

プレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器及び格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁と異なる区画に設置し、海水ポンプは原子炉補助建屋内の燃料取替用水タンクと屋外の離れた位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプを使用した代替格納容器スプレイは、空冷式非常用発電装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイに対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した格納容器スプレイに対して異なる水源を持つ設計とする。

恒設代替低圧注水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区画に設置し、復水タンクは屋外に、燃料取替用水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは原子炉補助建屋内に設置することで、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時において恒設代替低圧注水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

可搬式代替低圧注水ポンプ、仮設組立式水槽及び送水車を使用した代替格納容器スプレイは、仮設組立式水槽を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した格納容器スプレイ並びに燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする恒設代替低圧注水ポンプを使用した代替格納容器スプレイに対して異なる水源を持つ設計とする。

可搬式代替低圧注水ポンプは、専用の電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）から給電することにより、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ及び恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。

可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポン

ブ用)、仮設組立式水槽及び送水車は、屋外の復水タンク並びに原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ及び燃料取替用水タンクと、屋外の離れた位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する大容量ポンプの駆動源は、水冷式のディーゼル駆動とすることで、ディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。

大容量ポンプは、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と屋外の離れた位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

代替格納容器スプレイに使用する送水車の駆動源は、車両のエンジンを利用したディーゼル駆動とすることにより、格納容器スプレポンプによる格納容器スプレイに対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

送水車は、原子炉補助建屋内の格納容器スプレポンプと屋外の離れた位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

大容量ポンプの接続箇所は、異なる建屋面の隣接しない位置に、複数箇所設置する設計とする。

可搬式代替低圧注水ポンプの接続箇所は、原子炉補助建屋の異なる面の隣接しない位置に、複数箇所設置する設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプを使用した代替格納容器スプレイ配管は、水源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系統に対して独立した設計とする。

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系は、格納容器スプレイポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

これらの系統の独立性及び位置的分散によって、格納容器スプ

レイポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

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。

空冷式非常用発電装置及び代替所内電気設備変圧器については、「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]

格納容器再循環ユニット (ホ. (4)(iv)他と兼用)

型式	原子炉補機冷却水冷却コイル内蔵型
基数	2 (格納容器内自然対流冷却時 A、B 号機使用)

原子炉補機冷却水ポンプ (ホ. (4)(iii)a.他と兼用)

台数	3 (格納容器内自然対流冷却時 A、B、C 号機使用)
容量	約 1,400m ³ /h (1 台当たり)
揚程	約 55m

原子炉補機冷却水冷却器 (ホ. (4)(iii)a.他と兼用)

基数	2 (格納容器内自然対流冷却時 A、B 号機使用)
----	---------------------------

原子炉補機冷却水サージタンク (ホ. (4)(iii)a.他と兼用)

基数	1
----	---

海水ポンプ (ホ. (4)(iii)b.他と兼用)

台数	3
容量	約 5,100m ³ /h (1 台当たり)
揚程	約 21m

恒設代替低圧注水ポンプ (ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数	1
容量	約 150m ³ /h
揚程	約 150m

燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ

(ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数 1
容量 約 150m³/h
揚程 約 70m

燃料取替用水タンク (ホ. (3)(ii)a.(a)他と兼用)

基数 1
容量 約 1,800m³

復水タンク (ホ. (2)他と兼用)

基数 1
容量 約 800m³

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ポンペ (原子炉補機冷却水サージタンク加圧用)

(「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「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)

本数 1 (予備 1)
容量 約 7Nm³ (1本当たり)

大容量ポンプ (3号及び4号炉共用)

(ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数 2*1 (予備 1*1,*2)
容量 約 1,800m³/h (1台当たり)
吐出圧力 約 1.2MPa[gage]

※1 1台で3号炉及び4号炉の同時使用が可能。

※2 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

可搬式代替低圧注水ポンプ (ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数 2 (予備 1*1)
容量 約 150m³/h (1台当たり)
揚程 約 150m

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)

(ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数 2 (予備 1^{*1})
容量 約 610kVA (1 台当たり)

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

仮設組立式水槽 (ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

基数 2 (予備 1^{*1})
容量 約 12m³ (1 基当たり)

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

送水車 (ニ. (3)(ii)他と兼用)

台数 2 (予備 1^{*1})
容量 約 210m³/h (1 台当たり)
(仮設組立式水槽への供給時)

吐出圧力 約 1.0MPa[gage]
(仮設組立式水槽への供給時)

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

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、炉心の著しい損傷が発生した場合に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以下の重大事故等対処設備 (格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ) を設ける。

重大事故等対処設備 (格納容器スプレイ) として、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプは、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できる設計とする。

重大事故等対処設備 (格納容器内自然対流冷却) として、海水ポンプを用いて A、B 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窒素ポンペ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）を接続して窒素加圧し、A、B、C原子炉補機冷却水ポンプによりA、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却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（SA）用）は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B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。

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを使用した復水タンクを水源とする恒設代替低圧注水ポンプは、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原子炉格納容器内にスプレイできる設計とする。海を水源とする送水車は、可搬型ホースを介して復水タンクへ海水を補給できる設計とする。恒設代替低圧注水ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置より代替所内電気設備変圧器を経由して給電できる設計とする。

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、送水車により海水を補給した仮設組立式水槽を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプは、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原子炉格納容器内にスプレイできる設計とする。

可搬式代替低圧注水ポンプは電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）から給電できる設計とする。

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を想定し

た重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする大容量ポンプは、A、B海水ストレナーナブロー配管又はA原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールと可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却系を介して、A、B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却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（SA）用）は、A、B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、A、B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。

空冷式非常用発電装置及び代替所内電気設備変圧器については、「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)他と兼用）

台数	2
容量	約 940m ³ /h（1台当たり）
揚程	約 170m

燃料取替用水タンク（ホ、(3)(ii)a.(a)他と兼用）

基数	1
容量	約 1,800m ³

格納容器再循環ユニット（ホ、(4)(iv)他と兼用）

型式	原子炉補機冷却水冷却コイル内蔵型
基数	2（格納容器内自然対流冷却時A、B号機使用）

原子炉補機冷却水ポンプ（ホ、(4)(iii)a.他と兼用）

台数	3（格納容器内自然対流冷却時A、B、C号機使用）
----	--------------------------

容 量 約 1,400m³/h (1 台あたり)
揚 程 約 55m

原子炉補機冷却水冷却器 (ホ. (4)(iii)a.他と兼用)

基 数 2 (格納容器内自然対流冷却時 A、B 号機
使用)

原子炉補機冷却水サージタンク (ホ. (4)(iii)a.他と兼用)

基 数 1

海水ポンプ (ホ. (4)(iii)b.他と兼用)

台 数 3
容 量 約 5,100m³/h (1 台あたり)
揚 程 約 21m

恒設代替低圧注水ポンプ (ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

台 数 1
容 量 約 150m³/h
揚 程 約 150m

燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ

(ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

台 数 1
容 量 約 150m³/h
揚 程 約 70m

復水タンク (ホ. (2)他と兼用)

基 数 1
容 量 約 800m³

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ポンプ (原子炉補機冷却水サージタンク加圧用)

(リ. (3)(ii)a と兼用)

本 数 1 (予備 1)
容 量 約 7Nm³ (1 本あたり)

大容量ポンプ (3 号及び 4 号炉共用)

(ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数 2^{*1} (予備 1^{*1,*2})
容量 約 1,800m³/h (1台あたり)
吐出圧力 約 1.2MPa[gage]

※1 1台で3号炉及び4号炉の同時使用が可能。

※2 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

可搬式代替低圧注水ポンプ (ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数 2 (予備 1^{*1})
容量 約 150m³/h (1台あたり)
揚程 約 150m

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)

(ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数 2 (予備 1^{*1})
容量 約 610kVA (1台あたり)

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

仮設組立式水槽 (ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

基数 2 (予備 1^{*1})
容量 約 12m³ (1基あたり)

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

送水車 (ニ. (3)(ii)他と兼用)

台数 2 (予備 1^{*1})
容量 約 210m³/h (1台あたり)
(仮設組立式水槽への供給時)

吐出圧力 約 1.0MPa[gage]
(仮設組立式水槽への供給時)

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

c. 原子炉格納容器下部の熔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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な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熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。

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原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却するための設備として以下の原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレー及び代替格納容器スプレー）を設ける。

原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレー）として、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレーポンプは、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、格納容器スプレー水が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まで流下し、さらに小扉及び連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。格納容器スプレーポンプは、ディーゼル発電機から給電できる設計とする。

原子炉格納容器下部注水設備（代替格納容器スプレー）として、燃料取替用水タンク又は燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを使用した復水タンクを水源とする恒設代替低圧注水ポンプは、格納容器スプレー系統を介して、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ー水が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まで流下し、さらに小扉及び連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。恒設代替低圧注水ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置より代替所内電気設備変圧器を経由して給電できる設計とする。

なお、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・防止するための設備として重大事故等対処設

備（炉心注水及び代替炉心注水）を設ける。これらの設備は、「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」と同じであり、詳細は「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。

恒設代替低圧注水ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水は、空冷式非常用発電装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器下部注水とは互いに多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンク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下部注水に対して異なる水源を持つ設計とする。格納容器スプレイポンプは、系統として多重性を持つ設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプは、原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置し、復水タンクは屋外に、燃料取替用水タンクは原子炉補助建屋内に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

格納容器スプレイポンプは、多重性を持ったディーゼル発電機から給電できる設計とする。

原子炉格納容器下部注水において恒設代替低圧注水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備と格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備は、系統の多様性及び位置的分散により、原子炉補助建屋内の恒設代替低圧注水ポンプ出口配管と格納容器スプレイ配管との合流点から原子炉格納容器内のスプレイリングまでの配管を除いて互いに独立性を持つ設計とする。

小扉及び連通穴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。

空冷式非常用発電装置及び代替所内電気設備変圧器については、「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)他と兼用)

台数	2
容量	約 940m ³ /h (1台当たり)
揚程	約 170m

燃料取替用水タンク (ホ、(3)(ii)a.(a)他と兼用)

基数	1
容量	約 1,800m ³

恒設代替低圧注水ポンプ (ホ、(3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数	1
容量	約 150m ³ /h
揚程	約 150m

燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ

(ホ、(3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数	1
容量	約 150m ³ /h
揚程	約 70m

復水タンク (ホ、(2)他と兼用)

基数	1
容量	約 800m ³

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

の水素濃度を低減するための設備として以下の水素濃度制御設備（水素濃度低減）を設ける。

水素濃度制御設備（水素濃度低減）として、静的触媒式水素再結合装置は、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を除去することにより、原子炉格納容器内の水素濃度を継続的に低減できる設計とする。静的触媒式水素再結合装置温度監視装置は中央制御室にて静的触媒式水素再結合装置の動作状況を温度上昇により確認できる設計とする。静的触媒式水素再結合装置温度監視装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。空冷式非常用発電装置については、「ヌ、(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

水素濃度制御設備（水素濃度低減）として、原子炉格納容器水素燃焼装置は、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、原子炉格納容器内の水素濃度ピークを制御できる設計とする。原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置は中央制御室にて原子炉格納容器水素燃焼装置の動作状況を温度上昇により確認できる設計とする。原子炉格納容器水素燃焼装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。空冷式非常用発電装置については、「ヌ、(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

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、原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備として以下の監視設備（水素濃度監視）を設ける。

監視設備（水素濃度監視）として、可搬型格納容器内水素濃度計測装置、可搬型格納容器ガス試料圧縮装置は格納容器ガス試料採取系統設備に接続することで、可搬型格納容器ガス試料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装置で測定し、中央制御室にて原子炉格納容器内の水素濃度を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は、可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプを原子炉補機冷却水系統に接続することで、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。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、海を水源とする大容量ポンプは、A、B海水ストレーナブロー配管又はA原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールと可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統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装置、可搬型格納容器ガス試料圧縮装置及び可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

空冷式非常用発電装置については、「ヌ、(2)(iv)代替電源設備」に記載する。その他、重大事故等時には格納容器ガス試料採取系統設備を使用する。

[常設重大事故等対処設備]

静的触媒式水素再結合装置

基数 5

再結合効率 約1.2kg/h (1基当たり)

(水素濃度4vol%、圧力0.15MPa[abs]時)

静的触媒式水素再結合装置温度監視装置

計測範囲 0℃～800℃

原子炉格納容器水素燃焼装置

方式 ヒーティングコイル方式

個数 12 (予備1 (ドーム部))

容量 約550W (1個当たり)

原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置

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装置

(「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」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」と兼用)

個 数 1 (予備1)

可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ

(「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」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」と兼用)

台 数 1 (予備1)

容 量 約1m³/h (1台当たり)

可搬型格納容器ガス試料圧縮装置

(「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」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」と兼用)

台 数 1 (予備1)

容 量 約0.6m³/min (1台当たり)

吐出圧力 約0.8MPa[gage]

大容量ポンプ (3号及び4号炉共用)

(ホ.(3)(ii)b.(c)他と兼用)

台 数 2^{*1} (予備1^{*1,*2})

容 量 約1,800m³/h (1台当たり)

吐出圧力 約1.2MPa[gage]

※1 1台で3号炉及び4号炉の同時使用が可能。

※2 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

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

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器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設置及び保管する。

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、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器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以下の重大事故等対処設備（大気への拡散抑制）を設ける。

重大事故等対処設備（大気への拡散抑制）として、放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする大容量ポンプ（放水砲用）と接続することにより、原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉補助建屋へ放水できる設計とする。大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉補助建屋に向けて放水できる設計とする。

重大事故等対処設備（大気への拡散抑制）として、海を水源とした送水車は、スプレイヘッドを介して原子炉補助建屋へ放水できる設計とする。

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、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器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、海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備として、重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）を設ける。

重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）として、シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する5箇所（取水路側1箇所、放水口側4箇所）に設置できる設計とする。

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、原子炉格納容器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設備として以下の重大事故等対処設備（航空機燃料火災への泡消火）を設ける。

重大事故等対処設備（航空機燃料火災への泡消火）として、放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする大容量ポンプ（放水砲用）と接続し、泡消火剤と混合しながら原子炉格納容器周辺へ放水でき

る設計とする。

[可搬型重大事故等対処設備]

大容量ポンプ（放水砲用）（3号及び4号炉共用）

（二. (3)(ii)他と兼用）

台数 2^{*1}（予備1^{*2}）
容量 約1,320m³/h（1台当たり）
吐出圧力 約1.2MPa[gage]

※1 2台で3号炉及び4号炉の同時使用が可能。

※2 原子炉冷却系統施設の大容量ポンプを予備として兼用。

放水砲（3号及び4号炉共用）（二. (3)(ii)他と兼用）

台数 2（予備1^{*1}）

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

送水車（二. (3)(ii)他と兼用）

台数 2（予備1^{*1}）
容量 約120m³/h（1台当たり）
（使用済燃料ピットスプレイ時）
吐出圧力 約1.4MPa[gage]
（使用済燃料ピットスプレイ時）

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

スプレイヘッド（二. (3)(ii)他と兼用）

個数 2（3号及び4号炉共用の予備2）

泡混合器（3号及び4号炉共用）

台数 1（予備1^{*1}）

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

シルトフェンス

（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

(a) 取水路側

組数 2^{*1}
幅 約12m（幅約12m／本を2本で1組とし

	て2組4本を保管)
高 さ	約8m (1組当たり)
(b) 放水口側	
組 数	2 ^{*1}
幅	約80m (幅約20m/本を4本接続した状態 で1組として2組を保管)
高 さ	約13m (1組当たり)
組 数	2 ^{*1}
幅	約70m (幅約20m/本の3本と、幅約 10m/本の1本を接続した状態で1組とし て2組を保管)
高 さ	約6.5m (1組当たり)
組 数	2 ^{*1}
幅	約10m (幅約10m/本を1本で1組とし て2組を保管)
高 さ	約10.5m (1組当たり)
組 数	2 ^{*1}
幅	約3.5m (幅約3.5m/本を6本で1組と して2組を保管)
高 さ	約10.5m (1組当たり)
組 数	2 ^{*1}
幅	約5m (幅約5m/本を1本で1組として 2組を保管)
高 さ	約2m (1組当たり)

※1 取水路側及び放水口側として予備1組 (幅約20m
/本を4本で1組として保管)

f. 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対

して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給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。

重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するための設備として以下の重大事故等対処設備（海から復水タンクへの補給、復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給、海から使用済燃料ピットへの注水、代替再循環運転）及び代替水源を設ける。

重大事故等により、蒸気発生器２次側への注水手段の水源となる復水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である１次冷却系のフィードアンドブリードの水源として、代替水源である燃料取替用水タンクを使用する。

重大事故等により、蒸気発生器２次側への注水手段の水源となる復水タンクが枯渇した場合の重大事故等対処設備（海から復水タンクへの補給）として、送水車を使用する。送水車は、可搬型ホースを介して復水タンクへ水を補給できる設計とする。

重大事故等により、炉心注水の水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ及び恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水の水源として、代替水源である復水タンクを使用する。また、充てん／高圧注入ポンプによる代替炉心注水の水源として、代替水源である復水タンクを使用する。

格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ及び恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの水源として、代替水源である復水タンクを使用する。

恒設代替低圧注水ポンプは燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを介して、原子炉又は原子炉格納容器へ水を注水する設計とする。

また、充てん／高圧注入ポンプは原子炉へ水を注水する設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプの電源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空冷式非常用発電装置より、代替所内電気設備変圧器を経由して給電できる設計とする。

また、充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

重大事故等により、炉心注水及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水及び代替格納容器スプレイの水源として、代替水源である仮設組立式水槽、送水車、可搬式代替低圧注水ポンプ及び電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）を使用する。送水車により可搬型ホースを介して、海水を補給する仮設組立式水槽を水源とした可搬式代替低圧注水ポンプは、余熱除去系を介して、原子炉へ注水できる設計とする。全交流動力電源が喪失した場合においても可搬式代替低圧注水ポンプの駆動源は、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）から給電できる設計とする。

重大事故等により、炉心注水及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇した場合の重大事故等対処設備（復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給）として、復水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを使用する。

復水タンクは、復水タンクから燃料取替用水タンクへの移送ラインにより、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプにて燃料取替用水タンクへ補給できる設計とする。燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により再循環機能が喪失した場合の代替再循環設備（代替再循環運転）として、原子炉格納容器スプレイ設備のA格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器並びに格納容器再循環サンプ及び格納容器再

循環サンプスクリーンを使用する。格納容器再循環サンプを水源としたA格納容器スプレイポンプは、A格納容器スプレイ冷却器を介して代替再循環運転できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において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並びに運転停止中において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を想定した代替再循環設備（高圧代替再循環運転）として、B余熱除去ポンプ、C充てん／高圧注入ポンプ、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大容量ポンプを使用する。海を水源とする大容量ポンプは、A、B海水ストレーナブロー配管又はA原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールと可搬型ホースを接続することで原子炉補機冷却系に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源としたB余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプは、代替補機冷却を用いることで高圧代替再循環運転ができ、原子炉格納容器内の冷却とあわせて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。B余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用電源装置から給電できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において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並びに運転停止中において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を想定した代替再循環設備（低圧代替再循環運転）として、B余熱除去ポンプ、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大容量ポンプを使用する。海を水源とする大容量ポンプは、A、B海水ストレーナブロー配管又はA原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールと可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却系に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源と

したB余熱除去ポンプは、代替補機冷却を用いることで低圧代替再循環運転ができ、原子炉格納容器内の冷却とあわせて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。B余熱除去ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

重大事故等により、使用済燃料ピットへの水の注水手段の水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の重大事故等対処設備（海から使用済燃料ピットへの注水）として、送水車を使用する。海を水源とした送水車は、可搬型ホースにより使用済燃料ピットへ水を注水する設計とする。

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未滿かつ水位低下が継続する場合に、使用済燃料ピットへ十分な量の水を供給するための設備及び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以下の可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）及び放水設備（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への放水）を設ける。

可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）として、送水車及びスプレイヘッドを使用する。

海を水源とした送水車は、可搬型ホースによりスプレイヘッドを介して使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

放水設備（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への放水）として、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲を使用する。

放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする大容量ポンプ（放水砲用）と接続することにより、原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉補助建屋に大量の水を放水することによって、一部の水が使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

復水タンク枯渇又は破損時における蒸気発生器 2 次側による炉心冷却のための代替淡水源として、2 次系純水タンク、脱気器タンク及び燃料取替用水タンクを確保する。

復水タンク枯渇時における蒸気発生器 2 次側による炉心冷却のための代替淡水源として、2 次系純水タンク、1, 2 号機淡水タンク、淡水タンク及び淡水貯水槽を確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

燃料取替用水タンク枯渇又は破損時における炉心注水のための代替淡水源として、1 次系純水タンク、ほう酸タンク、復水タンク及び 1, 2 号機淡水タンクを確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

燃料取替用水タンク枯渇時における炉心注水のための代替淡水源として、1 次系純水タンク、ほう酸タンク、復水タンク、2 次系純水タンク及び 1, 2 号機淡水タンクを確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

燃料取替用水タンク枯渇又は破損時における格納容器スプレイのための代替淡水源として、1, 2 号機淡水タンク及び復水タンクを確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

燃料取替用水タンク枯渇時における格納容器スプレイのための代替淡水源として、1 次系純水タンク、ほう酸タンク、2 次系純水タンク、1, 2 号機淡水タンク及び復水タンクを確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

燃料取替用水タンク枯渇又は破損時における使用済燃料ピット注水のための代替淡水源として、2 次系純水タンク、1, 2 号機淡水タンク、淡水タンク、1 次系純水タンク及び淡水貯水槽を確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい時は、海を水源として使用できる設計とする。

代替水源からの移送ルートを確保し、移送ホース及びポンプについては、複数箇所に分散して保管する。

A格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器による代替再循環運転は、原子炉格納容器スプレイ設備のA格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器により再循環運転できることで、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん／高圧注入ポンプによる再循環運転に対して多重性を持つ設計とする。

高圧代替再循環運転時においてB余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源設備から給電できる設計とする。

また、大容量ポンプを使用するB余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプへの代替補機冷却は、大容量ポンプを水冷式のディーゼル駆動とすることで、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

低圧代替再循環運転時においてB余熱除去ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源設備から給電できる設計とする。

また、大容量ポンプを使用するB余熱除去ポンプへの代替補機冷却は、大容量ポンプを水冷式のディーゼル駆動とすることで、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

電源設備の多様性については、「ヌ、(2)(iv)代替電源設備」に記載する。

仮設組立式水槽、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車、可搬型ホース、スプレイヘッド及び電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）は、屋外の異なる位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

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への放水にて使用する大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び可搬型ホースは、屋外の異なる位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

空冷式非常用発電装置は、「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]

燃料取替用水タンク (ホ. (3)(ii)a.(a)他と兼用)

基数 1
容量 約1,800m³
距離 約49m (3号炉心より)

復水タンク (ホ. (2)他と兼用)

基数 1
容量 約800m³
距離 約43m (3号炉心より)

格納容器スプレイポンプ (ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数 1 (代替再循環運転時A号機使用)
容量 約940m³/h (再循環運転時)
揚程 約170m (再循環運転時)

格納容器スプレイ冷却器 (ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

基数 1 (代替再循環運転時A号機使用)

格納容器再循環サンプ (ホ. (3)(ii)b.(a)他と兼用)

基数 2

格納容器再循環サンプスクリーン

(ホ. (3)(ii)b.(a)他と兼用)

個数 2
容量 約1,792m³/h (1個当たり)

余熱除去ポンプ (ホ. (3)(ii)a.(b)他と兼用)

台数 1 (代替再循環運転時B号機使用)
容量 約852m³/h (再循環運転時)
揚程 約73m (再循環運転時)

充てん/高圧注入ポンプ (ホ. (3)(ii)a.(a)他と兼用)

台数 3 (代替再循環運転時C号機使用)
容量 約45m³/h (1台当たり) (最大充てん時)

約147m³/h (1台当たり)

(安全注入時及び再循環運転時)

揚程 約1,770m (最大充てん時)

約732m (安全注入時及び再循環運転時)

加圧器逃がし弁 (ホ. (1)他と兼用)

型式 空気作動式

個数 3

恒設代替低圧注水ポンプ (ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数 1

容量 約150m³/h

揚程 約150m

燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ

(ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数 1

容量 約150m³/h

揚程 約70m

[可搬型重大事故等対処設備]

仮設組立式水槽 (ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

基数 2 (予備1^{※1})

容量 約12m³ (1基当たり)

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

送水車 (ニ. (3)(ii)他と兼用)

台数 2 (予備1^{※1})

容量 約210m³/h以上 (1台当たり)

(復水タンクへの補給時及び仮設組立式
水槽への供給時又は使用済燃料ピット
注水時)

約120m³/h以上 (1台当たり)

(使用済燃料ピットスプレイ時)

吐出圧力 約1.0 MPa[gage]

(復水タンクへの補給時及び仮設組立式
水槽への供給時又は使用済燃料ピット
注水時)

約 1.4 MPa[gage]

(使用済燃料ピットスプレイ時)

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

大容量ポンプ (3号及び4号炉共用)

(ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数 2^{*1} (予備1^{*1,*2})

容量 約1,800m³/h (1台当たり)

吐出圧力 約1.2MPa[gage]

※1 1台で3号炉及び4号炉の同時使用が可能。

※2 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

可搬式代替低圧注水ポンプ (ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数 2 (予備1^{*1})

容量 約150m³/h (1台当たり)

揚程 約150m

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)

(ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数 2 (予備1^{*1})

容量 約610kVA (1台当たり)

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

スプレイヘッド (ニ. (3)(ii)他と兼用)

個数 2 (3号及び4号炉共用の予備2)

大容量ポンプ (放水砲用) (3号及び4号炉共用)

(ニ. (3)(ii)他と兼用)

台数 2^{*1} (予備1^{*2})

容量 約1,320m³/h (1台当たり)

吐出圧力 約1.2MPa[gage]

※1 1台で3号炉及び4号炉の同時使用が可能。

※2 原子炉冷却系統施設の大容量ポンプを予備として兼用。

放水砲（3号及び4号炉共用）（二、(3)(ii)他と兼用）

台数 2（予備1※1）

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

(4) その他の主要な事項

(i) 格納容器換気空調設備

通常運転時に原子炉格納容器内の空気の温度調整のため格納容器再循環装置を、放射性物質の除去低減のため格納容器空気浄化装置を、また、燃料取替の場合等原子炉格納容器への立入りに先立ち、原子炉格納容器内の換気を行うため格納容器空調装置を設ける。

格納容器再循環ファン

個数 4

容量 約2,800m³/min

格納容器空気浄化ファン

個数 2

容量 約350m³/min

格納容器給気ファン

個数 2

容量 約930m³/min

格納容器排気ファン

個数 2

容量 約930m³/min

(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及び浄化ファンからなり、原子炉冷却材喪失事故時にアニュラス部を負圧に保ち、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を浄化再循環し、放射性物質の除去低減を行う。

なお、燃料取替停止中の燃料取扱事故時、燃料取扱室からの排気を浄化し、格納容器排気筒へ排出する。

アニュラス空気浄化ファン

(「中央制御室」、「アニュラス空気浄化設備」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」と兼用)

台数	2
容量	約250m ³ /min (1台当たり)

アニュラス空気浄化フィルタユニット

(「中央制御室」、「アニュラス空気浄化設備」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」と兼用)

よう素除去効率 95%以上

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）を設ける。

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へ漏えいする放射性物質及び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。アニュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。また、A系アニュラス空気浄化系の弁はディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置により電磁弁を開放することで制御用空気設備の窒素ポンベ（アニュラス

浄化排気弁等作動用)により開操作できる設計とする。空冷式非常用発電装置については、「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) a.他と兼用)

台数	2
容量	約250m ³ /min (1台当たり)

アニュラス空気浄化フィルタユニット (リ. (4)(ii) a.他と兼用)

型式	除湿フィルタ、微粒子フィルタ、 よう素フィルタ及び 電気加熱コイル内蔵型
基数	2
容量	約250m ³ /min (1基当たり)
よう素除去効率	95%以上
粒子除去効率	99%以上 (0.7 μ m粒子)

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ポンベ (アニュラス浄化排気弁等作動用)

(「中央制御室」、「アニュラス空気浄化設備」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」と兼用)

本数	2 (予備2)
容量	約7Nm ³ (1本当たり)

(iii) 安全補機室空気浄化設備

安全補機室空気浄化設備は、よう素フィルタを含むフィルタユニット及び浄化ファンで構成し、原子炉冷却材喪失事故時には、安全補機室 (格納容器スプレイポンプ室及び余熱除去ポンプ室等) からの排気中の放射性物質の除去低減を行う。

安全補機室空気浄化ファン

台数	2
容量	約 50m ³ /min (1台当たり)

よう素フィルタ

よう素除去効率 95%以上

(iv) 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、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内に水素が発生した場合にアニュラスの水素濃度を低減することで水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する。格納容器内自然対流冷却、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の温度及び圧力低下機能と、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置による水素濃度低減機能とあいまって、水素爆発を防止するとともに、貫通部からアニュラスに漏えいし、アニュラス内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、排出できる設備として以下の水素排出設備（アニュラスからの水素排出）を設ける。

水素排出設備（アニュラスからの水素排出）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後排出することでアニュラス内に水素が滞留しない設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。また、A系アニュラス空気浄化系の弁はディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置により電磁弁を開放することで制御用空気設備の窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）により開操作できる設計とする。空冷式非常用発電装置については、「ヌ. (2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

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、炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器からアニュラスに

漏えいした水素濃度を推定するため、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる設備として以下の監視設備（水素濃度監視）を設ける。

監視設備（水素濃度監視）として、可搬型格納容器内水素濃度計測装置は、可搬型格納容器ガス試料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測定し、中央制御室にて原子炉格納容器内の水素濃度を監視することでアニュラス内の水素濃度を推定できる設計とする。アニュラス内の水素濃度は、炉心の著しい損傷により発生した水素のアニュラスへの漏えい率を格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）とアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率の測定値から推定し、格納容器水素濃度測定値に相当するジルコニウム-水全量反応割合を推定することで、炉心損傷判断からの経過時間を基に推定できる設計とする。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、可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプにて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。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、海を水源とする大容量ポンプは、A、B海水ストレートナブロー配管又はA原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールと可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統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装置、可搬型格納容器ガス試料圧縮装置及び可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

空冷式非常用発電装置については、「ヌ. (2)(iv) 代替電源設備」に記載する。その他、重大事故等時には格納容器ガス試料採取系統設備を使用する。

[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) a.他と兼用）

台数	2
容量	約250m ³ /min（1台当たり）

アニュラス空気浄化フィルタユニット

(リ. (4)(ii) a.他と兼用)

型式 除湿フィルタ、微粒子フィルタ、
よう素フィルタ及び
電気加熱コイル内蔵型

基数 2

容量 約250m³/min (1基当たり)

よう素除去効率 95%以上

粒子除去効率 99%以上 (0.7μm粒子)

格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)

(チ. (1)(i)と兼用)

個数 2

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ポンベ (アニュラス浄化排気弁等作動用)

(リ. (4)(ii) b.他と兼用)

本数 2 (予備2)

容量 約7Nm³ (1本当たり)

可搬型格納容器内水素濃度計測装置 (リ. (3)(ii) d.と兼用)

個数 1 (予備1)

可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ (リ. (3)(ii) d.と兼用)

台数 1 (予備1)

容量 約1m³/h (1台当たり)

可搬型格納容器ガス試料圧縮装置 (リ. (3)(ii) d.と兼用)

台数 1 (予備1)

容量 約0.6m³/min (1台当たり)

吐出圧力 約0.8MPa[gage]

アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率

個数 1 (予備1)

大容量ポンプ (3号及び4号炉共用)

(ホ. (3)(ii) b.(c)他と兼用)

台 数	2 ^{*1} (予備1 ^{*1,*2})
容 量	約1,800m ³ /h (1台当たり)
吐出圧力	約1.2MPa[gage]

※1 1台で3号炉及び4号炉の同時使用が可能。

※2 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

B. 4号炉

以下の記載を除いて、3号炉に同じ、ただし共用設備は除く。

(3) 非常用格納容器保護設備の構造

(ii) 重大事故等対処設備

f. 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給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。

重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するための設備として以下の重大事故等対処設備（海から復水タンクへの補給、復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給、海から使用済燃料ピットへの注水、代替再循環運転）及び代替水源を設ける。

