュラス空気浄化設備の弁及びダンパは、アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベにより代替空気を供給すること又は、アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベにより代替空気を供給し、代替電源設備である常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備から給電可能な所内常設蓄電式直流電源設備によりB系アニュラス空気浄化設備の弁及びダンパの駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作が可能な設計とする。

なお、アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は、現場でアニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベの切替え及び取替えが可能な設計とする。

#### b. アニュラス部の水素濃度監視

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした水素の濃度を測定するため、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる重大事故等対処設備として、アニュラス部の水素濃度監視は、可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットをアニュラス水素濃度計測ラインに接続することで、アニュラス部内雰囲気ガスの水素濃度を測定できる設計とする。

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は代替所内電気設備から給電が可能な設計とする。

アニュラス空気浄化設備による水素排出のうちアニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベについては「へ。(5)(ix) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」に記載する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備及び代替所内電気設備については、「ヌ。(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

アニュラス空気浄化ファン

(「リ。(4)(ii) アニュラス空気浄化設備」他と兼用)

アニュラス空気浄化フィルタユニット

(「リ. (4) (ii) アニュラス空気浄化設備」他と兼用)

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット

個 数 1 (予備 1)

「ヌ. その他原子炉の附属施設の構造及び設備」を「ヌ. その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備」とし、記述を以下のとおり変更する。

ヌ. その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

「(1) 常用電源設備の構造」の記述を以下のとおり追加する。

(1) 常用電源設備の構造

(i) 発電機

|    |                |
|----|----------------|
| 台数 | 1              |
| 容量 | 約 1,020,000kVA |

(ii) 外部電源系

275kV 4回線（1号、2号及び3号炉共用、既設）

（「ヌ. (2) 非常用電源設備の構造」と兼用）

66kV 2回線（1号、2号及び3号炉共用、一部既設）

（「ヌ. (2) 非常用電源設備の構造」と兼用）

発電機，外部電源系，非常用所内電源系，その他の関連する電気系統の機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流に対し，検知できる設計とする。

(iii) 変圧器

a. 主変圧器

|    |                   |
|----|-------------------|
| 台数 | 1                 |
| 容量 | 約 950,000kVA      |
| 電圧 | 21kV／275kV（1次／2次） |

b. 所内変圧器

|    |                   |
|----|-------------------|
| 台数 | 1                 |
| 容量 | 約 72,000kVA       |
| 電圧 | 21kV／6.9kV（1次／2次） |

c. 予備変圧器

|    |                    |
|----|--------------------|
| 台数 | 1                  |
| 容量 | 約 30,000kVA        |
| 電圧 | 280kV／6.9kV（1次／2次） |

d. 後備変圧器

|    |                     |
|----|---------------------|
| 台数 | 1                   |
| 容量 | 約 20,000kVA         |
| 電圧 | 64.5kV／6.9kV（1次／2次） |

「(1) 非常用電源設備の構造」を「(2) 非常用電源設備の構造」とし、記述を以下のとおり変更する。

(2) 非常用電源設備の構造

(i) 受電系統

275kV                    4回線（1号，2号及び3号炉共用，既設）

（「ヌ. (1) 常用電源設備の構造」と兼用）

66kV                    2回線（1号，2号及び3号炉共用，一部既設）

（「ヌ. (1) 常用電源設備の構造」と兼用）

(ii) ディーゼル発電機

a. ディーゼル発電機

(「ヌ. (2) (iv) 代替電源設備」と兼用)

|      |                    |
|------|--------------------|
| 台数   | 2                  |
| 出力   | 約 5,600kW (1 台当たり) |
| 起動時間 | 約 10 秒             |

b. ディーゼル発電機燃料油貯油槽

(「ヌ. (2) (iv) 代替電源設備」, 「ヌ. (3) (iv) 補機駆動用燃料設備」及び「ヌ. (3) (vi) 緊急時対策所」と兼用)

|    |                  |
|----|------------------|
| 基数 | 4                |
| 容量 | 約 146kL (1 基当たり) |

7日間の外部電源喪失を仮定しても、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するためにディーゼル発電機2台を7日間連続運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内のディーゼル発電機燃料油貯油槽に貯蔵する設計とする。

(iii) 蓄電池

a. 蓄電池 (非常用)

(「ヌ. (2) (iv) 代替電源設備」と兼用)

|      |                 |
|------|-----------------|
| 型式   | 鉛蓄電池            |
| 組数   | 2               |
| 容量   |                 |
| A蓄電池 | 約 2,400Ah (1 組) |
| B蓄電池 | 約 2,400Ah (1 組) |

#### (iv) 代替電源設備

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため，必要な電力を確保するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

代替電源設備のうち，重大事故等の対応に必要な電力を確保するための設備として，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び代替所内電気設備を設ける。また，重大事故等時に重大事故等対処設備の補機駆動用の軽油を補給するための設備として，燃料補給設備を設ける。

##### a. 代替交流電源設備による給電

###### (a) 常設代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に，重大事故等時に想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」時に必要な交流負荷へ電力を供給する重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用する。

常設代替交流電源設備は，代替非常用発電機，ディーゼル発電機燃料油貯油槽，燃料タンク（SA），ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ，可搬型タンクローリー，代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤，電路，計測制御装置等で構成し，代替非常用発電機を全交流動力電源喪失時に中央制御室の操作にて速やかに起動し，非常用高圧母線及び代替格納容器スプレイポンプ変

圧器盤へ接続することで電力を供給できる設計とする。

代替非常用発電機の燃料は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽又は燃料タンク（SA）より可搬型タンクローリー（ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ使用時を含む。）を用いて補給できる設計とする。

常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(b) 可搬型代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に最低限必要な設備に電力を供給する重大事故等対処設備として、可搬型代替交流電源設備を使用する。

可搬型代替交流電源設備は、可搬型代替電源車、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、燃料タンク（SA）、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ、可搬型タンクローリー、代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤、電路、計測制御装置等で構成し、可搬型代替電源車は、非常用高圧母線及び代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤へ接続することで電力を供給できる設計とする。

可搬型代替電源車の燃料は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽又は燃料タンク（SA）より可搬型タンクローリー（ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ使用時を含む。）を用いて補給できる設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。



## b. 代替直流電源設備による給電

### (a) 所内常設蓄電式直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合には、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する重大事故等対処設備として、所内常設蓄電式直流電源設備を使用する。

所内常設蓄電式直流電源設備は、蓄電池（非常用）、後備蓄電池、A充電器、B充電器、電路、計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失から1時間以内に中央制御室及び中央制御室に隣接する安全系計装盤室において、全交流動力電源喪失から8時間後に、不要な負荷の切離しを行い、蓄電池（非常用）及び後備蓄電池を組み合わせることにより全交流動力電源喪失から24時間にわたり、蓄電池（非常用）及び後備蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源をA充電器及びB充電器を經由しA直流母線及びB直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

### (b) 可搬型代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池（非常用）の枯渇）した場合には、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する重大事故等対処設備として、可搬型代替直流電源設備を使用する。

可搬型代替直流電源設備は、可搬型直流電源用発電機、可搬型直流変換器、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、燃料タンク（SA）、可搬型タンクローリー、電路、計測制御装置等で構成し、可搬型直流電源用発電機は可搬型直流変換器を經由し、A

直流母線又はB直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

可搬型直流電源用発電機の燃料は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽又は燃料タンク（SA）より可搬型タンクローリーを用いて補給できる設計とする。

可搬型代替直流電源設備は、可搬型直流電源用発電機の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から24時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。

可搬型代替直流電源設備は、非常用直流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

#### c. 代替所内電気設備による給電

設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備は、2系統の非常用母線等により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。これとは別に上記2系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給する重大事故等対処設備として、代替所内電気設備を使用する。

代替所内電気設備は、代替非常用発電機、可搬型代替電源車、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、燃料タンク（SA）、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ、可搬型タンクローリー、代替所内電気設備変圧器、代替所内電気設備分電盤、代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤、計測制御装置等で構成し、代替非常用発電機又は可搬型代替電源車を代替所内電気設備変圧器、代替所内電気設備

分電盤及び代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤に接続し電力を供給できる設計とする。

代替非常用発電機及び可搬型代替電源車の燃料は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽又は燃料タンク（SA）より可搬型タンクローリー（ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ使用時を含む。）を用いて補給できる設計とする。

代替所内電気設備の代替所内電気設備変圧器，代替所内電気設備分電盤及び代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤は，共通要因で設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備である2系統の非常用母線等と同時に機能を喪失しない設計とする。また，代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は，少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

#### d. 燃料補給設備による給油

重大事故等時に補機駆動用の軽油を補給する設備として，ディーゼル発電機燃料油貯油槽，燃料タンク（SA），ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ，可搬型タンクローリー，配管・弁類及びホースを使用する。

緊急時対策所用発電機，可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型大容量海水送水ポンプ車は，ディーゼル発電機燃料油貯油槽又は燃料タンク（SA）から可搬型タンクローリー（ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ使用時を含む。）を用いて燃料を補給できる設計とする。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽又は燃料タンク（SA）から可搬型タンクローリー（ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ使用時を含む。）への軽油の補給は，ホース（ディーゼル発電機燃料油移

送ポンプ使用時は配管・弁類を含む。)を用いる設計とする。

常設代替交流電源設備の代替非常用発電機は、非常用交流電源設備のディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、代替非常用発電機の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷であるディーゼル発電機に対して多様性を有する設計とする。

常設代替交流電源設備の代替非常用発電機及び可搬型タンクローリーは、ディーゼル発電機建屋及び原子炉建屋から離れた屋外に設置又は保管することで、ディーゼル発電機建屋内のディーゼル発電機及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプ並びに周辺補機棟内のディーゼル発電機燃料油サービスタンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

常設代替交流電源設備の代替非常用発電機を使用した代替電源系統は、代替非常用発電機から非常用高圧母線及び代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の可搬型代替電源車は、非常用交流電源設備のディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷であるディーゼル発電機に対して多様性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の可搬型代替電源車及び可搬型タンクローリーは、屋外のディーゼル発電機建屋及び原子炉建屋から離れた場所

に保管することで、ディーゼル発電機建屋内のディーゼル発電機及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプ並びに周辺補機棟内のディーゼル発電機燃料油サービスタンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。また、可搬型代替交流電源設備の可搬型代替電源車は、屋外の代替非常用発電機から離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替交流電源設備の可搬型代替電源車を使用した代替電源系統は、可搬型代替電源車から非常用高圧母線及び代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の可搬型代替電源車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池（非常用）及び後備蓄電池は、ディーゼル発電機建屋内のディーゼル発電機と異なる原子炉補助建屋内に設置することで、ディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。また、所内常設蓄電式直流電源設備の後備蓄電池は、原子炉補助建屋内の蓄電池（非常用）と異なる区画に設置することで、蓄電池（非常用）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池（非常用）及び後備蓄電池を使用した代替電源系統は、蓄電池（非常用）及び後備蓄電池からA直流母線及びB直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路を用いたA直流母線及びB直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。また、所内常設蓄電式直流電源設備の後備蓄電池を使用した代替電源系統は、後備蓄電池からA直流母線及びB直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、蓄電池（非常用）からA直流母線及びB直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内常設蓄電式直流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。また、所内常設蓄電式直流電源設備の後備蓄電池は蓄電池（非常用）に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替直流電源設備の可搬型直流電源用発電機は、非常用直流電源設備に給電するディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型直流電源用発電機の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷であるディーゼル発電機に対して多様性を有する設計とする。また、可搬型直流変換器により交流を直流に変換できることで、蓄電池（非常用）及び後備蓄電池に対して多様性を有する設計とする。

可搬型代替直流電源設備の可搬型直流変換器は、原子炉補助建屋内の蓄電池（非常用）及び後備蓄電池と異なる区画に保管することで、蓄電池（非常用）及び後備蓄電池と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替直流電源設備の可搬型直流電源用発電機及び可搬型タンクローリーは、屋外のディーゼル発電機建屋及び原子炉建屋から離れた場所に保管することで、ディーゼル発電機建屋内のディーゼル発電機及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプ並びに周辺補機棟内のディーゼル発電機燃料油サービスタンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替直流電源設備の可搬型直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を使用した代替電源系統は、可搬型直流電源用発電機からA直流母線及びB直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、蓄電池（非常用）からA直流母線及びB直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替直流電源設備の可搬型直流電源用発電機の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

代替所内電気設備の代替所内電気設備変圧器、代替所内電気設備分電盤及び代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤は、原子炉補助建屋内の非常用所内電気設備である2系統の非常用母線と異なる区画に設置することで、非常用所内電気設備である2系統の非常用母線と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。また、電源を代替非常用発電機及び可搬型代替電源車とすることで、ディーゼル発電機を電源とする系統に対して多様性を有する設計とする。

代替所内電気設備の代替所内電気設備変圧器，代替所内電気設備分電盤及び代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤は，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備である2系統の非常用母線に対して，独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって，代替所内電気設備は非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。

燃料補給設備の可搬型タンクローリーは，ディーゼル発電機建屋内のディーゼル発電機燃料油移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで，ディーゼル発電機建屋内のディーゼル発電機燃料油移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽及び燃料タンク（SA）は，屋外に分散して設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

代替非常用発電機

|    |                   |
|----|-------------------|
| 台数 | 2                 |
| 容量 | 約 1,725kVA（1台当たり） |

ディーゼル発電機燃料油貯油槽

（「ヌ．(2)(ii) ディーゼル発電機」他と兼用）

燃料タンク（SA）

（「ヌ．(3)(iv) 補機駆動用燃料設備」及び「ヌ．(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用）

|    |        |
|----|--------|
| 基数 | 1      |
| 容量 | 約 55kL |



## ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

(「ヌ. (3) (iv) 補機駆動用燃料設備」及び「ヌ. (3) (vi) 緊急時対策所」と兼用)

|    |                   |
|----|-------------------|
| 台数 | 2                 |
| 容量 | 約 26kL/h (1 台当たり) |

## 蓄電池 (非常用)

(「ヌ. (2) (iii) 蓄電池」と兼用)

## 後備蓄電池

|    |                 |
|----|-----------------|
| 型式 | 鉛蓄電池            |
| 組数 | 2               |
| 容量 |                 |
| A系 | 約 2,400Ah (1 組) |
| B系 | 約 2,400Ah (1 組) |

## A充電器

|        |        |
|--------|--------|
| 個数     | 1      |
| 直流出力電流 | 約 700A |

## B充電器

|        |        |
|--------|--------|
| 個数     | 1      |
| 直流出力電流 | 約 700A |

## 代替所内電気設備変圧器

|    |          |
|----|----------|
| 個数 | 1        |
| 容量 | 約 300kVA |

## 代替所内電気設備分電盤

|    |      |
|----|------|
| 個数 | 1    |
| 電圧 | 440V |

代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤

|     |            |
|-----|------------|
| 個 数 | 1          |
| 容 量 | 約 1,000kVA |

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型タンクローリー

(「ヌ. (3) (iv) 補機駆動用燃料設備」及び「ヌ. (3) (vi) 緊急時対策所」と兼用)

|     |                 |
|-----|-----------------|
| 台 数 | 2 (予備 2)        |
| 容 量 | 約 4 kL (1 台当たり) |

可搬型代替電源車

|     |                     |
|-----|---------------------|
| 台 数 | 2 (予備 2)            |
| 容 量 | 約 2,200kVA (1 台当たり) |

可搬型直流電源用発電機

|     |                   |
|-----|-------------------|
| 台 数 | 2 (予備 2)          |
| 容 量 | 約 125kVA (1 台当たり) |

可搬型直流変換器

|      |          |
|------|----------|
| 個 数  | 1 (予備 2) |
| 最大出力 | 約 30kW   |

「(ロ) その他の主要な事項」を「(3) その他の主要な事項」とし、  
「(1) 補助建屋換気空調設備」及び「(4) 避難通路」を削除した上で、記述を以下のとおり変更する。

(3) その他の主要な事項

「(i) 火災防護設備」の記述を以下のとおり追加する。

( i ) 火災防護設備

a. 設計基準対象施設

火災防護設備は，火災区域及び火災区画を考慮し，火災感知，消火又は火災の影響軽減の機能を有するものとする。

火災感知設備は，固有の信号を発するアナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器を組み合わせて設置することを基本とするが，各火災区域又は火災区画における放射線，取付面高さ，温度，湿度，空気流等の環境条件や火災の性質を考慮し，上記の設置が適切でない場合においては，非アナログ式の炎感知器，非アナログ式の防爆型の煙感知器，非アナログ式の防爆型の熱感知器等の火災感知器も含めた中から2つの異なる感知方式の感知器を設置する。また，中央制御室で常時監視可能な火災受信機盤を設置する。

消火設備は，破損，誤作動又は誤操作により，安全機能を有する構築物，系統及び機器（「ロ．(3)(i)a．(c-1-2) 火災防護対策を講じる安全機能を有する構築物，系統及び機器の抽出」と同じ）の安全機能を損なわない設計とし，火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難である火災区域又は火災区画であるかを考慮し，全域ガス消火設備を設置する。

火災の影響軽減の機能を有するものとして，安全機能を有する構築物，系統及び機器の重要度に応じ，それらを設置する火災区域又は火災区画の火災及び隣接する火災区域又は火災区画の火災による影響を軽減するため，火災耐久試験で確認された3時間以上の耐火能力を有する耐火壁又は1時間以上の耐火能力を有する隔壁等を設置する。

## b. 重大事故等対処施設

火災防護設備は，火災区域及び火災区画を考慮し，火災感知又は消火の機能を有するものとする。

火災感知設備は，固有の信号を発するアナログ式の煙感知器，アナログ式の熱感知器を組み合わせ設置することを基本とするが，各火災区域又は火災区画における放射線，取付面高さ，温度，湿度，空気流等の環境条件や火災の性質を考慮し，上記の設置が適切でない場合においては，非アナログ式の炎感知器，非アナログ式の防爆型の煙感知器，非アナログ式の防爆型の熱感知器等の火災感知器も含めた中から2つの異なる感知方式の感知器を設置する。また，中央制御室で常時監視可能な火災受信機盤を設置する。