重大事故等により、蒸気発生器2次側への注水手段の水源となる復水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である1次冷却系のフィードアンドブリードの水源として、代替水源である燃料取替用水タンクを使用する。

重大事故等により、蒸気発生器2次側への注水手段の水源となる復水タンクが枯渇した場合の重大事故等対処設備（海から復水タンク

クへの補給)として、送水車を使用する。送水車は、可搬型ホースを介して復水タンクへ水を補給できる設計とする。

重大事故等により、炉心注水の水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ及び恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水の水源として、代替水源である復水タンクを使用する。また、充てん/高圧注入ポンプによる代替炉心注水の水源として、代替水源である復水タンクを使用する。

格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ及び恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの水源として、代替水源である復水タンクを使用する。

恒設代替低圧注水ポンプは燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを介して、原子炉又は原子炉格納容器へ水を注水する設計とする。また、充てん/高圧注入ポンプは原子炉へ水を注水する設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプの電源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空冷式非常用発電装置より、代替所内電気設備変圧器を経由して給電できる設計とする。

また、充てん/高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

重大事故等により、炉心注水及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水及び代替格納容器スプレイの水源として、代替水源である仮設組立式水槽、送水車、可搬式代替低圧注水ポンプ及び電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)を使用する。送水車により可搬型ホースを介して、海水を補給する仮設組立式水槽を水源とした可搬式代替低圧注水ポンプは、余熱除去系を介して、原子炉へ注水できる設計とする。全交流動力電源が喪失した場合においても可搬式代替低圧注水ポンプの駆動源は、電源

車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）から給電できる設計とする。

重大事故等により、炉心注水及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇した場合の重大事故等対処設備（復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給）として、復水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを使用する。

復水タンクは、復水タンクから燃料取替用水タンクへの移送ラインにより、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプにて燃料取替用水タンクへ補給できる設計とする。燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により再循環機能が喪失した場合の代替再循環設備（代替再循環運転）として、原子炉格納容器スプレイ設備のA格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器並びに格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用する。格納容器再循環サンプを水源としたA格納容器スプレイポンプは、A格納容器スプレイ冷却器を介して代替再循環運転できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において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並びに運転停止中において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を想定した代替再循環設備（高圧代替再循環運転）として、B余熱除去ポンプ、C充てん／高圧注入ポンプ、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大容量ポンプを使用する。海を水源とする大容量ポンプは、A、B海水ストレーナーブロー配管又はA原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールと可搬型ホースを接続することで原子炉補機冷却系に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源としたB余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプは、代替補機冷却を用いることで高圧代替再循環運

転ができ、原子炉格納容器内の冷却とあわせて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。B余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用電源装置から給電できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において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並びに運転停止中において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を想定した代替再循環設備（低圧代替再循環運転）として、B余熱除去ポンプ、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大容量ポンプを使用する。海を水源とする大容量ポンプは、A、B海水ストレーナーブロー配管又はA原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールと可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却系に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源としたB余熱除去ポンプは、代替補機冷却を用いることで低圧代替再循環運転ができ、原子炉格納容器内の冷却とあわせて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。B余熱除去ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

重大事故等により、使用済燃料ピットへの水の注水手段の水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の重大事故等対処設備（海から使用済燃料ピットへの注水）として、送水車を使用する。海を水源とした送水車は、可搬型ホースにより使用済燃料ピットへ水を注水する設計とする。

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未滿かつ水位低下が継続する場合に、使用済燃料ピットへ十分な量の水を供給するための設備及び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以下の可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）及び放水設備（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への放水）を設ける。

可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）として、送水車及びスプレイヘッドを使用する。

海を水源とした送水車は、可搬型ホースによりスプレイヘッドを介して使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

放水設備（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への放水）として、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲を使用する。

放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする大容量ポンプ（放水砲用）と接続することにより、原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉補助建屋に大量の水を放水することによって、一部の水が使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

復水タンク枯渇又は破損時における蒸気発生器２次側による炉心冷却のための代替淡水源として、２次系純水タンク、脱気器タンク及び燃料取替用水タンクを確保する。

復水タンク枯渇時における蒸気発生器２次側による炉心冷却のための代替淡水源として、２次系純水タンク、１，２号機淡水タンク、淡水タンク及び淡水貯水槽を確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

燃料取替用水タンク枯渇又は破損時における炉心注水のための代替淡水源として、１次系純水タンク、ほう酸タンク、復水タンク及び１，２号機淡水タンクを確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

燃料取替用水タンク枯渇時における炉心注水のための代替淡水源として、１次系純水タンク、ほう酸タンク、復水タンク、２次系純水タンク及び１，２号機淡水タンクを確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

燃料取替用水タンク枯渇又は破損時における格納容器スプレイの

ための代替淡水源として、1，2号機淡水タンク及び復水タンクを確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

燃料取替用水タンク枯渇時における格納容器スプレイのための代替淡水源として、1次系純水タンク、ほう酸タンク、2次系純水タンク、1，2号機淡水タンク及び復水タンクを確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

燃料取替用水タンク枯渇又は破損時における使用済燃料ピット注水のための代替淡水源として、2次系純水タンク、1，2号機淡水タンク、淡水タンク、1次系純水タンク及び淡水貯水槽を確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい時は、海を水源として使用できる設計とする。

代替水源からの移送ルートを確保し、移送ホース及びポンプについては、複数箇所に分散して保管する。

A格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器による代替再循環運転は、原子炉格納容器スプレイ設備のA格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器により再循環運転できることで、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん／高圧注入ポンプによる再循環運転に対して多重性を持つ設計とする。

高圧代替再循環運転時においてB余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源設備から給電できる設計とする。

また、大容量ポンプを使用するB余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプへの代替補機冷却は、大容量ポンプを水冷式のディーゼル駆動とすることで、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

低圧代替再循環運転時においてB余熱除去ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源設備から給電できる設計とする。

また、大容量ポンプを使用するB余熱除去ポンプへの代替補機冷却は、大容量ポンプを水冷式のディーゼル駆動とすることで、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

電源設備の多様性については、「ヌ. (2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

仮設組立式水槽、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車、可搬型ホース、スプレイヘッド及び電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）は、屋外の異なる位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

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への放水にて使用する大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び可搬型ホースは、屋外の異なる位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

空冷式非常用発電装置は、「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]

燃料取替用水タンク（ホ. (3)(ii)a.(a)他と兼用）

基数	1
容量	約1,800m ³
距離	約49m（4号炉心より）

復水タンク（ホ. (2)他と兼用）

基数	1
容量	約800m ³
距離	約43m（4号炉心より）

格納容器スプレイポンプ（ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用）

台数	1（代替再循環運転時A号機使用）
容量	約940m ³ /h（再循環運転時）
揚程	約170m（再循環運転時）

格納容器スプレイ冷却器（ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用）

基数	1 (代替再循環運転時A号機使用)
格納容器再循環サンプ (ホ. (3)(ii)b.(a)他と兼用)	
基数	2
格納容器再循環サンプスクリーン (ホ. (3)(ii)b.(a)他と兼用)	
個数	2
容量	約1,792m ³ /h (1個当たり)
余熱除去ポンプ (ホ. (3)(ii)a.(b)他と兼用)	
台数	1 (代替再循環運転時B号機使用)
容量	約852m ³ /h (再循環運転時)
揚程	約73m (再循環運転時)
充てん/高圧注入ポンプ (ホ. (3)(ii)a.(a)他と兼用)	
台数	3 (代替再循環運転時C号機使用)
容量	約45m ³ /h (1台当たり) (最大充てん時) 約147m ³ /h (1台当たり) (安全注入時及び再循環運転時)
揚程	約1,770m (最大充てん時) 約732m (安全注入時及び再循環運転時)
加圧器逃がし弁 (ホ. (1)他と兼用)	
型式	空気作動式
個数	3
恒設代替低圧注水ポンプ (ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)	
台数	1
容量	約150m ³ /h
揚程	約150m
燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ (ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)	
台数	1
容量	約150m ³ /h
揚程	約70m

[可搬型重大事故等対処設備]

仮設組立式水槽 (ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

基数 2

容量 約12m³ (1基当たり)

送水車 (ニ. (3)(ii)他と兼用)

台数 2 (予備1^{※1})

容量 約210m³/h以上 (1台当たり)

(復水タンクへの補給時及び仮設組立式水槽への供給時又は使用済燃料ピット注水時)

約120m³/h以上 (1台当たり)

(使用済燃料ピットスプレイ時)

吐出圧力 約1.0 MPa[gage]

(復水タンクへの補給時及び仮設組立式水槽への供給時又は使用済燃料ピット注水時)

約1.4 MPa[gage]

(使用済燃料ピットスプレイ時)

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

可搬式代替低圧注水ポンプ (ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数 2

容量 約150m³/h (1台当たり)

揚程 約150m

電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)

(ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数 2

容量 約610kVA (1台当たり)

スプレイヘッド (ニ. (3)(ii)他と兼用)

個数 2

又、その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

A. 3号炉

(1) 常用電源設備の構造

(i) 主発電機

個 数 1

容 量 約 970,000kVA

(ii) 外部電源系

500kV 4回線 (1号、2号、3号及び4号炉共用)

(「常用電源設備」及び「非常用電源設備」と兼用)

77kV 1回線 (1号、2号、3号及び4号炉共用)

(「常用電源設備」及び「非常用電源設備」と兼用)

主発電機、外部電源系の故障又は発電機に接続している送電線のじょう乱により発生する短絡や地絡、母線の低電圧や過電流に対し、検知できる設計とする。

(iii) 変圧器

a. 主変圧器

個 数 1

容 量 約 930,000kVA

電 圧 23kV/510kV (1次/2次)

b. 所内変圧器

個 数 1

容 量 約 58,000kVA

電 圧 23kV/6.9kV (1次/2次)

c. 起動変圧器

個 数 1

容 量 約 57,000kVA

電 圧 510kV/6.9kV (1次/2次)

d. 予備変圧器 (1号、2号、3号及び4号炉共用)

個 数 1

容 量 約 60,000kVA

電 圧 77kV/6.9kV (1次/2次)

(2) 非常用電源設備の構造

(i) 受電系統

500kV 4回線 (1号、2号、3号及び4号炉共用)

(又、(1)と兼用)

77kV 1回線 (1号、2号、3号及び4号炉共用)

(又、(1)と兼用)

(ii) ディーゼル発電機

a. ディーゼル発電機

(「ディーゼル発電機」及び「代替電源設備」と兼用)

台 数 2

出 力 約 5,400kW (1台当たり)

起動時間 約 10秒

b. 燃料油貯油そう

(「ディーゼル発電機」、「代替電源設備」及び「補機駆動用燃料設備」と兼用)

基 数 4

容 量 約 125m³ (1基当たり)

(iii) 蓄電池

a. 蓄電池 (安全防護系用)

(「蓄電池」及び「代替電源設備」と兼用)

型 式 鉛蓄電池

組 数 2

容 量 約 2,400A・h (1組当たり)

(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。

重大事故等の対応に必要な電力を供給するための設備として以下の代替電源設備、号機間電力融通ケーブル、所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）及び代替所内電気設備を設ける。

設計基準事故対処設備の電源が喪失（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常設代替電源設備として、空冷式非常用発電装置を使用する。

空冷式非常用発電装置は、中央制御室の操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

空冷式非常用発電装置は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて燃料を補給できる設計とする。

設計基準事故対処設備の電源が喪失（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可搬型代替電源設備として電源車を使用する。

電源車は、非常用高圧母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

電源車は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて燃料を補給できる設計とする。

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給するため、号機間電力融通恒設ケーブル又は号機間電力融通予備ケーブルを使用する。

号機間電力融通恒設ケーブルは、あらかじめ敷設し、手動で非常用高圧母線へ接続することで他号炉（3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）のディーゼル発電機（燃料油貯油そうを含む。）から電力融通できる設計とする。

号機間電力融通予備ケーブルは、号機間電力融通恒設ケーブルが使用できない場合に、手動で非常用高圧母線へ接続することで他号炉

(3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。)のディーゼル発電機(燃料油貯油そうを含む。)から電力融通できる設計とする。

ディーゼル発電機及び燃料油貯油そうは、重大事故等時に号機間電力融通を行う場合のみ3号炉及び4号炉共用とする。

ディーゼル発電機は、燃料油貯油そうより燃料を補給できる設計とする。

燃料油貯油そうは、重大事故等時にタンクローリーを用いて燃料補給を行う場合のみ3号炉及び4号炉共用とする。

設計基準事故対処設備の電源が喪失(全交流動力電源喪失)した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する所内常設蓄電式直流電源設備として、蓄電池(安全防護系用)を使用する。この設備は、負荷切り離しを行わずに8時間(ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、中央制御室において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。)、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電力の供給を行うことが可能な設計とする。

設計基準事故対処設備の電源が喪失(全交流動力電源喪失及び蓄電池の枯渇)した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する可搬型直流電源設備として、電源車及び可搬式整流器を使用する。これらの設備は、直流母線へ接続することにより、24時間にわたり電力を供給できる設計とする。

更なる信頼性を向上するため、設計基準事故対処設備の電源が喪失(全交流動力電源喪失)した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給するため、特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備(3系統目)として、蓄電池(3系統目)を使用する。この設備は、負荷切り離しを行わずに8時間(ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、中央制御室において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。)、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電力の供給を行うことが可能な設計とする。

また、蓄電池（3系統目）は、特に高い信頼性を有する直流電源設備とするため、基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことに加え、弾性設計用地震動 S_d による地震力または静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。

電源車は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて燃料を補給できる設計とする。

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代替所内電気設備として、空冷式非常用発電装置、代替所内電気設備変圧器、代替所内電気設備分電盤及び可搬式整流器を使用する。

代替所内電気設備は、空冷式非常用発電装置を代替所内電気設備変圧器に接続し、代替所内電気設備分電盤及び可搬式整流器より電力を供給できる設計とする。

空冷式非常用発電装置は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて燃料を補給できる設計とする。

大容量ポンプ、送水車、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）及び緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の電源車（緊急時対策所用）は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて燃料を補給できる設計とする。

空冷式非常用発電装置は、空冷式のディーゼル発電機とし、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して、屋外の適切な離隔距離を持った位置に設置することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電源車は、空冷式のディーゼル発電機とし、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して、原子炉補助建屋から100m以上の離隔距離

を確保した複数箇所に分散して保管することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電源車は、空冷式のディーゼル発電機とし、少なくとも1台は屋外の空冷式非常用発電装置から100m以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管することで、空冷式非常用発電装置に対して位置的分散を図る設計とする。

電源車の接続箇所は、原子炉補助建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する設計とする。

号機間電力融通恒設ケーブルは、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

号機間電力融通予備ケーブルは、原子炉補助建屋内の号機間電力融通恒設ケーブルと異なる区画に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

電源車及び可搬式整流器を使用した可搬型直流電源設備は、空冷式のディーゼル発電機を使用し、原子炉補助建屋内の蓄電池（安全防護系用）及び[]の蓄電池（3系統目）に対して、電源車は原子炉補助建屋から100m以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管し、可搬式整流器は原子炉補助建屋内の異なる区画に分散して保管することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

蓄電池（3系統目）は、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機及び蓄電池（安全防護系用）に対して、[]に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

また、蓄電池（3系統目）は、原子炉補助建屋から100m以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管する電源車及び原子炉補助建屋内の可搬式整流器を用いた可搬型直流電源設備に対して、[]に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備変圧器、代替所内電気設備分電盤及び可搬式整流器を使用した代替所内電気設備は、電源を空冷式非常用発電装置とし、原子炉補助建屋内の所内電気設備である2系統の非常用母線と異なる

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

区画に設置することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

タンクローリーは、原子炉補助建屋から100m以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管することで、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して位置的分散を図る設計とする。

空冷式非常用発電装置を使用した代替電源系統は、空冷式非常用発電装置から非常用高圧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、ディーゼル発電機を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

電源車を使用した代替電源系統は、電源車から非常用高圧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、ディーゼル発電機を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

電源車及び可搬式整流器を使用した可搬型直流電源設備は、電源車から直流き電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、蓄電池（安全防護系用）を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

蓄電池（3系統目）を使用した直流電源は、蓄電池（3系統目）から直流き電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、蓄電池（安全防護系用）並びに電源車及び可搬式整流器を用いた電源系統に対して独立した設計とする。

代替所内電気設備変圧器、代替所内電気設備分電盤及び可搬式整流器を使用した代替所内電気設備は、独立した電路で系統構成することにより、所内電気設備である2系統の非常用母線に対して独立した設計とする。

号機間電力融通恒設ケーブル又は号機間電力融通予備ケーブルを使用した他号炉（3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）のディーゼル発電機（燃料油貯油そうを含む。）からの号機間電力融通は、号機間電力融通ケーブルを手動で3号炉及び4号炉の非常用高圧母線の遮断器へ接続し、遮断器を投入することにより、重大事故等の対応に必要な電力を供給可能となり、安全性の向上を図ることができることから、3号炉及び4号炉で共用する設計とする。

これらの設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう重大事故等発生時以外、号機間電力融通恒設ケーブルを非常用高圧母線の遮断器から切り離し、遮断器を開放することにより、他号炉（3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）と分離が可能な設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

空冷式非常用発電装置

台数 2

容量 約1,825kVA（1台当たり）

燃料油貯油そう（重大事故等時のみ3号及び4号炉共用）

（又、(2)(ii)他と兼用）

基数 8

容量 約125m³（1基当たり）

号機間電力融通恒設ケーブル（3号及び4号炉共用）

組数 1

ディーゼル発電機（重大事故等時のみ3号及び4号炉共用）

（又、(2)(ii)と兼用）

台数 4

容量 約5,400kW（1台当たり）

蓄電池（安全防護系用）（又、(2)(iii)と兼用）

型式 鉛蓄電池

組数 2

容量 約2,400A・h（1組当たり）

蓄電池（3系統目）

型式 鉛蓄電池

組数 1

容量 約3,000A・h

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

[可搬型重大事故等対処設備]

タンクローリー（3号及び4号炉共用）

（「代替電源設備」及び「補機駆動用燃料設備」と兼用）

台 数 2（予備1^{※1}）
容 量 3m³以上（1台当たり）

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

号機間電力融通予備ケーブル（3号及び4号炉共用）

組 数 1（予備1^{※1}）

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

電源車

台 数 2（予備1^{※1}）
容 量 約610kVA（1台当たり）
電 圧 6,600V

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

可搬式整流器

個 数 1（予備1^{※1}）
最大出力 約15kVA（1個当たり）

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

(3) その他の主要な事項

(i) 使用済燃料輸送容器保管建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用）

使用済燃料輸送容器保管建屋は、使用済燃料装てん前あるいは装てん後の使用済燃料輸送容器及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料を装てんしたあるいは取り出した後のウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料輸送容器を必要に応じて一時保管するための建屋である。

なお、使用済燃料輸送容器は、再処理工場への輸送に使用するものを用いる。

使用済燃料輸送容器保管建屋

構 造 鉄筋コンクリート造

面 積 約 700 m²

保管容量（使用済燃料輸送容器、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料輸送容器合計） 8 基

(ii) 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、火災感知及び消火並びに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、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、アナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器又はアナログ式でない炎感知器から異なる種類の感知器を組み合わせて設置することを基本とし、中央制御室で常時監視可能な火災受信機盤を設置する設計とする。

消火設備は、破損、誤動作又は誤操作により、安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を損なうことのない設計とし、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画であるかを考慮し、スプリンクラー、ハロン消火設備等の自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置する設計とする。

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における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隔壁等又は1時間の耐火能力を有する隔壁等を設置する設計とする。

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、火災感知及び消火の機能を有するものとする。

火災感知設備は、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、アナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器又はアナログ式でない炎感知器から異なる種類の感知器を組み合わせて設置することを基本とし、中央制御室及び[]で常時監視可能な火災受信機盤を設置する設計とする。

消火設備は、破損、誤動作又は誤操作により、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うことのない設計とし、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画であるかを考慮し、スプリンクラー、ハロン消火設備等の自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置する設計とする。

c. 特定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、火災感知及び消火の機能を有するものとする。

火災感知設備は、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、アナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器又はアナログ式でない炎感知器から異なる種類の感知器を組み合わせて設置することを基本とし、[]で常時監視可能な火災受信機盤を設置する設計とする。

消火設備は、破損、誤動作又は誤操作により、特定重大事故等対処施設の原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能を損なうことのない設計とし、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画であるかを考慮し、スプリンクラー、ハロン消火設備等の自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置する設計とする。

(iii) 浸水防護設備

a. 津波に対する防護設備

設計基準対象施設は、基準津波に対して、その安全機能が損なわ

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

れるおそれがないものでなければならないこと、また、重大事故等
対処施設は、基準津波に対して、重大事故等に対処するために必要
な機能が損なわれるおそれがないものでなければならないことから、
取水路防潮ゲート、放水口側防潮堤、防潮扉、屋外排水路逆流防止
設備、1号及び2号炉放水ピット止水板、潮位観測システム（防護
用）並びに海水ポンプ室浸水防止蓋により、津波から防護する設計
とする。

取水路防潮ゲートは、防潮壁、ゲート落下機構（電源系及び制御
系を含む。）及びゲート扉体等で構成され、敷地への遡上及び水位
の低下による海水ポンプへの影響のおそれがある潮位に至る前に遠
隔閉止を確実に実施するため、重要安全施設（MS-1）として設
計する。

潮位観測システム（防護用）は、潮位計（潮位検出器、監視モニ
タ（データ演算機能及び警報発信機能を有し、電源設備及びデータ
伝送設備を含む。））及び衛星電話（津波防護用）等により構成さ
れ、取水路防潮ゲートを閉止する判断を行うための設備であること
から、重要安全施設として取水路防潮ゲート（MS-1）と同等の
設計とする。

取水路防潮ゲート

（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）

個 数 1

放水口側防潮堤（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

個 数 1

防潮扉（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

個 数 1

屋外排水路逆流防止設備

（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

個 数 5

1号及び2号炉放水ピット止水板

（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

個 数 2

潮位観測システム（防護用）

（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）

個 数 一式

海水ポンプ室浸水防止蓋（3号及び4号炉共用）

個 数 80

b. 内部溢水に対する防護設備

安全施設は、原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なうことのない設計とする。そのために、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。）、消火水系統（スプリンクラーを含む。）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、原子炉施設内における壁、扉及び堰等により、防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。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。

原子炉補助建屋水密扉

個 数 4

中間建屋水密扉

個 数 4

制御建屋水密扉（3号及び4号炉共用）

個 数 2

(iv) 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラに係るものを除く。）

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する燃料設備として、燃料油貯油そう及びタンクローリーを設ける。

燃料油貯油そう及びタンクローリーは、「ヌ.(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

(v) 補助ボイラ

補助ボイラ（1号、2号、3号及び4号炉共用）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原子炉施設の安全性に影響を与えないよう設計する。

(vi) 非常用取水設備

設計基準事故に対処するために必要となる原子炉補機冷却海水系の冷却用の海水を確保するために海水取水トンネル及び海水ポンプ室を設置する。

非常用取水設備の海水取水トンネル及び海水ポンプ室は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

非常用取水設備である、海水取水トンネル及び海水ポンプ室は、共用により自号炉だけでなく他号炉の海水取水箇所も使用することで、安全性の向上が図れることから、重大事故等時に3号炉及び4号炉で共用する設計とする。これらの設備は容量に制限がなく、3号炉及び4号炉に必要な取水容量を十分に有している。

海水取水トンネル（3号及び4号炉共用）

個 数 1

海水ポンプ室（3号及び4号炉共用）

個 数 1

海水取水トンネル及び海水ポンプ室は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

(vii) 敷地内土木構造物

地震による原子炉建屋及び原子炉補助建屋の背後斜面の崩壊による、耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備の安全機能への影響を防止するために、原子炉建屋及び原子炉補助建屋の背後斜面の地中に、斜面補強工として、連続地中壁（鉄筋コンクリート造）及び抑止ぐい（鋼管、H鋼及び中詰めモルタルで構成）を設置する。

連続地中壁（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

個 数 1

抑止ぐい（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

個 数 245

(vii) 緊急時対策所

1次冷却系統に係る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（緊急時対策所建屋内）を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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、重大事故等に対処するために必要な指示を行う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、固定源及び可動源それぞれに対して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、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

固定源に対しては、重大事故等に対処するために必要な指示を行う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よう設計する。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重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員を防護できる設計とする。

有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、必要に応じて保守管理及び運用管理を適切に実施する。

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等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（緊急時対策所建屋内）は3号及び4号炉共用として使用し、その後、1号、2号、3号及び4号炉共用とする。なお、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の使用開始までは、平成27年2月12日付けで許可を受けた3号及び4号炉共用の緊急時対策所（1号炉及び2号炉原子炉補助建屋内）を使用し、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）を3号及び4号炉共用として使用開始後に、3号及び4号炉共用の緊急時対策所（1号炉及び2号炉原子炉補助建屋内）の撤去を行い、重複して使用しない。

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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できる設備として、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム及びSPDS表示装置を設置する設計とする。また、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必要な設備として、衛星電話、緊急時衛星通報システム、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、運転指令設備、電力保安通信用電話設備、加入電話、加入ファクシミリ、無線通話装置及び社内TV会議システムを設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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、基準地震動に対する地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに、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)(ii) 重大事故等対処施設の耐震設計」、「ロ.(2)(ii) 重大事故等対処施設に対する耐津波設計」に基づく設計とする。また、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の機能に係る設備は、1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉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、1号炉

及び2号炉並びに3号炉及び4号炉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、1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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数の要員を含め、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（緊急時対策所建屋内）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（緊急時対策所建屋内）の外側から室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、身体サーベイ及び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（緊急時対策所建屋内）の居住性を確保するための設備として、以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタを使用する。

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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（緊急時対策所建屋内）内でのマスクの着用、交代要員体制及び安定よう素剤の服用がなく、仮設設備を考慮しない条件において、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を考慮しても、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）にとどま

る要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えないことを判断基準とする。

緊急時対策所遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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適切な換気設計を行い、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性及び緊急時対策所遮蔽の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。なお、換気設計に当たっては、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。

緊急時対策所換気設備として、緊急時対策所非常用空気浄化ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット及び空気供給装置を保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）には、室内の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計及び二酸化炭素濃度計を保管するとともに、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、測定する緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタを保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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、以下の重大事故等対処設備（情報の把握）を設ける。

重大事故等対処設備（情報の把握）として、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室の運転員を介さずに緊急時対策所（緊

急時対策所建屋内)において把握できる情報収集設備を使用する。

緊急時対策所(緊急時対策所建屋内)の情報収集設備として、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(緊急時対策所建屋内)で表示できるように、安全パラメータ表示システム(S P D S)、安全パラメータ伝送システム及びS P D S表示装置を設置する設計とする。

原子炉補助建屋に設置する安全パラメータ表示システム(S P D S)及び安全パラメータ伝送システムについては、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空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

緊急時対策所(緊急時対策所建屋内)には、重大事故等が発生した場合においても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の設備として、以下の重大事故等対処設備(通信連絡)を設ける。

重大事故等対処設備(通信連絡)として、緊急時対策所(緊急時対策所建屋内)から中央制御室、屋内外の作業場所、原子力事業本部、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の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、通信連絡設備を使用する。

緊急時対策所(緊急時対策所建屋内)の通信連絡設備として、衛星電話、緊急時衛星通報システム、携行型通話装置及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所(緊急時対策所建屋内)は、代替電源設備からの給電を可能とするよう、以下の重大事故等対処設備(電源の確保)を設ける。

全交流動力電源が喪失した場合、代替電源設備としての電源車(緊急時対策所用)を使用する。

代替電源設備としての電源車(緊急時対策所用)は、1台で緊急時対策所(緊急時対策所建屋内)に給電するために必要な容量を有するものを予備も含めて3台保管することで、多重性を有する設計とする。

緊急時対策所遮蔽は、「チ. (1)(iii) 遮蔽設備」に記載する。

緊急時対策所換気設備は、「チ. (1)(iv) 換気設備」に記載する。

緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタは、「チ. (1)(i) 放射線監視設備」に記載する。

空冷式非常用発電装置は、「ヌ. (2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

運転指令設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「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、3号及び4号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

加入電話（1号、2号、3号及び4号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

加入ファクシミリ（1号、2号、3号及び4号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

無線通話装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

社内TV会議システム
（1号、2号、3号及び4号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

[常設重大事故等対処設備]

緊急時対策所情報収集設備
安全パラメータ表示システム（SPDS）
（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

安全パラメータ伝送システム
（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

SPDS表示装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

衛星電話（固定）（1号、2号、3号及び4号炉共用）
（「津波に対する防護設備」、「緊急時対策所」及び
「通信連絡設備」と兼用） 一式

緊急時衛星通報システム
（1号、2号、3号及び4号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備
（1号、2号、3号及び4号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム、SPDS表示装置、衛星電話（固定）、緊急時衛星通報システム及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、設計基準事故時及び重大事故等時共に使用する。

[可搬型重大事故等対処設備]

酸素濃度計（1号、2号、3号及び4号炉共用）
個 数 1（予備2）
二酸化炭素濃度計（1号、2号、3号及び4号炉共用）
個 数 1（予備2）
衛星電話（携帯）（1号、2号、3号及び4号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式
衛星電話（可搬）（1号、2号、3号及び4号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式
携行型通話装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式
電源車（緊急時対策所用）（1号、2号、3号及び4号炉共用）
台 数 2（予備1）
容 量 約 220kVA（1台当たり）

酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）及び携行型通話装置は、設計基準事故時及び重大事故等時共に使用する。

(ix) 通信連絡設備

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

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補助建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、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、警報装置である事故一斉放送装置及び多様性を確保した通信設備（発電所内）である運転指令設備、電力保安通信用電話設備等を設置又は保管する設計とする。また、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）として、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びSPDS表示装置を設置する設計とする。

なお、警報装置、通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）については、非常用所内電源又は無停電電源に接続し、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。

原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、発電所外の原子力事業本部、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、加入電話、衛星電話（携帯）等の通信設備（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）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）として、安全パラメータ表示システム（SPDS）及び安全パラメータ伝送システムを設置する設計とする。

通信設備（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、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の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。

なお、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）につ

いては、非常用所内電源又は無停電電源に接続し、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に必要な通信設備（発電所内）及び緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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）を設ける。

通信設備（発電所内）として、重大事故等が発生した場合に必要な衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバー及び携行型通話装置は、中央制御室、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）又は原子炉補助建屋等に設置又は保管する設計とする。

データ伝送設備（発電所内）として、安全パラメータ表示システム（SPDS）は、原子炉補助建屋に設置し、SPDS表示装置は、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）に設置する設計とする。

衛星電話（固定）は、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（固定）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、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空冷式非常用発電装置又は電源車（緊急時対策所用）から給電できる設計とする。

衛星電話（携帯）、トランシーバー及び携行型通話装置の電源は、充電電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電電池を用いるものについては、充電電池の残量が少なくなった場合は、別の端末と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電電池は、中央制御室又は緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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。

安全パラメータ表示システム（SPDS）については、ディーゼル

発電機に加えて、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空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。また、SPDS表示装置については、ディーゼル発電機に加えて、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電源車（緊急時対策所用）から給電できる設計とする。

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設備（発電所外）及び発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）を設ける。

通信設備（発電所外）として、重大事故等が発生した場合に必要な衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）、緊急時衛星通報システム及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、中央制御室、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）又は原子炉補助建屋等に設置又は保管する設計とする。

データ伝送設備（発電所外）として、安全パラメータ表示システム（SPDS）及び安全パラメータ伝送システムは、原子炉補助建屋に設置する設計とする。

衛星電話（固定）、衛星電話（可搬）及び緊急時衛星通報システムは、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（固定）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、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空冷式非常用発電装置又は電源車（緊急時対策所用）から給電できる設計とする。

衛星電話（携帯）の電源は、充電機を使用しており、充電機の残量が少なくなった場合は、別の端末と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電機は、中央制御室又は緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の電源から充電することができる設計とする。

衛星電話（可搬）及び緊急時衛星通報システムの電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替

電源設備である電源車（緊急時対策所用）から給電できる設計とする。

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については、ディーゼル発電機に加えて、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電源車（緊急時対策所用）から給電できる設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）及び安全パラメータ伝送システムについては、ディーゼル発電機に加えて、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空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送の機能に係る設備及び緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の通信連絡機能に係る設備としての、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム、緊急時衛星通報システム及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については、固縛又は転倒防止処置を講じ、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。

空冷式非常用発電装置については、「ヌ. (2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

電源車（緊急時対策所用）については、「ヌ. (3)(vii) 緊急時対策所」に記載する。

事故一斉放送装置

（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設） 一式

運転指令設備

（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）
（ヌ. (3)(vii)と兼用） 一式

加入電話（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）

（ヌ. (3)(vii)と兼用） 一式

加入ファクシミリ

（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）
（ヌ. (3)(vii)と兼用） 一式

携帯電話（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）	一式
電力保安通信用電話設備	
（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）	
（又、(3)(vii)と兼用）	一式
社内TV会議システム	
（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）	
（又、(3)(vii)と兼用）	一式
衛星電話（固定）	
（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）	
（又、(3)(iii)a. 他と兼用）	一式
衛星電話（携帯）	
（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）	
（又、(3)(vii)と兼用）	一式
衛星電話（可搬）	
（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）	
（又、(3)(vii)と兼用）	一式
無線通話装置	
（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）	
（又、(3)(vii)と兼用）	一式
トランシーバー	
（1号、2号、3号及び4号炉共用）	一式
携行型通話装置	
（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）	
（又、(3)(vii)と兼用）	一式
緊急時衛星通報システム	
（1号、2号、3号及び4号炉共用）	
（又、(3)(vii)と兼用）	一式
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	
（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）	
（又、(3)(vii)と兼用）	一式

安全パラメータ表示システム（SPDS）

（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）

（ヌ、(3)(viii)と兼用）

一式

安全パラメータ伝送システム

（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

（ヌ、(3)(viii)と兼用）

一式

SPDS表示装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）

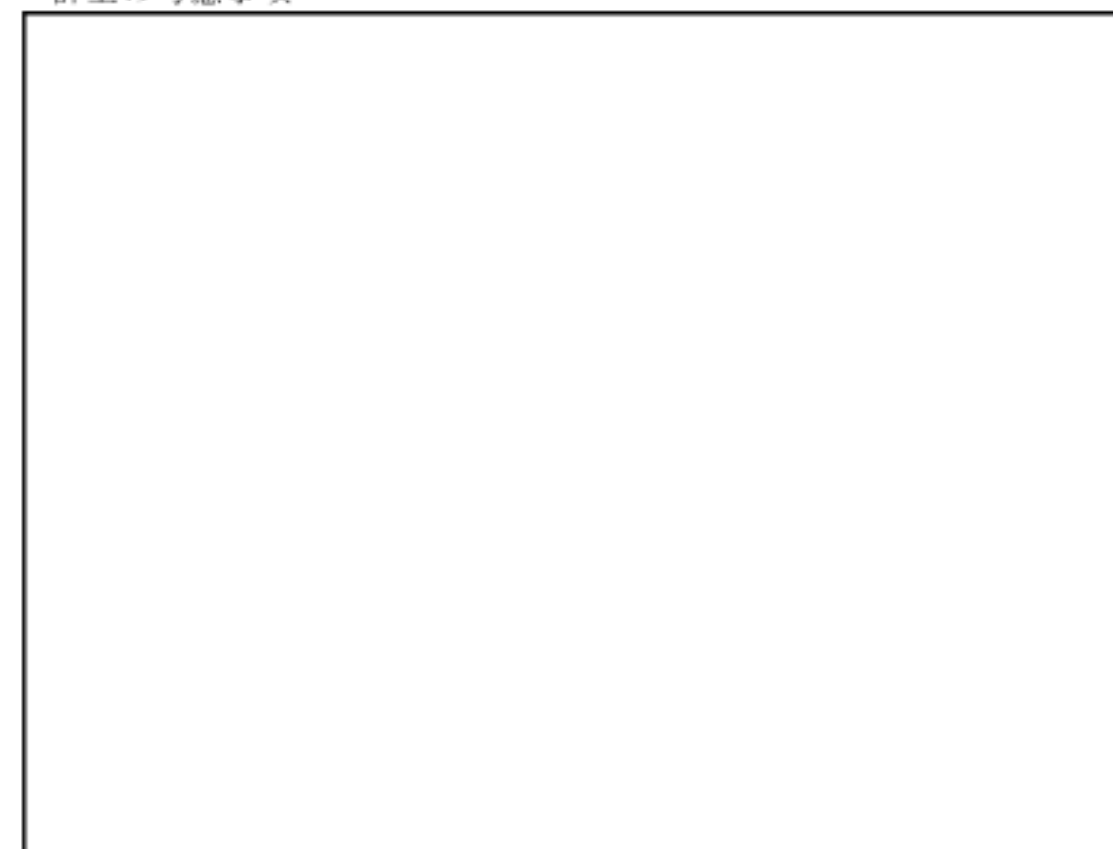
（ヌ、(3)(viii)と兼用）

一式

携帯型通話装置、トランシーバー、衛星電話、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、緊急時衛星通報システム、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム及びSPDS表示装置は、設計基準事故時及び重大事故等時共に使用する。

(x) 特定重大事故等対処施設を構成する設備

a. 特定重大事故等対処施設に係る意図的な大型航空機の衝突等の設計上の考慮事項



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



b. 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能



c. 炉内の溶融炉心の冷却機能



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



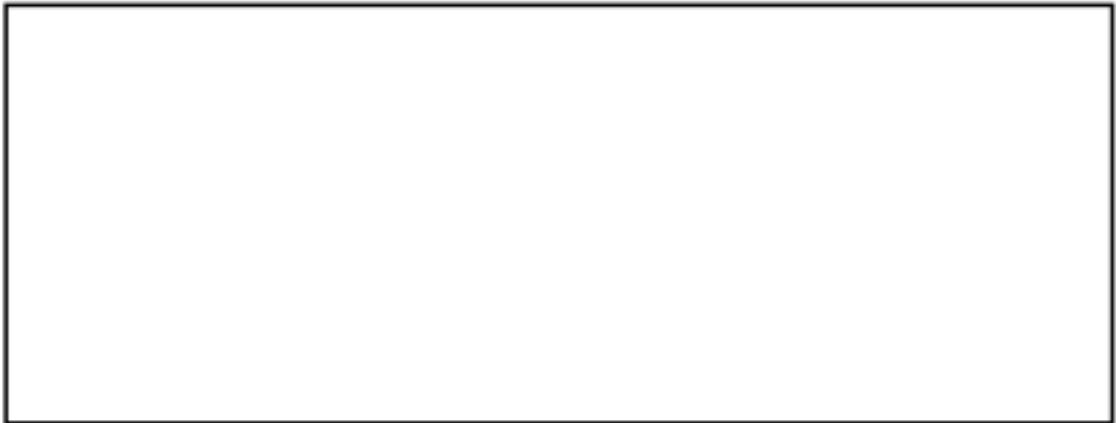
d. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能



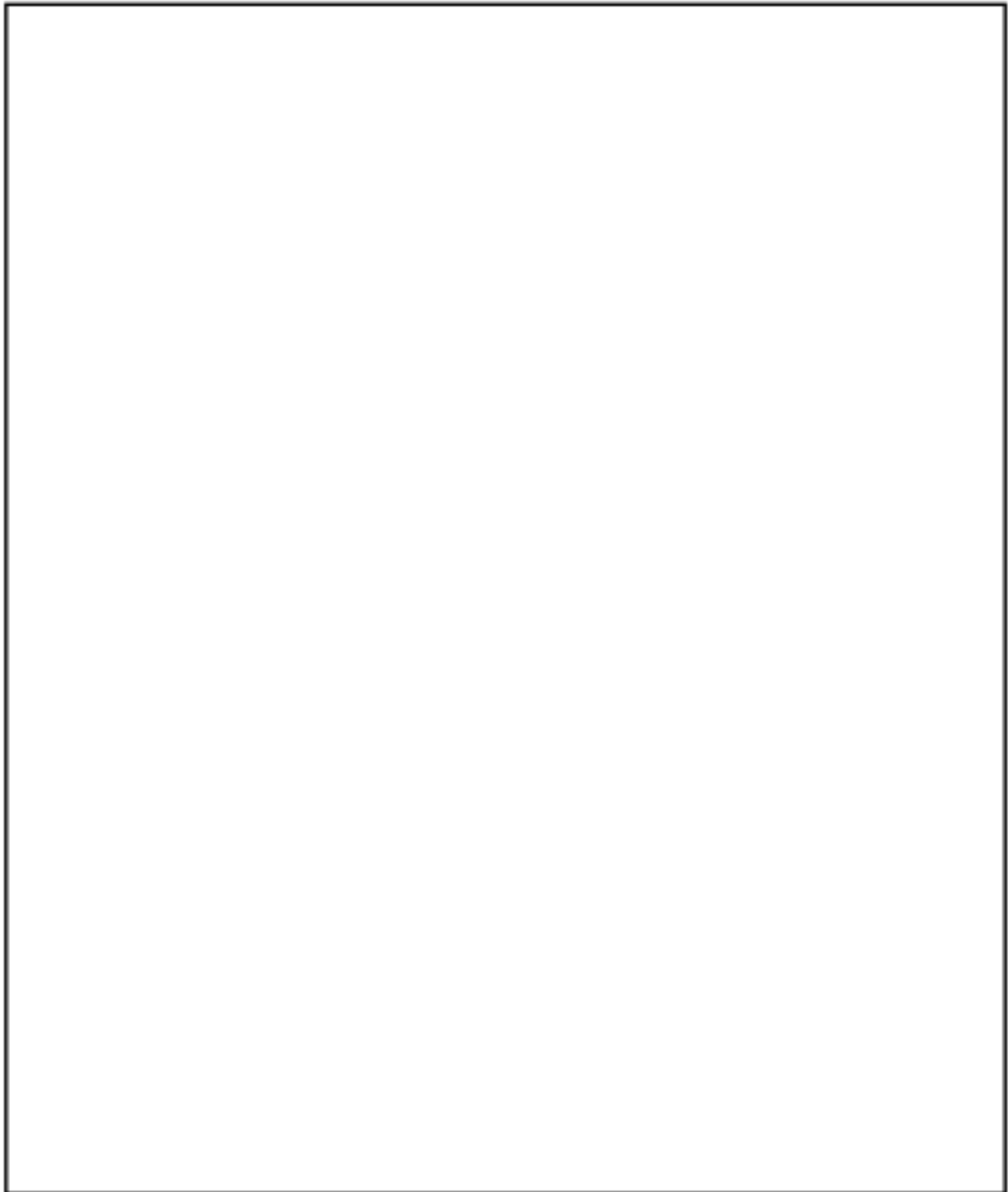
e. 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能



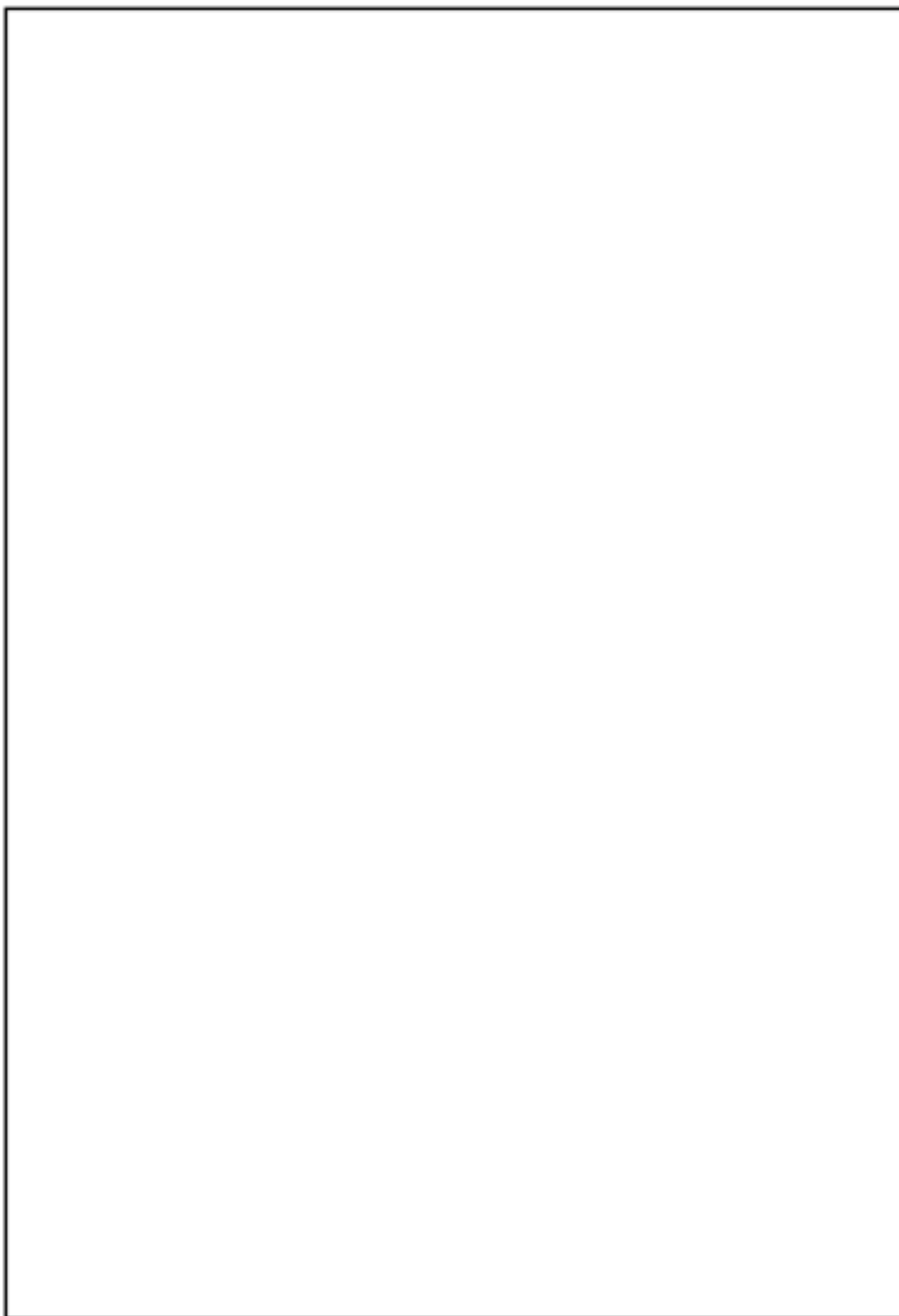
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



f. 原子炉格納容器の過圧破損防止機能



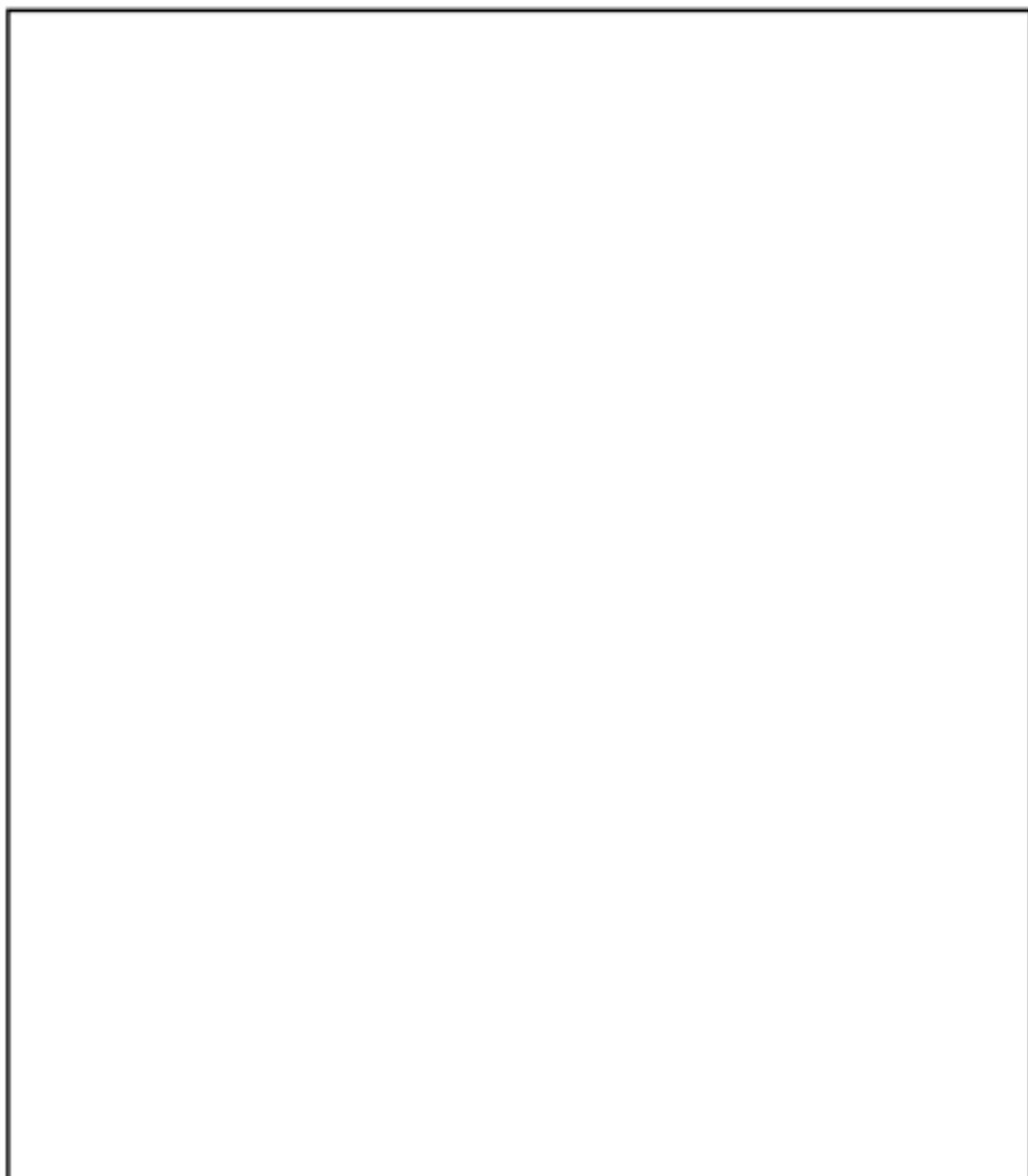
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



g. 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



h. 電源設備



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



i. 計装設備



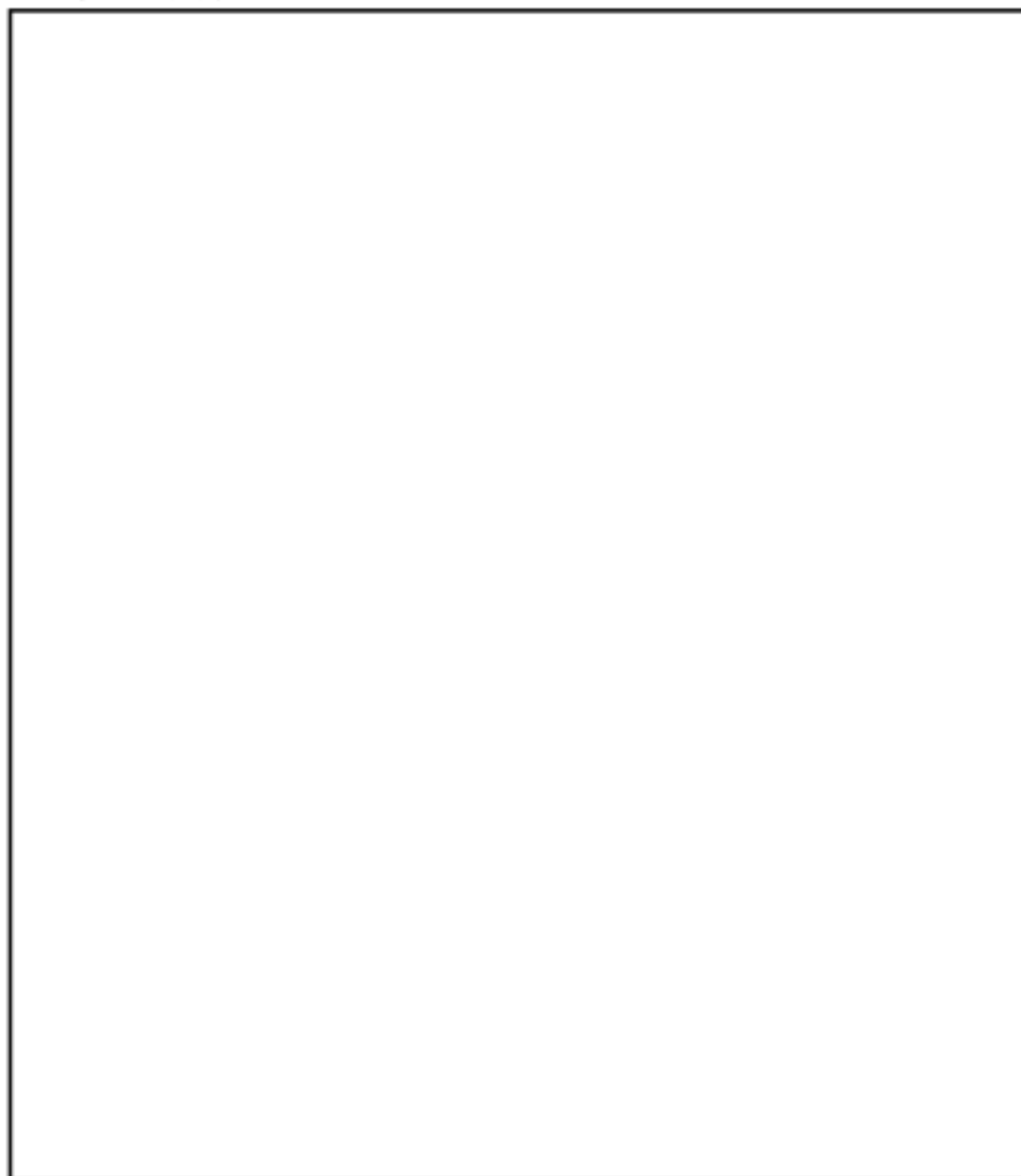
j. 通信連絡設備



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

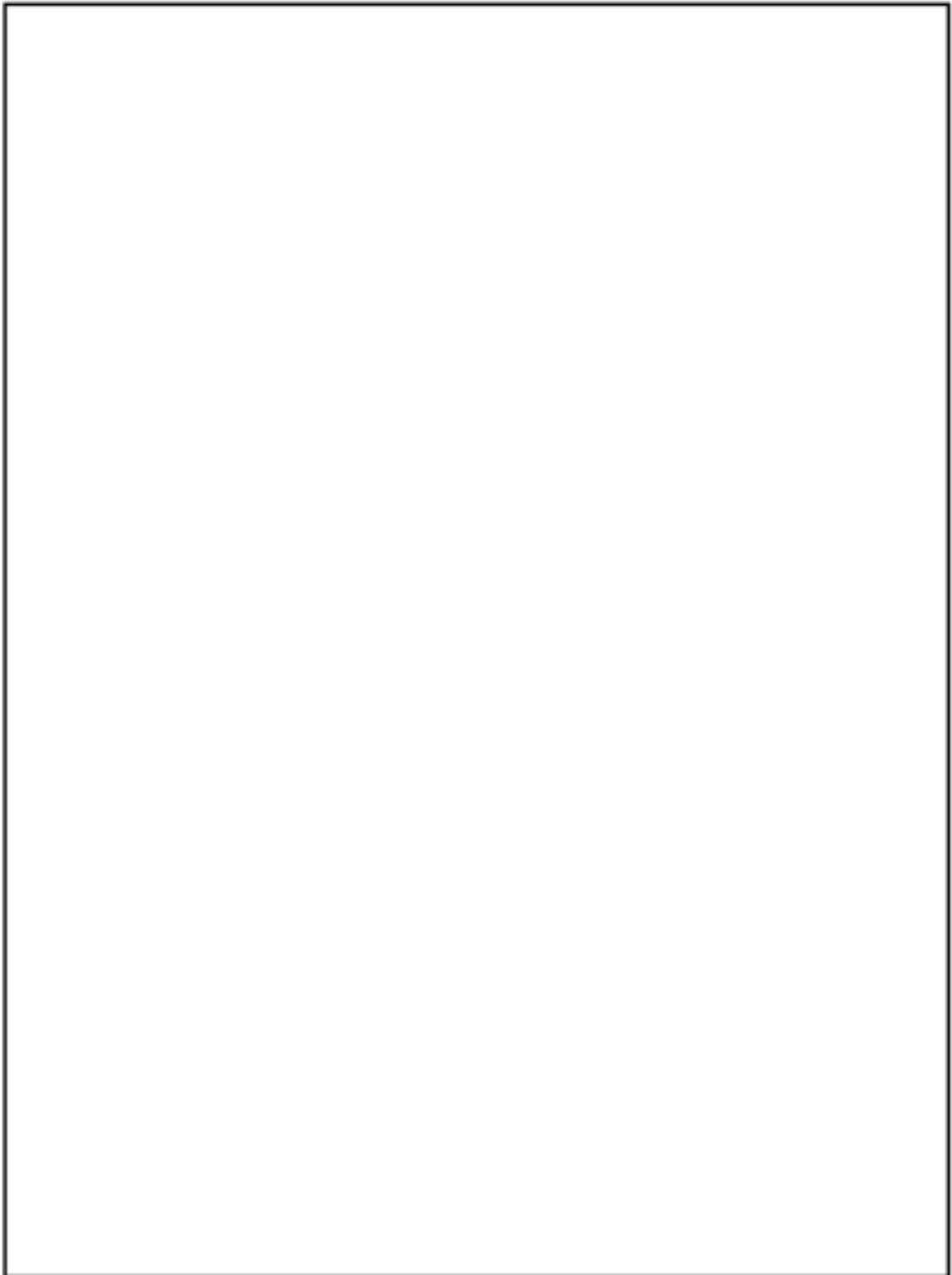


k. 緊急時制御室



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

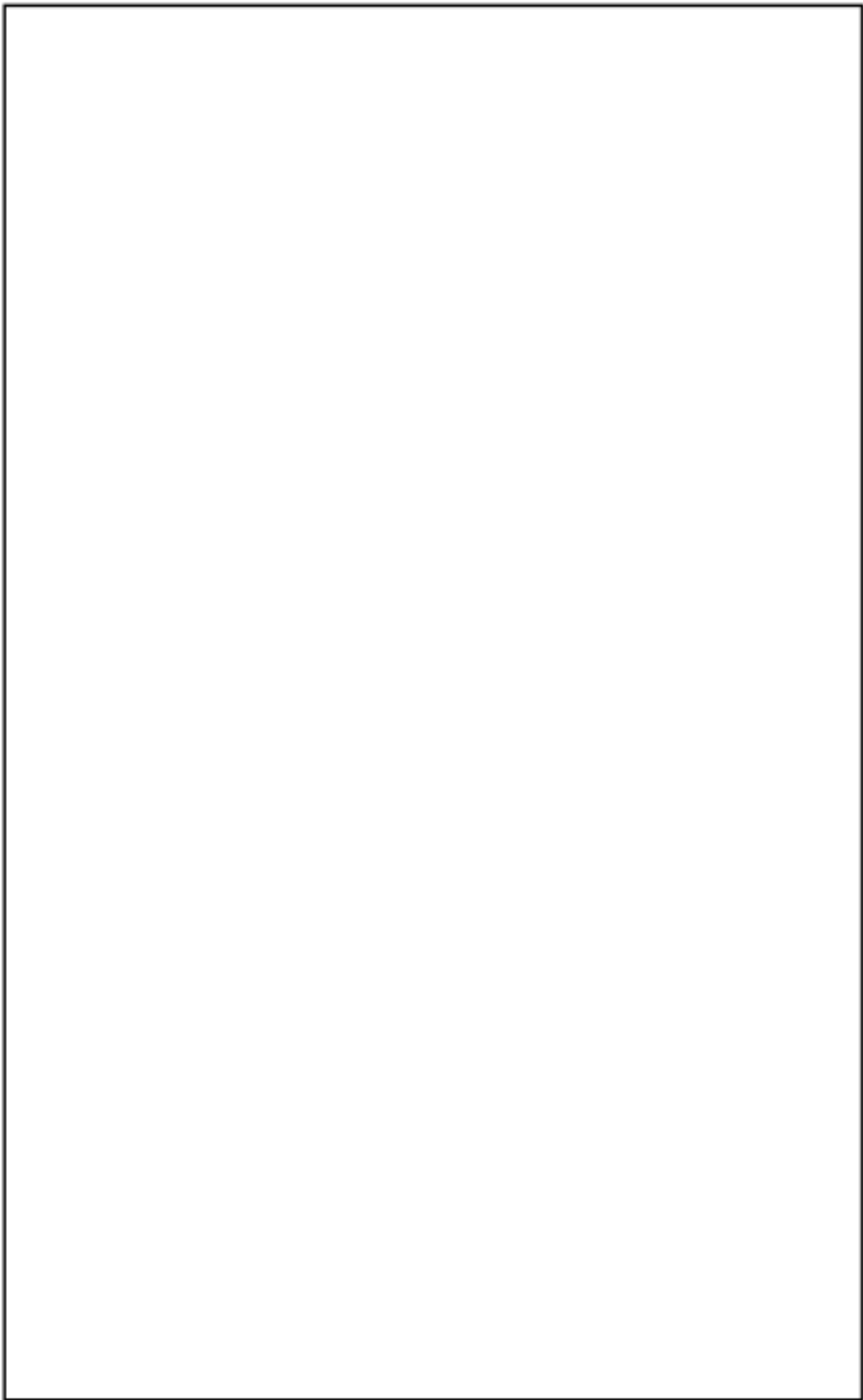
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