消火設備は，破損，誤作動又は誤操作により，重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とし，火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難である火災区域又は火災区画であるかを考慮し，全域ガス消火設備を設置する。

「(ii) 浸水防護設備」の記述を以下のとおり追加する。

### (ii) 浸水防護設備

#### a. 内部溢水に対する防護設備

安全施設は，発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても，安全機能を損なわない設計とする。そのために，発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を

含む。)、消火水系等の作動、使用済燃料ピット等のスロッシングその他の事象による溢水が発生した場合においても、発電用原子炉施設内における壁、扉、堰等により、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。また、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を維持できる設計とする。

「(iii) 補助ボイラー」の記述を以下のとおり追加する。

#### (iii) 補助ボイラー

補助ボイラーは、想定される条件下において、必要な蒸気を供給する能力を有するとともに発電用原子炉施設の安全性に影響を与えないよう設計する。

「(iv) 補機駆動用燃料設備」の記述を以下のとおり追加する。

#### (iv) 補機駆動用燃料設備

重大事故等に対処するために使用する可搬型又は常設設備の動作に必要な駆動燃料を貯蔵及び補給する燃料設備としてディーゼル発電機燃料油貯油槽、燃料タンク(SA)、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを設ける。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽、燃料タンク(SA)、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーについては、「ヌ、(2) (iv) 代替電源設備」に記載する。

「(2) 原子力発電所緊急時対策所」を「(vi) 緊急時対策所」とし、記述を以下のとおり変更する。

(vi) 緊急時対策所

1次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所は、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所から構成され、それぞれ独立した建屋として敷地高さT.P. 39mに設置する設計とする。

緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。そのために、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ、固定源及び可動源を特定する。

また、固定源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ、評価条件を設定する。

固定源に対しては、当該要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、当該要員を防護できる設計とする。可動源に対しては、緊急時対策所換気設備の隔離等の対策により、当該要員を防護できる設計とする。

緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、

適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する設計とする。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。

緊急時対策所は、異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できる設計とする。

また、異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握するために、データ収集計算機、ERSS伝送サーバ及びデータ表示端末で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）（以下「安全パラメータ表示システム（SPDS）」という。）を設置する。

発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために、運転指令設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備（1号、2号及び3号炉共用、一部既設）、社内テレビ会議システム、加入電話設備（1号、2号及び3号炉共用、一部既設）、専用電話設備、無線連絡設備、移動無線設備、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、テレビ会議システム（指揮所・待機所間）及びインターフォンを設置又は保管する。

緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動による地震力に対し機能を喪失しないよう設計するとともに、緊急時対策所は、基準津波の影響を受けない設計とする。

地震及び津波に対しては、「ロ. (1) 耐震構造」及び「ロ. (2) 耐

津波構造」に基づく設計とする。

また、緊急時対策所の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する。

緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。

重大事故等が発生し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要員が緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ、作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。

重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所遮へい、可搬型空気浄化装置、空気供給装置、酸素濃度・二酸化炭素濃度計、可搬型モニタリングポスト、緊急時対策所可搬型エリアモニタ及び可搬型気象観測設備を設ける。

緊急時対策所の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊



急時対策所内でのマスクの着用，交替要員体制，安定よう素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても，緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

緊急時対策所指揮所遮へい及び緊急時対策所待機所遮へいは，重大事故等が発生した場合において，緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の気密性，可搬型空気浄化装置及び空気供給装置の機能とあいまって，緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

可搬型空気浄化装置として，可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンは，可搬型空気浄化装置配管を介して緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所を正圧化し，放射性物質の侵入を低減できる設計とする。

また，空気供給装置は，プルーム通過時において，緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所を正圧化し，希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。

緊急時対策所は，酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度・二酸化炭素濃度計を保管する設計とするとともに，室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視，測定するため，さらに空気供給装置による加圧判断のために使用する緊急時対策所可搬型エリアモニタ，可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測設備を保管する設計とする。

緊急時対策所には，重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として，安全パラメータ表示シス

テム（SPDS）を設置する。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに緊急時対策所において把握できる設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）として、事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し、緊急時対策所指揮所で表示できるよう、データ収集計算機、ERSS伝送サーバ及びデータ表示端末を設置する設計とする。

原子炉補助建屋内に設置するデータ収集計算機、ERSS伝送サーバ及び緊急時対策所指揮所内に設置するデータ表示端末については、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である代替非常用発電機から給電できる設計とする。

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として、無線連絡設備、衛星電話設備、インターフォン、テレビ会議システム（指揮所・待機所間）及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を設置又は保管する。

緊急時対策所は、全交流動力電源が喪失した場合に、代替電源設備からの給電を可能な設計とする。

緊急時対策所用代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所それぞれに、電源供給するために必要な容量を有するものを緊急時対策所指揮所用に1台及び緊急時対策所待機所用に1台、さらに故障による機能喪失の防止及び燃料給油のために停止する際にも給電を継続するため緊急時対策所指揮所用に1台及び緊急事対策所待機所用に1台の合計4台を保管する設

計とする。

緊急時対策所用発電機使用時には緊急時対策所指揮所用に2台及び緊急時対策所待機所用に2台の合計4台が、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所それぞれの必要負荷に対して7日間（168時間）以上連続運転が可能ないようにディーゼル発電機燃料油貯油槽又は燃料タンク（SA）から可搬型タンクローリー（ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ使用時を含む。）により定期的又はプルーム通過前に燃料を補給する手順を整備することで、プルーム通過時において、燃料を補給せずに運転できる設計とする。

緊急時対策所用発電機は予備も含めて8台保管することにより緊急時対策所の電源は多重性を有する設計とする。

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の遮蔽については、「チ. (1) (iii) 遮蔽設備」にて記載する。

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の換気設備については、「チ. (1) (iv) 換気設備」にて記載する。

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の緊急時対策所可搬型エリアモニタについては、「チ. (1) (ii) 放射線監視設備」にて記載する。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測設備については、「チ. (2) 屋外管理用の主要な設備の種類」にて記載する。

安全パラメータ表示システム（SPDS）、衛星電話設備、無線連絡設備、テレビ会議システム（指揮所・待機所間）、インターフォン及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については、「ヌ. (3) (vii) 通信連絡設備」にて記載する。

代替非常用発電機については、「ヌ. (2) (iv) 代替電源設備」にて記載する。

運転指令設備（警報装置を含む。）

（「ヌ. (3) (vii) 通信連絡設備」と兼用）

一式

加入電話設備（1号，2号及び3号炉共用，一部既設）

（「ヌ. (3) (vii) 通信連絡設備」と兼用）

一式

電力保安通信用電話設備（1号，2号及び3号炉共用，一部既設）

（「ヌ. (3) (vii) 通信連絡設備」と兼用）

一式

移動無線設備

（「ヌ. (3) (vii) 通信連絡設備」と兼用）

一式

社内テレビ会議システム

（「ヌ. (3) (vii) 通信連絡設備」と兼用）

一式

専用電話設備

（「ヌ. (3) (vii) 通信連絡設備」と兼用）

一式

[常設重大事故等対処設備]

緊急時対策所指揮所遮へい

（「チ. (1) (iii) 遮蔽設備」と兼用）

一式

緊急時対策所待機所遮へい

(「チ. (1) (iii) 遮蔽設備」と兼用)

一式

圧力計

(「チ. (1) (iv) 換気設備」と兼用)

個 数

緊急時対策所指揮所用 1

緊急時対策所待機所用 1

ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

(「ヌ. (2) (iv) 代替電源設備」他と兼用)

台 数 2

容 量 約 26kL/h (1台当たり)

ディーゼル発電機燃料油貯油槽

(「ヌ. (2) (ii) ディーゼル発電機」他と兼用)

基 数 4

容 量 約 146kL (1基当たり)

燃料タンク (SA)

(「ヌ. (2) (iv) 代替電源設備」他と兼用)

基 数 1

容 量 約 55kL

安全パラメータ表示システム (SPDS)

データ収集計算機

(「へ. 計測制御系統施設の構造及び設備」及び「ヌ. (3) (vii) 通信連絡設備」と兼用)

一式

ERSS 伝送サーバ

(「ヌ. (3) (vii) 通信連絡設備」と兼用)

一式

データ表示端末

(「へ. 計測制御系統施設の構造及び設備」及び「ヌ. (3) (vii) 通信連絡設備」と兼用)

一式

無線連絡設備 (固定型)

(「ヌ. (3) (vii) 通信連絡設備」と兼用)

一式

インターフォン

(「ヌ. (3) (vii) 通信連絡設備」と兼用)

一式

テレビ会議システム (指揮所・待機所間)

(「ヌ. (3) (vii) 通信連絡設備」と兼用)

一式

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP 電話及び IP-FAX)

(「ヌ. (3) (vii) 通信連絡設備」と兼用)

一式

衛星電話設備 (固定型)

(「ヌ. (3) (vii) 通信連絡設備」と兼用)

一式

衛星電話設備 (FAX)

(「ヌ. (3) (vii) 通信連絡設備」と兼用)

## [可搬型重大事故等対処設備]

## 無線連絡設備（携帯型）

（「ヌ．（3）（vii）通信連絡設備」と兼用）

## 衛星電話設備（携帯型）

（「ヌ．（3）（vii）通信連絡設備」と兼用）

## 可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン

（「チ．（1）（iv）換気設備」と兼用）

## 台 数

緊急時対策所指揮所用 1（予備1）

緊急時対策所待機所用 1（予備1）

容 量 約 25m<sup>3</sup>/min（1台当たり）

## 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット

（「チ．（1）（iv）換気設備」と兼用）

## 基 数

緊急時対策所指揮所用 1（予備1）

緊急時対策所待機所用 1（予備1）

容 量 約 25m<sup>3</sup>/min（1基当たり）

## 空気供給装置（空気ポンペ）

（「チ．（1）（iv）換気設備」と兼用）

## 本 数

緊急時対策所指揮所用 177（予備163）

緊急時対策所待機所用 177（予備163）

容 量 約 47L ( 1 本 当 た り )

酸素濃度・二酸化炭素濃度計

個 数

緊急時対策所指揮所用 1 ( 予備 1 )

緊急時対策所待機所用 1 ( 予備 1 )

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，設計基準事故時及び重大事故等時  
ともに使用する。

緊急時対策所可搬型エリアモニタ

(「チ．(1)(ii)放射線監視設備」と兼用)

台 数

緊急時対策所指揮所用 1 ( 予備 1 )

緊急時対策所待機所用 1 ( 予備 1 )

可搬型モニタリングポスト

(「チ．(2)屋外管理用の主要な設備の種類」と兼用)

台 数 12 ( 予備 1 )

可搬型気象観測設備

(「チ．(2)屋外管理用の主要な設備の種類」と兼用)

台 数 2 ( 予備 1 )

緊急時対策所用発電機

台 数 4 ( 予備 4 )

容 量 約 270kVA ( 1 台 当 た り )

可搬型タンクローリー

(「ヌ．(2)(iv)代替電源設備」他と兼用)

台 数 2 ( 予備 2 )

容 量 約 4 kL ( 1 台 当 た り )



「(3) 通信連絡設備」を「(vii) 通信連絡設備」とし、記述を以下のとおり変更する。

(vii) 通信連絡設備

通信連絡設備は、警報装置，通信連絡設備（発電所内），データ伝送設備（発電所内），通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）から構成される。

発電用原子炉施設には，設計基準事故が発生した場合において，中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋，原子炉補助建屋等の建屋内外各所の者への必要な操作，作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として，運転指令設備（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備（1号，2号及び3号炉共用，一部既設），移動無線設備，携行型通話装置，無線連絡設備及び衛星電話設備の多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。

また，緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として，データ伝送設備（発電所内）を設置する設計とする。

警報装置，通信連絡設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）については，非常用所内電源設備又は無停電電源等に接続し，外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

発電用原子炉施設には，設計基準事故が発生した場合において，発電所外の本店，国，地方公共団体，その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として，電力保安通信用電話設備（1号，2号及び3号炉共用，一部既設），社内テレビ会議システム，加入電話設備（1号，2号及び3号炉共用，

一部既設)、専用電話設備、衛星電話設備、携帯電話及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の通信連絡設備(発電所外)を設置又は保管する設計とする。

また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム(ERSS)へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備(発電所外)を設置する設計とする。

通信連絡設備(発電所外)及びデータ伝送設備(発電所外)については、有線系回線、無線系回線又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

通信連絡設備(発電所外)及びデータ伝送設備(発電所外)については、非常用所内電源設備又は無停電電源等に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置又は保管する。

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備(発電所内)、緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できるデータ伝送設備(発電所内)及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するための通信連絡設備(発電所内)を設ける。

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備(発電所内)として、衛星電話設備、無線連絡設備、テレビ会議システム(指揮所・待

機所間)、インターフォン及び携行型通話装置を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するための設備として、データ収集計算機及びデータ表示端末で構成するデータ伝送設備(発電所内)を設置する設計とする。

テレビ会議システム(指揮所・待機所間)及びインターフォンは、緊急時対策所内に設置する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備(携帯型)は、中央制御室及び緊急時対策所内に保管する設計とする。

無線連絡設備のうち無線連絡設備(携帯型)は、中央制御室及び緊急時対策所内に保管する設計とする。

携行型通話装置は、中央制御室及び原子炉補助建屋内に保管する設計とする。

データ伝送設備(発電所内)のうちデータ収集計算機は、原子炉補助建屋内に設置し、データ表示端末は、緊急時対策所内に設置する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備(固定型)及び無線連絡設備のうち無線連絡設備(固定型)は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。

衛星電話設備及び無線連絡設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備(固定型)及び無線連絡設備(固定型)は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

衛星電話設備及び無線連絡設備のうち緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備（固定型）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

テレビ会議システム（指揮所・待機所間）及びインターフォンは、1号又は2号炉常用電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び携行型通話装置は、充電式電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電式電池を用いるものについては、他の端末又は予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。また、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とする。

データ伝送設備（発電所内）のうちデータ収集計算機は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

データ伝送設備（発電所内）のうちデータ表示端末は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）は、通信連絡設備（発電所内）と同じである。

重大事故等に対処するためのデータ伝送の機能に係る設備及び緊急時対策所の通信連絡機能に係る設備としてのデータ伝送設備（発電所内）、無線連絡設備、携行型通話装置及び衛星電話設備については、固縛又は転倒防止処置を講じる等、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所外）、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有するための通信連絡設備（発電所外）を設ける。

重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所外）として、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

衛星電話設備のうち緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）は、通信連絡設備（発電所内）と同じである。

衛星電話設備（FAX）は、緊急時対策所内に設置し、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。

衛星電話設備（FAX）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流

電源設備又は緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合において、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できる設備として、データ収集計算機及びERSS伝送サーバで構成するデータ伝送設備（発電所外）を設置する設計とする。

データ伝送設備（発電所外）は、原子炉補助建屋内に設置する設計とする。

データ収集計算機及びERSS伝送サーバは、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

なお、データ伝送設備（発電所外）を構成するデータ収集計算機は、データ伝送設備（発電所内）のデータ収集計算機と同じである。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、緊急時対策所内に設置する設計とする。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）は、通信連絡設備（発電所外）と同じである。

緊急時対策支援システム（ERSS）へのデータ伝送の機能に係る設備及び緊急時対策所の通信連絡機能に係る設備としてのデータ伝送設備

(発電所外)，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については，固縛又は転倒防止処置を講じる等，基準地震動による地震力に対し，機能喪失しない設計とする。

非常用交流電源設備については，「ヌ．(2) 非常用電源設備の構造」に記載する。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については，「ヌ．(2) (iv) 代替電源設備」に記載する。

緊急時対策所用代替交流電源設備については，「ヌ．(3) (vi) 緊急時対策所」に記載する。

無線連絡設備，衛星電話設備，携行型通話装置，データ伝送設備（発電所内），テレビ会議システム（指揮所・待機所間），インターフォン，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及びデータ伝送設備（発電所外）は，二以上の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。

通信連絡設備の一覧を以下に示す。

運転指令設備（警報装置を含む。）

（「ヌ．(3) (vi) 緊急時対策所」と兼用）

一式

加入電話設備（1号，2号及び3号炉共用，一部既設）

（「ヌ．(3) (vi) 緊急時対策所」と兼用）

一式

携帯電話

一式

電力保安通信用電話設備（1号，2号及び3号炉共用，一部既設）  
（「ヌ．（3）（vi）緊急時対策所」と兼用）

一式

社内テレビ会議システム

（「ヌ．（3）（vi）緊急時対策所」と兼用）

一式

専用電話設備

（「ヌ．（3）（vi）緊急時対策所」と兼用）

一式

移動無線設備

（「ヌ．（3）（vi）緊急時対策所」と兼用）

一式

[常設重大事故等対処設備]

無線連絡設備（固定型）

（「ヌ．（3）（vi）緊急時対策所」と兼用）

一式

インターフォン

（「ヌ．（3）（vi）緊急時対策所」と兼用）

一式

テレビ会議システム（指揮所・待機所間）

（「ヌ．（3）（vi）緊急時対策所」と兼用）

一式

衛星電話設備（固定型）

（「ヌ．（3）（vi）緊急時対策所」と兼用）

一式



衛星電話設備（FAX）

（「ヌ．（3）（vi）緊急時対策所」と兼用）

一式

データ収集計算機

（「ヘ．計測制御系統施設の構造及び設備」及び「ヌ．（3）（vi）緊急時対策所」と兼用）

一式

データ表示端末

（「ヘ．計測制御系統施設の構造及び設備」及び「ヌ．（3）（vi）緊急時対策所」と兼用）

一式

ERSS 伝送サーバ

（「ヌ．（3）（vi）緊急時対策所」と兼用）

一式

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，IP 電話及び IP-FAX）

（「ヌ．（3）（vi）緊急時対策所」と兼用）

一式

[可搬型重大事故等対処設備]

携行型通話装置

一式

無線連絡設備（携帯型）

（「ヌ．（3）（vi）緊急時対策所」と兼用）

一式

衛星電話設備（携帯型）

（「ヌ．(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用）

一式

携行型通話装置，無線連絡設備，衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備，データ収集計算機，データ表示端末及びERSS伝送サーバは，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

十、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項

3号炉に関して記述を以下のとおり変更する。

「イ. 運転時の異常な過渡変化 事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果」の記述を以下のとおり変更する。

イ. 運転時の異常な過渡変化 事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

「(1) 基本方針」の記述を以下のとおり変更する。

(1) 基本方針

「(i) 評価事象」及び「(ii) 判断基準」の記述を以下のとおり変更する。

(i) 評価事象

本発電用原子炉において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(以下「安全評価指針」という。)に基づき、発電用原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」(以下「MS」という。)に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当

性を確認する見地から、加圧水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

a. 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

- (a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
- (b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
- (c) 制御棒の落下及び不整合
- (d) 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

b. 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

- (a) 原子炉冷却材流量の部分喪失
- (b) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
- (c) 外部電源喪失
- (d) 主給水流量喪失
- (e) 蒸気負荷の異常な増加
- (f) 2次冷却系の異常な減圧
- (g) 蒸気発生器への過剰給水

c. 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

- (a) 負荷の喪失
- (b) 原子炉冷却材系の異常な減圧
- (c) 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

(ii) 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、発電用原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。なお、判断基準の適用に当たっては、「安全評

価指針」に従い、事象毎に選定して用いる。

- a. 最小限界熱流束比（以下「最小DNBR」という。）が許容限界値以上であること。
- b. 燃料被覆管の機械的破損が生じないように、燃料中心最高温度は燃料ペレットの溶融点未満であること。
- c. 燃料エンタルピは、許容限界値以下であること。
- d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である17.16MPa[gage]の1.1倍の圧力18.876MPa[gage]以下であること。

「ロ．設計基準事故 事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果」の記述を以下のとおり変更する。

ロ．設計基準事故 事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

「(1) 基本方針」の記述を以下のとおり変更する。

(1) 基本方針

「(i) 評価事象」の記述を以下のとおり変更する。

(i) 評価事象

本発電用原子炉において評価する「設計基準事故」は、「安全評価指針」に基づき、発電用原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主として MS に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

a．原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

(a) 原子炉冷却材喪失

(b) 原子炉冷却材流量の喪失

(c) 原子炉冷却材ポンプの軸固着

- (d) 主給水管破断
- (e) 主蒸気管破断
- b. 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
  - 制御棒飛び出し
- c. 環境への放射性物質の異常な放出
  - (a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損
  - (b) 蒸気発生器伝熱管破損
  - (c) 燃料集合体の落下
  - (d) 原子炉冷却材喪失
  - (e) 制御棒飛び出し
- d. 原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化
  - (a) 原子炉冷却材喪失
  - (b) 可燃性ガスの発生

「(2) 解析条件」の記述を以下のとおり変更する。

(2) 解析条件

「(iv) 環境への放射性物質の異常な放出」の記述を以下のとおり変更する。

(iv) 環境への放射性物質の異常な放出

「d. 原子炉冷却材喪失」の記述を以下のとおり変更する。

d. 原子炉冷却材喪失

「□. (1) (i) a. (a) 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷

却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(a) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/4ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。

(b) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。

|     |      |
|-----|------|
| 希ガス | 1%   |
| よう素 | 0.5% |

(c) 放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素の形態をとるものとする。

(d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。

(e) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、等価半減期50秒とする。ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は5分とする。

(f) 単一故障の仮定として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。

また、動的機器の単一故障を仮定する場合の他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を仮定する場合も考慮する。

(g) 原子炉格納容器からの漏えい率は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率を下回らないような値とし、以下の漏



えい率とする。

|           |           |             |
|-----------|-----------|-------------|
| 0.13%/d ( | 0 ~       | 14秒)        |
| 0.14%/d ( | 14 ~      | 20秒)        |
| 0.13%/d ( | 20 ~      | 110秒)       |
| 0.14%/d ( | 110 ~     | 310秒)       |
| 0.13%/d ( | 310 ~     | 870秒)       |
| 0.12%/d ( | 870 ~     | 2,100秒)     |
| 0.11%/d ( | 2,100 ~   | 18,000秒)    |
| 0.10%/d ( | 18,000 ~  | 38,000秒)    |
| 0.09%/d ( | 38,000 ~  | 71,000秒)    |
| 0.08%/d ( | 71,000 ~  | 150,000秒)   |
| 0.07%/d ( | 150,000 ~ | 340,000秒)   |
| 0.06%/d ( | 340,000 ~ | 970,000秒)   |
| 0.05%/d ( | 970,000 ~ | 2,592,000秒) |

また、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を仮定する場合は以下の漏えい率とする。

|           |         |          |
|-----------|---------|----------|
| 0.13%/d ( | 0 ~     | 14秒)     |
| 0.14%/d ( | 14 ~    | 20秒)     |
| 0.13%/d ( | 20 ~    | 100秒)    |
| 0.14%/d ( | 100 ~   | 280秒)    |
| 0.13%/d ( | 280 ~   | 620秒)    |
| 0.12%/d ( | 620 ~   | 1,200秒)  |
| 0.11%/d ( | 1,200 ~ | 2,000秒)  |
| 0.12%/d ( | 2,000 ~ | 37,000秒) |

0.11%/d ( 37,000～ 73,000秒)

0.10%/d ( 73,000～ 140,000秒)

0.09%/d ( 140,000～ 260,000秒)

0.08%/d ( 260,000～ 490,000秒)

0.07%/d ( 490,000～1,100,000秒)

0.06%/d (1,100,000～2,592,000秒)

(h) 原子炉格納容器からの漏えいは、その97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。

(i) 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。アニュラス部の負圧達成時間は事故発生後10分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中に放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

また、負圧達成後も、アニュラス排気風量の切替え（事故発生後30分）までは、アニュラス内空気の再循環は考慮しない。

(j) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。

(k) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率は95%とする。

(l) 希ガスに対する原子炉格納容器スプレイ水による除去効果及びアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

(m) 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設

備の再循環系（以下「再循環系」という。）からは、事故期間中（30日間）安全補機室内へ $4 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{h}$ の再循環水の漏えいがあるものとする。

(n) 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、(b)項と同量のよう素が無機よう素として溶解しているものとする。

(o) 再循環水体積は $1,400 \text{m}^3$ とする。

(p) 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は5%とし、安全補機室内でのよう素沈着率は50%とする。

(q) 安全補機室の空気の浄化はアニュラス空気浄化設備を使用する。

(r) 原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物によるスカイシャイン線量及び直接線量については、以下の条件に従って評価する。

(r-1) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。

(r-2) 核種の選定に当たって、よう素に関しては核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期10分以上の核種を対象とする。その他の核種については、スカイシャイン線量及び直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを有し、半減期が10分以上の核種を対象とする。

(r-3) 核分裂生成物による $\gamma$ 線エネルギーは以下のエネルギー範囲別に区分する。

| 代表エネルギー (MeV/dis) | エネルギー範囲 (MeV/dis)  |
|-------------------|--------------------|
| 0.4               | $E \leq 0.4$       |
| 0.8               | $0.4 < E \leq 1.0$ |
| 1.3               | $1.0 < E \leq 1.5$ |
| 1.7               | $1.5 < E \leq 1.8$ |
| 2.5               | $1.8 < E$          |

(s) 事故の評価期間は30日間とする。

(t) 環境への核分裂生成物の放出については、排気筒から放出されるものとする。

(u) 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、現地における1997年1月から1997年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 ( $\chi/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ ) を用いる。

「(v) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の記述を以下のとおり変更する。

(v) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

「a. 原子炉冷却材喪失」及び「b. 可燃性ガスの発生」の記述を以下のとおり変更する。

a. 原子炉冷却材喪失

「ロ. (1)(i)a.(a) 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷

却材喪失の際に1次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が異常に上昇する事象を想定する。

(a) 配管の破断は、蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断で、流出係数1.0の場合を解析する。

(b) 原子炉出力は定格出力の102%とする。

(c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 29.0m<sup>3</sup>/基

また、高圧注入系及び低圧注入系からの注入は、ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。

(d) 単一故障の仮定として、原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不作動を仮定する。外部電源の喪失により常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

また、動的機器の単一故障を仮定する場合の他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を仮定する場合も考慮する。

(e) ブローダウン過程に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、原子炉容器のダウンカム部及び下部プレナムに注入されるものとする。

(f) 再冠水解析においては、1次冷却材ポンプは、その特性に従って動くものとする。

(g) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、

日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。

(h) 原子炉格納容器の自由体積は $65,500\text{m}^3$ とする。

b. 可燃性ガスの発生

「ロ. (1) (i) a. (a) 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

(a) 原子炉は事故直前まで定格出力の102%で運転していたものとする。

(b) 水素の発生源としては、炉心水、サンプル水及びヒドラジンの放射線分解、ジルコニウム-水反応並びにその他の金属の腐食反応を考慮する。

(c) 事故時のジルコニウム-水反応割合は「ロ. (2) (ii) a. a-1 非常用炉心冷却設備性能評価解析-大破断-」で得られた値の5倍の1.5%とする。

(d) 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうち、ハロゲン50%、並びに希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の1%が、原子炉格納容器内の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて炉心部に存在するものとする。

(e) 放射線分解により発生する水素ガスの生成割合（G値）は、炉心水に対し0.4分子/100eV、サンプル水に対し0.3分子/100eVとする。

(f) 単一故障の仮定として、低圧注入系1系列の不作動を仮定する。

また、動的機器の単一故障を仮定する場合の他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とする

スプレイリングに接続する配管 1 箇所について，再循環切替後の瞬時の両端破断を仮定する場合も考慮する。

「(3) 評価結果」の記述を以下のとおり変更する。

(3) 評価結果

「d.」の記述を以下のとおり変更する。

d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については，「原子炉冷却材喪失」において約0.241MPa[gage]であり，最高使用圧力である0.283MPa[gage]を下回っている。このときの原子炉格納容器バウンダリにおける温度は，最高温度となるが，最高使用温度を超えない。また，可燃性ガスの発生に伴う原子炉格納容器内の水素最大濃度については，事故発生後，30日時点で約3.0%であり，可燃限界である4%を下回っている。

「ハ、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果」の3号炉に関する記述を以下のとおり追加する。

ハ、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生するおそれがある場合若しくは発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項、復旧作業に係る事項、支援に係る事項及び手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し、当該事故等に対処するために必要な手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。また、1号及び2号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていないことを前提とする。

「(i) 重大事故等対策」について手順を整備し、重大事故等の対応を実施する。「(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a. 可搬型設備等による対応」は、「(i) 重大事故等対策」の対応手順を基に、大規模な損壊が発生した場合も対応を実施する。また、様々な状況においても、



事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し、大規模な損壊が発生した場合の対応を実施する。

また、重大事故等又は大規模損壊に対処し得る体制においても技術的能力を維持管理していくために必要な事項を、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（以下「技術的能力審査基準」という。）で規定する内容に加え、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した第10.1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。

(i) 重大事故等対策

a. 重大事故等対処設備に係る事項

(a) 切替えの容易性

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から弁操作により速やかに切り替えられるように、当該操作等を明確にし、通常時に使用する系統から速やかに切り替え

るために必要な手順を整備するとともに、確実に行えるよう訓練を実施する。

(b) アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるように、以下の実効性のある運用管理を実施する。

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことがないように、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋内及び屋外アクセスルートに対する自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無にかかわらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、

洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮を選定する。

屋外及び屋内アクセスルートに対する発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）については，網羅的に抽出するために，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無にかかわらず，国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等），ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。これらの事象のうち，発電所敷地及びその周辺での発生の可能性，屋外アクセスルートへの影響度，事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から，屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として飛来物（航空機落下），ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害を選定する。また，重大事故等時の高線量下環境を考慮する。

可搬型重大事故等対処設備の保管場所については，設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る。また，屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。

重大事故等が発生した場合，事故収束に迅速に対応するため，屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所から目的地まで運搬するアクセスルートの状況確認，取水箇所の状況確認及びホース敷設ルートの状況確認を行い，併せて，ディーゼル発電機燃料油貯油槽，燃料タンク（SA），常設代替交流電源設備，その

他屋外設備の被害状況の把握を行う。

屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊，周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，液状化に伴う浮き上がり並びに地下構造物の損壊），風（台風）及び竜巻による飛来物，積雪並びに火山の影響を想定し，複数のアクセスルートの中から状況を確認し，早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため，障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管，使用し，それを運転できる要員を確保する。

また，地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して，道路上への自然流下も考慮した上で，溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。

津波の影響については，基準津波に対し余裕を考慮した高さの防潮堤で防護することにより，複数のアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートは，発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち飛来物（航空機落下），爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス及び船舶の衝突に対して，迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。

有毒ガスに対しては，複数のアクセスルート確保に加え，防護具の装備により通行に影響はない。

また，想定される自然現象のうち，高潮に対しては，通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する。

森林火災については通行への影響を受けない距離にアクセス

ルートを確認する。

地滑りについては、地滑りの影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する。

洪水及びダムの崩壊については立地的要因により設計上考慮する必要はない。

なお、落雷に対しては道路面が直接影響を受けることはなく、生物学的事象に対しては容易に排除可能であり、電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことからアクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートの周辺構造物等の損壊による障害物については、ホイールローダ等の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。

屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊や敷地下斜面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、可搬型重大事故等対処設備の運搬に必要な幅員を確保する。

液状化、揺すり込みによる不等沈下及び地下構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、これらがアクセスルートに影響を及ぼす可能性がある場合は、あらかじめ段差緩和対策を実施する。

想定を上回る段差が発生した場合は、迂回路を通行するか、バックハウによる段差箇所の復旧により、通行性を確保する。

屋外アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物に対しては、ホイールローダによる撤去を行い、積雪又は火山の影響に対しては、ホイールローダによる除雪又は除灰を行う。

また、凍結及び積雪に対して、アクセスルートについては融雪剤及びすべり止め材を配備し、車両についてはスタッドレスタイヤ等を装着することにより通行性を確保する。

なお、想定を上回る積雪又は火山の影響が発生した場合は、除雪又は除灰の頻度を増加させることにより対処する。

重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備の保管場所に移動するためのアクセスルートの状況確認を行い、併せてその他屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他想定される自然現象による影響並びに発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。

屋内アクセスルートは、重大事故等時に必要となる現場操作を実施する場所まで移動可能なルートを選定する。また、屋内アクセスルート上の資機材については、必要に応じて固縛又は転倒防止処置により、通行に支障をきたさない措置を講じる。

機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を着用することにより、屋内アクセスルートを通行する。

屋外及び屋内のアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。

## b. 復旧作業に係る事項

重大事故等時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。

### (a) 予備品等の確保

重大事故等時の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。

事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品をあらかじめ確保する。

- ・短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
- ・単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。
- ・復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保を行う。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ等の重機、夜間の対応を想定した照明機器、その他作業環境を想定した資機材をあらかじめ確保する。

(b) 保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮した場所に保管する。

(c) アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるように、「a. (b) アクセスルートの確保」と同じ実効性のある運用管理を実施する。

c. 支援に係る事項

重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品、燃料等）により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。

関係機関等と協議及び合意の上、外部からの支援計画を定め、協力体制が整い次第、プラントメーカ及び協力会社からは、事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援や要員派遣等の支援並びに燃料供給会社からは燃料の供給を受けられるようにする。

なお、資機材等の輸送に関しては、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を



定める。

他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を受けられるようにするほか、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット及び無線重機等の資機材並びに資機材を操作する要員及び発電所までの資機材輸送の支援を受けられるように支援計画を定める。

発電所外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等）について支援を受けることによって、発電所内に配備する重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料等の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。

また、原子力事業所災害対策支援拠点から、発電所の支援に必要な資機材として、食料その他の消耗品及び放射線防護資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。

#### d. 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備

重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるように、手順書を整備し、教育及び訓練を実施するとともに、発電所災害対策要員並びに1号及び2号炉運転員（以下「重大事故等に対処する要員」という。）を確保する等の必要な体制を整備する。

##### (a) 手順書の整備

重大事故等時において、事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるように手順書を整備する。

また、手順書は使用主体に応じて、運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。）及び発電所災害対策要員が使用する手順書（以下「発電所対策本部用手順書」という。）を整備する。

- (a-1) すべての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号炉の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で3号炉の発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、運転手順書及び発電所対策本部用手順書にまとめる。

発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるように、パラメータを計測する計器故障又は計器故障が疑われる場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を運転手順書及び発電所対策本部用手順書に整備する。

具体的には、第10.1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

- (a-2) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために、最優先すべき操作等をためらうことなく判断し実施できるように、あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転手順書又は発電所対策本部用手順書に整備する。

炉心損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損防止の対処にためらうことなく移行できるよう、原子炉格納容器

への注水を最優先する判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損を防ぐために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、ためらわず海水注水を行えるように判断基準を明確にした手順を整備する。

全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素濃度制御設備の必要な起動時期を見失うことがないように、水素濃度制御設備を速やかに起動する判断基準を明確にした手順を整備する。

その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。

(a-3) 重大事故等対策の実施において、財産（設備等）保護よりも安全を優先するという共通認識を持って行動できるように、社長はあらかじめ方針を示す。

重大事故等時の運転操作において、発電課長（当直）が躊躇せず判断できるように、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた運転手順書を整備し、判断基準を明記

する。

重大事故等時の原子力災害対策本部（以下「発電所対策本部」という。）の活動において、重大事故等対策を実施する際に、発電所対策本部長は、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた発電所対策本部用手順書を整備し、判断基準を明記する。

(a-4) 重大事故等時に使用する手順書として、発電所内の運転員と発電所災害対策要員（運転員を除く。）が連携し、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転手順書及び発電所対策本部用手順書を適切に定める。