1.一次冷却材設備

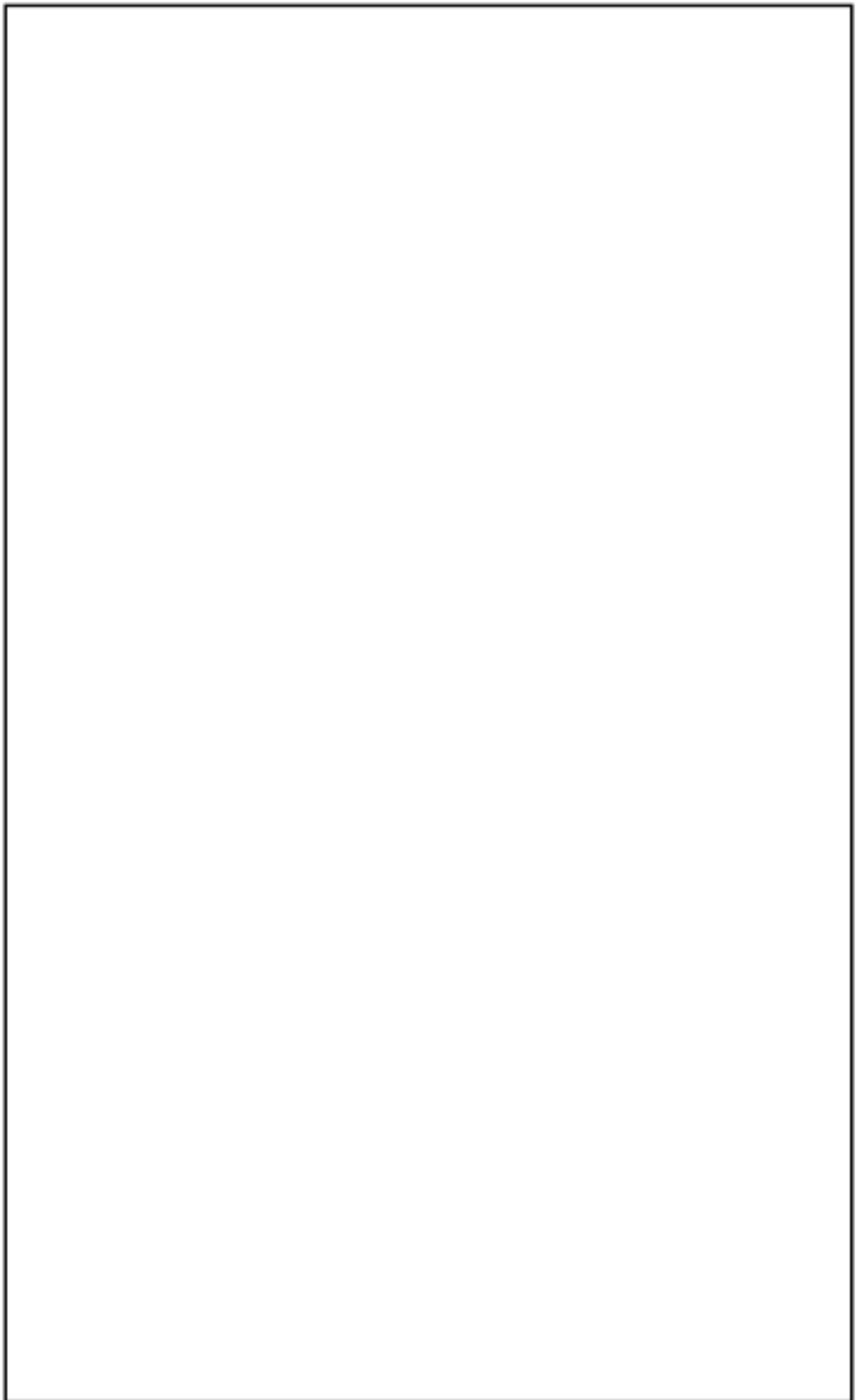


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



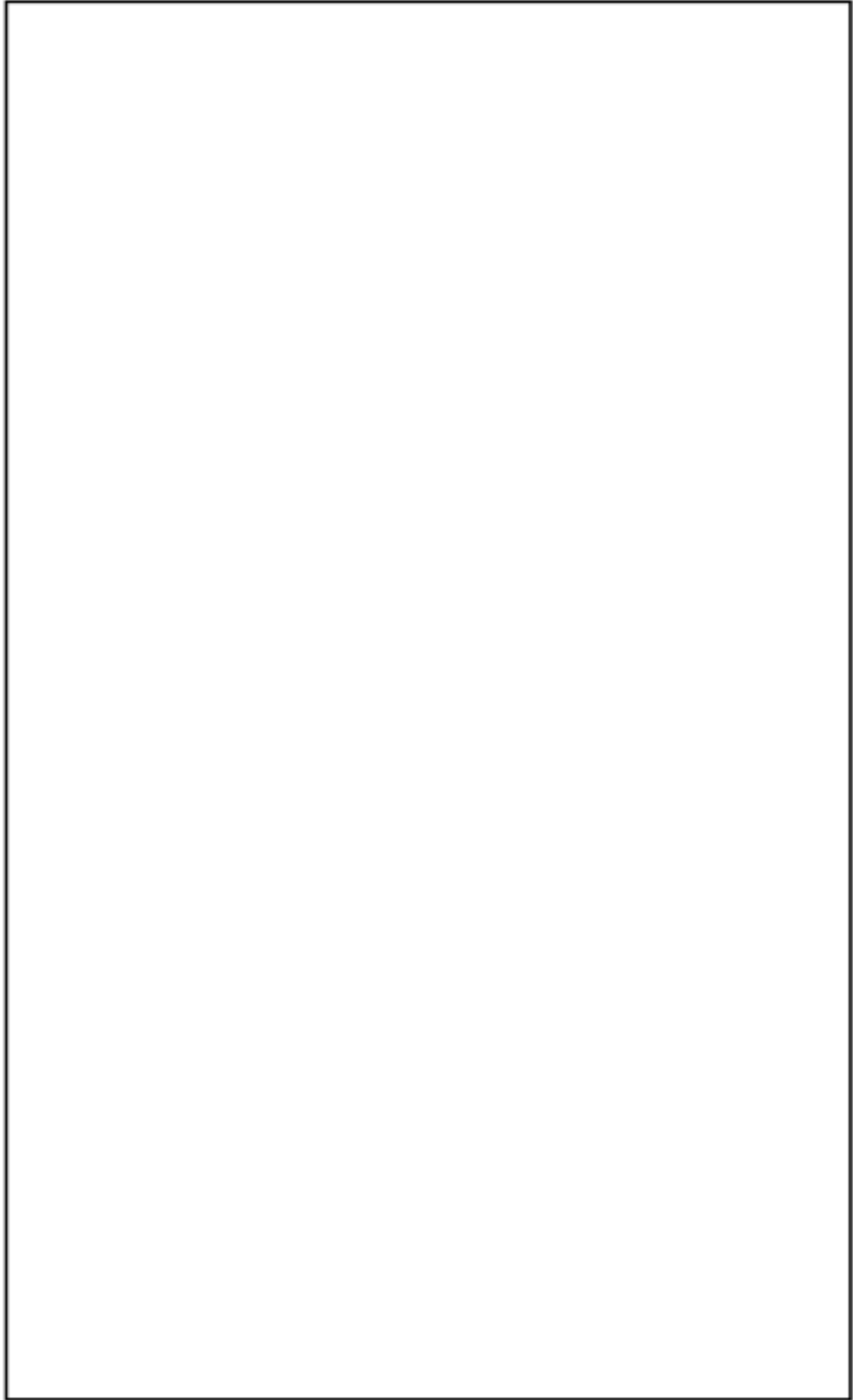
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

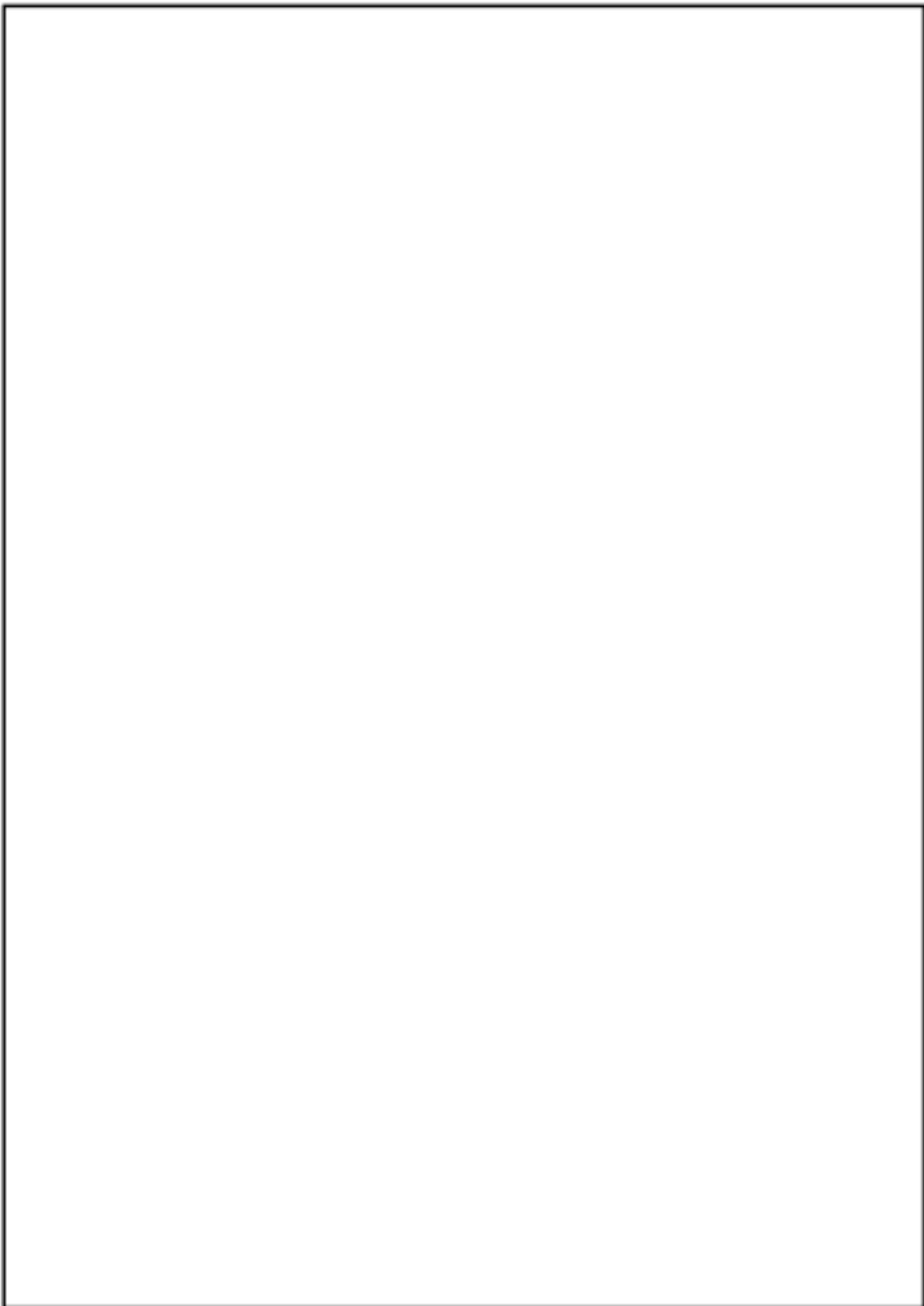


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



(xi) 保修点検建屋

保修点検建屋は、1次冷却材ポンプ等の機器や資機材の点検等を実施するための建屋である。

保修点検建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

構 造	鉄骨造（一部鉄筋コンクリート造）
面 積	約 1,600 m ²

B. 4号炉

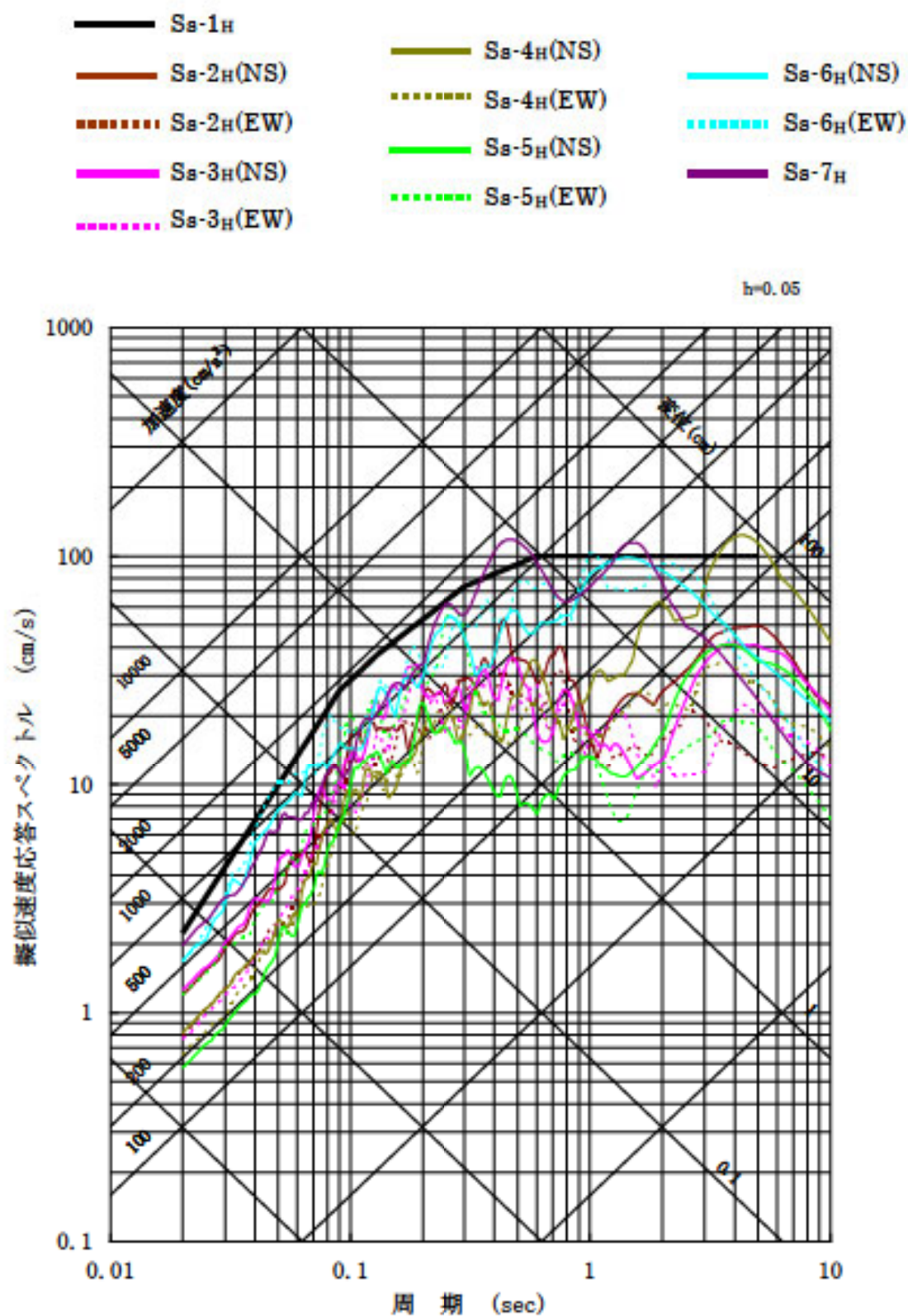
以下の記載を除いて、3号炉に同じ。ただし共用設備は除く。

(3) その他の主要な構造

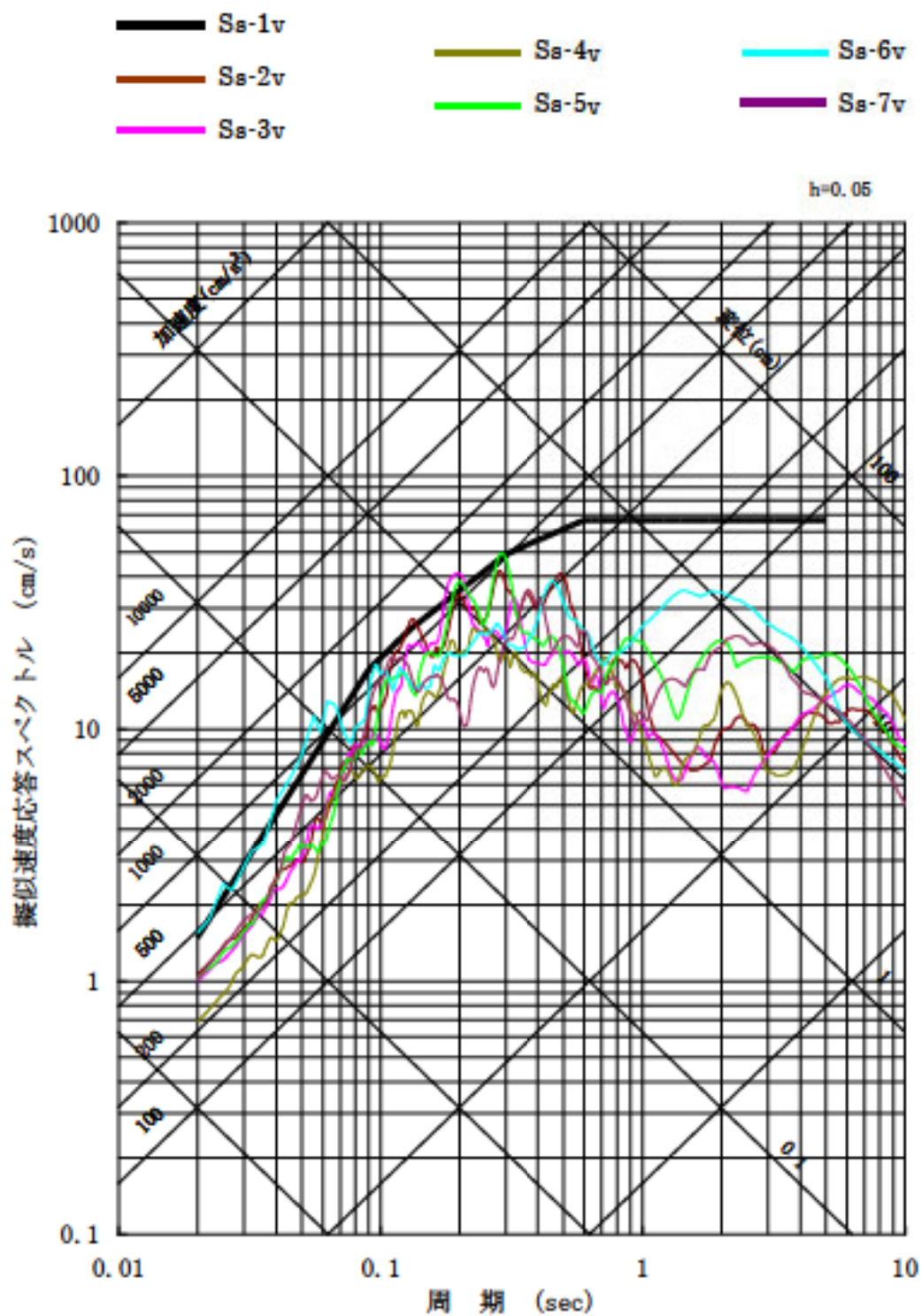
(x) 特定重大事故等対処施設を構成する設備



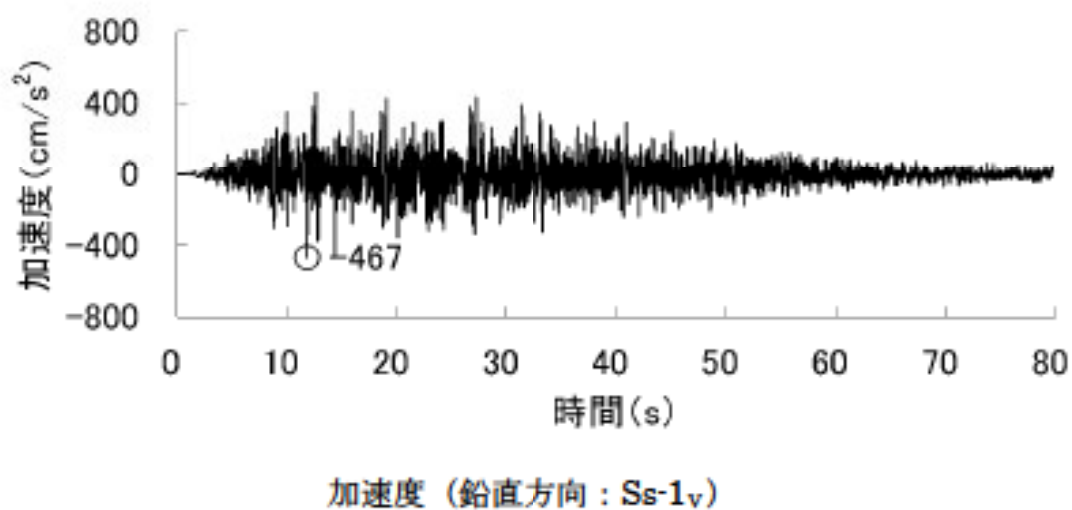
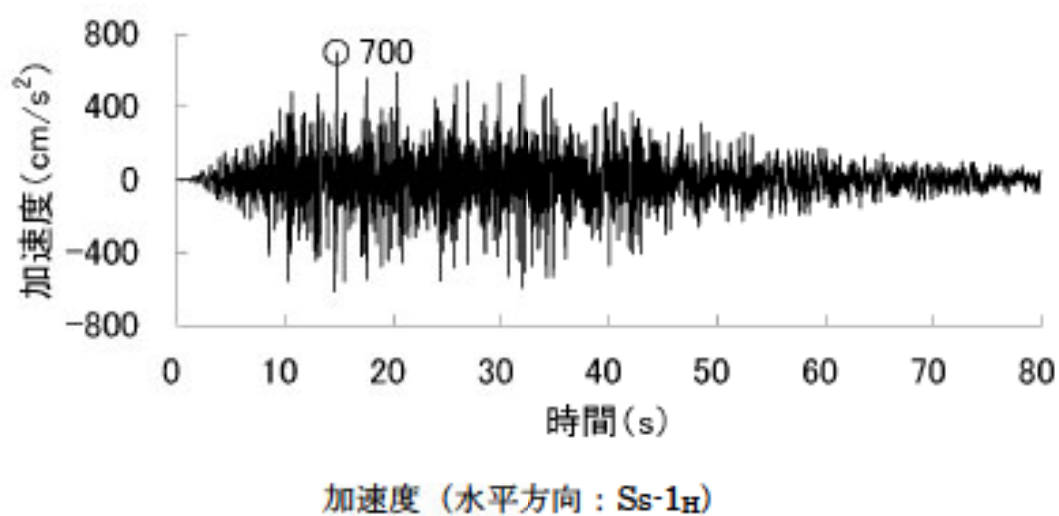
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



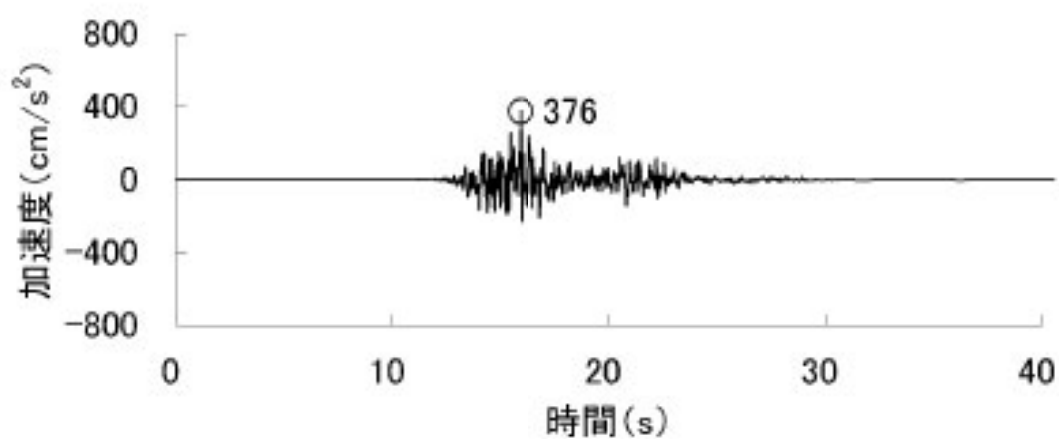
第 5.1 図 基準地震動 Ss の応答スペクトル (水平方向)



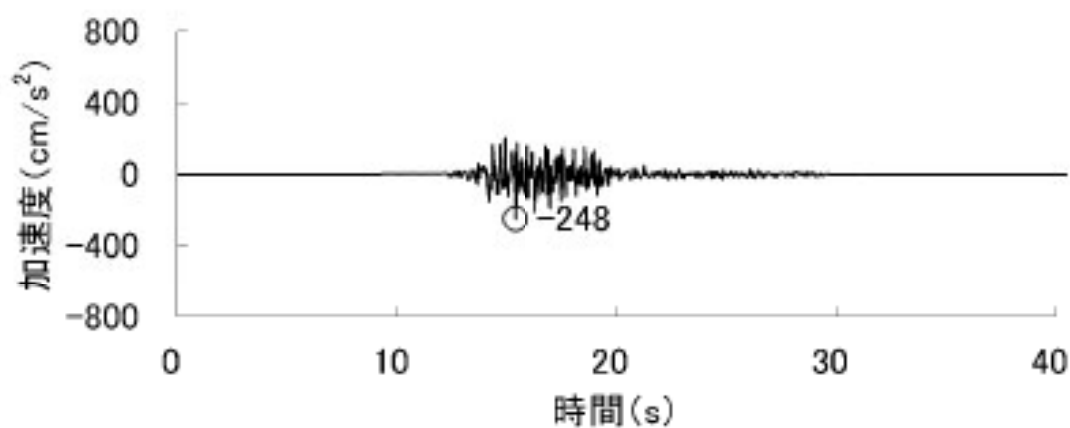
第 5.2 図 基準地震動 Ss の応答スペクトル (鉛直方向)



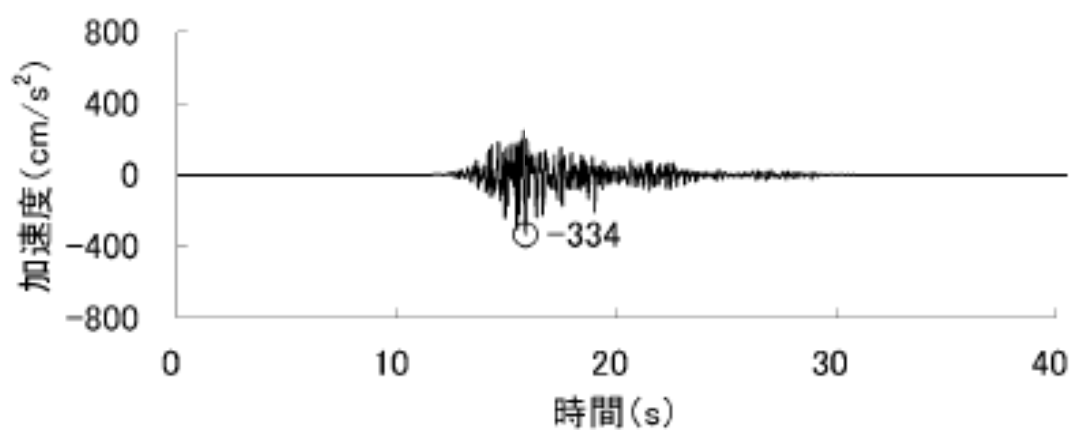
第 5.3 図 基準地震動 Ss-1 の設計用模擬地震波の時刻歴波形



加速度 (水平方向 : Ss-2_H(NS))

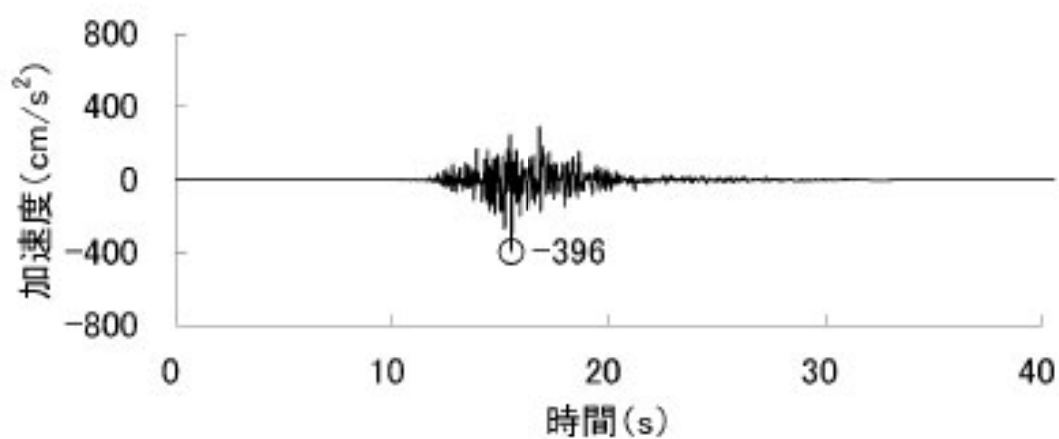


加速度 (水平方向 : Ss-2_H(EW))

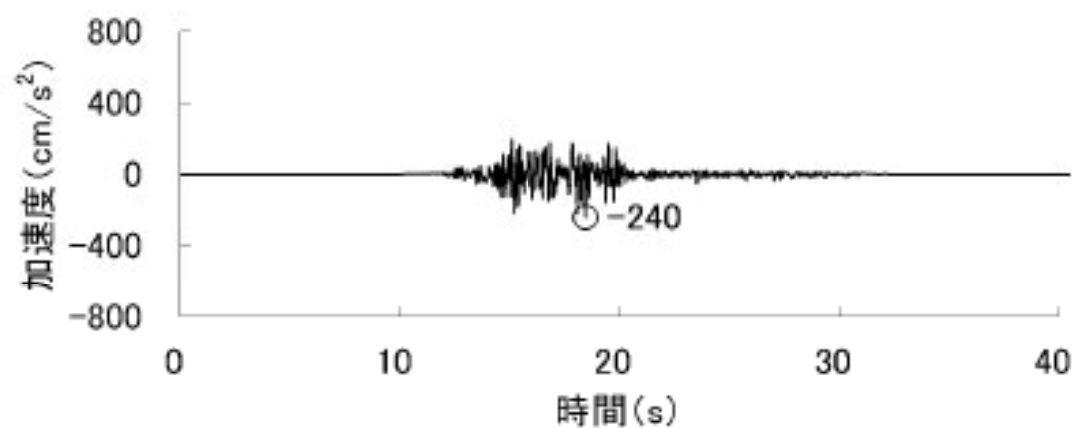


加速度 (鉛直方向 : Ss-2_V)

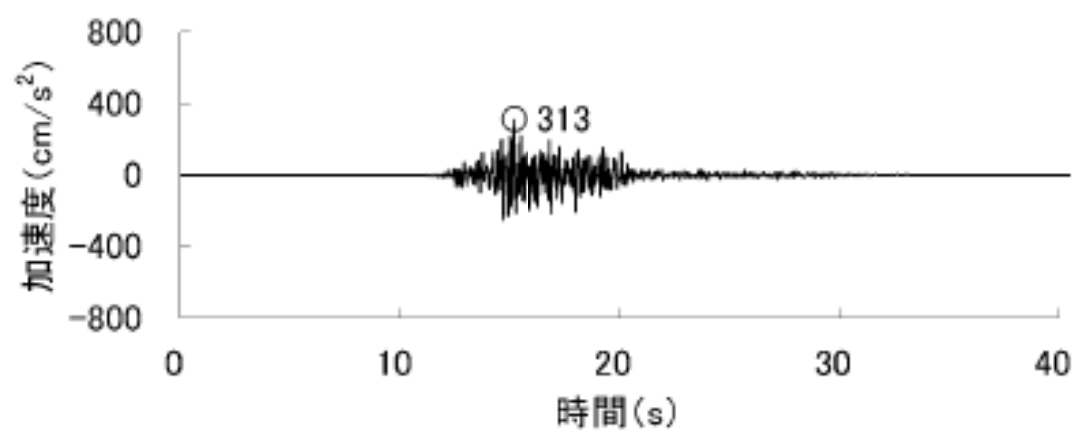
第 5.4 図 基準地震動 Ss-2 の時刻歴波形



加速度 (水平方向 : Ss-3_H(NS))

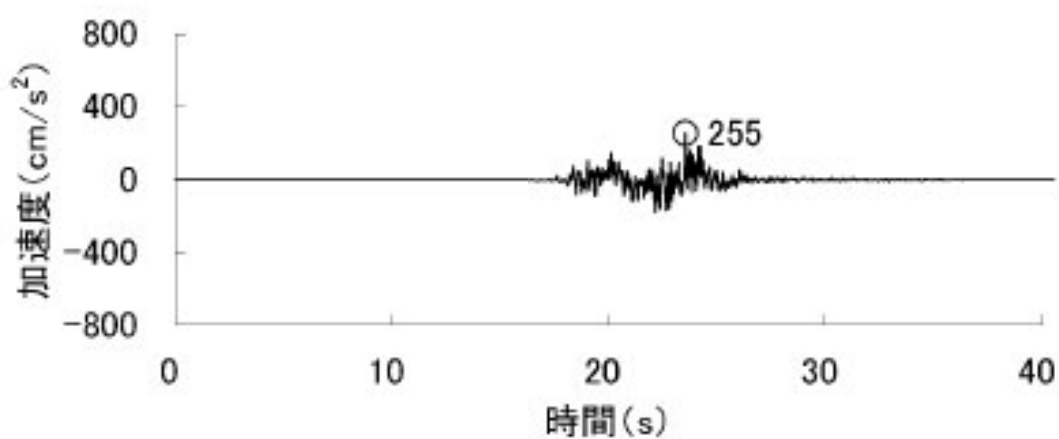


加速度 (水平方向 : Ss-3_H(EW))