運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて構成し定める。

発電所対策本部は、運転員からの要請あるいは発電所対策本部の判断により、運転員の事故対応の支援を行う。発電所対策本部用手順書として、事故状況に応じた戦略の検討及び現場での重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確にした手順を定める。

運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるように、移行基準を明確にする。

異常又は事故発生時は、警報処置運転手順書により初期対応を行う、又は故障及び設計基準事故に対処する運転手順書により事象判別及び初期対応を行う。

警報処置運転手順書による対応において事象が進展した場合には、警報処置運転手順書から故障及び設計基準事故に対処す

る運転手順書に移行する。

多重故障等により設計基準事故を超えた場合は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する事象ベースの運転手順書に移行する。

また、原子炉停止中において、警報処置運転手順書による対応中に故障及び設計基準事故に対処する運転手順書の導入条件が成立した場合には、故障及び設計基準事故に対処する運転手順書に移行する。

故障及び設計基準事故に対処する運転手順書並びに炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する事象ベースの運転手順書による対応中は、安全機能パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能、蒸気発生器の除熱機能、原子炉格納容器の健全性、放射性物質の放出防止及び1次冷却系保有水の維持）を常に監視し、あらかじめ定めた炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する安全機能ベースの運転手順書の導入条件が成立した場合には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する安全機能ベースの運転手順書に移行する。

ただし、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する安全機能ベースの運転手順書の導入条件が成立した場合でも、全交流動力電源喪失時等、原因が明確でかつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの運転手順書には移行せず、その原因に対する事象ベースの運転手順書を優先する。

多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障及び設計基準事故に対処する運転手順書に戻り処置を行う。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書に移行する。

(a-5) 重大事故等対策実施の判断基準として確認する水位，圧力，温度等の計測可能なパラメータを整理し，運転手順書及び発電所対策本部用手順書に明記する。

重大事故等に対処するため，発電用原子炉施設の状態を直接監視することが必要なパラメータを，あらかじめ選定し，運転手順書及び発電所対策本部用手順書に整理する。

整理に当たっては，記録の可否，直流電源喪失時における可搬型計測器による計測可否等の情報を運転手順書及び発電所対策本部用手順書に明記する。

なお，発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータが故障等により計測不能な場合は，他のパラメータにて当該パラメータを推定する方法を運転手順書及び発電所対策本部用手順書に明記する。

重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測，影響評価すべき項目，監視パラメータ等を発電所対策本部用手順書に整理する。

有効性評価等にて整理した有効な情報について，運転員が監視すべきパラメータの選定，状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし，運転手順書に整理する。

また，有効性評価等にて整理した有効な情報について，発電所災害対策要員（運転員を除く。）が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報とし，発電所

対策本部用手順書に整理する。

- (a-6) 前兆事象として把握ができるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

大津波警報が発表された場合、原則として発電用原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。また、引き波により取水ピット水位が循環水ポンプ自動停止水位まで低下した場合等、発電用原子炉の運転継続に支障がある場合に、発電用原子炉を手動停止する手順を整備する。

降下火砕物の降灰が想定される場合には、火山の情報を把握し、監視体制、連絡体制の強化を行う手順を整備する。また、降灰が確認された場合には、除灰等を行う手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び前兆事象に応じた事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

- (a-7) 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう、運転員及び発電所災害対策要員（運転員を除く。）の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順を整備する。

固定源に対しては、運転員及び発電所災害対策要員（運転員を除く。）の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。

可動源に対しては、換気空調設備の隔離等により、運転員及び発電所災害対策要員（運転員を除く。）のうち重大事故等に対

処するために必要な指示を行う要員が事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員及び発電所災害対策要員（運転員を除く。）のうち初動対応を行う要員が防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう手順を整備する。

有毒ガスの発生による異常を検知した場合、通信連絡設備により、発電所内の必要な要員に有毒ガスの発生を周知する手順を整備する。

#### (b) 教育及び訓練の実施

重大事故等に対処する要員に対して、重大事故等時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を計画的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し、事故時対応の知識及び技能について、重大事故等に対処する要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度及び内容で計画的に実施することにより、重大事故等に対処する要員の力量の維持及び向上を図る。

重大事故等対策における中央制御室での操作、動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については、第10.2表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な重大事故等に対処する要員数及び想定時間にて対応できるように、教育及び訓練により効率的かつ確実に実施できることを確認する。



重大事故等に対処する要員に対して、重大事故等時における事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処できるように、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された重大事故等に対処する要員を必要人数配置する。

重大事故等に対処する要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。

(b-1) 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等に対処する要員の役割に応じて、重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練を実施する。

(b-2) 重大事故等に対処する要員の役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるように、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を計画的に行う。

現場作業に当たっている発電所災害対策要員（運転員を除く。）が、作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるように、運転員（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。

重大事故等時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画的に実施する。

(b-3) 重大事故等時において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むこと等により、発電用原子炉施設、予備品等について熟知

する。

- (b-4) 重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練，夜間，降雨，強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等，様々な状況を想定し，訓練を実施する。
- (b-5) 重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために，設備，事故時用の資機材等に関する情報及び手順書が即時に利用できるように，普段から保守点検活動等を通じて準備し，それらの情報及び手順書を用いた事故時対応訓練を行う。

(c) 体制の整備

重大事故等時において重大事故等に対応するための体制として，以下の基本方針に基づき整備する。

- (c-1) 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者を定め，効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に，事故原因の除去，原子力災害の拡大防止その他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため，所長（原子力防災管理者）は事象に応じて原子力防災準備体制，原子力応急事態体制又は原子力緊急事態体制<sup>※1</sup>（以下「防災体制」という。）を発令し，発電所災害対策要員の非常招集及び通報連絡を行い，発電所に自らを本部長とする発電所対策本部を設置して対処する。

※1 原子力防災準備体制：原子力災害対策指針にて定められている警戒事態に対処するための体制

原子力応急事態体制：原子力災害対策指針にて定められている施設敷地緊急事態に対処するための体制

原子力緊急事態体制：原子力災害対策指針にて定められている全面緊急事態に対処するための体制

発電所対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対処に専念できる環境を整える運営支援組織で編成し、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるように、専門性及び経験を考慮した機能班を構成する。

また、各班には、役割に応じた対策の実施に関わる全責任及び事故対処に係る現場作業等の責任を有し、班員に対する具体的な作業指示及び本部への報告を行う班長を定める。指揮命令系統及び各班内の役割分担を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

これらの体制を平日勤務時間帯中だけでなく、夜間及び休日においても、重大事故等が発生した場合に速やかに対策を行うことができるように、整備する。

複数号炉の同時被災の場合において、重大事故等対処設備を使用して3号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策を実施するとともに、他号炉の被災対応ができる体制とする。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等時の発電所対策本部において、その職務に支障をきたすことがないように、独立性

を確保する。発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行うことを任務とする。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（発電所対策本部長を含む。）へ指示を行い、発電所対策本部長は、その指示を踏まえて事故の対処方針を決定する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合、発電所災害対策要員は発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行うことができるように、通信連絡設備により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は得られた情報に基づき、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。

3号炉の発電用原子炉主任技術者は、重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに発電所対策本部に駆けつけられるように、早期に非常招集が可能なエリア（共和町、泊村又は岩内町）に3号炉の発電用原子炉主任技術者及び代行者を少なくとも1名配置する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。

(c-2) 実施組織は、事故の影響緩和・拡大防止に係るプラントの運転操作、給水対応、電源対応、拡散抑制対応及び可搬型大容量海水送水ポンプ車を用いた消火活動を行う班（運転員を含

む。），事故の影響緩和・拡大防止に係るアクセスルート確保及び不具合設備の応急復旧対応を行う班で構成し，重大事故等対応を円滑に実施できる体制を整備する。

(c-3) 実施組織は，複数号炉において同時に重大事故等が発生した場合においても対応できる組織とする。

発電所対策本部は，複数号炉の同時被災の場合において，情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう，運転号炉及び停止号炉に号機責任者を配置し，発電所対策本部長の活動方針の下，対象号炉の事故影響緩和・拡大防止に係るプラント運転操作への助言や可搬型重大事故等対応設備を用いた対応，不具合設備の復旧等の統括を行わせる。

複数号炉の同時被災の場合において，必要な重大事故等に対処する要員を発電所内に常時確保することにより，重大事故等対応設備を使用して3号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策を実施するとともに，他号炉の被災対応ができる体制とする。

発電用原子炉主任技術者は，号炉ごとに選任し，担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより，複数号炉の同時被災が発生した場合においても的確に指示を行う。

各号炉の発電用原子炉主任技術者は，複数号炉の同時被災時に，号炉ごとの保安の監督を誠実かつ最優先に行い，重大事故等に対処する要員（発電所対策本部長を含む。）に保安上の指示を行う。

また，実施組織による重大事故等対策の実施に当たり，各号炉の発電用原子炉主任技術者は，発電所対策本部から得られた

情報に基づき、保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（発電所対策本部長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

(c-4) 発電所対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。

実施組織に対して技術的助言を行うための技術支援組織は、プラントパラメータ等の把握、プラント状態の進展予測・評価等を行う班、発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価、被ばく管理、汚染拡大防止措置等に関する指示、拡散抑制対応等を行う班で構成し、各班には必要な指示を行う班長を配置する。

実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整えるための運営支援組織は、初期消火活動を行う消火要員を有し、発電所対策本部の運営支援、対外関係機関への通報連絡、要員の呼集、燃料補給活動等を行う班、社外対応情報の収集、報道機関対応者の支援、食料・被服の調達、医療活動、所内の警備指示、一般入所者の避難指示、資材の調達及び輸送に関する一元管理等を行う班で構成し、各班には必要な指示を行う班長を配置する。

(c-5) 重大事故等対策の実施が必要な状況において、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて防災体制を発令し、発電所災害対策要員の非常招集及び通報連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し、重大事故等対策を実施する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合でも速やかに対策を行えるように、発電所内

に必要な重大事故等に対処する要員を常時確保する。

発電所外から要員が参集するルートは、茶津門扉を通行して参集するルートを使用する。茶津門扉を通行した参集ルートが使用できない場合は、大和門扉を通行する山廻りの参集ルートを使用して参集する。

なお、地震の影響による通信障害等によって非常招集連絡ができない場合においても、地震の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。

重大事故等が発生した場合に速やかに対応するため、重大事故等に対処する要員として、発電所内に原子力防災組織の統括管理及び全体指揮を行う全体指揮者、通報連絡を行う通報連絡責任者及び通報連絡者並びに火災発生時の消火活動の指揮を行う消火責任者の災害対策本部要員4名、運転操作指揮、運転操作指揮補佐及び運転操作対応を行う3号炉運転員6名、運転支援活動、電源復旧活動、給水活動、がれき撤去活動及び燃料補給活動を行う災害対策要員11名、重大事故等対策に係る支援活動を行う災害対策要員（支援）15名、1号及び2号炉運転員3名並びに火災発生時の初期消火活動に対応するための消火要員8名の合計47名を確保する。

なお、3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されている場合においては、3号炉運転員を6名、重大事故等対策に係る支援活動を行う災害対策要員（支援）を15名とし、3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合においては、3号炉運転員を5名、重大事故等対策に係る支援活動を行う災害対策要員（支援）を14名とする。

重大事故等が発生した場合、災害対策要員、災害対策要員（支援）及び災害対策本部要員は、緊急時対策所又は中央制御室に参集若しくは現場に向かい、通報連絡、給水確保、電源確保等の各要員の任務に応じた対応を行う。

重大事故等の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、社員及び協力会社社員で対応できるよう重大事故等に対処する要員を確保する。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め重大事故等に対処する要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行う。

重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる重大事故等に対処する要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な発電所災害対策要員を非常招集できるように、発電所災害対策要員の対象者に対して計画的に通報連絡訓練を実施する。

(c-6) 発電所における重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能は、上記(c-1)項、(c-2)項及び(c-4)項のとおり明確にするとともに、各班には、役割に応じた対策の実施及び事故対処に係る現場作業等の責任を有する班長並びに発電課長（当直）を配置する。



(c-7) 発電所対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である発電所対策本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合に備え、あらかじめ定めた順位に従い、副原子力防災管理者がその職務を代行する。また、号機責任者、班長及び発電課長（当直）についても欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。

(c-8) 重大事故等に対処する要員が実効的に活動するための施設、設備等を整備する。

重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り、迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、支援組織が重大事故等対応に必要なプラントのパラメータを確認するためのデータ伝送設備（発電所内）、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）、衛星電話設備及び無線連絡設備を備えた緊急時対策所を整備する。

また、実施組織が、中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携行型通話装置等を整備する。

これらは、重大事故等時において、初期に使用する施設及び設備であり、これらの施設及び設備を使用することによって発電用原子炉施設の状態を確認し、必要な発電所内外各所へ通信連絡を行う。

(c-9) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、本店対策本部、国、関係地方公共団体等

の発電所内外の組織への通報連絡を実施できるように、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を配備し、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

発電所対策本部の運営及び情報の収集を行う班が、本店対策本部と発電所対策本部間において発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また、報道発表及び外部からの問合せ等については、本店対策本部で実施し、発電所対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

(c-10) 重大事故等時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。

発電所における防災体制発令の報告を受け、本店における防災体制を発令した場合、速やかに本店内に発電所外部の支援組織である本店対策本部を設置する。

本店対策本部は、全社（全社とは、北海道電力株式会社及び北海道電力ネットワーク株式会社のことをいう。）での体制とし、発電所対策本部が重大事故等対策に専念できるように技術面及び運用面で支援する。

社長を本店対策本部長とした指揮命令系統を明確にし、発電所対策本部が重大事故等対策に専念できる体制を整備する。

本店対策本部長は、「原子力災害対策特別措置法」第10条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営を指示する。

本店対策本部は、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を考慮した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとと

もに、発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料、資機材等の支援を実施する。

また、本店対策本部は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織より技術的な支援が受けられる体制を整備する。

- (c-11) 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

重大事故等への対応操作や作業が長期間にわたる場合に備えて、機能喪失した設備の部品取替えによる復旧手段を整備する。

また、重大事故等時に、機能喪失した設備の復旧を実施するための作業環境の線量低減対策や、放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について、事故収束対応を円滑に実施するため、平時から連絡体制を構築するとともに、必要な対応を検討できる協力体制を整備する。

- (c-12) 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう、運転員及び発電所災害対策要員（運転員を除く。）の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための体制を整備する。

固定源に対しては、運転員及び発電所災害対策要員（運転員を除く。）の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。

可動源に対しては、換気空調設備の隔離等により、運転員及び発電所災害対策要員（運転員を除く。）のうち重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員及び発電所災害対策要員（運転員を除く。）のうち初動対応を行う要員に対して防護具を配備することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう体制を整備する。

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

a. 可搬型設備等による対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。ここでは、発電用原子炉施設にとって過酷な大規模損壊が発生した場合においても、当該の手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができることを説明する。

- 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

(a) 大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、設計基準を超

えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。ただし、特定の事象の発生や検知がなくても、運転手順書及び発電所対策本部用手順書で対応可能なよう配慮する。また、発電用原子炉施設の被災状況を把握するための手順及び被災状況を踏まえた優先実施事項の実行判断を行うための手順を整備する。

自然災害については、大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定した上で、整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。

(a-1) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮

大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を想定するに当たっては、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し、その中から考慮すべき自然災害に対して、設計基準を超えるような規模を想定し、発電用原子炉施設の安全性に与える影響及び重畳することが考えられる自然災害の組合せについても考慮する。

また、事前予測が可能な自然現象については、影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。さらに、事態収束に必要と考えられる機能の状態に着目して事象の進展を考慮する。

(a-2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮

テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。

(a-3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊では、重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され、あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから、発電所対策本部における情報収集、運転員が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。このため、発電用原子炉施設の被災状況を把握するための手段及び被災状況を踏まえた優先実施事項の実行判断を行うための手段を大規模損壊時に対応する手順として定め整備する。

a) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策

- ・炉心の著しい損傷緩和のための原子炉停止、蒸気発生器2次側からの除熱と発電用原子炉への注水

- b) 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策
  - ・ 炉心損傷回避，著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避
  - ・ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対策
- c) 使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策
  - ・ 使用済燃料ピットの水位異常低下時のピットへの注水
- d) 放射性物質の放出を低減するための対策
  - ・ 放射性物質放出の可能性のある場合の原子炉格納容器及びアニュラス部並びに燃料取扱棟への放水による拡散抑制
- e) 大規模な火災が発生した場合における消火活動
  - ・ 消火活動
- f) その他の対策
  - ・ 要員の安全確保
  - ・ 対応に必要なアクセスルートの確保
  - ・ 電源及び水源の確保並びに燃料補給
  - ・ 人命救助

(a-3-1) 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

大規模損壊発生時は，発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合，状況把握がある程度可能な場合を想定し，状況に応じた対応が可能となるよう判断フローを整備する。また，大規模損壊発生時に使用する手順書を有効かつ効果的に活用するため，適用開始条件を明確化するとともに，緩和操作を選択するための判断フローを明示することにより必要な個別対応手段への移行基準を明確化する。



(a-3-1-1) 大規模損壊発生の判断及び対応要否の判断基準

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡、衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認及び把握（火災発生の有無、建屋の損壊状況等）を行うとともに、大規模損壊の発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者が行う。また、原子力防災管理者が以下の適用開始条件に該当すると判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づく事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

(a-3-1-1-1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合

- ・プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失や中央制御室と連絡が取れない場合を含む。）
- ・使用済燃料ピットの損傷により水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位が維持できない場合
- ・炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊（建屋損壊に伴う広範囲な機能喪失等）が発生した場合
- ・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合

(a-3-1-1-2) 原子力防災管理者が大規模損壊時に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

(a-3-1-1-3) 発電課長（当直）が大規模損壊時に対応する手順を

活用した支援が必要と判断した場合

発電所対策本部は、発電用原子炉施設の影響予測を行い、その結果を基に各機能班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