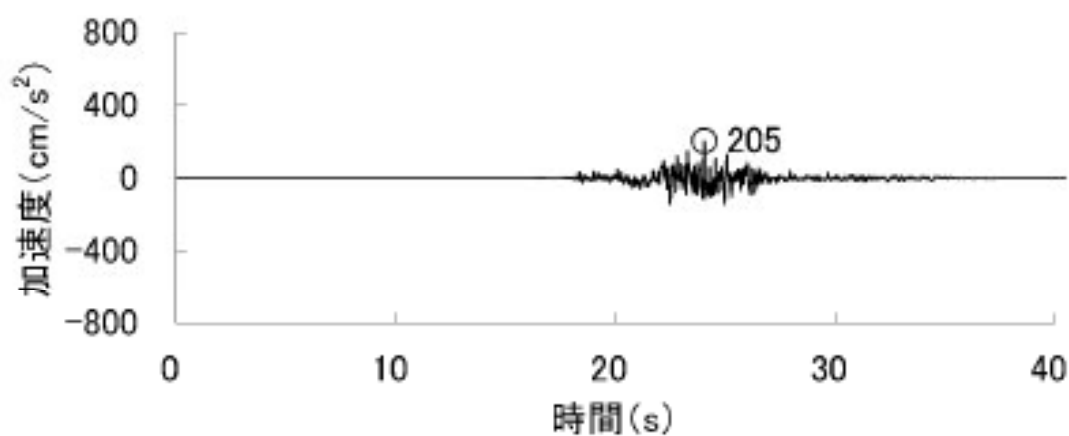


加速度 (鉛直方向 : Ss-3_V)

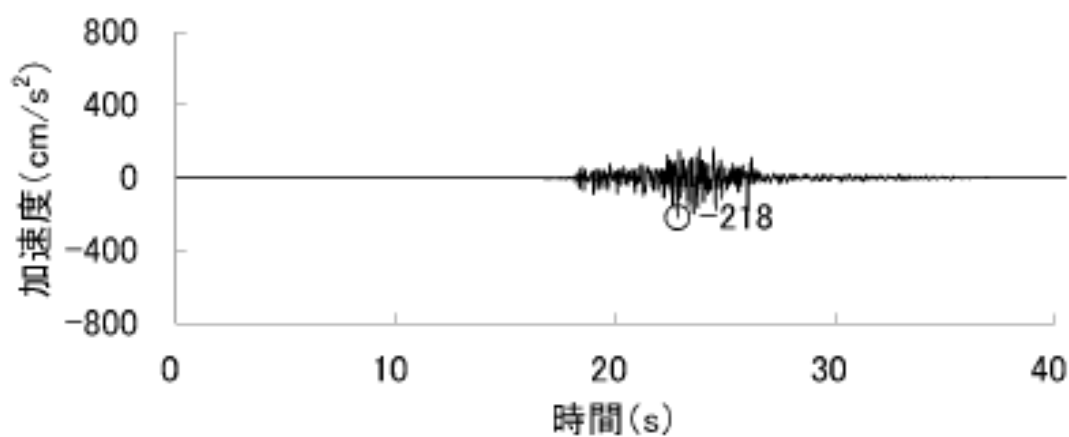
第 5.5 図 基準地震動 Ss-3 の時刻歴波形



加速度（水平方向：Ss-4_H(NS)）

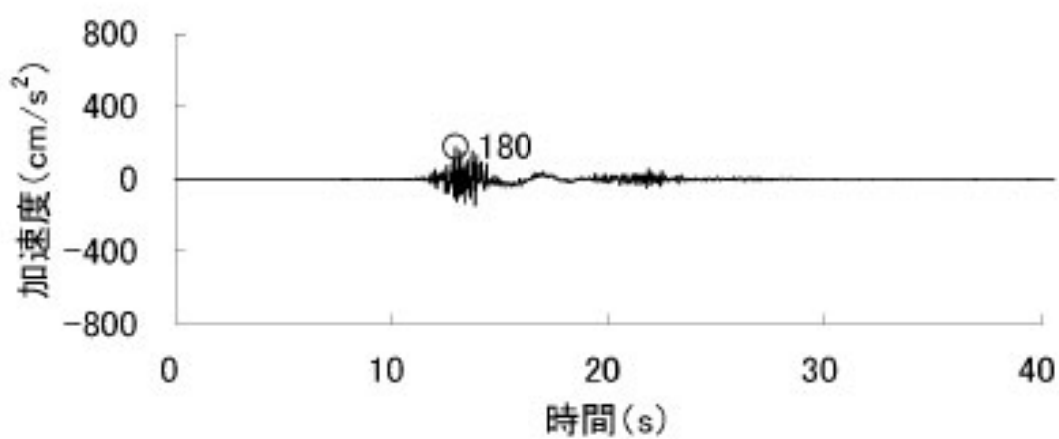


加速度（水平方向：Ss-4_H(EW)）

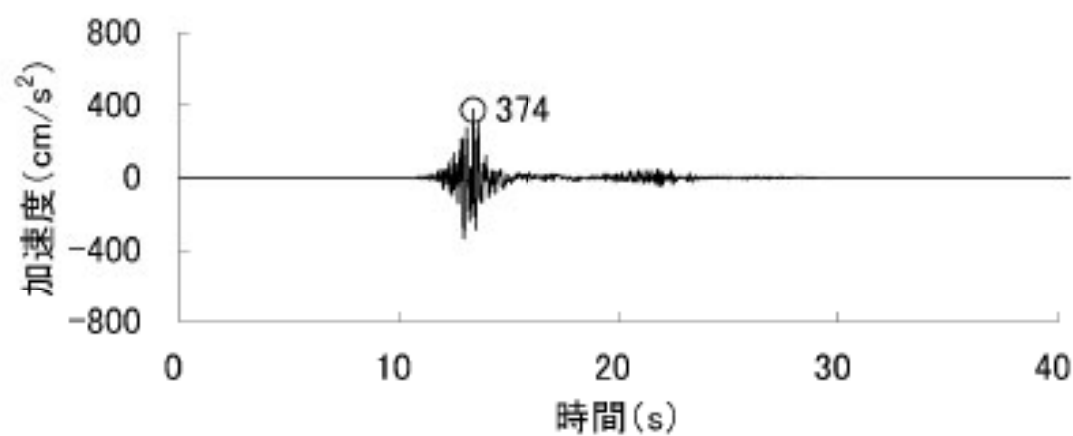


加速度（鉛直方向：Ss-4_V）

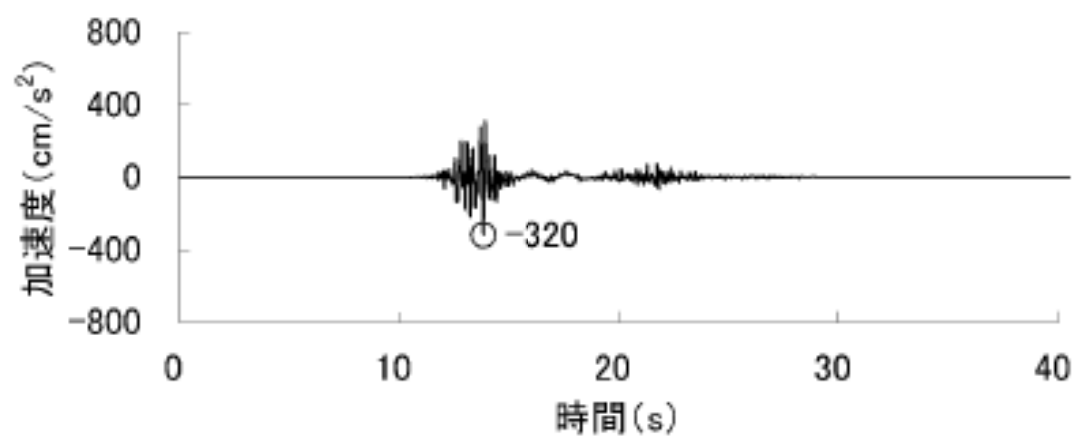
第 5.6 図 基準地震動 Ss-4 の時刻歴波形



加速度 (水平方向 : Ss-5_H(NS))

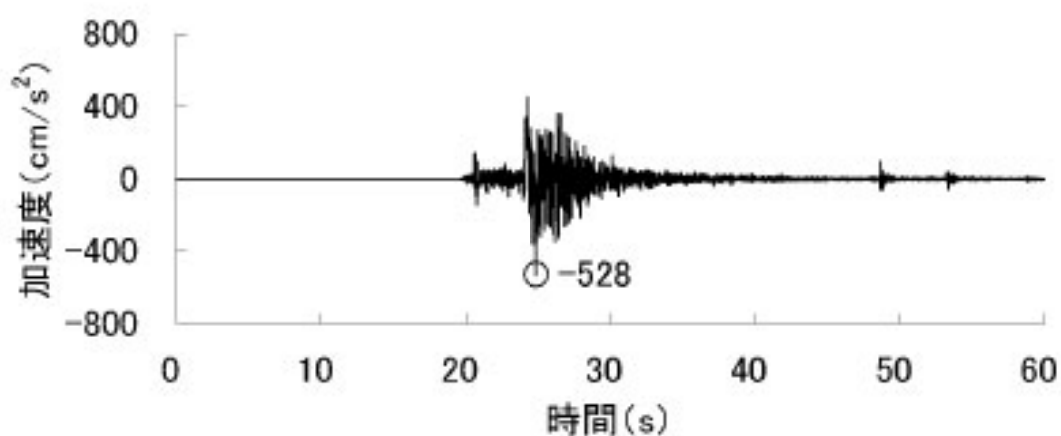


加速度 (水平方向 : Ss-5_H(EW))

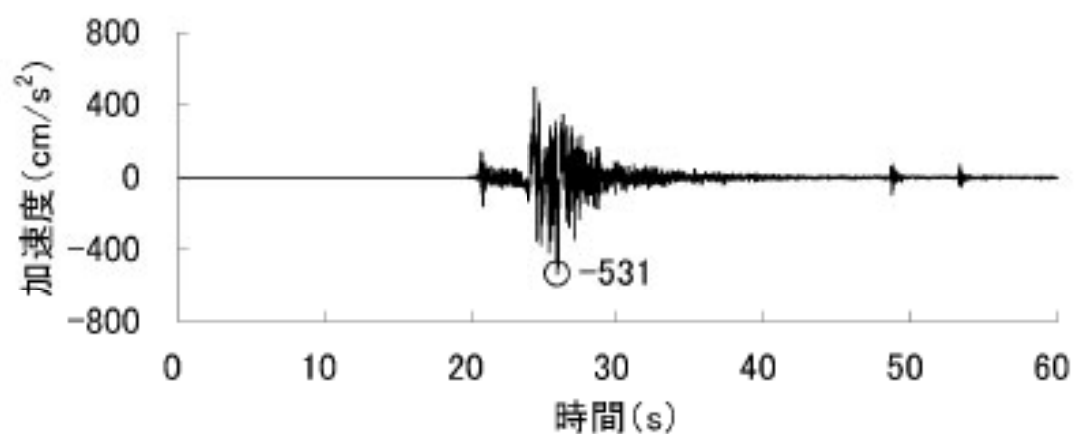


加速度 (鉛直方向 : Ss-5_V)

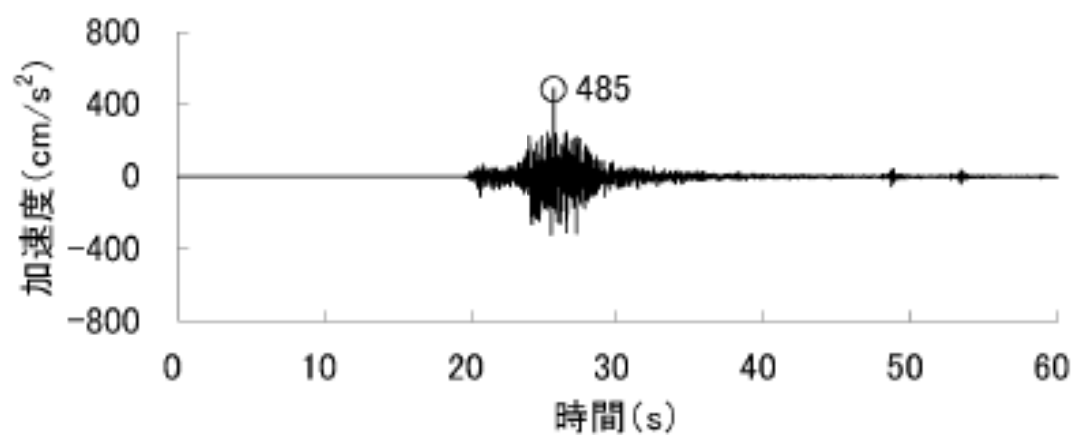
第 5.7 図 基準地震動 Ss-5 の時刻歴波形



加速度（水平方向：Ss-6_H(NS)）

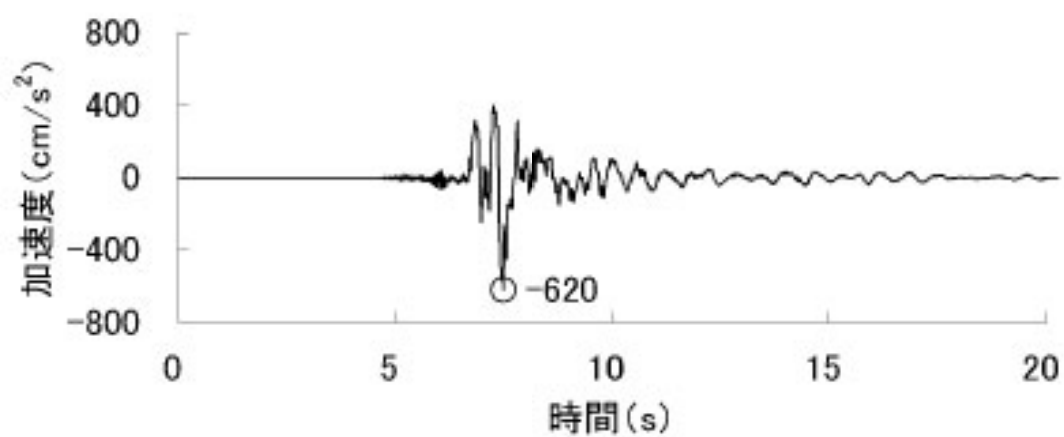


加速度（水平方向：Ss-6_H(EW)）

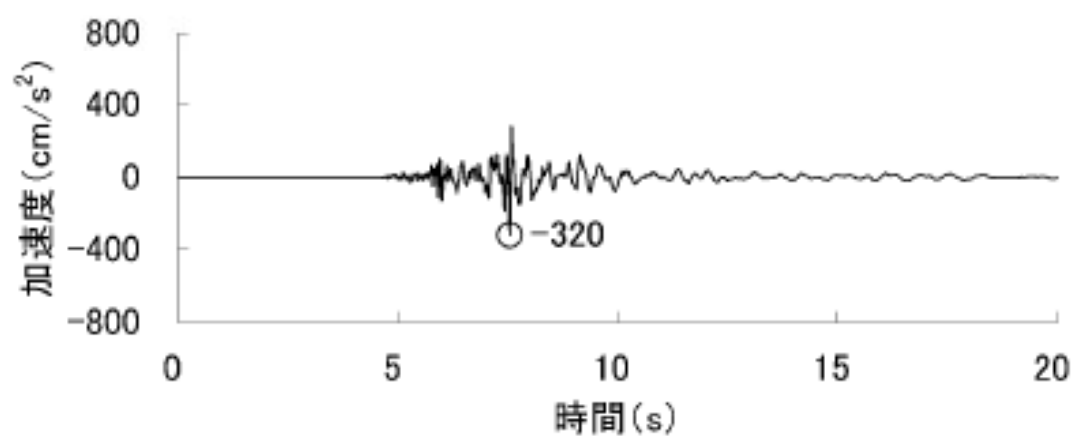


加速度（鉛直方向：Ss-6_V）

第 5.8 図 基準地震動 Ss-6 の時刻歴波形

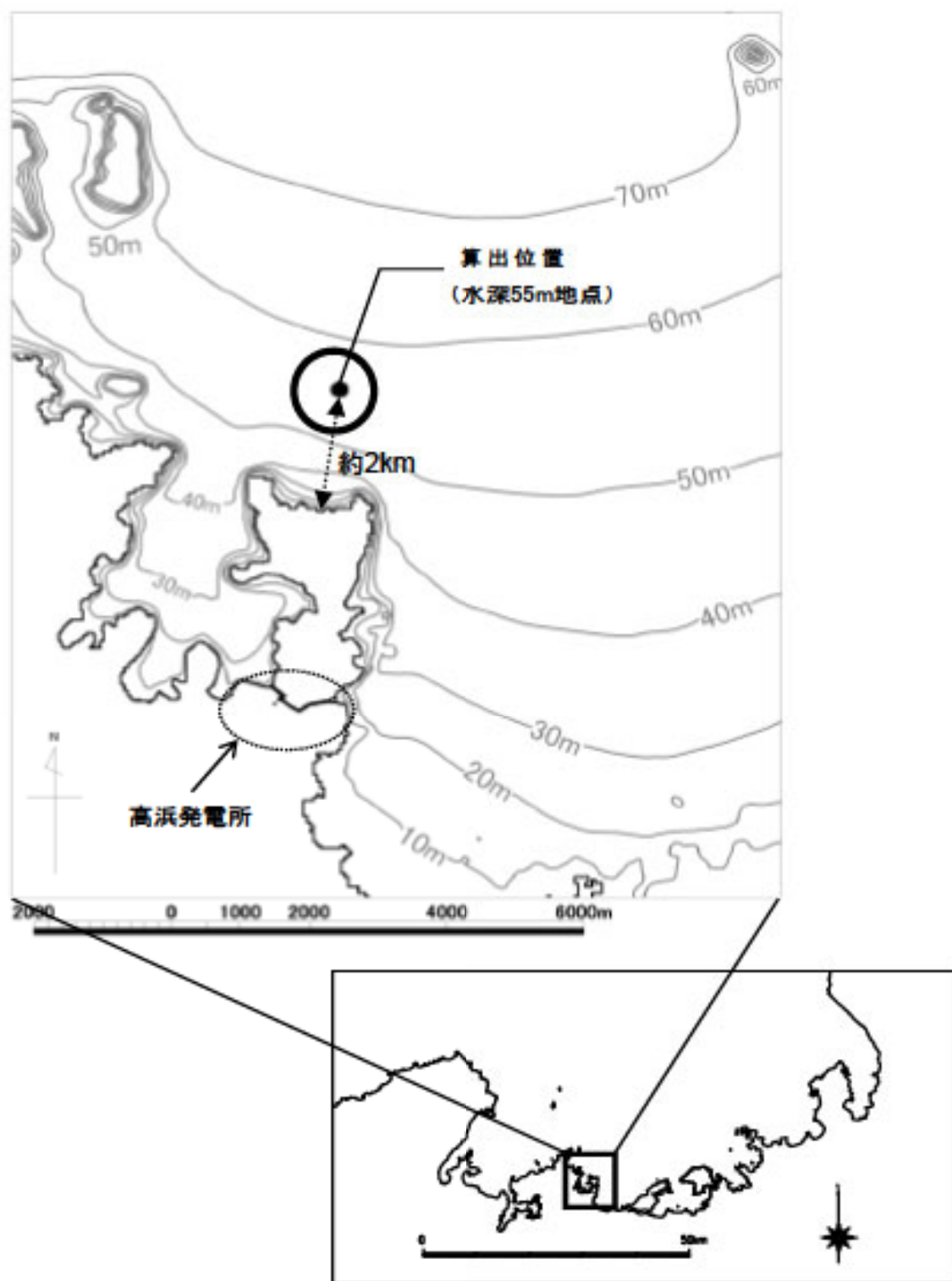


加速度 (水平方向 : Ss-7_H)

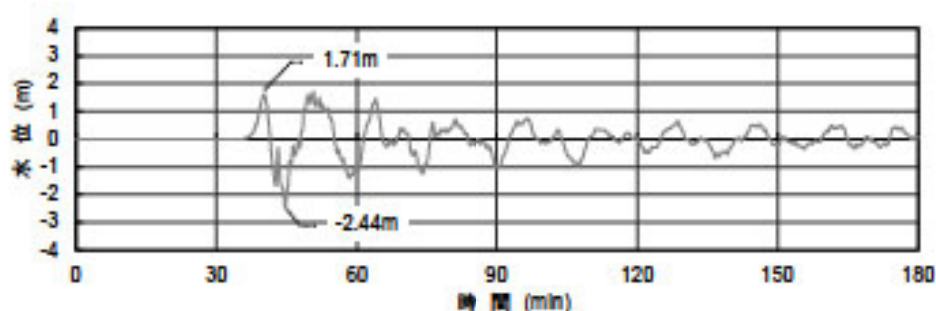


加速度 (鉛直方向 : Ss-7_V)

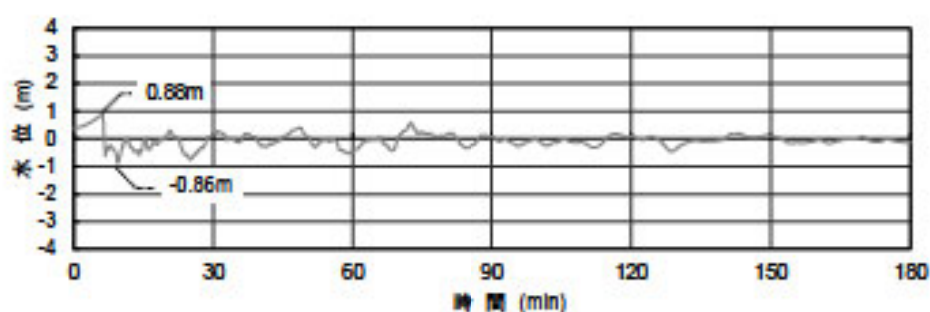
第 5.9 図 標準地震動 Ss-7 の時刻歴波形



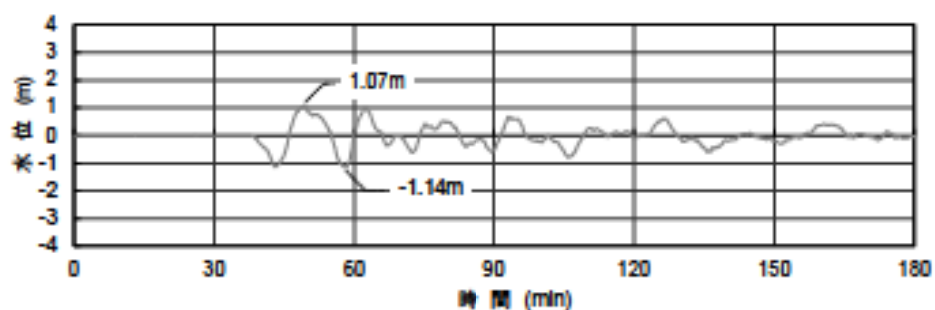
第 5.10 図 基準津波定義位置



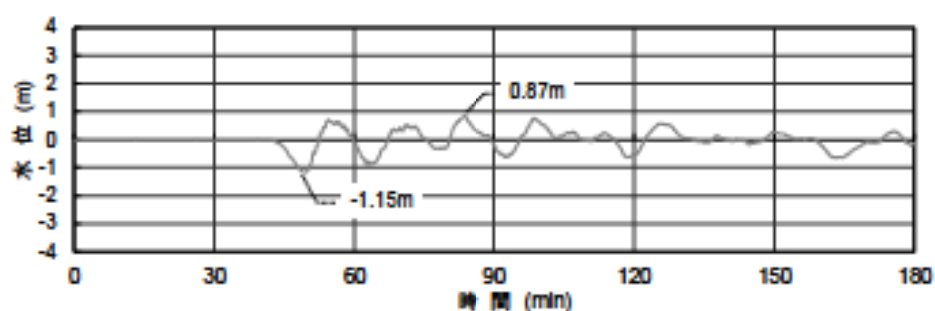
基準津波 1 若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり(エリアB)を波源とする時刻歴波形



基準津波 2 FO-A～FO-B～熊川断層と陸上地すべりを波源とする時刻歴波形



基準津波 3 隠岐トラフ海底地すべり(エリアB)を波源とする時刻歴波形[※]



基準津波 4 隠岐トラフ海底地すべり(エリアC)を波源とする時刻歴波形[※]

第5.11図 基準津波の時刻歴波形

※ 基準津波 3 及び基準津波 4 は、崩壊規模及び破壊伝播速度を固定値としないことから、施設への影響が最も大きくなる崩壊規模及び破壊伝播速度を適用した場合の時刻歴波形を示す。



第 5.12 図 衝撃荷重曲線



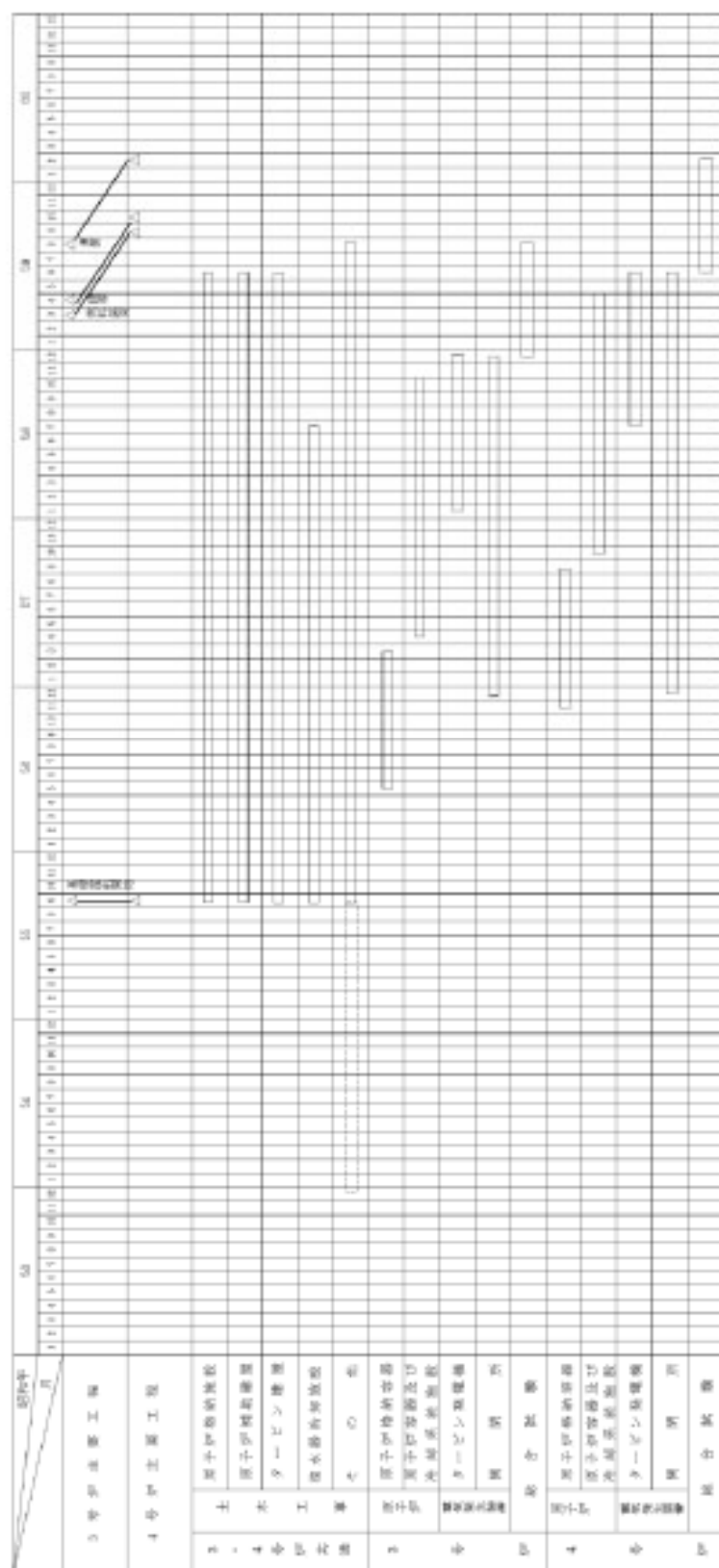
第 5.13 図 衝撃荷重の入力面積

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

六、発電用原子炉施設の工事計画

< S55.8.4追加 >

原子炉施設の工事計画



工 事 計 画

平成 年 月	4			5			6						7												
	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6		
蒸気発生器取替 工事 (2 号炉)																									
蒸気発生器保費 取置工事 (2 号炉)																									
使用済燃料貯蔵 設備 貯蔵能力変更工 事 (3 号炉)																									
(4 号炉)																									

工 事 計 画 画

平成 年 月 日	8												9												10												11												12											
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
項目																																																												
非常用電源設備 受電系統の変更	△ 起 工																																																											
(1号、2号、3号 及び4号機)	△ 竣 工																																																											

工 事 計 画

平成年月 項目	13			14			15			16			17											
	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6
雑固体廃棄物の固型 化処理の採用に伴う 工事 (1号、2号、3号 及び4号炉共用)																								

< H14.11.29追加 >

工 事 計 画

平成年月 項目	14			15			16			17																	
	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6			
使用済燃料輸送容器 保管建屋設置に伴う 工事 (1号、2号、3号 及び4号炉共用)																											
使用済の樹脂の処理 方法の変更に伴う工 事 (1号及び2号炉)																											
使用済の樹脂の処理 方法の変更に伴う工 事 (3号及び4号炉)																											

工 事 計 画

平成年月	16												17												18												
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
<p>項目</p> <p>高浜発電所 使用済燃料貯蔵設備 の貯蔵能力変更に伴 う工事（3号炉）</p>																																					
<p>高浜発電所 使用済燃料貯蔵設備 の貯蔵能力変更に伴 う工事（4号炉）</p>																																					

< H22.4.19追加 >

工 事 計 画

項目	23												24												25												26												
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
洗浄排水処理設備 取替工事(1号及び2号併用)				△	■	■	■																																										
洗浄排水処理設備 取替工事(3号及び4号併用)																																																	
測量地位置 移設工事(1号準)	△	■	■																																														
測量地位置 移設工事(2号準)																																																	

工 事 計 画

年 (平成)	2018(30)												2019(31)												2020(32)											
	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12						
項 目																																				
所内常設直流電源設備 (3系統目)設置工事 (3号炉及びび4号炉)	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> △ 着工 △ 竣工 </div>																																			
緊急時対策所(1号炉及びび 2号炉原子炉補助建屋内) 撤去工事 (3号及びび4号炉共用)	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> △ 着工 △ 竣工 </div>																																			

工 事 計 画

年	2018												2019												2020						2021																																									
	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6																																				
項 目	所内常設直流電源設備 (3系統目)設置工事 (3号炉及び4号炉)																																																																							

< R03.2.5 追加 >

< R03.3.9追加 >

年 月		工 事 計 画												2021			
		2019						2020						1	2	3	
項	目	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	
	潮位計他追加設置工事 (1号、2号、3号及びび4号炉 共用)						△									△	竣 工

< R03.7.9追加 >

工事計画

年 月	2019												2020												2021												2022										
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6								
橋本町浄水場の等 価減価償却に係る工事 (1号、2号、3号及び4号)																																															

< R06.11.14 追加 >

工 事 計 画 (変更後)

年 月	2024												2025												2026												2027												
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
項 目																																																	
感染症発生届保管庫 設置工事 (3号及びび4号併用)											△																																						

工事計画(変更後)

年 月	2024												2025												2026												2027											
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
項目																																																
高気圧生器取替工事 (3号炉)																									△ 稼 工																							
高気圧生器取替工事 (4号炉)													△ 稼 工																								△ 稼 工											

<R07.1.15追加>

工 事 計 画 (変更後)

年 月	2023												2024												2025																								
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12													
項 目																																																	
								△																																									

減容したバーナーポルボイズン
 保管場所変更工事
 (1号貯、2号貯、3号貯及び54号貯)

< R07.6.4 追加 >

年 月	2026												2027												2028												2029											
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
項目																																																
和内構造物取替工事 (1号机)	△ 機 工																																															
和内構造物取替工事 (2号机)																																																
和内構造物保管庫 設置工事 (1号及び2号机共用)	△ 機 工																																															
タービン駆補助給水ポンプ 取替工事 (1号机)	△ 機 工																																															
タービン駆補助給水ポンプ 取替工事 (2号机)	△ 機 工																																															
タービン駆補助給水ポンプ 取替工事 (3号机)	△ 機 工																																															
タービン駆補助給水ポンプ 取替工事 (4号机)	△ 機 工																																															

< R07.8.29 追加 >

工 事 計 画 (次年度)

区	2024												2025												2026												2027												2028											
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
甲																																																												
乙																																																												
丙																																																												
丁																																																												
戊																																																												
己																																																												
庚																																																												
辛																																																												
壬																																																												
癸																																																												
甲																																																												
乙																																																												
丙																																																												
丁																																																												
戊																																																												
己																																																												
庚																																																												
辛																																																												
壬																																																												
癸																																																												

< R07.10.28 追加 >

工 事 計 画 (変 更 後)

項 目	年	2026	2027	2028以降
使用済燃料乾式貯蔵施設 (1号、2号、3号及び 4号如共用)		着 工 △		2028年頃 貯蔵開始 (1基目) △

七、発電用原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定
使用量

イ. 種類

A. 3号炉

- a. 二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む）
- b. ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット

B. 4号炉

3号炉に同じ。

ロ. 年間予定装荷量

A. 3号炉

現在予定している燃料取替方式では、二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物の年間予定使用量は、平均約20tである。

そのうち、ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットに含まれるプルトニウムの年間予定使用量は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷当初は約0.3tであり、それ以降は平均約0.5tである。

ただし、次の条件を仮定している。

設備利用率 80%

取替燃料集合体平均燃焼度 約40,000MWd/t

プルトニウム富化度 約9wt%

$$\left[\begin{array}{l} \text{ウラン235濃縮度 約4.1wt\%} \\ \text{核分裂性プルトニウム割合 約68\%} \\ \text{母材ウラン235濃度 約0.2wt\%} \end{array} \right]$$

B. 4号炉

3号炉に同じ。

八、使用済燃料の処分の方法

3号炉及び4号炉

使用済燃料は、原子力発電における使用済燃料の再処理等の実施及び廃炉の推進に関する法律（以下「再処理法」という。）に基づく再処理等拠出金の納付先である使用済燃料再処理・廃炉推進機構から受託した、原子炉等規制法に基づく指定を受けた国内再処理事業者において再処理を行うことを原則とする。

再処理法に基づき使用済燃料再処理・廃炉推進機構に使用済燃料再処理等積立金が引き渡されるまでの間又は再処理等拠出金を納付するまでの間は、当該積立金又は再処理等拠出金に係る使用済燃料を適切に貯蔵・管理する。

また、使用済燃料再処理等積立金が引き渡され又は再処理等拠出金を納付した後であっても、再処理事業者に引き渡されるまでの間は、脱炭素社会の実現に向けた電気供給体制の確立を図るための電気事業法等の一部を改正する法律により改正される前の原子力発電における使用済燃料の再処理等の実施に関する法律に基づく拠出金を納付したものも含め、使用済燃料を適切に貯蔵・管理する。

海外において再処理が行われる場合は、再処理法の下で我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の再処理事業者において実施することとする。

海外再処理によって得られるプルトニウムは国内に持ち帰ることとする。

また、再処理によって得られるプルトニウムを海外に移転しようとするときは、政府の承認を受けることとする。

ただし、上記以外の取り扱いを必要とする使用済燃料が生じた場合には、平成27年2月12日付けで許可を受けた記載を適用する。

九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項

3号炉及び4号炉

イ、核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法

(1) 放射線防護に関する基本方針・具体的方法

放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）及び「労働安全衛生法」を遵守し、本発電所に起因する放射線被ばくから周辺監視区域外の公衆並びに放射線業務従事者及び一時立入者（以下「放射線業務従事者等」という。）を防護するため十分な放射線防護対策を講じる。

さらに、発電所周辺の一般公衆に対する線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（以下「線量目標値に関する指針」という。）に基づき、合理的に達成できる限り低くすることとする。

具体的方法については、以下のとおりとする。

- (i) 本発電所に係る放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で、遮蔽設備、換気空調設備、放射線管理設備及び放射性廃棄物廃棄施設を設計し、運用する。
- (ii) 放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために、管理区域を設定して立ち入りの制限を行い、外部放射線に係る線量当量、空気中若しくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視する。
- (iii) 放射線業務従事者に対しては、線量を測定評価し線量の低減に努める。
- (iv) 管理区域の外側には、周辺監視区域を設定して、人の立ち入りを制限する。
- (v) 気体及び液体廃棄物の放出については、放出管理目標値を定め、これを超えないように努める。

なお、発電用原子炉施設は、通常運転時において原子炉施設からの

直接線及びスカイシャイン線による敷地境界外の空間放射線量率が十分に低減できるものとする。

(2) 管理区域及び周辺監視区域の設定

(i) 管理区域

炉室、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であって、その場所における外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（以下「線量限度等を定める告示」という。）に定められた値を超えるか又は超えるおそれのある区域は、すべて管理区域とする。

実際には部屋、建物その他の施設の配置及び管理上の便宜をも考慮して、原子炉格納施設、原子炉補助建屋の大部分、固体廃棄物貯蔵庫、蒸気発生器保管庫、廃樹脂貯蔵室、固体廃棄物処理建屋、固体廃棄物固型化処理建屋、廃樹脂処理建屋、使用済燃料輸送容器保管建屋、外部遮蔽壁保管庫、保守点検建屋、使用済燃料乾式貯蔵施設等を管理区域とする。

なお、管理区域外において一時的に上記管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域が生じた場合は、一時的な管理区域とする。

(ii) 周辺監視区域

外部放射線に係る線量、空気中若しくは水中の放射性物質の濃度が、「線量限度等を定める告示」に定められた値を超えるおそれのある区域を周辺監視区域とする。

実際には管理上の便宜も考慮して周辺監視区域境界を設定する。

(3) 管理区域内の管理

(i) 管理区域については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下「実用炉規則」という。）に基づき、次の措置を講じる。

a. 壁、柵等の区画物によって区画するほか、標識を設けることに

よって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて人の立入制限、鍵の管理等の措置を講じる。

- b. 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。
 - c. 床、壁その他の触れるおそれのある物であつて放射性物質によって汚染されたものの表面の放射性物質の密度が、「線量限度等を定める告示」に定める表面密度限度を超えないようにする。
 - d. 管理区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度が「イ、（３）（ｉ）c.」の表面密度限度の十分の一を超えないようにする。
- (ii) 管理区域内は、場所により外部放射線に係る線量当量率、放射線業務従事者等の立入頻度等に差異があるため、これらのことを考慮して以下に述べるように適切な管理を行う。
- a. 放射線業務従事者等を不必要な外部被ばくから防護するため、遮蔽を維持管理する。
 - b. 放射線業務従事者等を放射性物質での汚染による被ばくから防護するため、換気空調設備を維持管理する。
 - c. 管理区域は、外部放射線に係る線量に起因する管理区域と、空气中の放射性物質の濃度又は床等の表面の放射性物質の密度に起因する管理区域とに区分し、段階的な出入管理を行うことにより管理区域へ立ち入る者の被ばく管理等が容易かつ確実にできるようにする。
 - d. 放射線業務従事者等の線量の管理が、容易かつ確実にできるようにするため、プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備、放射線サーベイ設備等により、管理区域の外部放射線に係る線量当量率等の状況を把握する。

(4) 周辺監視区域内の管理

周辺監視区域については、「実用炉規則」に基づき、人の居住を禁

止し、境界に柵又は標識を設ける等の方法により、周辺監視区域に業務上立ち入る者以外の者の立ち入りを制限する。

周辺監視区域の外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度は、「線量限度等を定める告示」に定める値以下に保つ。

具体的には、管理区域内に遮蔽設備を設けること等により、管理区域の外側における外部放射線に係る線量が、3月間につき1.3mSv以下になるように管理する。

また、空気中及び水中の放射性物質については、管理区域との境界を壁等によって区画するとともに、管理区域内の放射性物質の濃度の高い空気及び水が、容易に流出することのないよう換気系統及び排水系統を管理する。

表面の放射性物質の密度については、人及び物品の出入管理を十分に行う。

(5) 個人被ばく管理

放射線業務従事者の個人管理は、線量を測定・評価するとともに定期的及び必要に応じて健康診断を実施し、身体的状態を把握することによって行う。

なお、放射線業務従事者以外の者で管理区域に一時的に立ち入る者には、必要に応じて外部被ばく及び内部被ばくによる線量の測定を行う。

(6) 放射性廃棄物の放出管理

気体及び液体廃棄物の放出に当たっては、周辺監視区域外の空気中及び水中の放射性物質の濃度が「線量限度等を定める告示」に定める値を超えないように厳重な管理を行う。さらに、「線量目標値に関する指針」に基づき、発電所から放出される放射性物質について放出管理の目標値を定め、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に基づく測定を行い、これを超えないように努める。

(i) 気体廃棄物

平常運転時に気体廃棄物を放出する場合は、排気中の放射性物質の濃度を排気筒ガスモニタによって常に監視する。

(ii) 液体廃棄物

平常運転時に液体廃棄物を放出する場合には、あらかじめタンクにおいてサンプリングし、放射性物質の濃度を測定する。

また、液体廃棄物中の放射性物質の濃度は、液体廃棄物処理設備排水モニタによって常に監視する。

(7) 周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視

前項で述べたように、放射性廃棄物の放出にあたっては、厳重な管理を行うが、異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視を行う。

(i) 空間放射線量等の監視

空間放射線量及び空間放射線量率について、測定頻度及び測定点を定めて監視を行う。

なお、モニタリングポスト及びモニタリングステーションによる空間放射線量率の測定は、中央制御室で監視する。

(ii) 環境試料の放射能監視

周辺環境試料について、種類、頻度、測定核種を定めて放射能監視を行う。

(iii) 異常時における測定

放射性廃棄物の放出は、排気筒ガスモニタ及び液体廃棄物処理設備排水モニタにより常に監視し、その指示に万一異常があれば適切な措置をとるものとする。

万一異常放出があった場合及び必要に応じ、モニタリングポスト及びモニタリングステーションにより測定するほか、移動式放射能測定装置（モニタ車）により緊急時対策所又は中央制御室と連絡を取りつつ敷地周辺の放射能測定を行い、その範囲、程度等の推定を迅速かつ確実に行う。

ロ. 放射性廃棄物の廃棄に関する事項

(1) 放射性廃棄物処理の基本的考え方

放射性廃棄物廃棄施設の設計及び管理に際しては、「実用炉規則」を遵守するとともに、「線量目標値に関する指針」の考え方に基づくものとする。

(2) 気体廃棄物の発生源及び放出管理目標値

気体廃棄物の主なものは、ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクの排気、原子炉格納容器換気空気、原子炉補助建屋の換気空気等である。

放射性希ガス（以下「希ガス」という。）及び放射性よう素（以下「よう素」という。）の放出管理目標値を「線量目標値に関する指針」に基づき、以下のように設定する。

気体廃棄物として放出される希ガス及びよう素の年間放出量は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下「線量目標値に対する評価指針」という。）に基づき、以下により計算する。

- (i) ガス減衰タンク（1号炉及び2号炉）、ガス減衰タンク（3号炉及び4号炉）及び水素再結合ガス減衰タンク（3号炉及び4号炉）から放出される希ガス

ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクから放出される希ガスの放出量は、1次冷却材中の放射性物質の濃度、ほう酸回収装置で処理される1次冷却材抽出水量、ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクの保持時間等を考慮して計算する。

- (ii) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス及びよう素

原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス及びよう素の放出量は、原子炉格納容器内1次冷却材の漏えい率、原子炉格納容器内で漏えいした1次冷却材中の放射性物質が空気中に移行する割合等を考慮して計算する。

- (iii) 原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及びよう

素

原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及びよう素の放出量は、原子炉格納容器内 1 次冷却材の漏えい率、原子炉格納容器内で漏えいした 1 次冷却材中の放射性物質が空気中に移行する割合等を考慮して計算する。

(iv) 原子炉補助建屋の換気により放出される希ガス及びよう素

原子炉補助建屋の換気により放出される希ガス及びよう素の放出量は、原子炉補助建屋での 1 次冷却材の漏えい率、原子炉補助建屋で漏えいした 1 次冷却材中の放射性物質が空気中に移行する割合等を考慮して計算する。

(v) 定期検査時に放出されるよう素 (I-131)

定期検査時に放出される I-131 の放出量は、(ii)～(iv)で求められた放出量の 4 分の 1 が定期検査期間中に放出されるものとして計算する。

この年間放出量の計算結果から、気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出管理目標値 (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算) を次のように設定し、これを超えないように努める。

放出管理目標値 (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)

$3.4 \times 10^{15} \text{Bq/y}$ (希ガス)

$6.1 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ (よう素 (I-131))

(3) 液体廃棄物の発生源及び放出管理目標値

液体廃棄物の主なものは、1次冷却材抽出水、格納容器冷却材ドレン、補助建屋冷却材ドレン、補助建屋機器ドレン、格納容器床ドレン、補助建屋床ドレン、薬品ドレン、洗浄排水及び保修点検建屋ドレン等である。

液体廃棄物は、ほう酸回収系、廃液処理系等で処理を行った後、再使用又は復水器冷却水等と混合、希釈して放水口から放出する。液体廃棄物を放出する場合には、放水口における水中の放射性物質の濃度が、「線量限度等を定める告示」に定める濃度限度以下になるようにする。

液体廃棄物の放出管理目標値を「線量目標値に関する指針」に基づき、以下のように設定する。

平常運転時に発生する液体廃棄物中の放射性物質量は、先行炉の運転実績等を踏まえた発生廃液量及び放射性物質濃度から求める。年間放出量については、上記の値を基礎に、液体廃棄物処理系の性能（処理容量、除染係数等）、処理水の運用方法等を考慮して計算する。

液体廃棄物による実効線量評価を行う際には、液体廃棄物処理設備運用の変動を考慮して設定した年間放出量に基づき実効線量の計算を行う。

この結果から、液体廃棄物の放出管理目標値（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算）を次のように設定し、これを超えないように努める。

放出管理目標値（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算） $1.4 \times 10^{11} \text{Bq/y}$ （トリチウムを除く）

（4）固体廃棄物の保管管理

固体廃棄物の主なものは、廃液蒸発装置の濃縮廃液、酸液ドレン（強酸）、雑固体廃棄物（ウエス、金属、機材、使用済フィルタ等）及び脱塩塔使用済樹脂がある。

上記のほか、使用済制御棒等の放射化された機器が発生することがある。これらは、使用済燃料ピット又は使用済燃料乾式貯蔵容器に貯蔵し、放射能の減衰を図ることとする。

ドラム詰め、こん包等の措置を講じた固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

また、3号炉及び4号炉の蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器等並びに3号炉及び4号炉の取り外した原子炉容器上部ふた等は、蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。3号炉及び4号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物、並びにその他雑固体廃棄物（不燃物に限る。）は、外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。

脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵して放射能の減

衰を図る。

固体廃棄物貯蔵庫、蒸気発生器保管庫及び外部遮蔽壁保管庫は管理区域とし、定期的に周辺の放射線サーベイ等を行い厳重に管理する。

ハ. 周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果

「線量目標値に関する指針」に基づき、気体廃棄物中の希ガスの γ 線、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量を、「線量目標値に対する評価指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価する。

(1) 線量の評価条件

(i) 気体廃棄物中の希ガスの γ 線に起因する実効線量

a. 年間放出量及び γ 線実効エネルギー

(a) ガス減衰タンク（1号炉及び2号炉）、ガス減衰タンク（3号炉及び4号炉）及び水素再結合ガス減衰タンク（3号炉及び4号炉）からの排気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $8.2 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び $3.7 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号及び2号各炉）並びに $5.7 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び $3.4 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （3号及び4号各炉）とする。

(b) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $5.0 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 及び $4.5 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号及び2号各炉）並びに $2.2 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 及び $4.7 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （3号及び4号各炉）とする。

(c) 原子炉格納容器減圧時の排気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $6.5 \times 10^{12} \text{Bq/y}$ 及び $4.6 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号及び2号各炉）並びに $3.2 \times 10^{12} \text{Bq/y}$ 及び $4.9 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （3号及び4号各炉）とする。

(d) 原子炉補助建屋の換気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $1.7 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び $9.1 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号及び2号各炉）並びに $7.6 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 及び $1.5 \times 10^{-1} \text{MeV/dis}$ （3号及び4号

各炉) とする。

b. 気象条件

気象条件は、現地における 2019 年 1 月から 2019 年 12 月までの観測による実測値を使用する。

c. 計算地点

実効線量の計算は、将来の集落の形成を考慮し、2号原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側13方位の敷地境界外について行い、希ガスのγ線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

(ii) 液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量

a. 年間放出量

液体廃棄物の放出量はトリチウムを除き、1号、2号、3号及び4号各炉 $3.7 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ 、トリチウムについては、1号、2号、3号及び4号各炉 $5.6 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ とする。

b. 海水中における放射性物質の濃度

海水中の放射性物質の濃度は、1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉の放射性物質の年間放出量をそれぞれの年間の復水器冷却水等の量で除した放水口における濃度とする。

なお、年間の復水器冷却水等の量は、放水口（1号及び2号炉共用）において各炉あたり $1.28 \times 10^9 \text{ m}^3/\text{y}$ 、放水口（3号及び4号炉共用）において各炉あたり $1.59 \times 10^9 \text{ m}^3/\text{y}$ を用いる。

また、前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

(iii) 気体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量

a. 年間放出量

(a) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気

よう素の年間放出量は、I-131 について $2.1 \times 10^9 \text{Bq/y}$ （1号及び2号各炉）及び $1.1 \times 10^9 \text{Bq/y}$ （3号及び4号各炉）、I-133 について $1.9 \times 10^9 \text{Bq/y}$ （1号及び2号各炉）及び $1.4 \times 10^9 \text{Bq/y}$ （3号及び4号各炉）とする。

(b) 原子炉格納容器減圧時の排気

よう素の年間放出量は、I-131 について $9.7 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (1号及び2号各炉) 及び $1.2 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (3号及び4号各炉)、I-133 について $2.7 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (1号及び2号各炉) 及び $3.3 \times 10^8 \text{Bq/y}$ (3号及び4号各炉) とする。

(c) 原子炉補助建屋の換気

よう素の年間放出量は、I-131 について $8.9 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (1号及び2号各炉) 及び $2.0 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (3号及び4号各炉)、I-133 について $1.5 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ (1号及び2号各炉) 及び $3.3 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (3号及び4号各炉) とする。

(d) 定期検査時に放出されるよう素

よう素の年間放出量は、I-131 について $5.2 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (1号及び2号各炉) 及び $1.1 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (3号及び4号各炉) とする。

b. 気象条件

「ハ、(1) (i) b. 気象条件」と同じとする。

c. 計算地点

呼吸及び葉菜摂取による実効線量を求める場合には、2号原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側13方位の敷地境界外であって、年平均地上空気中濃度が最大となる地点とする。

牛乳摂取による実効線量を求める場合には、現存する牧草地のうちで年平均地上空気中濃度が最大となる地点とする。

(2) 線量の評価結果

敷地境界外における1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中の希ガスの γ 線に起因する実効線量、液体廃棄物中(よう素を除く。)に含まれる放射性物質に起因する実効線量及びよう素に起因する実効線量は、それぞれ年間約 $11 \mu \text{Sv}$ 、年間約 $2.1 \mu \text{Sv}$ 及び年間約 $1.4 \mu \text{Sv}$ となり、合計は年間約 $15 \mu \text{Sv}$ である。

この値は、「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間50マイクロシーベルトを下回る。

なお、発電用原子炉施設の設計及び管理によって、通常運転時にお

いて原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量が、人の居住の可能性のある敷地境界外において年間50マイクロシーベルトを下回るようにする。

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号炉及び4号炉

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

(i) 評価事象

本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、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、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、判断基準の適用にあたっては、「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、燃料中心最高温度は燃料ペレットの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 18.88MPa[gage]以下であること。
- (iii) 事故に対処するために必要な施設
 - 事故に対処するために必要な施設の安全機能のうち、解析に当たって考慮する主要なものを以下に示す。
 - a. MS-1
 - (a) 原子炉の緊急停止機能
制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（トリップ機能）
 - (b) 未臨界維持機能
制御棒クラスタ及び制御棒駆動系
非常用炉心冷却系（ほう酸水注入機能）
 - (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
加圧器安全弁（開機能）

- (d) 原子炉停止後の除熱機能
 - 補助給水系
 - 主蒸気安全弁
- (e) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能
 - 安全保護系
- (f) 安全上特に重要な関連機能
 - 非常用電源系

b. MS-3

- (a) タービントリップ機能
 - タービントリップ

(2) 解析条件

(i) 主要な解析条件

a. 初期定常運転条件

原子炉出力の初期値として、定格値 (2,660MWt) に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差 (定格値の $\pm 2\%$) を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度の初期値は、定格値 (302.3 $^{\circ}\text{C}$) に定常運転時の誤差 ($\pm 2.2^{\circ}\text{C}$) を考慮した値、原子炉圧力の初期値は、定格値 (15.41MPa[gage]) に定常運転時の誤差 ($\pm 0.21\text{MPa}$) を考慮した値を用いる。

これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、DNBRの評価では統計的熱設計手法を使用するため、初期定常の誤差の効果はパラメータの不確定さを統計的に考慮する因子(DNBR乗数)に含まれており、初期値として定格値を用いる。

b. 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を以下に示す。

出力領域中性子束高 (高設定)

118% (定格出力値に対して) (応答時間 0.5 秒)

出力領域中性子束高 (低設定)

35% (定格出力値に対して) (応答時間 0.5 秒)

過大温度 ΔT 高

1次冷却材平均温度等の関数（第 10.1 図参照）（応答時間 6.0 秒）

過大出力 ΔT 高

1次冷却材平均温度等の関数（第 10.1 図参照）（応答時間 6.0 秒）

原子炉圧力高

16.61MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）

原子炉圧力低

12.73MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）

1次冷却材流量低

87%（定格流量に対して）（応答時間 1.0 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 1.2 秒）

蒸気発生器水位異常低

狭域水位検出器下端水位（応答時間 2.0 秒）

タービントリップ

－（応答時間 1.0 秒）

工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を以下に示す。

(a) 非常用炉心冷却設備作動信号

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

12.04MPa[gage]（圧力）

水位検出器下端水位（水位）（応答時間 2.0 秒）

原子炉圧力異常低

11.36MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）

主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致

－（流量）

（主蒸気管破断で使用するが、この場合、主蒸気流量高は瞬時に発生するため、作動限界値は不要）

3.35MPa[gage] (圧力) (応答時間 2.0 秒)

原子炉格納容器圧力高

0.034MPa[gage] (応答時間 2.0 秒)

(b) 主蒸気ライン隔離信号

主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致

— (流量)

(主蒸気管破断で使用するが、この場合、主蒸気流量高は瞬時に発生するため、作動限界値は不要)

3.35MPa[gage] (圧力) (応答時間 2.0 秒)

(c) 原子炉格納容器スプレイ作動信号

原子炉格納容器圧力異常高

0.136MPa[gage] (応答時間 2.0 秒)

c. 原子炉トリップ特性

原子炉のトリップの効果を期待する場合においては、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度値を有する制御棒クラスタ 1 本が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果を考慮する。

トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度の添加は、第 10.2 図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの 85% 挿入までの時間を 2.2 秒とする。

d. 反応度係数

減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、 $0 \sim 0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ の範囲の値を使用し、ドブブラ出力係数は第 10.3 図に示す値を用いる。

e. 解析期間

各事象の解析は、原則として事象が収束し、補助給水系又は主給水系による蒸気発生器保有水の確保、主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁による除熱及び化学体積制御系によるほう素の添加、さらには余熱除去冷却系の作動により、支障なく冷態停止に

至ることができることが合理的に推定できる時点まで行うものとする。

(ii) 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

原子炉の起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(a) 原子炉出力の初期値は定格値の 10^{-13} とする。

(b) 初期温度条件は高温零出力状態の温度として、 286.1°C とする。また、初期の実効増倍率は 1.0 とする。

(c) 反応度添加率は $8.6 \times 10^{-4} (\Delta k/k)/s$ とする。

(d) 実効遅発中性子割合 (β_{eff}) は 0.75% を使用する。

(e) ドップラ係数は、燃料実効温度の関数として考慮し、絶対値が小さめの値とする。

(f) 減速材温度係数は $8.0 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$ とする。

(g) 原子炉は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号で自動停止するものとする。

(h) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合定常運転時の最低圧力、圧力解析の場合定常運転時の最高圧力とする。

b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(a) DNB R の評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は $0 (\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。

(c) 制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率は $8.6 \times 10^{-4} (\Delta k/k)/s$ とする。

(d) 原子炉は、「出力領域中性子束高（高設定）」信号又は「過大温度 ΔT 高」信号のトリップ限界値に達すると、自動停

止するものとする。

- (e) 燃料中心温度の評価では、初期原子炉出力は最大出力(102%)とし、最も厳しい解析結果をもたらす燃焼度を仮定する。

c. 制御棒の落下及び不整合

原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒クラスタの配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する制御棒クラスタの落下と不整合の事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。
- (c) 添加される負の反応度は $2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ とし、瞬時に加わるものとする。
- (d) 制御用制御棒クラスタは、自動制御運転である場合と手動制御運転である場合の両方について解析する。
- (e) 制御棒クラスタの落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H^N}$) として、1.84 を使用する。
- (f) 制御棒クラスタ不整合は、制御棒クラスタバンク D が挿入限界に位置し、うち 1 本の制御棒クラスタが全引き抜き位置にあるものとする。

d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

原子炉の起動時又は出力運転中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注入され、1次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加される事象を想定する。

- (a) プラント起動時の異常な希釈
- a) 1次冷却材の体積は、加圧器等を除いた1次冷却系の有効体積を用いる。
- b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量(81.8m³/h)とする。

c) 1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水（ほう素濃度 2,800ppm）で満たされているものとする。

d) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上とする。

(b) 出力運転時の異常な希釈

a) 1次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。

b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、充てん／高圧注入ポンプ 3 台運転時の全容量（37.5m³/h）とする。

c) 初期ほう素濃度は 1,900ppm とする。

d) 反応度停止余裕は 0.018 Δk/k とする。

(iii) 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

原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動する1次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。

(c) 原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。

(d) 1次冷却材流量コストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、3,110kg・m²を使用する。

(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

1次冷却材ポンプ 1 台が停止しており、原子炉が部分負荷で運転中に、ポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(a) DNB R の評価では、初期原子炉出力は1ループ停止時の最大運転出力である 60%とする。また、1次冷却材平均温度

の初期値は 60%出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。

- (b) 停止している 1 次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中の流量は 20 秒で定格流量に達するものとする。
- (c) 減速材密度係数は $0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。
- (d) ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。
- (e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。
- (f) 停止ループの 1 次冷却材ポンプ起動により反応度が添加され、原子炉出力が上昇すれば、「出力領域中性子束高（高設定）」信号により原子炉は自動停止する。
- (g) 燃料中心温度の評価では、初期値は DNB R の評価で用いた値に定常誤差を考慮して、それぞれ最大出力、最高温度及び最低圧力とする。

c. 外部電源喪失

原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する事象を想定する。

- (a) 「イ. (2) (iii) d. 主給水流量喪失」及び「ロ. (2) (ii) b. 原子炉冷却材流量の喪失」解析と同様である。

d. 主給水流量喪失

原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。

- (a) 初期値として原子炉出力は定常運転時の最大出力、加圧器保有水量は最大値（62%）、蒸気発生器水位は定格出力運転時設定水位とする。
- (b) 崩壊熱は、(a)項の初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。
- (c) 原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、1 次冷却材は、1 次冷却材ポンプの停止後コストダウンし、その後自然循環するものとする。

- (d) 電動補助給水ポンプ 1 台が原子炉トリップ 60 秒後に自動起動し、3 基の蒸気発生器に合わせて $80\text{m}^3/\text{h}$ の流量で給水するものとする。タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する。
- (e) タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は動作せず、主蒸気安全弁のみ動作するものとする。
- (f) 以下の 2 つの場合を考慮する。
- 原子炉圧力の評価では、加圧器スプレイ弁及び加圧器逃がし弁は動作しないものとする。
 - 加圧器水位の評価では、加圧器スプレイ弁及び加圧器逃がし弁は動作するものとする。
- e. 蒸気負荷の異常な増加
- 原子炉の出力運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し、1 次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。
- 初期原子炉出力は定格出力とする。
 - 以下の 4 ケースに分けて解析する。
 - ケース A：手動運転・サイクル初期
 - ケース B：手動運転・サイクル末期
 - ケース C：自動運転・サイクル初期
 - ケース D：自動運転・サイクル末期
 - 減速材密度係数はサイクル初期では $0(\Delta k/k)/(\text{g}/\text{cm}^3)$ とし、サイクル末期では $0.43(\Delta k/k)/(\text{g}/\text{cm}^3)$ とする。
 - ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。
 - 原子炉を定格出力で運転中に、蒸気流量が 10% 急増するものとする。
- f. 2 次冷却系の異常な減圧
- 原子炉の高温停止中に、タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の 2 次冷却系の弁が誤開放し、1 次冷却材の温度が低下して、

反応度が添加される事象を想定する。

(a) 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は $0.018 \Delta k/k$ とする。1次冷却材中のほう素濃度は 0 ppm を仮定する。

(b) 解析はサイクル末期について行う。

減速材密度変化による反応度効果は、第 10.4 図に示すように減速材の密度の関数として与える。

(c) 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、それぞれ 286.1°C 及び 15.41 MPa [gage] とする。

(d) タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等 2次冷却系の弁のうち、最大容量を持った弁が 1個全開するものとする。

蒸気の放出量は、 7.48 MPa [gage] にて 403 t/h とする。

(e) 1台の充てん/高圧注入ポンプのみが作動し、ほう酸注入タンクからほう素濃度 $21,000 \text{ ppm}$ のほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。

また、ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、非常用炉心冷却設備作動信号が発生してから、充てん/高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

(f) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

(g) 外部電源はあるものとする。

g. 蒸気発生器への過剰給水

原子炉の出力運転中に給水制御系の故障又は誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は $0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドブブラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。

- (c) 主給水制御弁が 1 個全開し、蒸気発生器 1 基に定格流量の 170%で給水されるものとする。
- (d) 「蒸気発生器水位異常高」信号で、タービンは自動停止し、引き続き「タービントリップ」信号によって原子炉は自動停止する。

また、この「蒸気発生器水位異常高」信号によって、主給水隔離弁等が全閉し、給水は停止される。

(iv) 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

原子炉の出力運転中に外部電源又はタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は、DNBRの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では 102%出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。
- (c) 負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また、この場合、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は動作しないものとし、主蒸気安全弁が動作するものとする。
- (d) 以下の 2 つの場合を考慮する。
 - a) DNBR 評価では、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は動作するものとする。
 - b) 原子炉圧力評価では、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は動作しないものとする。
- (e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

b. 原子炉冷却材系の異常な減圧

原子炉の出力運転中に、1 次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。また、反応度帰

還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。

(c) ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。

(d) 1 次冷却材の吹出し流量は、加圧器逃がし弁 1 個の定格容量の 120%とする。

(e) 制御棒制御系は自動制御されているものとする。

(f) 出力ピーキング係数は変化しないものとする。

c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

原子炉の出力運転中に、非常用炉心冷却系が誤起動する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。

(c) ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。

(d) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

(e) 原子炉が出力運転中に、2 台の充てん／高圧注入ポンプにより、ほう素濃度 21,000ppm のほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。なお、冷却水の流量は 1 次冷却系の圧力とポンプの特性によって定まる値に余裕をみた値を仮定する。

(f) 原子炉の自動停止は「原子炉圧力低」信号によるものとする。

(3) 評価結果

判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。

a. 最小DNBRについては、これが最も厳しくなる「原子炉冷却材系の停止ループの誤起動」において約 1.3 であり、許容限界値である 1.17 を下回ることはない。

b. 燃料中心最高温度については、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において、二酸化ウラン燃料で約 2,400℃、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で約 2,400℃であり、それぞれ設計に当たっての制限値である 2,590℃、2,520℃を下回っており、熔融点未満である。

c. 燃料エンタルピーの最大値については、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において、二酸化ウラン燃料で生じ、約 350kJ/kg であり、燃料の許容設計限界である 712kJ/kg（「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「R I E 評価指針」という。）に示す 170cal/g・UO₂ に相当。）を下回っている。

なお、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の破裂は生じない。

また、ピーク出力部燃料エンタルピー増分の最大値は、二酸化ウラン燃料で生じ、約 80kJ/kg であり、ペレット燃焼度 40,000MWd/t 以上 65,000MWd/t 未満のペレット/被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「P C M I 破損」という。）のしきい値のめやすである 209kJ/kg（「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（以下「R I E 報告書」という。）に示す 50cal/g・UO₂ に相当。）を下回っており、燃料の健全性が損なわれることはない。

d. 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「負荷の喪失」において約18.2MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.1倍である18.88MPa[gage]を下回っている。