発電所対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総括的な責任を負う。

また、非常招集を行った場合、災害対策要員、災害対策要員（支援）及び災害対策本部要員は、各要員の役割に応じて、緊急時対策所、中央制御室又は現場へ移動する。ただし、緊急時対策所が使用できない場合は、屋内の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。

#### (a-3-1-2) 緩和操作を選択するための判断フロー

大規模損壊時に対応する手順による対応を判断後、発電用原子炉施設の被災状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し、対応操作の優先順位付けや対策決定の判断を行うための発電所対策本部で使用する判断フローに基づいて、事象進展に応じた対応操作を選定する。

この判断フローは、運転手順書、大規模損壊への対応手順書の相互関係の概略をまとめ、全体像を把握するツールとして発電所対策本部の運営を支援するために整備するものであり、具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。

また、(a-3-3-2) 項から (a-3-3-15) 項の手順の中で使用することを想定している設備については、発電用原子炉施設の被災状況を把握するための手順に盛り込むこととしている。

緩和操作を選択するための判断フローは、プラント監視機能

の状態に応じた以下の対応を考慮して整備する。

- ・中央制御室及び緊急時対策所での監視機能喪失により状況把握が困難な場合には、アクセスルートが確保され次第、外からの目視による確認又は可搬型計測器による優先順位に従ったパラメータの確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。
- ・中央制御室又は緊急時対策所での監視機能の一部が健全である場合は、確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行い、他のパラメータについては、パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。

また、適切な個別操作を速やかに選択できるように、当該フローに個別操作への移行基準を明確化する。

対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に発電所対策本部長が行う。

発電課長（当直）又は対応操作の責任者が実施した監視や操作については、発電所対策本部に報告し、各機能班の責任者（班長）は、その時点における他号炉の状況、人的リソースや資機材の確保状況、対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応を行う。

初動対応での個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は、判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室の運転コンソール等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、計装盤室内の計装盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。計

装盤室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

また、初動対応での個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれもが採取できない場合は、まず外からの目視による確認を行い、個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復させ、使用可能な設備を用いて緩和措置を行う。

#### (a-3-2) 優先順位に係る基本的な考え方

環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認する。また、対応要員及び残存する資源等を基に有効かつ効果的な対応を選定し、事故を収束させる対応を行う。

また、設計基準事故対処設備の安全機能の喪失、大規模な火災の発生及び運転員を含む発電所災害対策要員の一部が被災した場合も対応できるようにするとともに、可搬型重大事故等対処設備等を活用することによって、(a-3-3) 項の(a-3-3-1) 項に示す5つの項目に関する緩和等の措置について、人命救助を行うとともに発電所災害対策要員の安全を確保しつつ並行して行う。

さらに、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、事故対応を行うためのアクセスルートの確保、操作の支障となる火災及び延焼することにより被害の拡大につながる可

能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

対応の優先順位については、把握した対応可能要員数，使用可能設備及び施設の状態に応じて選定する。

#### (a-3-2-1) 発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合

プラント監視機能が喪失し，発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合においては，外観より施設の状況を把握するとともに，対応可能な要員の状況を可能な範囲で把握し，原子炉格納容器及びアニュラス部又は使用済燃料ピットから環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え，大規模な火災の発生に対しても迅速に対応する。また，監視機能を復旧させるため，代替電源による給電により，監視機能の復旧措置を試みるとともに，可搬型計測器等を用いて可能な限り継続的に状態把握に努める。

外観より原子炉格納容器及びアニュラス部又は燃料取扱棟の破損が確認され，周辺の放射線量率が上昇している場合は，放射性物質の放出低減措置を行う。

外観より原子炉格納容器及びアニュラス部が健全であることや周辺の放射線量率が正常であることが確認できた場合は，原子炉格納容器破損の緩和措置を優先して実施し，炉心が損傷していないこと等を確認できた場合には，炉心損傷緩和の措置を実施する。

使用済燃料ピットへの対応については，外観より燃料取扱棟が健全であることや周辺の放射線量率が正常であることが確認できた場合は，建屋内部にて可能な限り代替の水位計の設置及び漏えい抑制等の措置を行うとともに，常設設備又は可搬型設備による注水を行う。また，水位の維持が不可能又は不明と判

断した場合は、建屋内部又は外部からのスプレイを行う。

(a-3-2-2) 発電用原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合

プラント監視機能が健全である場合には、運転員等により発電用原子炉施設の状況を速やかに把握し、判断フローに基づいて「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に、環境への放射性物質の放出低減を目的に、優先的に実施すべき対応操作とその実効性を総合的に判断し、必要な緩和措置を実施する。

なお、部分的にパラメータ等を確認できない場合は、可搬型計測器等により確認を試みる。

上記の各対策の実施に当たっては、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に、被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定し、ホイールローダ、その他重機を用いて斜面崩壊による土砂、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルートの確保、操作の支障となる火災及び延焼することにより被害の拡大につながる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

(a-3-3) 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、(a-3-3-1) 項の5つの活動を行うための手順書として重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、事象進展の抑制及び緩和に資するための多様性を持たせた手順等を適切に整備する。

また、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加

えて、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室でのプラント監視機能又は制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、重大事故等対策と異なる判断基準により事故対応を行うための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順、中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順等を整備する。

なお、プラントパラメータの採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室の運転コンソール等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、計装盤室内の計装盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。計装盤室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(a-3-3-2)項から(a-3-3-14)項に示す。

また、大規模損壊に特化した手順を(a-3-3-15)項に示す。

(a-3-3-1) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

(a-3-3-1-1) 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。

また、地震及び津波のような大規模な自然災害においては、

施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。

手順書については、以下の(a-3-3-12)項及び(a-3-3-13)項に該当する手順等を含むものとして整備する。

大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し、早期に準備が可能な化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車、又は大規模火災用消防自動車若しくは可搬型大型送水ポンプ車及び小型放水砲による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。

地震により建屋内部に火災が発生した場合において、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。

なお、当該の対応において事故対応を行うためのアクセスルート又は操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は、消火活動を速やかに実施し、操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には、次の手順で対応を行う。

- a) アクセスルートに障害がない箇所があれば、その箇所を使用する。
- b) 複数の操作箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合、最もアクセスルートを確認しやすい箇所を優先的に確保する。
- c) a) 及びb) いずれの場合も、予備としてもう1つの操作箇所



へのアクセスルートを確認する。

消火活動を行うに当たっては、火災発見の都度、次に示すa)からd)の区分を基本に消火活動の優先度を判定し、優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。

a) アクセスルート・操作箇所の確保のための消火

- ・アクセスルート確保
- ・車両及びホースルートの設置エリアの確保  
(初期消火に用いる化学消防自動車等)

b) 原子力安全の確保のための消火

- ・重大事故等対処設備が設置された建屋，放射性物質内包の建屋
- ・可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
- ・可搬型大容量海水送水ポンプ車及びホースルート，放水砲の設置エリアの確保

c) 火災の波及性が考えられ，事故収束に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火

- ・可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所の確保

d) その他火災の消火

a) から c) 以外の火災は，対応可能な段階になってから，可能な範囲で消火する。

建屋内外共に上記の考え方を基本に消火するが，大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は，入域可能な状態になってから消火活動を実施する。

また，消火要員以外の発電所災害対策要員が消火活動を行う

場合は、発電所対策本部の指揮命令系統の下で活動する。

消火活動に当たっては、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、別の無線連絡設備の回線を使用し、発電所対策本部との連絡については衛星電話設備を使用する。

(a-3-3-1-2) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の(a-3-3-2)項から(a-3-3-6)項、(a-3-3-13)項及び(a-3-3-14)項に該当する手順等を含むものとして整備する。

炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動トリップ又はタービン手動トリップ、主蒸気隔離弁閉止及び補助給水ポンプ起動による原子炉出力抑制、ほう酸水注入及び制御棒手動挿入による原子炉出力抑制を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却及び減圧を優先し、蒸気発生器2次側からの除熱機能が喪失した場合は1次冷却系のフィードアンドブリードを行う。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において1次冷却材喪失事象が発生している場合は、多様な炉心注水手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により炉心を冷却する。また、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却を行う。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。
- ・原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器内自然対流冷却には可搬型大型送水ポンプ車を使用するための準備に時間がかかることから、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

(a-3-3-1-3) 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順書については、以下の (a-3-3-3) 項から (a-3-3-10) 項、(a-3-3-13) 項及び (a-3-3-14) 項に該当する手順等を含むものとして整備する。

原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却及び減圧を優先し、蒸気発生器 2 次側からの除熱機能が喪失した場合は 1 次冷却系のフィードアンドブリードを行う。また、1 次冷却系を減圧する手段により、高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止する。
- ・炉心の著しい損傷、熔融が発生し、熔融炉心が原子炉容器

内に残存する場合は、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内に注水し、原子炉容器内に残存した熔融炉心を冷却する。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。
- ・原子炉格納容器内の冷却又は破損を緩和するため、格納容器内自然対流冷却、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）や熔融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却する。また、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、多様な炉心注水手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により炉心を冷却する。
- ・さらに、原子炉格納容器内に水素が放出された場合におい

でも水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減及び水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を実施する。

(a-3-3-1-4) 使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の(a-3-3-11)項、(a-3-3-13)項及び(a-3-3-14)項に該当する手順等を含むものとして整備する。

使用済燃料ピット内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに配置制限し貯蔵しているため、未臨界は維持されている。

使用済燃料ピットの水位を確保するための対応手段及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・ 外観より燃料取扱棟が健全であること及び周辺の放射線量が正常であることが確認できた場合は、建屋内部にて可能な限り代替の水位計の設置等の措置を行う。
- ・ 早期に準備が可能な常設設備による注水を優先して実施し、常設設備により注水できない場合は、可搬型設備により使用済燃料ピットへ注水することにより、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止する。
- ・ 水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は、建屋内部からのスプレイを実施することで、使用済燃料ピット内の燃

燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。

- ・使用済燃料ピットの近傍に立ち入ることができない場合は、建屋外部からのスプレイを実施し、燃料取扱棟の損壊又は放射線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、放水砲により燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。

#### (a-3-3-1-5) 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷，原子炉格納容器及びアニュラス部の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順書については，以下の(a-3-3-11)項から(a-3-3-13)項に該当する手順等を含むものとして整備する。

放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合は，格納容器スプレイが実施可能であれば，早期に準備が可能な常設設備によるスプレイを優先して実施し，常設設備によるスプレイができない場合は可搬型設備によるスプレイを実施する。
- ・格納容器スプレイが使用不能な場合又は放水砲による放水が必要と判断した場合は，放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。
- ・使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は，建屋外部からのスプレイにより放射性物質の放出低減を実施し，燃料取扱棟の損壊又は放射線量率の上昇により燃料

取扱棟に近づけない場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

- ・その際、放水することで放射性物質を含む汚染水が集水桝から海へ流れ出すため、集水桝シルトフェンスを設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。
- ・防潮堤の内側で放射性物質吸着剤を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。
- ・また、シルトフェンスの設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況）である場合、大津波警報又は津波警報が解除された後にシルトフェンスの設置を開始する。

(a-3-3-2) 「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.2の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-3-3) 「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.3の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-3-4) 「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.4の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-3-5) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.5の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-3-6) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.6の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-3-7) 「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.7の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-3-8) 「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.8の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-3-9) 「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.9の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-3-10) 「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.10の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-3-11) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.11の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-3-12) 「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.12の手順を用いた手順等を整備する。



備する。

(a-3-3-13) 「1.13 重大事故等時に必要となる水の供給手順等」

重大事故等対策にて整備する1.13の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-3-14) 「1.14 電源の確保に関する手順等」

重大事故等対策にて整備する1.14の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-3-15) 「2.1 可搬型設備等による対応手順等」

可搬型設備等による対応手順等のうち、柔軟な対応を行うための大規模損壊に特化した手順を以下に示す。

- ・ B-充てんポンプ（自己冷却）と加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードにより発電用原子炉を冷却及び減圧する手順
- ・ 水消火系に化学消防自動車を接続し、原子炉容器に注水する手順
- ・ 水消火系に化学消防自動車を接続し、原子炉格納容器に注水する手順
- ・ 水消火系に化学消防自動車を接続し、使用済燃料ピットに注水する手順
- ・ 使用済燃料ピット脱塩塔樹脂充てんラインに可搬型大型送水ポンプ車を接続し、使用済燃料ピットへ注水する手順
- ・ 可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルにより、使用済燃料ピットへの建屋外部からのスプレイを行う手順

- ・化学消防自動車及び可搬型スプレインズルにより，使用済燃料ピットへの建屋内部又は外部からのスプレイを行う手順
- ・大気への拡散抑制を目的として，代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器へスプレイする手順
- ・代替所内電気設備又は大規模損壊対応用電気設備により原子炉格納容器破損を防止するための設備へ給電する手順

(a-3-4) (a-3-3) 項に示す大規模損壊への対応手順書は，万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備するが，中央制御室でのプラント監視機能又は制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから，運転手順書も並行して活用した事故対応も考慮したものとする。

(a-3-5) (a-3-2) 項に示す大規模損壊への対応手順書については，地震，津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して，また，PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて，当該事故により発生する可能性のある重大事故，大規模損壊への対応をも考慮する。加えて，大規模損壊発生時に，同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備，常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく，炉心注水，電源確保，放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。

(a-3-6) 発電用原子炉施設において整備する大規模損壊への対応手順書については，大規模損壊に関する考慮事項等，米国におけるNEIガイドの考え方も参考とする。また，当該のガイドの要

求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。

(b) 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等対策に係る体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備、充実するために、大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。

(b-1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練

大規模損壊発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確、かつ、柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、重大事故等に対処する要員への教育及び訓練については、重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練に加え、過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また、原子力防災管理者及びその代行者を対象に、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した個別の教育及び訓練を実施する。さらに、発電所災害対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。

## (b-2) 大規模損壊発生時の体制

大規模損壊の発生に備えた発電所対策本部及び本店対策本部の体制は、重大事故等対策に係る体制を基本とする体制を整備する。

また、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に災害対策本部要員4名，災害対策要員11名，運転員9名（3号炉運転員6名，1号及び2号炉運転員3名），災害対策要員（支援）15名及び消火要員8名の合計47名を常時確保し，大規模損壊の発生により要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む。）においても，対応できる体制を整備する。

なお，3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合については，3号炉運転員を5名，災害対策要員（支援）を14名とする。

さらに，発電所構内に常駐する要員により交替要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。

## (b-3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時には，通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても，発電所構内に勤務している発電所災害対策要員により指揮命令系統を確立できるよう，大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。

### (b-3-1) 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における発電所災害対策要員並びに1号及び2号炉運転員は，地震，津波等の

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。

(b-3-2) プルーム通過時は、大規模損壊対応への指示を行う発電所災害対策要員並びに1号及び2号炉運転員と発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な発電所災害対策要員は緊急時対策所にとどまり、その他の発電所災害対策要員は発電所構外へ一時退避し、その後、発電所対策本部長の指示に基づき再参集する。

(b-3-3) 大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、消火要員は消火活動を実施する。また、発電所対策本部長が、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、発電所対策本部の指揮命令系統の下、放水砲等の対応を行う要員を消火活動に従事させる。

(b-4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

(b-4-1) 本店対策本部体制の確立

大規模損壊発生時における本店対策本部の設置による発電所への支援体制は、「(i) d. 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備」で整備する支援体制と同様である。

(b-4-2) 外部支援体制の確立

大規模損壊発生時における外部支援体制は、「(i) c. 支援に係る事項」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同

様である。

(c) 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

(c-1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散し、かつ、十分離して配備する。

(c-1-1) 屋外の可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要な容量等を賄うことができる設備の2セットについて、また、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備以外のものは、必要な容量等を賄うことができる設備の1セットについて、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。また、基準津波を超える津波に対して、

裕度を有する高台に保管する。

(c-1-2) 屋外の可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要な容量等を賄うことができる設備の2セットについて、また、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備以外のものは、必要な容量等を賄うことができる設備の1セットについて、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮して、原子炉建屋、原子炉補助建屋及びディーゼル発電機建屋から100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する循環水ポンプ建屋内の設計基準事故対処設備及び屋外の常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、当該建屋及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。

(c-1-3) 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備は、アクセスルートを確認した複数の接続口を設ける。

(c-2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるように、原子炉建屋、原子炉補助建屋及びディーゼル発電機建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。

- (c-2-1) 炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において、事故対応のために着用するマスク、高線量対応防護服及び個人線量計等の必要な資機材を配備する。
- (c-2-2) 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び可搬型大容量海水送水ポンプ車や放水砲等の消火設備を配備する。
- (c-2-3) 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を整備する。また、消火活動専用の通信連絡が可能な無線連絡設備及び衛星電話設備を配備する。



## (2) 有効性評価

### (i) 基本方針

#### a. 評価事象

本発電用原子炉施設において安全確保のために設計基準として設けた設備について、その機能が喪失した場合であっても、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対する対策により、事象進展を防止あるいは放射性物質の放出を抑制できることを示し、重大事故等に対する対策の有効性を確認する。

重大事故等に対する対策の有効性は「設置許可基準規則」等に基づき評価を実施し、有効性があることを確認する見地から、以下のとおり代表的な事象を選定する。

なお、選定に当たっては、PRAの知見を踏まえ、「設置許可基準規則」等で想定する事故シーケンスグループ（運転停止中を含む。）及び格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらすものが新たに抽出されないことを確認する。

また、1次冷却材配管の破断による原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）を想定する場合の配管の破断規模については、非常用炉心冷却設備（以下「ECCS」という。）の特徴を踏まえたPRA上の取扱いに従い、以下のとおりに分類する。

#### ・大破断LOCA

1次冷却材配管の両端破断のように、事象初期に急激な1次冷却系の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

#### ・中破断LOCA

大破断LOCAと比較して破断口が小さく、1次冷却系の減圧が比較的緩やかで、蓄圧注入系及び高圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

(a) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故に対する炉心損傷防止対策の評価事象は、対応が可能な範囲を明確にした上で、事故シーケンスグループごとに炉心損傷防止対策の実施に対する時間余裕等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。

なお、事故シーケンスグループのうち、炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものについては、国内外の先進的な対策と同等のものを講じていることを確認する。

(a-1) 2次冷却系からの除熱機能喪失

主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故

(a-2) 全交流動力電源喪失

外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び1次冷却材ポンプシール部からの1次冷却材の流出（以下「RCPシールLOCA」という。）が発生する事故並びに外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故

(a-3) 原子炉補機冷却機能喪失

外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故

(a-4) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機

能が喪失する事故

(a-5) 原子炉停止機能喪失

主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故及び  
負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

(a-6) ECCS注水機能喪失

中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故

(a-7) ECCS再循環機能喪失

大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失す  
る事故

(a-8) 格納容器バイパス

1次冷却系の圧力が原子炉格納容器外の低圧系に付加される  
ために発生するLOCA（以下「インターフェイスシステムLOCA」  
という。）及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の  
隔離に失敗する事故

(b) 運転中の原子炉における重大事故

運転中の原子炉における重大事故に対する格納容器破損防止  
対策の評価事象は、発電用原子炉施設の特性等を考慮し、工学  
的に発生すると考えられる範囲を明確にした上で、格納容器破  
損モードごとに原子炉格納容器への負荷等を考慮して選定した  
結果、以下の事故とする。

(b-1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破  
損）

(b-1-1) 格納容器過圧破損

大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器ス  
プレイ注入機能が喪失する事故

(b-1-2) 格納容器過温破損

外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故

(b-2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故

(b-3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故

(b-4) 水素燃焼

大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故

(b-5) 格納容器直接接触（シェルアタック）

本発電用原子炉施設においては、工学的に発生しない。

(b-6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

(c) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故に対する使用済燃料ピット内の燃料損傷防止対策の評価事象は、「設置許可基準規則」等で想定された以下の事故とする。

(c-1) 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失すること

により、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故（以下「想定事故1」という。）

(c-2) サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模

な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故（以下「想定事故2」という。）

(d) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故に対する原子炉内の燃料損傷防止対策の評価事象は、運転停止中事故シーケンスグループごとに燃料損傷防止対策の実施に対する時間余裕等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。

(d-1) 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故

(d-2) 全交流動力電源喪失

燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故

(d-3) 原子炉冷却材の流出

燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故

(d-4) 反応度の誤投入

原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故

b. 評価項目

(a) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

炉心損傷防止対策について、以下の項目を概ね満足すること

を確認することで、有効性があることを確認する。

- (a-1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。
- (a-2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力20.592MPa[gage]を下回ること。
- (a-3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力0.283MPa[gage]又は限界圧力である最高使用圧力0.283MPa[gage]の2倍の圧力0.566MPa[gage]を下回ること。
- (a-4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度132℃又は限界温度200℃を下回ること。

(b) 運転中の原子炉における重大事故

格納容器破損防止対策について、以下の項目を概ね満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

- (b-1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が限界圧力である最高使用圧力0.283MPa[gage]の2倍の圧力0.566MPa[gage]を下回ること。
- (b-2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が限界温度200℃を下回ること。
- (b-3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (b-4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉冷却材圧力は

2. 0MPa [gage]以下に低減されていること。

(b-5) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって、原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。

(b-6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には、原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下であること。

(b-7) 可燃性ガスの蓄積，燃焼が生じた場合においても，(b-1)の要件を満足すること。

(b-8) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。

(c) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故  
使用済燃料ピット内の燃料損傷防止対策について、以下の項目を満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(c-1) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(c-2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

(c-3) 未臨界が維持されていること。

(d) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

運転停止中の原子炉内の燃料損傷防止対策について、以下の項目を満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(d-1) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(d-2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

(d-3) 未臨界を確保すること（ただし，通常の運転操作における臨界，又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

c. 事故に対処するために必要な施設

「(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で整備する施設のうち，「(2) 有効性評価」において重大事故等に対処するために必要な施設を第10.3表に示す。

(ii) 解析条件

有効性評価における解析の条件設定については，事象進展の不確かさを考慮して，設計値等の現実的な条件を基本としつつ，原則，有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。この際，解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって，さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ並びに運転員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）（以下「運転員等」という。）操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は，影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。

a. 主要な解析条件

(a) 評価に当たって考慮する事項

(a-1) 安全機能の喪失に対する仮定

有効性評価で対象とする事象に応じ，適切に安全機能の喪失を考慮する。

(a-2) 外部電源に対する仮定



重大事故等に対する対策の有効性評価に当たっては、外部電源の有無の影響を考慮する。

(a-3) 単一故障に対する仮定

重大事故等は、設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

(a-4) 運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、適切な時間余裕を設定する。

また、現場操作に必要な時間は、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき設定する。

(b) 共通解析条件

(b-1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(b-1-1) 初期条件

- ・ 炉心熱出力の初期値は、原則として、定格値（2,652MWt）に正の定常誤差（定格値の+2%）を考慮した値を用いるものとする。

（事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く。）

- ・ 1次冷却材平均温度の初期値は、原則として、定格値（306.6℃）に正の定常誤差（+2.2℃）を考慮した値を用いるものとする。

(事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く。)

- 1次冷却材圧力の初期値は，原則として，定格値(15.41MPa[gage])に正の定常誤差(+0.21MPa)を考慮した値を用いるものとする。

(事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く。)

- 1次冷却材流量は熱設計流量を用いるものとする。
- 炉心崩壊熱としては，日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また，使用する崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮する。
- 炉心バイパス流量割合は6.5%を用いるものとする。
- 即発中性子寿命，遅発中性子割合，減速材密度係数，ドップラ係数等の核的パラメータは，原則としてウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮した炉心運用を包絡する値を用いるものとする。
- 加圧器保有水量の初期値は，全出力運転状態における保有水量に基づき65%体積とする。
- 蒸気発生器伝熱管施栓率は10%を考慮する。また，蒸気発生器2次側保有水量は1基当たり50tを用いるものとする。
- 原子炉格納容器自由体積は，設計値に余裕を考慮した小さい値として65,500m<sup>3</sup>を用いるものとする。
- 原子炉格納容器のヒートシンクは，設計値に余裕を考慮した小さい値を用いるものとする。
- 原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は，設計値として49℃及び9.8kPa[gage]を用いるものとする。

- ・原子炉容器，加圧器，蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

(b-1-2) 事故条件

1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について，炉心損傷防止対策の有効性評価においては低温側とする。

(b-1-3) 重大事故等対策に関連する機器条件

- ・トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は，余裕を考慮した値を使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とする。
- ・安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間  
原子炉トリップ限界値及び応答時間として，以下の値を用いるものとする。

過大温度  $\Delta T$  高

1次冷却材平均温度等の関数（応答時間6.0秒）

原子炉圧力低

12.73MPa[gage]（応答時間2.0秒）

1次冷却材ポンプ電源電圧低

65%（定格値に対して）（応答時間1.8秒）

蒸気発生器水位低

蒸気発生器狭域水位11%（応答時間2.0秒）

工学的安全施設作動信号のうち，ECCS作動信号の作動限界値及び応答時間として以下の値を用いるものとする。

原子炉圧力異常低

11. 36MPa[gage] (応答時間2.0秒)

(事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」及び「ECCS再循環機能喪失」を除く。)

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

12. 04MPa[gage] (圧力) 及び水位検出器下端水位 (水位) の一致 (応答時間2.0秒)

- 原子炉制御設備は作動しないものとする。ただし、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は自動動作するものとする。なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は自動動作するものとする。
- 加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の動作圧力については設計値に余裕を考慮した高い値を使用する。
- 加圧器逃がし弁容量 : 95t/h (1個当たり)
- 加圧器安全弁容量 : 157t/h (1個当たり)
- 主蒸気逃がし弁容量 : 定格主蒸気流量 (ループ当たり) の10%
- 主蒸気安全弁容量 : 定格主蒸気流量 (ループ当たり) の100%
- 1次冷却材ポンプ回転数等の1次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いるものとする。
- 格納容器再循環ユニットは2基動作し、1基当たり設計値

より小さい除熱特性（100℃～約155℃，約3.6MW～約6.5MW）  
で原子炉格納容器を除熱するものとする。

- ・燃料取替用水ピットの水量は，1,700m<sup>3</sup>を用いるものとする。

## (b-2) 運転中の原子炉における重大事故

### (b-2-1) 初期条件

(b-1-1)に同じ。なお，格納容器破損モード「水素燃焼」については，水素濃度上昇の観点から，原子炉格納容器のヒートシンク及び初期圧力は，以下の値を用いるものとする。

- ・原子炉格納容器のヒートシンクは，設計値に余裕を考慮した大きい値を用いるものとする。
- ・原子炉格納容器の初期圧力は，0 kPa[gage]を用いるものとする。

### (b-2-2) 事故条件

1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について，格納容器破損防止対策の有効性評価においては，高温側とする。

### (b-2-3) 重大事故等対策に関連する機器条件

(b-1-3)に同じ。

### (b-2-4) Cs-137放出量評価に関連する条件

Cs-137放出量評価においては，原子炉格納容器からの漏えいを考慮する。このとき原子炉格納容器からの漏えい経路は，非常に狭く複雑な形状を示すことから，エアロゾル粒子が捕集される効果を考慮し，除染係数は10とする。

## (b-3) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

#### (b-3-1) 初期条件

- ・使用済燃料ピット崩壊熱は、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組み合わせで貯蔵されている場合を想定して、11.508MWを用いるものとする。
- ・事象発生前使用済燃料ピット水温は、40℃を用いるものとする。
- ・使用済燃料ピットに隣接するピットの状態として、A、B－使用済燃料ピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットは接続状態とする。なお、水温が100℃まで上昇する時間の評価は、B－使用済燃料ピットの水量を考慮する。
- ・使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

#### (b-3-2) 重大事故等対策に関連する機器条件

- ・放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット水位としては、燃料頂部から4.25mとする。

#### (b-4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

##### (b-4-1) 初期条件（運転停止中の事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く。）

- ・炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する炉心崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮する。
- ・事象は、原子炉停止の72時間後に発生するものとする。
- ・1次冷却材圧力の初期値は大気圧とする。

- ・ 1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。
- ・ 1次冷却材の初期水位は，原子炉容器出入口配管の中心高さを100mm上回る高さとする。
- ・ 1次冷却系開口部は，加圧器安全弁が3個取り外され，加圧器のベント弁が1個開放されているものとする。
- ・ 原子炉容器，加圧器，蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

b. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(a) 2次冷却系からの除熱機能喪失

(a-1) 起因事象として，主給水流量の喪失が発生するものとする。

(a-2) 安全機能としては，補助給水系の機能が喪失するものとする。

(a-3) 外部電源は使用できるものとする。

(a-4) 原子炉トリップは，「蒸気発生器水位低」信号によるものとする。

(a-5) フィードアンドブリードにおける炉心への注水は，高压注入ポンプ2台を使用するものとし，最小注入特性（高压注入特性（0 m<sup>3</sup>/h～約230m<sup>3</sup>/h，0 MPa[gage]～約13.0MPa[gage]））を用いるものとする。

(a-6) フィードアンドブリードにおける1次冷却材の放出は，加圧器逃がし弁2個を使用し，1個当たりの容量は95t/hとする。

(a-7) 事故収束のための運転員等操作としては，以下のとおりとする。

(a-7-1) フィードアンドブリードは，蒸気発生器広域水位が0%

に到達した時点から5分後に開始する。

(b) 全交流動力電源喪失

(b-1) 起回事象として、外部電源を喪失するものとする。

(b-2) 安全機能としては、ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が機能喪失することにより、余熱除去機能が喪失するものとする。

(b-3) 外部電源は使用できないものとする。

(b-4) 原子炉トリップは、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。

(b-5) RCPシール部からの漏えい率は、RCPシールLOCAが発生する場合は、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約 $109\text{m}^3/\text{h}$ （480gpm）とし、1次冷却材ポンプ3台からの漏えいを考慮する。RCPシールLOCAが発生しない場合は、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約 $1.5\text{m}^3/\text{h}$ （6.6gpm）とし、1次冷却材ポンプ3台からの漏えいを考慮する。

(b-6) タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、事象発生後の60秒後に3基の蒸気発生器に合計 $80\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(b-7) 2次冷却系強制冷却として主蒸気逃がし弁3個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。

(b-8) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。



蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m<sup>3</sup>（1基当たり）

- (b-9) 代替格納容器スプレイポンプの原子炉への注水流量は、1次冷却材圧力0.7MPa[gage]到達時点で炉心注水を開始することとし、30m<sup>3</sup>/hを設定する。
- (b-10) RCPシールLOCAが発生しない場合において、1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力である0.83MPa[gage]で漏えいが停止するものとする。
- (b-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (b-11-1) 2次冷却系強制冷却は、事象発生後の30分後に開始する。
- (b-11-2) 交流電源は、RCPシールLOCAが発生する場合においては事象発生後の60分後に代替非常用発電機によって供給を開始する。また、RCPシールLOCAが発生しない場合においては24時間使用できないものとし、事象発生後の24時間後に代替非常用発電機によって供給を開始する。
- (b-11-3) 1次冷却材温度の維持は、約1.7MPa[gage]の飽和温度である208℃に到達した段階でその状態を維持する。
- (b-11-4) 蓄圧タンク出口弁の閉操作は、1次冷却材圧力約1.7MPa[gage]到達及び代替交流電源の確立から、10分後に実施する。
- (b-11-5) 2次冷却系強制冷却の再開は、蓄圧タンク出口弁の閉止から10分後に再開し、1次冷却材温度が170℃に到達した段階でその状態を維持する。
- (b-11-6) タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流

- 量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持する。
- (b-11-7) RCPシールLOCAが発生する場合には、1次冷却材圧力が0.7MPa[gage]に到達すれば、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉への注水を開始する。
- (c) 原子炉補機冷却機能喪失
- 「(b) 全交流動力電源喪失」と同様である。
- (d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- (d-1) 起因事象として、大破断LOCAが発生するものとし、破断口径は1次冷却材配管（約0.70m（27.5インチ））の完全両端破断とする。
- (d-2) 安全機能としては、低圧再循環機能として再循環切替時に低圧注入系、格納容器スプレイ注入機能として格納容器スプレイ系が喪失するものとする。
- (d-3) 外部電源は使用できるものとする。
- (d-4) 原子炉トリップは、「原子炉圧力低」信号によるものとする。
- (d-5) 非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとする。また、11.36MPa[gage]を作動限界値とし、応答時間は0秒とする。
- (d-6) 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ2台動作し、最大注入特性（高圧注入特性（0 m<sup>3</sup>/h～約350m<sup>3</sup>/h，0 MPa[gage]～約15.7MPa[gage]）、低圧注入特性（0 m<sup>3</sup>/h～約1,820m<sup>3</sup>/h，0 MPa[gage]～約1.3MPa[gage]））で炉心へ注水するものとする。
- (d-7) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後

に3基の蒸気発生器に合計150m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

(d-8) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m<sup>3</sup> (1基当たり)

(d-9) 再循環切替は、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位16.5%到達後に行うものとする。

(d-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(d-10-1) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の開始は、原子炉格納容器の最高使用圧力0.283MPa[gage]到達から30分後とする。

(e) 原子炉停止機能喪失

(e-1) 炉心熱出力の初期値は、定格値(2,652MWt)を用いるものとする。

(e-2) 1次冷却材圧力の初期値は、定格値(15.41MPa[gage])を用いるものとする。

(e-3) 1次冷却材平均温度の初期値は、定格値(306.6℃)を用いるものとする。

(e-4) ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷した炉心の特性を考慮し、正の反応度帰還効果が大きくなる特性を設定する。

(e-5) ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、有効性評価結果を厳しくする観点で保守的となる減速材温

度係数初期値として $-18\text{pcm}/^{\circ}\text{C}$ を設定する。

(e-6) 対象炉心は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、(e-4)、(e-5)の特性を考慮した炉心を用いるものとする。

(e-7) 起因事象として、以下のいずれかが発生するものとする。

- ・主給水流量喪失
- ・負荷の喪失

(e-8) 安全機能としては、原子炉停止機能が喪失するものとし、また、手動での原子炉トリップを実施できないものとする。

(e-9) 外部電源は使用できるものとする。

(e-10) 共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）の作動信号は「蒸気発生器水位低」信号によるものとし、水位は狭域水位7%を作動設定点とする。

(e-11) 主蒸気ライン隔離は、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）作動設定点到達の17秒後に隔離完了するものとする。

(e-12) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台は、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）作動設定点に到達することにより自動起動し、起動の60秒後に3基の蒸気発生器に合計 $150\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(f) ECCS注水機能喪失

(f-1) 起因事象として、中破断LOCAが発生するものとし、破断口径は、約 $0.15\text{m}$ （6インチ）、約 $0.1\text{m}$ （4インチ）及び約 $0.05\text{m}$ （2インチ）とする。

(f-2) 安全機能としては、高圧注入系の機能が喪失するものとする。

- (f-3) 外部電源は使用できないものとする。
- (f-4) 原子炉トリップは、「原子炉圧力低」信号によるものとする。
- (f-5) 炉心への注水は、余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、最小注入特性（低圧注入特性（ $0\text{ m}^3/\text{h}\sim\text{約}770\text{m}^3/\text{h}$ ， $0\text{ MPa}[\text{gage}]\sim\text{約}0.8\text{MPa}[\text{gage}]$ ））を用いるものとする。
- (f-6) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後に3基の蒸気発生器に合計 $150\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。
- (f-7) 2次冷却系強制冷却として主蒸気逃がし弁3個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。
- (f-8) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力  $4.04\text{MPa}[\text{gage}]$