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

(i) 評価事象

本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、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

- (a) 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

(ii) 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じず、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当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、判断基準の適用にあたっては、「安全評価指針」に従い、事象毎に選定して用いる。

- a. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- b. 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。
- c. 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 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]以下であること。
- d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力（設計圧力の 1/0.9 倍）0.283MPa[gage]以下であること。
- e. 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

(iii) 事故に対処するために必要な施設

事故に対処するために必要な施設の安全機能のうち、解析に当たって考慮する主要なものを以下に示す。

a. MS-1

(a) 原子炉の緊急停止機能

制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（トリップ機能）

(b) 未臨界維持機能

制御棒クラスタ及び制御棒駆動系

非常用炉心冷却系（ほう酸水注入機能）

(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能

加圧器安全弁（開機能）

(d) 原子炉停止後の除熱機能

補助給水系
主蒸気安全弁
主蒸気隔離弁
主蒸気逃がし弁（手動逃がし機能）

(e) 炉心冷却機能

非常用炉心冷却系

(f) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽及び放出低減機能

原子炉格納容器

アニュラス

原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器スプレイ系

アニュラス空気浄化系

安全補機室空気浄化系

(g) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能

安全保護系

(h) 安全上特に重要な関連機能

非常用電源系

b. MS-2

(a) 放射性物質放出の防止機能

排気筒

(b) 異常状態の緩和機能

加圧器逃がし弁（手動開閉機能）

c. MS-3

(a) タービントリップ機能

タービントリップ

(2) 解析条件

(i) 主要な解析条件

イ. (2) (i)と同様である。

(ii) 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

原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管又はこれに付随する機器等の破損等により、1次冷却材が系外に流出し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。

(a) 非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断—

a) 配管の破断は低温側配管（1次冷却材ポンプ出口から原子炉入口ノズルまでの間）に起こるものとする。破断規模は1次冷却材管（内径約0.70m、肉厚約69mmのステンレス鋼）の両端破断が瞬時に発生するものとし、破断口における流出係数は1.0～0.4までの範囲について検討する。

b) 原子炉出力は定格出力の102%とし、熱流束熱水路係数は2.32、燃料棒の最大線出力密度は39.6kW/mの102%とする。また、軸方向の出力分布は熱流束熱水路係数2.32に基づいたコサイン分布を用いる。

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 29.0m³/基

高压注入系及び低压注入系の作動時間遅れ 30秒

非常用炉心冷却設備作動信号は、「原子炉格納容器圧力高」信号、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号又は「原子炉圧力異常低」信号のうち、早い方の信号により発信するものとする。

d) 単一故障の仮定として、低压注入系1系列を不作動とする。

また、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。

e) ブローダウン期間に蓄圧注入系より注入される水は、原子炉容器のダウンコマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるよう

になるまで、原子炉容器内残存水量として有効に作用しないものとする。

f) 再冠水解析においては、1次冷却材ポンプの駆動軸が固着して動かないものとする。

g) 原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。

h) 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、ANSI/ANS-5.1-1979に基づいて三菱原子力工業(株)の作成した曲線を使用する。また、アクチニドの崩壊熱も考慮する。

i) 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギーの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮する。

j) 原子炉容器頂部の初期の1次冷却材温度は、高温側配管冷却材温度に等しいと仮定する。

k) 蒸気発生器伝熱管施栓率は10%とする。

(b) 非常用炉心冷却設備性能評価解析—小破断—

小破断事故では、次に述べる条件を除いて、すべて大破断解析の条件と同じである。

a) 破断位置は低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を踏まえて、最も厳しい場合をサーベイする。また、気相部破断については、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。

b) 単一故障の仮定として、ディーゼル発電機1台を不作為とする。

c) 非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは25秒とする。

b. 原子炉冷却材流量の喪失

原子炉の出力運転中に、1次冷却材の流量が定格出力時の流量

から自然循環流量にまで大幅に減少する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。

(c) 原子炉の自動停止は、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。

(d) 1次冷却材流量のコーストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、 $3,110\text{kg}\cdot\text{m}^2$ を使用する。

(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着

原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、1次冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。

(a) DNB Rの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。

(c) 原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。

(d) 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は 102% とし、加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及びタービンバイパス弁は不動作とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われぬものとする。

d. 主給水管破断

原子炉の出力運転中に、給水系配管に破断が生じ、2次冷却材が喪失し、原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。

(a) 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は 102% とする。

(b) すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。

(c) 主給水管 1 本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算には Moody のモデルを使用するものとする。

- (d) 原子炉は破断側の「蒸気発生器水位異常低」信号で自動停止するものとする。
- (e) 原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。
- (f) 崩壊熱は初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。
- (g) 運転員は事故の発生を検知してから 10 分後に健全側蒸気発生器 2 基に、タービン動補助給水系の単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ 2 台分の補助給水を供給する操作を行うものとする。
- (h) DNB R の評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

e. 主蒸気管破断

原子炉の高温停止時に、2次冷却系の破断等により、1次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事象を想定する。

- (a) 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は $0.018 \Delta k/k$ とする。1次冷却材中のほう素濃度は 0ppm を仮定する。
- (b) 解析はサイクル末期について行う。
減速材密度変化による反応度効果は、第 10.4 図に示すように、減速材の密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第 10.5 図に示すように出力の関数として与える。
- (c) 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、それぞれ 286.1°C 及び $15.41\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。
- (d) 主蒸気管 1 本の瞬時の両端破断を仮定し、以下の 2 ケースについて解析する。
 - ケース A 外部電源あり
 - ケース B 外部電源なし
- (e) 主蒸気逆止弁の効果は無視し、主蒸気管の隔離は、「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」信号により事故発生後

10秒で閉止する主蒸気隔離弁によって行うものとする。

- (f) DNBRの評価では、1台の充てん/高圧注入ポンプのみが作動し、ほう酸注入タンクからほう酸濃度 21,000ppm のほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、2台の充てん/高圧注入ポンプが作動するものとする。

ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、非常用炉心冷却設備作動信号が発信してから、ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

- (g) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。
(h) 主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、MooDYのモデルを使用する。
(i) DNBRの計算には、W-3相関式を使用する。
(j) 非常用炉心冷却設備作動信号発信後10分の時点で蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。

(iii) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

a. 制御棒飛び出し

原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは圧力ハウジングの破断等により制御棒クラスタ1本が炉心外に飛び出し、急激な反応度の添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。

- (a) 解析は以下の4ケースについて実施する。

サイクル初期高温全出力

サイクル末期高温全出力

サイクル初期高温零出力

サイクル末期高温零出力

- (b) 高温全出力のケースでは、

a) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ

れ 102%及び 304.5℃とする。なお、DNBR評価の初期値は定格値とする。

b) 制御用制御棒クラスタバンクDは、制御棒クラスタ挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。

c) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（高設定）」信号によるものとする。

d) 原子炉圧力の初期値は、圧力解析の場合定常運転時の最高圧力とする。

(c) 高温零出力のケースでは、

a) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ定格出力の 10^{-9} 及び288.3℃とする。

b) 制御用制御棒クラスタバンクDは全挿入位置、他のバンクは挿入限界位置にあると仮定し、バンクDに属するクラスタ1本が飛び出すものとする。

c) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号によるものとする。

d) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピー解析の場合定常運転時の最低圧力、圧力解析の場合定常運転時の最高圧力とする。

(d) 原子炉圧力の評価においては、燃料から冷却材への熱伝達、金属-水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、圧力ハウジングの破損による減圧効果を見捨てる。

(e) 制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が0.1秒の間に添加されるものとする。

サイクル初期高温全出力	0.19%	$\Delta k/k$
サイクル末期高温全出力	0.19%	$\Delta k/k$
サイクル初期高温零出力	0.90%	$\Delta k/k$
サイクル末期高温零出力	1.0%	$\Delta k/k$

(f) 実効遅発中性子割合 (β_{eff}) はウラン・プルトニウム混合

酸化物燃料を装荷する場合は、サイクル初期で 0.47%、サイクル末期で 0.41%を使用し、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷しない場合は、サイクル初期で 0.52%、サイクル末期で 0.43%を使用する。

(g) ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピ解析では、小さなギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。

(h) 燃料被覆管表面熱伝達係数は以下に示す相関式により計算する。

a) サブクール状態 Dittus-Boelter の式

b) 核沸騰状態 Jens-Lottes の式

c) 膜沸騰状態 Bishop-Sandberg-Tong の式

解析ではいったん DNB に達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。

(i) ドップラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。

(j) 制御棒クラスタ飛び出し直後の熱流束熱水路係数は以下の値を使用する。また、その後の熱流束熱水路係数は、高温全出力のケースについては一定とし、高温零出力のケースについては、制御棒クラスタ飛び出し後の反応度帰還効果による出力分布の変化を考慮する。

サイクル初期高温全出力 7.0

サイクル末期高温全出力 5.6

サイクル初期高温零出力 14

サイクル末期高温零出力 26

(iv) 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

放射性気体廃棄物処理設備の一部が破損し、ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

- (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) 1次冷却材中の希ガス濃度は燃料被覆管欠陥率を 1%として評価し、1次冷却材から抽出された放射性希ガスは、体積制御タンクでその全量が水素によってパージされ、水素再結合ガス減衰タンクに貯蔵されるものとする。
- (c) プラント稼働率は 100%とする。
- (d) 8基のタンクの切替えを考慮し、タンク 1基当たりの貯蔵量が最大となる時点で破損するものとし、瞬時にタンク中の放射能全量が原子炉補助建屋内に放出されると仮定する。
- (e) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における 2019年1月から 2019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線量 (D/Q) を用いる。

b. 蒸気発生器伝熱管破損

原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。

(a) 事故経過の解析

- a) 初期原子炉出力は定格出力の 102%とする。
- b) 1基の蒸気発生器の伝熱管の 1本が、瞬時に両端破断を起こしたものとする。流出流量の算出に当たっては、初期値を 130t/h とした1次冷却系と2次冷却系の差圧の平方根に比例する式を用いる。
- c) 原子炉は、「原子炉圧力低」信号又は「過大温度 ΔT 高」信号により自動停止するものとする。
- d) 充てん/高圧注入ポンプ 2台が作動するものとする。

また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ 2台が作動するものとする。

e) 加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び主蒸気逃がし弁の動作に関しては以下のとおり考慮する。

① DNB Rの評価では、加圧器圧力制御系及び加圧器水位制御系は動作しないものとする。

② 核分裂生成物の放出量評価では、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び主蒸気逃がし弁が自動動作するものとする。

f) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

g) 事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。

① 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を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う（原子炉トリップ後 10 分）。

② 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップの 10 分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後 20 分で閉止するものとする。

③ 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1 次冷却系の冷却を開始する（原子炉トリップ後 25 分）。

④ 1 次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、1 次冷却系を減圧する。原子炉圧力が、破損側蒸気発生器の 2 次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる（解析では、1 次冷却材高温側配管温度が 274℃に減温された時点で減圧を開始する。）。

⑤ 加圧器逃がし弁の閉止後、原子炉圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する（解析では、原子炉圧力の再上昇の幅は 0.98MPa とする。）。

h) DNB Rの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

- a) 原子炉は、事故直前まで定格出力の 102% で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を 1/3 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。
- b) 破損側蒸気発生器は、事故発生後 48 分で隔離されるものとし、この間に 1 次冷却系から 2 次冷却系へ流出する 1 次冷却材量は 90t とする。また、流出した 1 次冷却材を含む 2 次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は 30t とする。
- c) 蒸気発生器伝熱管破損により新たに燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、2 次冷却系へ流出する放射線源として、以下の 2 通りを仮定する。
- ① 燃料被覆管欠陥率 1% を用いて計算した 1 次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約 $7.0 \times 10^{13} \text{Bq}$ 、希ガス約 $3.4 \times 10^{14} \text{Bq}$ (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)。
 - ② ①項の損傷燃料棒から新たに 1 次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 $1.2 \times 10^{15} \text{Bq}$ 、希ガス約 $3.3 \times 10^{15} \text{Bq}$ (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)。
- 追加放出量は、事故発生後の原子炉圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例して 1 次冷却系に放出されるものとする。この場合の追加放出率は $1.40 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$ とする。
- d) この 1 次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に 1 次冷却系から 2 次冷却系へ流出する放射線量は、1 次冷却材中の濃度に依存するものとする。
- e) 2 次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大気中へ放出されるものとする。
- f) 2 次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数 100 で蒸気とともに大気に放出されるものとする。
- g) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

h) 破損側蒸気発生器隔離後も、2次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより、よう素が大気中に放出されるものとする。

弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後 $5\text{m}^3/\text{d}$ とし、その後は2次冷却系圧力が24時間で直線的に大気圧まで低下すると仮定し、この2次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。

i) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における2019年1月から2019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 (x/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

c. 燃料集合体の落下

原子炉の燃料交換時に、何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(a) 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体1体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の被覆管が破損するものとする。

(b) 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の102%で運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体(運転時間30,000時間)のものとする。

(c) 燃料取替作業は、原子炉停止後100時間において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。

(d) 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。

(e) 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱室内に放出されるものとする。

(f) 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素の水中での除染係数は500とする。

(g) 燃料取扱室内に放出された希ガス及びよう素は、アニュラス空気浄化設備を通して格納容器排気筒から大気中に放出され

るものとする。よう素フィルタの効率 η は95%とする。

- (h) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、現地における2019年1月から2019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 (x/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

d. 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、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1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000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台を不作動とする。

- (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、以下の表の漏えい率とする。

漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)	
0.13	0	~ 1,000
0.12	1,000	~ 2,200
0.11	2,200	~ 16,000
0.10	16,000	~ 32,000
0.09	32,000	~ 58,000
0.08	58,000	~ 110,000
0.07	110,000	~ 220,000
0.06	220,000	~ 520,000
0.05	520,000	~ 2,592,000

(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) 事故発生後、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し、アニュラス部の負圧達成時間は 10 分とする。

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気体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。

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

(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)項と同量のような素が無機イオン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イオンの気相への移行率は 5%とし、安全補機室内でのイオン沈着率は 50%とする。
- (q) 安全補機室空気浄化設備のイオンフィルタの効率を 95%とする。
- (r) 原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、以下の条件に従って評価する。
 - a) 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。
 - b) 核種の選定に当たって、イオンに関しては、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、その他の核種については、原子炉格納容器から外部遮蔽建屋ドーム部を透過した γ 線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外部遮蔽建屋円筒部を透過した γ 線による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持ち、半減期が 10 分以上の核種を対象とする。
 - c) 核分裂生成物による γ 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条件及び気象条件としては、現地における 2019 年 1 月から 2019 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 (x/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

e. 制御棒飛び出し

「ロ. (1) (i) b. (a) 制御棒飛び出し」で想定した制御棒飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

- (a) 破損する燃料棒割合としては、「ロ. (2) (iii) a. 制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である 12% を使用する。
- (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 0.28%

よう素 0.14%

- (c) 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。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は 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。
- (d) 原子炉格納容器スプレイ設備は事故発生後 30 分で起動する

ものとする。

(e) 原子炉格納容器からの漏えい率は、次のように仮定する。

事故後 24 時間まで 0.111%/d

その後 29 日間 0.0555%/d

(f) その他の条件は、「ロ. (2) (iv) d. 原子炉冷却材喪失」と同様である。

(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

「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温度及び圧力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 29.0m³/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 系列を不作動とする。

また、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。

(e) ブローダウン過程に蓄圧注入系より注入される水は、原子炉容器のダウンコマ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。

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、炉心水及びサンプ水の放射線分解、ジルコニウム-水反応及びその他の金属と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) 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発生割合 (G 値) は炉心水に対し 0.5 分子/100eV とする。

(f) 単一故障の仮定として、低圧注入系 1 系列を不作動とする。

(3) 評価結果

判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。

a. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であることについては、「原子炉冷却材喪失」の場合が最も厳しく、以下のとおり、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に示された基準を満たす。

(a) 燃料被覆管温度の最高値は、二酸化ウラン燃料で生じ、約 1,100℃ であり、制限値の 1,200℃ を下回る。

(b) 燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム-水反応量は、二酸化ウラン燃料で生じ、燃料被覆管厚さの約 4.0% であり、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15% 以下である。

(c) 全炉心平均ジルコニウム-水反応量は 0.3% 以下であり、反

応に伴い発生する水素の量は原子炉格納容器の健全性確保の見地から十分低い。

(d) 再冠水開始以降、燃料被覆管の一部がバーストしている燃料棒でも、熱除去は順調に行われており、その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる炉心の冷却が可能である。

b. 燃料エンタルピーの最大値については、「制御棒飛び出し」において、二酸化ウラン燃料で約 450kJ/kg、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で約 450kJ/kg であり、それぞれ判断基準である 833kJ/kg、770kJ/kg（「R I E 評価指針」に示す 230cal/g・UO₂ に対して燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びガドリニア、プルトニウム添加によるペレット融点低下を考慮した燃料エンタルピー。）を下回っている。

また、燃料破損時の影響については、「R I E 報告書」添付 4 の影響評価に包含される。

c. 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「主給水管破断」において約 19MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍である 20.59MPa[gage]を下回っている。

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 0.26MPa[gage]であり、最高使用圧力である 0.283MPa[gage]を下回っている。なお、原子炉格納容器内温度は、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。

e. 敷地境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において約 3.0mSv であり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではない。

ハ、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）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

A. 3号炉

(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）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた設備強化等の重大事故等対策に加え、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又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、運用面での対策を行う。

「(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損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合の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、大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合に対処する。

また、重大事故等又は大規模損壊に対処するための体制において技術的能力を維持管理していくために必要な事項を、「原子炉等規制法」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、技術的能力審査基準で規定する内容に加え、設置許可基準規則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

重大事故等対策において、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災の過酷な状態においても、号炉ごとに独立して事故対応にあたることを原則とし、1つの号炉の事故対応が他号炉（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）の事故対応に干渉することのないように以下の点を考慮し、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に係る事項を規定する。

- ・可搬型重大事故等対処設備は、他号炉（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）の設備の融通を前提とせず、号炉ごとに必要な数量を確保する。
- ・重大事故等対策要員は、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉同時に事故対応を行うため、号炉ごとに必要な要員を発電所内及び発電所近傍に常時確保する。
- ・事故対応に係る号炉ごとの作業の干渉を回避できるよう、号炉ごとに作業場所を分離する。また、1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉のそれぞれに専用の屋外アクセスルート及び海水の取水ポイントを設定する。
- ・指揮命令系統は、号炉ごとに設置する指揮者の下で独立して事故対応を行う体制とし、他号炉（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）の影響を排除することにより事故対応を円滑に実施する。また、本部長は1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の状況把握に努め、号炉ごとに独立した対応が困難な場合においては、要員、設備及び資機材等の融通を行う等、必要に応じて号炉間の調整を行い、柔軟な対応を行うことにより迅速な事故収束に努める。

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を含めて、通常時の系統状態から弁操作又は工具等の使用により切り替えられるようにして当該操作等について明確にし、通常時の系統状態から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に実行でき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、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、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、自然現象、外部人為事象、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のないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋外及び屋内アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地すべり、火山の影響、生物学的事象、高潮及び森林火災を考慮し、外部人為事象に対して近隣の産業施設の火災及び爆発(飛来物含む。)、航空機墜落による火災、火災の二次的影響(ばい煙及び有毒ガス)、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物(航空機落下)、ダムの崩壊、電磁的障害並びに重大事故等時の高線量下を考慮する。考慮すべき自然現象のうち、洪水に対しては敷地付近に河川がないこと、高潮に対しては津波に包絡されることから影響を受けない。また、外部人為事象のうち、近隣の産業施設の火災及び爆発(飛来物含む。)に対しては該当する施設がないこと、ダムの崩壊に対しては近傍にダムがないこと、電磁的障害に対しては

道路及び通路面が直接影響を受けることはないことから、屋外及び屋内アクセスルートへの影響はない。生物学的事象に対しては容易に排除可能なことから影響を受けない。万一、これらの影響を受けないとしている現象について、対応が必要となった場合においても、洪水、高潮及びダムの崩壊に対しては、津波と同様に対応し、近隣の産業施設の火災及び爆発（飛来物含む。）に対しては、森林火災と同様に対応する。

なお、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り保管し、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使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、海水等の取水ポイントの状況確認、ホース敷設ルートの状況確認を行い、あわせて燃料油貯油そう、空冷式非常用発電装置、その他の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（周辺建造物の損壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面のすべり）、その他の自然現象による影響（津波による漂着物、台風及び竜巻による飛来物、積雪、降灰）を想定し、複数のアクセスルートの中から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ブルドーザを 2 台（3号及び4号炉共用、既設）、予備のブルドーザを 1 台（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）、油圧ショベルを 1 台（3号及び4号炉共用、既設）及び予備の油圧ショベルを 1 台（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）を保管、使用し、それを運転する要員を確保する。

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、防潮堤の中に早期に復旧可能なアクセスルートを確認する。想定を上回る万一のガレキ発生に対してはブルドーザ及び油圧ショベルにより速やかに撤去することにより対処する。

屋外アクセスルートについては、考慮すべき自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、飛来物（航空機落下）、輸送車両の発火及び漂流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認する。

屋外アクセスルートの周辺構造物、周辺機器の倒壊による障害物については、ブルドーザ及び油圧ショベルによる撤去あるいは転倒による閉塞がないルートを通行する。

屋外アクセスルートは、基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ブルドーザ及び油圧ショベルによる崩壊箇所の復旧を行う。

耐震裕度の低い地盤にアクセスルートを設定する場合は、道路面のすべりによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ブルドーザ及び油圧ショベルによる崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する。

不等沈下等による段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じる設計とするとともに、段差が発生した場合には、ブルドーザ及び油圧ショベルによる段差発生箇所の復旧を行う。さらに、地下構造物の損壊が想定される箇所については、陥没対策を講じる。なお、想定を上回る段差が発生した場合は、予備ルートの復旧及び油圧ショベルによる段差解消対策により対処する。

アクセスルート上の台風及び竜巻による飛来物、積雪、降灰については、ブルドーザ及び油圧ショベルによる撤去を行う。なお、想定を上回る積雪、降灰が発生した場合は、除雪、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へ要員が移動するアクセスルートの状況確認を行い、あわせて恒設代替低圧注水ポンプ、その他の屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内のアクセスルートは、地震、津波、その他の自然現象による影響及び外部人為事象に対して、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。

屋内のアクセスルート上には、転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに、撤去可能な資機材についても必要に応じて固縛、転倒防止措置により支障をきたさない措置を講じる。

機器からの溢水に対しては、適切な放射線防護具を着用することでアクセスルートを通行する。

アクセスルートの確保に当たっては、アクセスルートを選定し、ルート近傍の資機材を管理し、固縛等の対策を実施すること及び万一の際には迂回することにより通行性を確保する。

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及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、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。

1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を想定しても、事故対応に係る号炉ごとの作業の干渉を回避できるよう、1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉のそれぞれに専用のアクセスルートを設定する。

b. 復旧作業に係る事項

重大事故等発生時において、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

重大事故等発生後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を回復す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が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の観点を踏まえ、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等の確保に努める。

また、予備品の取替作業に必要な資機材等として、ガレキ撤去等のためのブルドーザ、油圧ショベル、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他の作業環境を想定した資機材を確保する。

(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落、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、以下の実効性のある運用管理を実施する。

設備の復旧作業に支障がないよう、複数のアクセスルートを確保する等、a.(b)アクセスルートの確保と同じ運用管理を実施する。

c. 支援に係る事項

1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を想定しても、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号炉ごとに必要な数量を確保した重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、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。

また、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、プラントメーカー及び建設会社からは設備の設計根拠、機器の詳細な情報、事故収束手段及び復旧対策等の提供、協力会社からは、事象進展予測及び放射線影響予測等の評価結果の情報提供、並びに事故収束及び復旧対策活動に必要な要員の支援、燃料供給会社からは燃料の供給並びに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、環境放射線モニタリングの支援を受けられるほか、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のための遠隔操作可能なロボット等の資機材、資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けることができるように支援計画を定める。

さらに、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品及び燃料等について支援を受けることによって、発電所内に配備してい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に事故発生後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、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材が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

重大事故等発生時に的確かつ柔軟に対処できるよう、手順書を整備し、教育及び訓練を実施するとともに、要員を確保する等の必要な体制を整備する。

(a) 手順書の整備

重大事故等発生時において、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。）、緊急時対策本部が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）及び緊急時対策本部のうち支援組織が使用する手順書（以下「支援組織用手順書」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1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災の過酷な状態において、限られた時間の中で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、手順を整備する。

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、パラメータを計測する計器故障時に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止するために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、判断基準を明確にした手順を以下のとおり整備する。

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

止の対処に迷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止する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、迷わず海水注水を行えるよう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設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に掛かる時間を考慮の上、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止する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、設計基準事故に用いる操作の制限事項が継続して適用されることで事故対応に悪影響を及ぼさないよう手順を区別するとともに、重大事故等発生時には速やかに移行できるよう判断基準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共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示す。

重大事故等発生時の運転操作において、当直課長が躊躇せず指示できるよう、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判断基準を運転手順書に整備する。

重大事故等発生時の発電所の緊急時対策本部活動において重大事故等対策を実施する際に、発電所の緊急時対策本部長が、

財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針にしたが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判断基準を緊急時対策本部用手順書に整備する。

- (a-4) 重大事故等対策時に使用する手順書として、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて実効的に重大事故等対策を実施するため、運転員用及び支援組織用の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。

緊急時対策本部用手順書に、体制、通報及び緊急時対策本部内の連携等について明確にし、その中に支援組織用手順書を整備し、支援の対応等、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示した手順を定める。

なお、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、移行基準を明確にする。

事故発生時は、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。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の破損を防止する事象ベースの運転手順書に移行する。

事象判別及び初期対応を行っている場合又は事象ベースの運転手順書にて事故対応操作中は、安全機能パラメータを常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、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安全機能ベースの運転手順書に移行する。

ただし、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の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し対応処置を実施する。

- (a-5) 重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転手順書に明記する。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、あらかじめ選定し、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータに位置づけ運転手順書に明記する。通常使用するパラメータが故障等により計測不能な場合は、代替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に明記する。なお、記録が必要なパラメータ及び直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する。

また、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及び監視パラメータ等を手順書に整理する。

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、緊急時対策本部要員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、支援組織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等において、原則として循環水

ポンプを停止（プラント停止）し、取水路防潮ゲートの閉止、原子炉の冷却操作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（当直員）、緊急時対策本部要員及び緊急安全対策要員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と体制を整備する。固定源に対しては、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員及び緊急安全対策要員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（当直員）及び緊急時対策本部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（当直員）及び緊急時対策本部要員のうち初動対応を行う者に対して配備した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と体制を整備する。

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、有毒ガスの発生を発電所内の必要な要員に周知する手順を整備する。

(b) 教育及び訓練の実施

運転員（当直員）、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員は、重大事故等発生時において、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、教育及び訓練を継続的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、原則、重大事故等発生時の発電所緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）の体制を通常時の組織の業務と対応するように定め、通常時の実務経験

を通じて付与される力量に加え、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより運転員（当直員）、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員の力量の維持及び向上を図る。

緊急安全対策要員の教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育訓練の計画を定め、実施する。

- ・各要員に対し必要な教育及び訓練項目を年 1 回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。
- ・各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員に応じた複数の教育及び訓練項目を受ける必要がある。複数の教育及び訓練項目で、手順が類似する項目については、年 1 回以上、毎年繰り返すことにより、各手順を習熟し、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及び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、教育及び訓練を効率的かつ確実に実施する。

運転員（当直員）、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処できるよう、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要員を必要人数配置する。

重大事故等対策活動のための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、重大事故等発生時の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等を実

施する。

- (b-2) 運転員（当直員）、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員の各役割に応じて、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過酷事故の内容、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行う。

現場作業に当たっている緊急安全対策要員が、作業に習熟し必要な対応ができるよう、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。

重大事故等発生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定期的に計画する。

- (b-3) 重大事故等の事故状況下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も行って部品交換等の実務経験を積むこと等により原子炉施設及び予備品等について熟知する。

- (b-4) 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施する。

- (b-5) 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。

- (c) 体制の整備

重大事故等発生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支援組織の役割分担及び責任者等を定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。重大事故等の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

大防止及び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、原子力防災体制等を発令し、要員の非常召集、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。

発電所対策本部に、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策に専念できる環境を整える運営支援組織を編成し、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う。また、各班の役割分担、責任者である班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合の原子力防災組織において、その職務に支障をきたすことがないように、独立性が確保できる組織に配置する。発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合、重大事故等対策における原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ、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、重大事故時等において、原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、発電所対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

時間外、休日（夜間）に重大事故等が発生した場合、緊急時対策本部要員は、発電用原子炉主任技術者が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、通信連絡手段により必要の都度、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、その情報連絡を受け、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。

発電用原子炉主任技術者は、連絡により発電所に非常召集する。重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に駆けつけられるよう、非常召集可能圏内に発電用原子炉主任技術者を号炉ご

とに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) 実施組織を、運転員等により事故拡大防止のための措置を実施する班及び応急対策の立案を実施する班により構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。

(c-3) 実施組織は、1号炉、2号炉、3号炉及び4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以下のとおり対応できる組織とする。

発電所対策本部は、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災の場合において、本部長の指示により号炉ごとに指名した指揮者の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行う。

緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員を発電所内及び発電所近傍に常時確保し、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災が発生した場合においても、確保した緊急安全対策要員により、重大事故等対処設備を使用して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に対応できる体制とする。

発電用原子炉主任技術者は、号炉ごとに選任する。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、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を想定した場合においても指示を的確に実施する。

1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の発電用原子炉主任技術者は、号炉ごとの保安監督を誠実かつ、最優先に行う。

また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、号炉ごとに選任した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重大事故等の拡大防止又は影響緩和に関し、保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）

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。

技術支援組織は、事故状況の把握・評価及び事故時影響緩和操作の検討を行う班、放射線・放射能の測定、状況把握及び災害対策活動に伴う放射線防護措置等を行う班、運営支援組織は、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発電所対策本部の運営及び動員、輸送手段の確保を行う班、報道機関の対応を行う班、社内外対策本部との情報受理・伝達及び国・自治体等関係者との連絡調整を行う班で構成する。

- (c-5) 重大事故等対策の実施が必要な状況において、原子力防災体制等を発令し、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員の非常召集連絡を行い、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の対策を実施する。

時間外、休日（夜間）においては、重大事故等が発生した場合、速やかに対策の対応を行うため、発電所内及び発電所近傍に緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員を常時確保し、体制を強化する。

なお、地震により緊急時呼出システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常召集連絡ができない場合で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に、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の原子炉容器に燃料が装荷されている場合における必要な要員は、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、号炉ごとの指揮を行うユニット指揮者、通報連絡を行う通報連絡者並びに各重大事故等対策に係る現場での調整を行う現場調整者の緊急時対策本部要員11名、運転操作指揮を行う当直課長及び当直主任、運転操作対応を行う1号炉及び2号炉の運転員12名（1号炉及び2号炉の

うち 1 つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は 10 名、1 号炉及び 2 号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は 8 名)、3 号炉及び 4 号炉の運転員 12 名(3 号炉及び 4 号炉のうち 1 つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は 10 名、3 号炉及び 4 号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は 8 名)、運転支援活動、電源復旧活動、注水活動、消防活動及びガレキ除去活動を行う緊急安全対策要員 65 名の計 100 名(1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉のうち 1 つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は計 92 名、2 つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は計 84 名、3 つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は計 76 名又はすべての原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は計 68 名)並びに被災後 6 時間以内を目途として参集し、注水活動を行う緊急安全対策要員 8 名及び発電所対策本部の各班の活動を行う緊急時対策本部要員 20 名の計 28 名(以下「召集要員」という。)として、合計 128 名(1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉のうち 1 つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は合計 120 名、2 つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は合計 112 名、3 つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は合計 104 名又はすべての原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は合計 96 名)を確保する。