蓄圧タンクの保有水量  $29.0\text{m}^3$ （1基当たり）

- (f-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (f-9-1) 2次冷却系強制冷却操作は、非常用炉心冷却設備作動信号発信の10分後に主蒸気逃がし弁開操作を開始し、開操作に1分を要する。
- (f-9-2) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持する。

(g) ECCS再循環機能喪失

- (g-1) 起因事象として、大破断LOCAが発生するものとし、破断口径は、1次冷却材配管（約0.70m（27.5インチ））の完全両端破断とする。
- (g-2) 安全機能としては、再循環切替時に低圧注入系及び高圧注入系の機能が喪失するものとする。
- (g-3) 外部電源は使用できるものとする。
- (g-4) 原子炉トリップは、「原子炉圧力低」信号によるものとする。
- (g-5) 再循環切替は、燃料取替用水ピット水位16.5%到達時とする。また、同時にECCS再循環切替に失敗するものとする。
- (g-6) 非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとする。また、11.36MPa[gage]を作動限界値とし、応答時間は0秒とする。
- (g-7) 原子炉格納容器スプレイ作動信号は「原子炉格納容器圧力異常高」信号により発信するものとする。また、0.136MPa[gage]を作動限界値とし、応答時間は0秒とする。
- (g-8) 炉心への注水は、再循環切替前は高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ2台動作し、最大注入特性（高圧注入特性（0 m<sup>3</sup>/h～約350m<sup>3</sup>/h，0 MPa[gage]～約15.7MPa[gage]）、低圧注入特性（0 m<sup>3</sup>/h～約1,820m<sup>3</sup>/h，0 MPa[gage]～約1.3MPa[gage]））で炉心へ注水するものとする。
- (g-9) 格納容器スプレイポンプは、再循環切替前は格納容器スプレイとして格納容器スプレイポンプ2台を最大流量で使用するものとする。再循環切替後は、1台を代替再循環による炉心注水として一定流量で使用し、もう1台を格納容器スプレイとし

て最大流量で使用するものとする。

- (g-10) 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し，非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後に 3 基の蒸気発生器に合計150m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。
- (g-11) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として，以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m<sup>3</sup>（1 基当たり）

- (g-12) 格納容器スプレイポンプ 1 台動作による代替再循環時の炉心への注水流量は，200m<sup>3</sup>/hを設定する。
- (g-13) 事故収束のための運転員等操作としては，以下のとおりとする。

- (g-13-1) 格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始は，ECCS再循環切替失敗から30分後とする。

(h) 格納容器バイパス

(h-1) インターフェイスシステムLOCA

- (h-1-1) 起因事象として，余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系統の圧力上昇により，余熱除去系統からの漏えいが発生するものとする。

- (h-1-2) 1 次冷却材の漏えい箇所として，余熱除去系逃がし弁，余熱除去系機器等からの漏えいが発生するものとする。

- (h-1-3) 破断口径は，以下のとおり設定する。

- ・原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁  
（等価直径約2.5cm（1 インチ）相当）
- ・原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁

(等価直径約7.6cm (3インチ) 相当)

- ・原子炉格納容器外の余熱除去系機器等

(等価直径約2.9cm (1.15インチ) 相当)

(h-1-4) 安全機能としては、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去系が機能喪失するものとする。

(h-1-5) 外部電源は使用できないものとする。

(h-1-6) 原子炉トリップは、「原子炉圧力低」信号によるものとする。

(h-1-7) 炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、最大注入特性（高圧注入特性（0 m<sup>3</sup>/h～約350m<sup>3</sup>/h，0 MPa[gage]～約15.7MPa[gage]））を用いるものとする。

(h-1-8) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後に3基の蒸気発生器に合計150m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

(h-1-9) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m<sup>3</sup> (1基当たり)

(h-1-10) 2次冷却系強制冷却として主蒸気逃がし弁3個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。

(h-1-11) 余熱除去冷却器出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁は、設計値にて閉止するものとする。



- (h-1-12) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (h-1-12-1) 主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却は、非常用炉心冷却設備作動信号発信から25分後に開始するものとする。
- (h-1-12-2) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。
- (h-1-12-3) 加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。
- (h-1-12-4) 非常用炉心冷却設備停止条件が成立、又は原子炉トリップ後1時間経過すれば、蓄圧タンクを隔離し、炉心注水を高圧注入から充てん注入に同時に切り替えるものとして、4分の操作時間を考慮するものとする。
- (h-1-12-5) 健全側余熱除去系による炉心冷却は、余熱除去運転条件が成立すれば開始するものとする。
- (h-1-12-6) 充てんポンプによる充てん流量を調整することで、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。
- (h-2) 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故
- (h-2-1) 起因事象として、1基の蒸気発生器の伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こすものとする。
- (h-2-2) 安全機能としては、破損側蒸気発生器隔離失敗の想定として、原子炉トリップ後に主蒸気逃がし弁が動作した時点で、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁1個が開固着するも

のとする。

(h-2-3) 外部電源は使用できないものとする。

(h-2-4) 原子炉トリップは、「原子炉圧力低」信号あるいは「過大温度  $\Delta T$  高」信号によるものとする。

(h-2-5) 炉心への注水は、高圧注入ポンプ 2 台を使用するものとし、最大注入特性（高圧注入特性（ $0 \text{ m}^3/\text{h} \sim$  約  $350 \text{ m}^3/\text{h}$ 、 $0 \text{ MPa}[\text{gage}] \sim$  約  $15.7 \text{ MPa}[\text{gage}]$ ））を用いるものとする。

(h-2-6) 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計  $150 \text{ m}^3/\text{h}$  の流量で注水するものとする。

(h-2-7) 2 次冷却系強制冷却のため、健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁 2 個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁 1 個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10% を処理するものとする。

(h-2-8) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(h-2-8-1) 破損側蒸気発生器の隔離操作として、原子炉トリップから 10 分後に、破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉操作、破損側蒸気発生器への補助給水の停止操作及び破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉操作を開始し、操作完了に約 2 分を要するものとする。

(h-2-8-2) 健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁の開操作は、破損側蒸気発生器隔離操作の完了時点で開始し、操作完了に 1 分を要するものとする。

(h-2-8-3) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(h-2-8-4) 加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

(h-2-8-5) 非常用炉心冷却設備停止条件が成立すれば、炉心注水を高圧注入から充てん注入に切り替えるものとし、切替えに2分の操作時間を考慮するものとする。

(h-2-8-6) 充てんポンプによる充てん流量を調整することで、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

(h-2-8-7) 余熱除去運転条件が成立すれば、余熱除去系による炉心冷却を開始するものとする。

c. 運転中の原子炉における重大事故

(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(a-1) 格納容器過圧破損

(a-1-1) 事故進展解析の条件

(a-1-1-1) 起因事象として、大破断LOCAが発生するものとし、破断口径は、1次冷却材配管（約0.74m（29インチ））の完全両端破断とする。

(a-1-1-2) 安全機能としては、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとする。

(a-1-1-3) 外部電源は使用できないものとする。

(a-1-1-4) 水素の発生については、ジルコニウム－水反応を考慮

するものとする。

(a-1-1-5) 原子炉トリップは、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。

(a-1-1-6) タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、事象発生60秒後に3基の蒸気発生器に合計80m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

(a-1-1-7) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m<sup>3</sup> (1基当たり)

(a-1-1-8) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、140m<sup>3</sup>/hとする。

(a-1-1-9) 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。

(a-1-1-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-1-1-10-1) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、炉心溶融開始の30分後に開始する。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生24時間後に停止する。

(a-1-1-10-2) 可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始は、事象発生24時間後とする。

(a-1-2) 放射性物質 (Cs-137) の放出量評価の条件

(a-1-2-1) 事象発生直前まで、ウラン炉心にて定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、

燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。

(a-1-2-2) 原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量は、炉心全体の内蔵量に対して、75%の割合で放出されるものとする。

(a-1-2-3) 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレー水による除去効果を考慮する。

(a-1-2-4) 評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても確認する。

(a-1-2-5) 原子炉格納容器からの漏えい率は、評価期間中一定の0.16%/dとする。また、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.135%/dとする。

なお、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果を考慮する。

(a-1-2-6) 原子炉格納容器からの漏えいは、その97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。

(a-1-2-7) アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は99%とする。

(a-1-2-8) アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生の78分後とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきたCs-137はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

(a-2) 格納容器過温破損

(a-2-1) 事故進展解析の条件

(a-2-1-1) 起因事象として，外部電源が喪失するものとする。

(a-2-1-2) 安全機能としては，ディーゼル発電機の機能喪失を想定し，全交流動力電源を喪失するものとする。さらに補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が機能喪失するものとする。

(a-2-1-3) 外部電源は使用できないものとする。

(a-2-1-4) RCPシール部の漏えい率として，1次冷却材ポンプ1台当たり，定格圧力において約 $1.5\text{m}^3/\text{h}$  (6.6gpm)とし，1次冷却材ポンプ3台からの漏えいを考慮するものとする。

(a-2-1-5) 水素の発生については，ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。

(a-2-1-6) 原子炉トリップは，「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。

(a-2-1-7) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として，以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量  $29.0\text{m}^3$  (1基当たり)

(a-2-1-8) 1次冷却系強制減圧操作において，加圧器逃がし弁2個を使用するものとし，1個当たりの容量は $95\text{t}/\text{h}$ とする。

(a-2-1-9) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ流量は， $140\text{m}^3/\text{h}$ とする。

(a-2-1-10) 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器内水素イグナイタの効果については期待しない。

(a-2-1-11) 事故収束のための運転員等操作としては，以下のとおりとする。

(a-2-1-11-1) 加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧は、炉心溶融開始の10分後に開始する。

(a-2-1-11-2) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、炉心溶融開始の30分後に開始する。また、格納容器再循環サンプ水位80%到達（原子炉格納容器保有水量2,270m<sup>3</sup>相当）、かつ、原子炉格納容器最高使用圧力未満である場合に一旦停止し、原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に再開する。その後、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生後の24時間後に停止する。

(a-2-1-11-3) 可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始は、事象発生後の24時間後とする。

(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-2) 格納容器過温破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。

(b-1) リロケーションは、炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。

(b-2) 原子炉容器は、最大歪みを超えた場合に破損するものとする。

(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1) 格納容器過圧破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。

(c-1) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径は、計装

用案内管の径と同等とする。

(c-2) エントレインメント係数は、Ricou-Spaldingモデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。

(c-3) 溶融炉心と水の伝熱面積は、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の粒子径の最確値より算出された面積とする。

(d) 水素燃焼

(d-1) 起因事象として、大破断LOCAが発生するものとし、破断口径は、1次冷却材配管（約0.74m（29インチ））の完全両端破断とする。

(d-2) 安全機能としては、高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失するものとする。

(d-3) 外部電源は使用できるものとする。

(d-4) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、MAAPによる評価結果に基づき全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正する。

(d-5) 水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジンの放射線分解による水素の発生を考慮する。水の放射線分解では、水素の生成割合を、炉心水については0.4分子/100eV、サンプ水については0.3分子/100eVとする。金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮する。また、ヒドラジンの放射線分解では、水素の生成割合を0.4分子/100eVとする。

(d-6) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与するものとする。



- (d-7) 水素発生量は、炉心内のジルコニウム重量で定まるため、原子炉トリップ時刻の影響は受けないことから、事故初期からの原子炉トリップを仮定するものとする。
- (d-8) 原子炉格納容器内水素処理装置は、5個の設置を考慮する。また、1個当たりの処理性能については設計値に基づき1.2kg/h（水素濃度4 vol%，圧力0.15MPa[abs]）とする。
- (d-9) 格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。
- (d-10) 格納容器スプレイポンプは2台動作し、最大流量で原子炉格納容器内に注水するものとする。

(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1) 格納容器過圧破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。

- (e-1) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がりについては、原子炉下部キャビティ床底面の全面とする。
- (e-2) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限は、大気圧条件で0.8MW/m<sup>2</sup>相当とする。
- (e-3) 溶融炉心とコンクリートの伝熱として、伝熱抵抗を考慮せず、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定する。

d. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(a) 想定事故1

- (a-1) 事象発生前使用済燃料ピット水位については、燃料頂部より7.55mとする。
- (a-2) 事象発生前使用済燃料ピット水温は、40℃とする。

- (a-3) 使用済燃料ピット崩壊熱は，11.508MWを用いるものとする。
- (a-4) 安全機能としては，使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能として使用済燃料ピット冷却系及び使用済燃料ピット補給水系の機能を喪失するものとする。
- (a-5) 外部電源は使用できないものとする。
- (a-6) 可搬型大型送水ポンプ車を使用した使用済燃料ピットへの注水は，可搬型大型送水ポンプ車1台を使用するものとし， $25\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水する。
- (a-7) 事故収束のための運転員等操作としては，以下のとおりとする。
  - (a-7-1) 可搬型大型送水ポンプ車を使用した使用済燃料ピットへの注水は，事象発生後の4.4時間後に開始する。
- (b) 想定事故2
  - (b-1) 事象発生前使用済燃料ピット水温は， $40^\circ\text{C}$ とする。
  - (b-2) 使用済燃料ピット崩壊熱は，11.508MWを用いるものとする。
  - (b-3) 使用済燃料ピット冷却系配管の破断によって想定される初期水位については，使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管下端（燃料頂部より6.25m）まで低下するものとする。また，使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管に設置されているサイフォンブレーカの効果を考慮する。
  - (b-4) 安全機能としては，使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能として使用済燃料ピット冷却系及び使用済燃料ピット補給水系の機能を喪失するものとする。
  - (b-5) 外部電源は使用できないものとする。
  - (b-6) 可搬型大型送水ポンプ車を使用した使用済燃料ピットへの

注水は、可搬型大型送水ポンプ車1台を使用するものとし、  
25m<sup>3</sup>/hの流量で注水する。

(b-7) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(b-7-1) 可搬型大型送水ポンプ車を使用した使用済燃料ピットへの注水は、事象発生後の4.4時間後に開始する。

e. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(a) 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

(a-1) 炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する炉心崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮する。

(a-2) 1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。

(a-3) 1次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを100mm上回る高さとする。

(a-4) 1次冷却材圧力の初期値は大気圧とする。

(a-5) 起因事象として、余熱除去ポンプ1台での浄化運転中に、運転中の余熱除去ポンプの故障によって、余熱除去機能を喪失するものとする。

(a-6) 安全機能としては、運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系が機能喪失するものとする。また、充てん機能及び高圧注入機能が喪失するものとする。

(a-7) 外部電源は使用できないものとする。

(a-8) 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉への注水流量は

29m<sup>3</sup>/hとする。

(a-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-9-1) 代替格納容器スプレイポンプの炉心注水操作は、事象発生の60分後に開始する。

(b) 全交流動力電源喪失

(b-1) 炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する炉心崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮する。

(b-2) 1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。

(b-3) 1次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを100mm上回る高さとする。

(b-4) 1次冷却材圧力の初期値は大気圧とする。

(b-5) 起因事象として、外部電源を喪失するものとする。

(b-6) 安全機能としては、ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。

また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が機能喪失することにより、余熱除去機能が喪失するものとする。

(b-7) 外部電源は使用できないものとする。

(b-8) 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉への注水流量は29m<sup>3</sup>/hとする。

(b-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

- (b-9-1) 代替非常用発電機による交流電源の供給は、事象発生  
25分後に開始する。
- (b-9-2) 代替格納容器スプレイポンプの炉心注水操作は、事象発  
生の60分後に開始する。
- (c) 原子炉冷却材の流出
- (c-1) 1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。
- (c-2) 1次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高  
さを100mm上回る高さとする。
- (c-3) 起因事象として、余熱除去系統から1次冷却材が流出する  
ものとする。
- (c-4) 1次冷却材の流出流量は、400m<sup>3</sup>/hとする。さらに、余熱除  
去機能喪失後も流出が継続するものとし、流出口径は約0.2m  
(8インチ)相当とする。
- (c-5) 安全機能としては、1次冷却系水位が1次冷却材配管の下  
端に到達した時点で浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、さ  
らに運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能  
喪失するものとする。
- (c-6) 外部電源は使用できないものとする。
- (c-7) 充てんポンプによる原子炉への注水流量は29m<sup>3</sup>/hとする。
- (c-8) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりと  
する。
- (c-8-1) 充てんポンプの炉心注水操作は、余熱除去機能喪失の20  
分後に開始する。
- (d) 反応度の誤投入
- (d-1) 制御棒位置は全挿入状態とする。

- (d-2) 1次冷却材の有効体積は、220m<sup>3</sup>とする。
- (d-3) 原子炉停止中の1次冷却系は、燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同ピットのほう素濃度は3,200ppmとする。
- (d-4) 臨界ほう素濃度は1,950ppmとする。
- (d-5) 起因事象として、原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の弁の誤動作等により、1次冷却材中に純水が注水されるものとする。
- (d-6) 1次冷却系への純水注水最大流量は81.8m<sup>3</sup>/hとする。
- (d-7) 外部電源は使用できるものとする。
- (d-8) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」設定値は停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。
- (d-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (d-9-1) 希釈停止操作は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後に開始し、操作に1分を要するものとする。

### (iii) 評価結果

評価項目に対する評価結果は以下のとおりであり、事故シーケンスグループ、格納容器破損モード及び想定事故ごとに選定した評価事象のうち、評価項目に対して最も厳しくなる評価事象の結果を記載する。

#### a. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には、燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であるこ

とについては、これが最も厳しくなる「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」において、不確かさを考慮しても以下のとおり評価項目を満足する。なお、「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」及び「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」の事象初期において、設計基準事故時の評価結果を参照した場合は、燃料被覆管温度の最高値は約1,044℃、燃料被覆管の酸化量は約4.6%となる。

(a-1) 燃料被覆管温度の最高値は約688℃であり、不確かさを考慮しても1,200℃以下である。

(a-2) 燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの1%以下であり、不確かさを考慮しても酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下である。

(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約18.6MPa[gage]以下であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力の1.2倍である20.592MPa[gage]を下回る。

(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「大破断LOCA時に低圧再循環機能喪失及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.360MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても限界圧力である最高使用圧力0.283MPa[gage]の2倍の圧力0.566MPa[gage]を下回る。

(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが

最も厳しくなる「大破断LOCA時に低圧再循環機能喪失及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器温度の最高値は約135℃であり、不確かさを考慮しても限界温度200℃を下回る。

b. 運転中の原子炉における重大事故

(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、非凝縮性ガスの蓄積が生じた場合においても原子炉格納容器圧力の最大値は約0.360MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても限界圧力である最高使用圧力0.283MPa[gage]の2倍の圧力0.566MPa[gage]を下回る。

(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器温度の最高値は約141℃であり、不確かさを考慮しても限界温度200℃を下回る。

(c) 放射性物質の総放出量については、これが最も厳しくなる「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、Cs-137の総放出量は、事象発生から7日後までの間で約 $5.1 \times 10^{-1}$ TBq、100日後までを考慮したとしても約 $5.5 \times 10^{-1}$ TBqであり、不確かさを考慮しても放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響を小さくとどめている。

(d) 原子炉圧力容器の破損時の原子炉冷却材圧力については、こ



れが最も厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故」において約1.4MPa[gage]であり，不確かさを考慮しても2.0MPa[gage]以下に低減される。

(e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については，工学的に発生する可能性がある圧力スパイクの観点で最も厳しい「大破断LOCA時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」に原子炉格納容器内注水を考慮した事故において，圧力上昇は見られるものの，不確かさを考慮しても熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失することはない。

(f) 水素濃度については，水素の放出時期と放出速度の観点で最も厳しくなる「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」において，ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度の最大値は約11.7vol%であり，不確かさを考慮しても13vol%以下である。また，水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても，原子炉格納容器内に設置する原子炉格納容器内水素処理装置の効果により，原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少することから爆轟に至ることはない。

(g) 可燃性ガスの蓄積については，(a)に記載のとおり。可燃性ガスの燃焼については，全炉心内のジルコニウム量の75%と水が反応して発生した水素が，すべて燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最高値は約0.443MPa[gage]であり，不確かさを考慮しても限界圧力である

最高使用圧力0.283MPa[gage]の2倍の圧力0.566MPa[gage]を下回る。

(h) 溶融炉心・コンクリート相互作用については、最も炉心溶融が早期に生じる「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」においても、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイにより、溶融炉心からの崩壊熱は除去され、原子炉下部キャビティ壁面及び床面のベースマット侵食深さはともに約3mmであり、不確かさを考慮しても原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することはない。

c. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

初期水位の観点から最も厳しい「想定事故2」において、事故発生から使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値0.15mSv/hに相当する水位まで低下するのに要する時間は約1.0日であり、事故を検知し、可搬型大型送水ポンプ車を配備し注水を行うまでに十分な時間余裕があることから、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。さらに、使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は約0.970であり、未臨界性を確保できる設計としている。この実効増倍率は使用済燃料ピット内の水の沸騰による水密度の低下に伴って低下することから、未臨界は維持される。このため、不確かさを考慮しても燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できるとともに未臨界は維持される。

d. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

炉心崩壊熱及び1次冷却系保有水量の観点から最も厳しい「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」及び「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水により、炉心は露出することなく燃料有効長頂部は冠水している。また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器蓋が閉止されている状態であるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。また、炉心崩壊熱による1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果の方が大きくなることにより、一時的に反応度は上昇する場合もある。これらの効果を考慮し、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約 $-7.1\% \Delta k/k$ であり、未臨界を維持できる。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、取替炉心を考慮しても炉心は露出することなく、未臨界は維持され、また、原子炉容器蓋が閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持される。

e. 重大事故等に対処するために必要な要員及び資源

重大事故等に対処するために必要な要員及び資源については、  
要員，水源，燃料及び電源が確保され，重大事故等に対処できる。

「第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要」，「第10.2表 重大事故等対策における操作の成立性」及び「第10.3表 事故対処するために必要な施設」を以下のとおり追加する。

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要 (1/19)

| 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等 |                                                                                                                                                                                                                            |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                         |
|---------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 方針目的                            | <p>運転時の異常な過渡変化時において，発電用原子炉の運転を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，手動による原子炉緊急停止，原子炉出力抑制（自動），原子炉出力抑制（手動）により，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する手順等を整備する。また，発電用原子炉の出力抑制を図った後にほう酸水注入により発電用原子炉を未臨界に移行する手順等を整備する。</p> |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                         |
| 対応手段等                           | 原子炉緊急停止                                                                                                                                                                                                                    | <p>運転時の異常な過渡変化時において，発電用原子炉の運転を緊急停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合は，中央制御室から手動にて原子炉トリップスイッチにより，発電用原子炉を緊急停止する。</p>                                                                                                                                                                                                                                                                                                     |
|                                 | 原子炉出力抑制（自動）                                                                                                                                                                                                                | <p>ATWSが発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合は，共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）の自動作動による主蒸気隔離弁の閉により，1次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により，原子炉出力が低下していることを確認する。また，加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないこと，原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと，又は原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇がわずかであること，並びに補助給水ポンプ，主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことにより，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。</p>                                                                                |
|                                 | 原子炉出力抑制（手動）                                                                                                                                                                                                                | <p>共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）が自動作動しない場合で，かつ中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合は，中央制御室からの手動操作によりタービン手動トリップ操作，主蒸気隔離弁の閉操作及び補助給水ポンプの起動を行うことで，1次冷却材温度が上昇していることを確認するとともに減速材温度係数の負の反応度帰還効果により，原子炉出力が低下していることを確認する。また，加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないことを確認するとともに，原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと，又は原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇がわずかであること，並びに補助給水ポンプ，主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことにより，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。</p> |

|                |                       |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |
|----------------|-----------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>対応手段等</p>   | <p>フロントライン系故障時</p>    | <p>ほう酸水注入</p> <p>ATWSが発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合は、発電用原子炉の出力抑制を図った後、発電用原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備のほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁及び充てんポンプによりほう酸タンク水を原子炉容器へ注入するとともに、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離する。</p> <p>ほう酸ポンプの故障等により緊急ほう酸濃縮ラインが使用できない場合は、代替手段として充てんポンプの入口ラインを体積制御タンクから燃料取替用水ピットに切り替え、燃料取替用水ピットのほう酸水を原子炉容器へ注入し発電用原子炉を未臨界状態へ移行させる。充てんポンプの故障等により充てんラインが使用できない場合は、1次冷却材圧力が高圧注入ポンプ注入圧力未満であれば、高圧注入ポンプによりほう酸注入タンクを経由して燃料取替用水ピットのほう酸水を原子炉容器へ注入する。</p> <p>ほう酸水注入は燃料取替ほう素濃度になるまで継続する。なお、ほう酸水注入を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラントを高温停止に維持し、引き続いて低温停止に移行させるために必要となるほう素濃度を目標にほう酸水注入を継続する。</p> |
| <p>配慮すべき事項</p> | <p>重大事故等時の対応手段の選択</p> | <p>ATWSが発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合（共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）の作動状況確認を含む。）は、中央制御室から速やかな操作が可能である原子炉トリップスイッチにより手動にて発電用原子炉の緊急停止操作を行う。蒸気発生器水位低信号により共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）が作動した場合においても、中央制御室から原子炉トリップスイッチにより手動にて発電用原子炉の緊急停止を行い、その後、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）の作動状況の確認を行う。</p> <p>中央制御室から原子炉トリップスイッチにより発電用原子炉が緊急停止できない場合で、かつ共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）が作動しない場合は、手動による原子炉出力抑制を行う。</p> <p>原子炉トリップに失敗し、発電用原子炉の出力抑制を図った後は、発電用原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備によりほう酸水注入を行う。</p>                                                                                      |

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要 (2/19)

| 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                 |
|----------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 方針目的                                   | <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系のフィードアンドブリード又は蒸気発生器2次側からの除熱（注水、蒸気放出）により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、発電用原子炉を冷却するために1次冷却系及び2次冷却系の保有水を監視及び制御する手順等を整備する。</p>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                 |
| 対応手段等                                  | <p>重大事故等対処設備<br/>(設計基準拡張)</p> <p>設計基準事故対処設備である電動補助給水ポンプ及びタービン補助給水ポンプ（以下「補助給水ポンプ」という。）、補助給水ピット並びに主蒸気逃がし弁が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                      |
|                                        | <p>1次冷却系のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却</p> <p>フロントライン系故障時</p> <p>設計基準事故対処設備である補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、燃料取替用水ピット水を高圧注入ポンプにより発電用原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁の開操作により原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次冷却系のフィードアンドブリードにより発電用原子炉を冷却する。燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位を確認し、再循環切替水位となれば中央制御室で再循環運転に切り替える。</p> <p>2次冷却設備からの除熱による発電用原子炉の冷却機能が回復した場合、蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉操作後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系が健全である場合、余熱除去系による発電用原子炉の冷却操作により低温停止とする。余熱除去系が使用できない場合は、使用可能であれば自主対策設備である可搬型大型送水ポンプ車により海水を注水し、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより低温停止とする。</p> <p>2次冷却設備からの除熱による発電用原子炉の冷却機能が回復しない場合は、余熱除去系による発電用原子炉の冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉操作後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系による発電用原子炉の冷却により低温停止とする。余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系又は蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却機能が使用可能となるまで再循環運転による1次冷却系のフィードアンドブリードを継続する。</p> |



|       |          |                             |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                         |
|-------|----------|-----------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 対応手段等 | サポート系故障時 | 現場手動操作によるタービン動補助給水ポンプの機能回復  | <p>常設直流電源系統喪失時、タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具（タービン動補助給水ポンプ潤滑油供給器）を用いてタービン動補助給水ポンプ軸受へ給油し、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁を開操作及び専用工具（蒸気加減弁開操作用）を用いて、タービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁を押し上げることにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する。</p> <p>常設代替交流電源設備により非常用母線が回復し、タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合、電動補助給水ポンプを起動し、補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する。</p> <p>なお、代替非常用発電機の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、電動補助給水ポンプは起動せず後備の設備として待機させる。</p> <p>補助給水ポンプは、補助給水ピットから2次系純水タンクへの切替え又は補助給水ピットへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は使用可能であれば自主対策設備である可搬型大型送水ポンプ車を用いた蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。</p> |
|       |          | 現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復       | <p>主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合は、蒸気発生器への注水を確認し現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却を行う。</p>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                              |
|       |          | 常設代替交流電源設備による電動補助給水ポンプの機能回復 | <p>全交流動力電源が喪失した場合は、十分な期間の運転を継続するために電動補助給水ポンプが健全であれば常設代替交流電源設備による非常用母線への給電を確認し起動する。</p> <p>電動補助給水ポンプ起動後は、長期的な冷却に際し、十分な水源を確保する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                       |

|         |                |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                             |
|---------|----------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 対応手段等   | 監視及び制御         | <p>発電用原子炉を冷却するために1次冷却系及び2次冷却系の保有水を加圧器水位、蒸気発生器水位により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。</p> <p>蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却のために起動した補助給水ポンプの作動状況を補助給水流量、補助給水ピット水位、蒸気発生器水位により確認する。</p> <p>燃料取替用水ピット水等を代替格納容器スプレイポンプ等により発電用原子炉へ注水する場合は、流量を調整し加圧器水位を制御する。</p> <p>蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却を行う場合は、補助給水流量を調整し、蒸気発生器水位を制御する。</p>                                                                                      |
| 配慮すべき事項 | 重大事故等時の対応手段の選択 | <p>フロントライン系</p> <p>蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却を優先し、蒸気発生器2次側からの除熱機能が喪失した場合は、1次冷却系のフィードアンドブリードを行う。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却又は1次冷却系のフィードアンドブリードを継続する。</p>                                                                                                                                                                                               |
|         |                | <p>サポート系故障時</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、設計基準事故対処設備である補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合は、タービン動補助給水ポンプの機能を回復させるため、現場での手動操作によりタービン動補助給水ポンプを起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>補助給水の機能が回復すれば、蒸気発生器への注水を確認し主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合に、主蒸気逃がし弁の開操作により蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却を継続する。</p> |
|         | 操作時の留意事項       | <p>主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行う場合、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び主蒸気ライン圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合に、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。</p>                                                                                                                                                                                                 |
|         | 操作時の環境条件       | <p>蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初動対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は運転員の負担軽減を図るとともに現場の環境が悪化した場合でも対応が可能となるため、使用可能であれば自主対策設備である主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンプにより駆動源を確保し中央制御室からの遠隔操作を行う。なお、状況に応じて放射線防護具を着用し、個人線量計を携帯する。</p>                                                                                                                                                                              |

|         |                         |                                                                                                                                                                                                                                   |
|---------|-------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 配慮すべき事項 | 全交流動力電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項 | <p>全交流動力電源が喪失し、補助給水による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁の開操作準備を行う。加圧器逃がし弁の開操作準備の手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。</p>                                                                          |
|         | タービン駆動補助給水の確保           | <p>全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及び補助給水ポンプ出口流量調節弁の開度を調整し、1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。</p>                                                                                    |
|         | 1次冷却系のフィードアンドブリードの判断基準  | <p>蒸気発生器水位（広域）は、常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。</p> <p>1次冷却系のフィードアンドブリードを開始するすべての蒸気発生器の除熱を期待できない水位とは、上記の校正誤差に余裕を持たせた水位とする。</p>                                                                        |
|         | 作業性                     | <p>タービン動補助給水ポンプ軸受への給油は、現場において専用工具（タービン動補助給水ポンプ潤滑油供給器）を用いて単純な操作で給油できる。</p> <p>タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁についても手動ハンドルにより容易に操作できる。タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、現場において専用工具（蒸気加減弁開操作用）を用いて弁を押し上げる単純な操作であり容易に操作できる。専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。</p> |
|         | 燃料補給                    | <p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>                                                                                                                                                                                   |

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要 (3/19)

| 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                  |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |
|------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 方針目的                         | <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、1次冷却系のフィードアンドブリード、蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（注水、蒸気放出）により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、1次冷却系を減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系を減圧する手順等を整備する。</p> |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |
| 対応手段等                        | 重大事故等対処設備<br>(設計基準拡張)                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            | <p>設計基準事故対処設備である補助給水ポンプ、補助給水ピット、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                           |
|                              | フロントライン系故障時<br>1次冷却系のフィードアンドブリード                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                 | <p>補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になり、設計基準事故対処設備である2次冷却設備からの除熱を用いた1次冷却系の減圧に使用する設備の故障により1次冷却系の減圧ができない場合は、加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系を減圧する。</p> <p>燃料取替用水ピット水を高圧注入ポンプにより発電用原子炉へ注水し、発電用原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開操作する。燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプル水位を確認し、再循環切替水位になれば中央制御室で再循環運転に切り替える。</p> <p>2次冷却設備からの除熱による発電用原子炉の冷却機能が回復した場合は、蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉操作後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系が健全である場合、余熱除去系による発電用原子炉の冷却操作により低温停止とする。余熱除去系が使用できない場合は、使用可能であれば自主対策設備である可搬型大型送水ポンプ車により海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行い、低温停止とする。</p> <p>2次冷却設備からの除熱による発電用原子炉の冷却機能が回復しない場合は、余熱除去系による発電用原子炉の冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉操作後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系による発電用原子炉の冷却により低温停止とする。余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系又は蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却機能が使用可能となるまで再循環運転による1次冷却系のフィードアンドブリードを継続する。</p> |

|       |             |                             |                                                                                                                                                                                                                                                                                  |
|-------|-------------|-----------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 対応手段等 | フロントライン系故障時 | 原子炉蒸気発生器2次側からの除熱による減圧（注水）   | <p>加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器2次側からの除熱により1次冷却系の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、補助給水ピット水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプが運転していなければ、中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。</p> <p>なお、補助給水ポンプの優先順位は、外部電源又はディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、代替電源（交流）からの給電時は燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用する。</p> |
|       |             | 原子炉蒸気発生器2次側からの除熱による減圧（蒸気放出） | <p>加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開を確認し、蒸気発生器2次側からの除熱を用いた1次冷却系の減圧が行われていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開いていなければ中央制御室にて開操作する。</p>                                                                                                                                                |

|       |          |                                |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                        |
|-------|----------|--------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 対応手段等 | サポート系故障時 | タービン動補助給水ポンプの機能回復<br>現場手動操作による | <p>タービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプ及び補助油ポンプの機能が喪失し、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具（タービン動補助給水ポンプ潤滑油供給器）を用いてタービン動補助給水ポンプ軸受へ給油し、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の開操作及び専用工具（蒸気加減弁開操作）を用いてタービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁を押し上げることにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備により非常用母線を回復させ、電動補助給水ポンプを起動する。</p> <p>補助給水ポンプは、補助給水ピットから2次系純水タンクへの切替え又は補助給水ピットへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は使用可能であれば自主対策設備である可搬型大型送水ポンプ車を用いた蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。</p> |
|       |          | 主蒸気逃がし弁の機能回復<br>現場手動操作による      | <p>主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合、蒸気発生器への注水を確認し現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器2次側からの除熱により1次冷却系の減圧を行う。</p>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                           |
|       |          | 加圧器逃がし弁の機能回復                   | <p>全交流動力電源喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、加圧器逃がし弁操作可搬型窒素ガスボンベから空気配管に窒素を供給し、中央制御室から加圧器逃がし弁を開操作し、1次冷却系の減圧を行う。</p> <p>常設直流電源系統喪失時において、加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合は、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、加圧器逃がし弁操作用バッテリーにより直流電源を供給し、中央制御室からの操作により1次冷却系の減圧を行う。</p>                                                                                                                                                                                                                                         |
|       |          | 常設代替交流電源設備による加圧器逃がし弁の機能回復      | <p>常設直流電源喪失時において、常設代替交流電源設備により充電器を受電し、加圧器逃がし弁へ給電することで、中央制御室から遠隔操作を行う。</p>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                              |