なお、号炉ごとの指揮者は、重大事故等対策の初動後対策において、必要に応じて現場の指揮を行う。

また、火災発生時の初期消火活動に対応するため、消火活動要員についても発電所に常時確保する。

重大事故等発生時においては、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉の同時被災が発生した場合も考慮し、消火活動要員 7 名を 1 つの班、及び消火活動要員を兼ねる緊急安全対策要員 7 名をもう 1 つの班とする構成とし、各々 2 つの号炉を分担して対応することを基本とする。発電所対策本部長は火災の状況に応

じて、消火活動要員、設備及び資機材等の融通を行う等、柔軟な対応を行う。

重大事故等が発生した場合、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員は、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）に参集し、通報連絡、注水確保及び電源確保等の各要員の任務に応じた対応を行う。

重大事故等の対応については、高線量下の対応においても、当社社員及び協力会社社員を含め要員を確保する。

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、所定の重大事故等対策要員（運転員、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員にて構成される。以下同じ。）に欠員が生じた場合は、休日、時間外（夜間）を含め重大事故等対策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対策要員の体制に係る管理を行う。

重大事故等対策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、確保できる要員で、安全が確保できる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時間外、休日（夜間）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、定期的に通報連絡訓練を実施する。

(c-6) 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-2)項及び(c-4)項のとおり明確にするとともに、各班に責任者である班長及び副班長を配置する。

(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、指揮者である本部長の所長（原子力防災管理者）及び班長が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。

(c-8) 実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。

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に対応することが必要なことから、支援組織が、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に接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む。）を備えた緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）を整備する。さらに、実施組織が中央制御室、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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。

- (c-9) 支援組織は、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、原子力施設事態即応センターに設置する本店緊急時対策本部（以下「本店対策本部」という。）等の発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるように衛星電話（携帯）、統合原子力防災ネットワークに接続する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。

社内外対策本部との情報受理・伝達及び国・自治体等関係者との連絡調整を行う班が、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い合わせ対応等については、本店対策本部の広報活動を行う班で実施することにより、発電所対策本部が事故対応に専念でき、また、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) 重大事故等発生時に、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。

発電所における原子力防災体制発令の報告を受け、本店における原子力防災体制を発令した場合、速やかに本店対策本部（原子力施設事態即応センター含む。）を中之島及び若狭に設置する。社長は、原子力災害対策活動を実施するため本店対策本部長としてその職務を行う。

また、原子力緊急事態宣言が発出された場合又はそのおそれがある場合は、本店対策本部長である社長は原則として、中之

島から若狭へ移動し、災害対策活動の指揮を執る。社長が移動する場合は、定められた代行者が本店対策本部の指揮を執る。なお、移動中の社長への連絡については、携帯電話等を使用する。

本店対策本部（中之島）においては、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制により発電所対策本部の支援を行い、本店対策本部（若狭）は、原子力部門による発電所対策本部への技術的支援を行う。

具体的には、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう、本店対策本部（若狭）には、社内外情報の収集・連絡・記録、事故状況の把握・評価の支援、アクシデントマネジメントの支援、事故拡大防止策に関する支援、事故原因の究明・除去に関する支援及び復旧対策に関する支援等を行う班を設置し、本店対策本部（中之島）は、外部電源や通信設備に関する復旧等を行う班、本店対策本部の設営・運営、本部要員の召集並びに資機材及び食料の調達運搬等を行う班、自治体及び報道対応を行う班を設置し、発電所対策本部の災害対策活動の支援を行う。

本店対策本部は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、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勘案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、災害対策支援に必要な資機材等の運搬を実施する。

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へ必要に応じて応援を要請し、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となる場合に備えて、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。

重大事故等発生時に原子炉格納容器の設計圧力及び温度に近い状態が継続する場合等に備えて、機能喪失した設備の保守を

実施するための放射線量低減及び放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理等の事態収束活動を円滑に実施するため、平時から必要な協力活動体制を継続して構築する。

(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、当該手順書にしたがって活動を行うための体制及び資機材を整備する。

- 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。

可搬型設備等による対応において、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災の過酷な状態においても、号炉ごとに独立して事故対応にあたることを原則とし、1つの号炉の事故対応が他号炉（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）の事故対応に干渉することのないように以下の点を考慮し、大規模損壊発生時の手順書の整備、大規模損壊の発生に備えた体制の整備及び大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備に係る事項を規定する。

- ・可搬型重大事故等対処設備は、他号炉（1号炉、2号炉、3号炉及

び4号炉のうち自号炉を除く。)の設備の融通を前提とせず、号炉ごとに必要な数量を確保する。

- ・重大事故等対策要員は、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉同時に事故対応を行うため、号炉ごとに必要な要員を発電所内及び発電所近傍に常時確保する。
- ・事故対応に係る号炉ごとの作業の干渉を回避できるよう、号炉ごとに作業場所を分離する。また、1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉のそれぞれに専用の屋外アクセスルート及び海水の取水ポイントを設定する。
- ・指揮命令系統は、号炉ごとに設置する指揮者の下で独立して事故対応を行う体制とし、他号炉(1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。)の影響を排除することにより事故対応を円滑に実施する。また、本部長は1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の状況把握に努め、号炉ごとに独立した対応が困難な場合においては、要員、設備及び資機材等の融通を行う等、必要に応じて号炉間の調整を行い、柔軟な対応を行うことにより迅速な事故収束に努める。

(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、大規模な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。

大規模な自然災害については、多数ある自然災害の中から原子炉施設に大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害により、重大事故又は大規模損壊等が発生する可能性を考慮し対応手順書を整備する。

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への対応を含む手順書として、また、発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低いとして抽出していない外部事象に対しても緩和措置が行えるよう整備する。

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、大規模損壊を発生させる可能性の高い事象であることから、大規模損壊及び大規模な火災が発生すること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、設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定し、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み合わせについても考慮する。

また、事前予測が可能な自然災害については、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、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して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、その上で流用性を持たせた柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。

(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

大規模損壊発生時の対応手順書については、(a-3-3)項に示す5つの項目に関する緩和等の措置を講じるため、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして、また、(a-3-3)項に示すとおり重大事故等対策において整備する手順等に対して、更なる多様性を持たせたもの

として整備する。

大規模損壊により原子炉施設が受ける被害範囲は不確実性が大きく、重大事故等対策のようにあらかじめシナリオ設定した対応操作は困難であると考えられる。よって、施設の損壊状況等の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる要員及び使用可能な設備等により、原子炉格納容器の破損緩和又は放射性物質の放出低減等のために効果的な対応操作を速やかにかつ臨機応変に選択及び実行する必要があることから、原子炉施設の被害状況を把握するための手段及び各対応操作の実行判断を行うための手段を手順として定め整備する。

また、当該の手順書については、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突が原子炉施設に及ぼす影響等、様々な状況を想定した場合における事象進展の抑制及び緩和対策の実効性を確認し整備する。

(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、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、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について、緊急地震速報、大津波警報等又は衝撃音、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を行うとともに、大規模損壊発生（又は発生が疑われる場合）の判断を当直課長又は原子力防災管理者が行う。また、以下の適用開始条件に該当すると当直課長又は原子力防災管理者が判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づき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等により原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合

- ・プラント監視機能又は制御機能が喪失（中央制御室の喪失を含む。）
- ・使用済燃料ピットが損傷し漏えいが発生
- ・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が発生
- ・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生

(a-3-1-1-2) 当直課長が重大事故等発生時に期待する安全機能が喪失し、事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合

(a-3-1-1-3) 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-3-1-2) 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、原子炉施設の被害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、各対応操作の実行判断を行うための手段に基づいて、事象進展に応じた対応操作を選定する。緩和操作を選択するための判断フローは、中央制御室の監視機能及び制御機能の喪失により状況把握が困難な場合には、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したがった建屋内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。また、中央制御室又は緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、建屋内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う。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。

なお、個別操作を実行するために必要な重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備の使用可否については、大規模損壊時に対応する手順に基づく当該設備の状況確認を実施することにより判断する。

(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（当直員）を含む重大事故等対策要員等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に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繋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。

・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、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、代替所内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又は原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の破損が確認され、周辺の線量率が上昇している場合は、放射性物質の放出低減処置を行う。

外観より原子炉格納容器が健全であることや周辺の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処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、炉心損傷緩和の処置を実施する。

使用済燃料ピットへの対応については、外観より原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）が健全であることや周辺の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。

・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（当直員）等により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、必要な緩和処置を実施する。

なお、部分的にしか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、ブルドーザ及び油圧ショベルを用いて法面崩壊による土砂、建屋の損壊によるガレキ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、事故対応の支障となるアクセスルート及び操作場所が火災及び延焼することにより被害の拡大に繋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、(a-3-3-2)項から(a-3-3-14)項の手順等を基に、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、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるように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及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

(a-3-3-1) 5 つの活動又は緩和対策を行うための手順書

- ・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とともに必要な設備を配備する。

また、地震及び津波のような大規模な自然災害によって施設内の油タンク火災等の大規模な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)項に該当する手順等を含むものとして整備する。

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するとともに、早期に準備が可能な化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車、又は化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車及び中型放水銃、あるいは可搬式消防ポンプ及び中型放水銃による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。

また、重大事故等対策要員による消火活動を行う場合は、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、別のトランシーバーの回線を使用することとし、発電所対策本部との連絡については衛星電話（携帯）を使用して、発電所対策本部長の指揮により対応を行う。

・ 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策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却及び減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は 1 次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より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次側による炉心冷却を行う。

- ・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次側による炉心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大容量ポンプを使用するため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より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。
- ・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策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は1次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、高圧溶融物放出及び原子炉格納容器内雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止す

る。

- ・炉心が溶融し溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合は、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に注水し、原子炉容器内の残存溶融デブリを冷却する。
- ・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次側による炉心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。
- ・溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止するため、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、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。また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、多様な炉心注水手段より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ても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため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。

- ・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。

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が必要な場合における対応手段の優先順位は、外観より原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）が健全であることや周辺の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等の措置を行うとともに、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、常設設備による注水ができない場合は、可搬型設備による注水を行う。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ーを行う。また、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ーを実施し、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は現場線量率の上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。

- ・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

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使

用済燃料ピット内燃料体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)項及び(a-3-3-12)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策が必要な場合における対応手順の優先順位は、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操作を実施する。

使用済燃料ピット内燃料体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、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は現場線量率の上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）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。

(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 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない場合に、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、燃料取替用水タンク水をB充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）により原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁による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次系のフィー

ドアンドブリードにより原子炉を冷却する手順

(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 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、すべての蒸気発生器が除熱できない状況において、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、燃料取替用水タンク水をB充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）により原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁による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次系のフィードアンドブリードにより原子炉を減圧する手順

(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 の手順に加えて、以下の手順等を整備する。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、すべての炉心注水の手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉に注水する手順

(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 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・すべての格納容器スプレイの手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイす

る手順

(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 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・すべての格納容器スプレイの手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順

(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 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・すべての格納容器スプレイ及び炉心注水の手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順及び原子炉に注水する手順

(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 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの注水による水位維持が不可能又は不明と判断した場合若しくは原子炉補助建屋（貯蔵槽

内燃料体等)の損壊又は損壊が不明な場合において、原子炉補助建屋(貯蔵槽内燃料体等)の損壊又は現場線量率の上昇により原子炉補助建屋(貯蔵槽内燃料体等)に近づけない場合は、送水車及びスプレイヘッドの運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットへの外部スプレイを行う手順

- ・送水車による使用済燃料ピットへのスプレイの手順が使用できない場合に、化学消防自動車のスプレイヘッドに接続し、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

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

重大事故等対策にて整備する 1.12 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・原子炉格納容器、原子炉補助建屋等が破損している場合又は破損が不明な場合に、建屋周辺の線量率が上昇している場合は、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
- ・すべての格納容器スプレイの手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順

(a-3-3-13)「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」

重大事故等対策にて整備する 1.13 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・大規模な火災や長期間にわたり大津波警報が発令されている状況を考慮し、被災状況、場所により適切なルートで淡水(淡水貯水槽及び消火水バックアップタンク等)又は海水の水源を確保する手順

(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を整備する。

(a-3-4) (a-3-3)項に示す大規模損壊への対応手順書は、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、中央制御室での監視及び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、運転員が使用する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。

(b) 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊発生時の体制については、組織が最も有効に機能すると考えられる通常の緊急時対策本部の体制により対応することを基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備する。

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発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような通常とは異なる体制で活動しなければならないような場合も対応できるよう教育、訓練及び体制の整備を実施する。

(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

大規模損壊時への対応のための重大事故等対策要員（協力会社を含む。）への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施する。また、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した指揮者等の個別の教育訓練を実施する。さらに、要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより、期待する要員以外の要員でも対応できるよう教育訓練の充実を図る。

(b-2) 大規模損壊発生時の体制

原子炉施設において重大事故等及び大規模損壊のような原子

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、事故原因の除去並びに原子力災害の拡大防止及び緩和その他の必要な活動を迅速かつ円滑に実施するため、通常の原子力防災組織の体制を基本とする原子力防災組織を設置し、発電所に緊急時対策本部の体制を整える。

また、重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生した場合にも、速やかに対応を行うため、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の原子炉容器に燃料が装荷されている場合における時間外、休日（夜間）においても発電所内に消火活動要員14名（消火活動要員7名及び消火活動要員を兼ねる緊急安全対策要員7名）を含む重大事故等対策要員100名（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のうち1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は92名、2つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は84名、3つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は76名又はすべての原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は68名）を確保し、大規模損壊の発生により中央制御室（運転員（当直員）を含む。）が機能しない場合においても、対応できるよう体制を整備する。

さらに、発電所構内の最低要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整える。

大規模な火災が発生した場合においては、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災が発生した場合も考慮し、消火活動要員7名を1つの班、及び消火活動要員を兼ねる緊急安全対策要員7名をもう1つの班とする構成とし、各々2つの号炉を分担して対応することを基本とする。発電所対策本部長は火災の状況に応じて、消火活動要員、設備及び資機材等の融通を行う等、柔軟な対応を行う。

(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、対応要員を確保するとともに指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊時に対応するための体制を基本的な考え方に基づき整備する。なお、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉が同時に大規模損壊に至った場合等、さらに過酷な状況に対応するための指揮命令系統として、緊急時対策本部の本部長と副本部長が各々2つの号炉を分担して統括し、情報共有を行いながら、必要に応じて号炉間の調整を行う等、柔軟に対応できるよう考慮するものとする。

- ・時間外、休日（夜間）における副原子力防災管理者を含む常駐者は、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対応要員が被災するような状況においても、構内に勤務している他の要員を発電所対策本部での役務に割り当てる等の措置を講じる。
- ・ブルーム放出時、最低限必要な要員は緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）にとどまり、ブルーム通過後、活動を再開する。その他の要員は発電所外へ一時避難し、その後、交替要員として発電所へ再度非常召集する。
- ・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、消火活動要員は消火活動を実施する。また、発電所対策本部長が、事故対応を実施及び継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、重大事故等対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で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

原子炉施設において大規模損壊が発生した場合の本店からの支援を実施するため、社長を本店の本部長とする本店対策

本部が速やかに確立できる体制を整備する。

原子力緊急事態が発出された場合又はそのおそれがある場合は、社長は原則として、中之島から若狭へ移動し、原子力災害の指揮を執る。原子力災害と非常災害（一般災害）の複合災害発生時には、状況に応じて両者を統合した原子力緊急時対策・非常災害対策統合本部（以下「統合本部」という。）を設置する。

統合本部を設置した場合は、統合本部の本部長は原子力緊急時対策本部長とする。本部長は必要に応じて原子力災害を除く災害対応の指揮を本部長が指名する者に代行させる。

(b-4-2) 外部支援体制の確立

他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、技術的な支援が受けられる体制を構築する。

協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカー及び建設会社による技術的支援を受けられる体制を整備する。

(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、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配慮する。

- ・可搬型重大事故等対処設備は、基準地震動を一定程度超える地震動に対して、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位置に保管する。また、基準津波を一定程度超える津波に対して、裕度を有する高台に保管するとともに、竜巻により同時に機能喪失させないように、位置的分散を図り複数箇所に保管する。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、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常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないように、原子炉建屋から 100m 以上離隔をとって当該建屋と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。
- ・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とともに、常設設備への接続口、アクセスルートを複数設ける。また、速やかに消火及びガレキ撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。

(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、原子炉建屋から 100m 以上離隔をとった場所に分散して配備する。

- ・炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応する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。
- ・地震及び津波の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対して大規模な航空機燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するため

に着用する防護具、消火剤等の資機材及び消火設備を配備する。

- ・大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必通な通信手段を確保するため、多様な通信手段を複数整備する。また、消火活動専用の通信設備としてトランシーバー、衛星電話（携帯）を配備する。

b. 特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備

原子炉格納施設及び原子炉補助建屋（以下「原子炉補助建屋等」という。）への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炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合（以下、上記により発生する事故を「原子炉補助建屋等への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重大事故等」という。）において、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制を整備する。この体制は、発電所の外部からの支援が受けられるまでの間、特定重大事故等対処施設の機能を維持できるよう整備する。

また、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備に関して、以下の項目に関する手順書を適切に整備し、その活動を行うための手順書に関する教育及び訓練を実施するとともに、必要な資機材を整備する。

- 一 特定重大事故等対処施設を用いた原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出の抑制に関すること。

なお、「(i) 重大事故等対策」は共通事項を含む重大事故等の対応に関する事項を、「(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の可搬型設備等による対応を示しており、ここでは特定重大事故等対処施設に関する事項について特記すべき内容を

示す。

また、重大事故等又は大規模損壊に対処するための体制において技術的能力を維持管理していくために必要な事項を、「原子炉等規制法」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。

(a) 特定重大事故等対処施設の手順書の整備

特定重大事故等対処施設の手順書を整備するに当たっては、原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合を想定する。

手順書は使用主体に応じて、運転員が使用する手順書、緊急時対策本部が使用する手順書及び特定重大事故等対処施設を操作するために必要な要員（以下「特重施設要員」という。）が使用する手順書を整備する。

(a-1) 原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合への対応における考慮

(a-1-1) 原子炉補助建屋等への大型航空機の衝突その他のテロリズムにより想定される重大事故等が発生し、中央制御室及び緊急時対策所が機能喪失する過酷な状態において、原子炉施設の状態の把握及び原子炉補助建屋等への大型航空機の衝突その他のテロリズムにより想定される重大事故対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、手順書にまとめる。

(a-1-2) 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迷うことなく判断し実施できるよう、判断基準をあらかじめ明確にした手順書を以下のとおり整備する。

特定重大事故等対処施設の使用については、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な各操作について、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

フィルタベントについては、フィルタでは除去できない希

ガスを含んだ原子炉格納容器内雰囲気を環境へ放出する手順であるが、原子炉格納容器の破損を防止するためにフィルタベントを実施する必要がある場合において、迷わずフィルタベントを用いた放射性物質の放出を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

- (a-1-3) 特定重大事故等対処施設による対応において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示す。

特定重大事故等対処施設による対応において、原子力防災管理者及び当直課長が躊躇せず指示できるよう、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判断基準を緊急時対策本部が使用する手順書及び運転員が使用する手順書に整備する。また、特重施設要員が躊躇せず操作できるよう、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判断基準を特重施設要員が使用する手順書に整備する。

特定重大事故等対処施設による対応時の発電所の原子力緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）活動において特定重大事故等対処施設による対応を実施する際に、発電所対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針にしたが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判断基準を緊急時対策本部が使用する手順書に整備する。

- (a-1-4) 特定重大事故等対処施設による対応に使用する手順書として、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて実効的に特定重大事故等対処施設による対応を実施するため、特重施設要員、運転員及び緊急時対策本部が使用する手順書を適切に定める。

緊急時対策本部が使用する手順書に、体制、通報及び発電所対策本部内の連携等について明確にした手順を定める。

特重施設要員及び運転員が使用する手順書は、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。

- (a-1-5) 特定重大事故等対処施設による対応の判断基準として確認される水位、圧力等の計測可能なパラメータを整理し、手順書に明記する。

原子炉補助建屋等への大型航空機の衝突その他のテロリズムにより想定される重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、あらかじめ選定し、手順書に明記する。

パラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータ及び代替確認手段にて当該パラメータを推定する方法を手順書に明記する。

また、特定重大事故等対処施設による対応におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を手順書に整理する。

想定する起因事象と特定重大事故等対処施設の効果の評価にて整理した有効な情報について、特重施設要員及び発電所緊急時対策本部要員（以下「緊急時対策本部要員」という。）が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及びパラメータ挙動予測並びに影響評価のための判断情報とし、特重施設要員及び緊急時対策本部が使用する手順書に整理する。

- (a-1-6) 前兆事象として把握ができるか、原子炉補助建屋等への大型航空機の衝突その他のテロリズムにより想定される重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、特定重大事故等対処施設の機能の維持及び事故の緩和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。

原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合、原則として

原子炉の停止及び冷却操作を行う手順を整備する。

- (a-1-7) 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるよう、特重施設要員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と体制を整備する。固定源に対しては、特重施設要員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、特重施設要員が事故対策に必要な各種の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、特重施設要員に対して配備した防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるよう手順と体制を整備する。

- (a-1-8) 原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合においては、特定重大事故等対処施設による対応を行う。なお、並行して「(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」で整備した可搬型設備等による対応準備も行い、柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。

- (a-2) 特定重大事故等対処施設の対応手順書の整備及びその対応操作

原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合の特定重大事故等対処施設による対応（以下「特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応」という。）については、以下に示す項目を目的とした特定重大事故等対処施設を構成する設備（以下「ES設備」という。）の操作を実施するための手順を整備する。

- ・ 特定重大事故等対処施設の準備操作
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作

- ・ 炉内の溶融炉心の冷却
- ・ 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却
- ・ 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損防止
- ・ の居住性
- ・ 電源設備
- ・ 計装設備
- ・ 通信連絡設備

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。）として原子炉補助建屋等への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重大事故等に対処するために使用する設備を含めて、通常時の系統状態から弁操作等により切り替えられるようにして当該操作等について明確にし、通常時の系統状態から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に実行できるよう訓練を実施する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊時については、原子炉補助建屋等と特定重大事故等対処施設は同時に破損しない設計としており、特定重大事故等対処施設の被害状況の確認は実施しない。

なお、大規模損壊発生時のプラント全体のアクセスルートの確保及び被害状況の把握については、フィルタベント手動操作時の現場手動操作機構へのアクセスルートを含めて「(i) 重大事故等対策」の「a.(b) アクセスルートの確保」及び「(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.(a-3-2) 優先順位に係る基本的な考え方」に示すとおり、発電所内の道路及び通路ができる限り確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保するとともに、障害物を除去可能なブルドーザ及び

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

油圧ショベルを保管し、それらを運転できる要員を確保する等、実効性のある運用管理を行う。

また、大規模な火災への対応は、「(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.(a-3-3-1) 5 つの活動又は緩和対策を行うための手順書」と同じ運用管理を実施する。

前兆事象を確認し、原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生するおそれがあると原子力防災管理者又は当直課長が判断した場合は、中央制御室運転員及び特重施設要員に特定重大事故等対処施設による対応を指示する。

(a-2-1) 特定重大事故等対処施設の対応手順書の適用条件と判断フロー

原子炉補助建屋等への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重大事故等発生時に特定重大事故等対処施設を有効かつ効果的に活用することが可能となるよう判断フローを整備する。

(a-2-1-1) 特定重大事故等対処施設による対応要否の判断基準

原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生するおそれがあると原子力防災管理者又は当直課長が判断した場合、中央制御室運転員及び特重施設要員に特定重大事故等対処施設による対応を指示する。特重施設要員は、特定重大事故等対処施設による対応の指示を受けた後は、その後発電所対策本部長から指示がなくとも手順着手の判断基準に基づき手順にしたがった対応を行い、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制する。ただし、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応中に設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備（ES設備を除く。）による対応が可能となり、特定重大事故

等対処施設による対応を実施する必要がないと発電所対策本部長が判断した場合は、発電所対策本部長の指揮のもと、通常のプラント停止操作又は「a. 可搬型設備等による対応」で整備する大規模損壊時の手順を用いた対応に移行する。

なお、必要に応じて発電所対策本部と[]は通信連絡設備を用いて情報共有を行う。

(a-2-1-2) 特定重大事故等対処施設の用いる機能を選択するための判断フロー

原子力防災管理者又は当直課長が、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応を判断後、特重施設要員は手順にしたがった対応を行う。

(a-2-2) 優先順位に係る基本的な考え方

(a-2-2-1) 特定重大事故等対処施設による対応と可搬型設備等による対応

原子炉補助建屋等への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大規模損壊発生時には、特定重大事故等対処施設による対応と並行して、可搬型設備等による対応準備も行うが、特定重大事故等対処施設を用いた対応を優先する。

(a-2-2-2) 特定重大事故等対処施設における各手順の基本的考え方

特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応においても、可搬型設備等を用いた対応と同様に、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考える。このため、使用する手順の順番としては、原子炉への注水、原子炉格納容器へのスプレーによる冷却・減圧、原子炉格納容器内雰囲気フィルタを介した大気放出の順で実施することとする。

また、フィルタベントについては、フィルタでは除去できない希ガスを含んだ原子炉格納容器内雰囲気を環境へ放出する手順であることから、フィルタベントの開始については放射性物質の減衰期間を考慮して、可能な範囲で遅い

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

時期を開始することを基本とする。また、原子炉格納容器の破損を防止するためにフィルタベントを実施する必要がある場合において、迷わずフィルタベントを用いた放射性物質の放出を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

なお、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応中に、設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備（ES設備を除く。）による対応が可能となり、フィルタベントを実施する必要がないと発電所対策本部長が判断した場合は、発電所対策本部長の指揮のもと、「a. 可搬型設備等による対応」で整備する大規模損壊時の手順を用いた対応に移行する。

(a-2-3) 特定重大事故等対処施設による対応を行うために必要な手順書

特定重大事故等対処施設による対応については、「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、「設置許可基準規則」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 10.4 表に示す「特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要」を含めて手順書を適切に整備する。

(b) 特定重大事故等対処施設による対応の体制の整備

原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制を整備する。この体制は、発電所の外部からの支援が受けられるまでの間、特定重大事故等対処施設の機能を維持できるよう整備する。また、(a)における特定重大事故等対処施設の手順書を

用いた活動を行うための教育及び訓練を実施するとともに、必要な資機材を整備する。

原子炉補助建屋等への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重大事故等に対処するために、発電所の外部からの支援が受けられるまでの7日間、特定重大事故等対処施設は必要な設備が機能できるようにする。なお、特定重大事故等対処施設は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突に対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものとするため、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、原子炉補助建屋等及び特定重大事故等対処施設に衝突することによってこれらが同時に破損することを防ぐ設計とするとともに、信頼性向上を図る設計であることから、特定重大事故等対処施設の復旧作業及びそのために必要な体制の整備は不要である。

(b-1) 特定重大事故等対処施設による対応のための要員への教育及び訓練の実施

特定重大事故等対処施設による対応のための要員は、原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合に対して、特定重大事故等対処施設による必要な対処を迅速かつ円滑に実施するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を継続的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより要員の力量の維持及び向上を図る。

要員の教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育訓練の計画を定め、実施する。

・要員に対し必要な教育及び訓練項目を年2回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。

特定重大事故等対処施設による対応のための要員の対象者に

については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて迅速かつ円滑に対処できるよう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、特定重大事故等対処施設の運用開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。

特定重大事故等対処施設による対応のための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-1-1) 特定重大事故等対処施設については、原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合に対処する施設であることを踏まえ、特定重大事故等対処施設からの操作による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等を実施する。

(b-1-2) 要員の役割に応じて、原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合に原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための迅速かつ円滑な対処ができるよう過酷事故の内容、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行う。

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、原子炉補助建屋等への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重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、発電所対策本部の指揮者、運転員（当直員）及び特重施設要員の連携等を確認するための演習等を定期的に計画する。

特定重大事故等対処施設の対応を迅速に実施するために、必要に応じて事象進展による悪条件（高線量下、夜間及び悪天候（降雨、強風等）及び照明機能低下等）等を想定し、必要な防保護具等を使用した訓練も実施する。

特定重大事故等対処施設の対応を迅速に実施するために、

特重施設要員は、役割に応じて特定重大事故等対処施設について熟知しておく必要があるため、現場を含めた模擬訓練を行う。また、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の定期点検及び運転に必要な操作を自らが行う。

保守課員は、原子力研修センターにてポンプ、弁設備等の分解点検、調整、部品交換の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。さらに、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた作業手順書に基づき、現場に立ち、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、作業手順書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を社員自らも行う。

特定重大事故等対処施設の対応を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備する。特重施設要員は、それらの情報及びマニュアルを用いて、事故時対応訓練を行うことで、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、情報及びマニュアルの管理を実施する。

(b-2) 特定重大事故等対処施設による対応の体制

(b-2-1) 原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合に対して、特定重大事故等対処施設による必要な対応を迅速かつ円滑に実施するため、「(i) 重大事故等対策」の「d.(c) 体制の整備」、「(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.(b-2) 大規模損壊発生時の体制」及び「a.(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」にて整備される体制のもと、特重施設要員は実施組織として、(a)における特定重大事故等対処施設の対応手順書にしたがって活動を行う。

なお、特定重大事故等対処施設設置に伴う基本的な体制は、特定重大事故等対処施設設置を踏まえた対応を行う。

- (b-2-2) 特定重大事故等対処施設による対応における指示者は、事象発生前については原子力防災管理者又は当直課長であり、発電所対策本部設置後においては、所長（原子力防災管理者）は、発電所対策本部長として全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理する。

発電所対策本部は、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災の場合において、本部長の指示により号炉ごとに指名した指揮者の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する。

特重施設要員を特定重大事故等対処施設内に常時確保し、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災が発生した場合においても、確保した特重施設要員により、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉に対して特定重大事故等対処施設による対応を実施できる体制とする。特重施設要員は号炉ごとの指揮者の指示のもと、特定重大事故等対処施設による対応を実施する。

- (b-2-3) 原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために、3号炉及び4号炉の原子炉容器に燃料が装荷されている場合における必要な特重施設要員として、
(3号炉及び4号炉のうち1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は、3号炉及び4号炉両方共に原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は要員の確保の必要なし。)を確保する。また、「(i) 重大事故等対策」の「d.(c) 体制の整備」で整備される重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために、必要な要員を確保した上で、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の特重施設要員（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のうち1つの原子炉容器に燃料が装荷され

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

ていない場合は□、2つの原子炉容器のうち、燃料が装荷されていないのが1号炉及び2号炉の両方共又は3号炉及び4号炉の両方共の場合は□（2つの原子炉容器のうち、燃料が装荷されていないのが1号炉又は2号炉並びに3号炉又は4号炉の場合は□）、3つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は□又はすべての原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は要員の確保必要なし。）を確保する。

なお、特重施設要員を特定重大事故等対処施設内に常時確保し、中央制御室（運転員（当直員）を含む。）又は重大事故等対処設備（E S設備を除く。）による格納容器破損防止対策が有効に機能しなくなる場合においても、対処できるよう体制を整備する。

- (b-2-4) 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、所定の特重施設要員に欠員が生じた場合は、休日、時間外（夜間）を含め特重施設要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた特重施設要員の体制に係る管理を行う。

特重施設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、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

- (b-2-5) フィルタベント時における対応として、フィルタベントの開始前には、最低限必要な要員（重大事故等対策要員）は緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）にとどまり、フィルタベントによる被ばくの影響が低下すれば、活動を再開する。その他の要員はビジターハウス等で屋内待機させるか発電所外に一時退避し、その後の交代要員として発電所へ再度参集する。

また、特重施設要員はフィルタベント時及びブルーム放出時においても□にとどまる。

- (b-3) 原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他の

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

テロリズムによる重大事故等発生時の支援体制の確立

(b-3-1) 本店対策本部体制の確立

原子炉補助建屋等への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重大事故等発生時の本店対策本部体制において「(i) 重大事故等対策」の「d.(e) 体制の整備」及び「(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.(b-4-1) 本店対策本部体制の確立」と同じ運用管理を実施する。

(b-3-2) 外部支援体制の確立

原子炉補助建屋等への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重大事故等に対処するため、特定重大事故等対処施設内であらかじめ用意された資機材及び燃料等、内にとどまり対応するために必要な飲料及び食料等により、特定重大事故等対処施設による対応を実施し、発電所の外部からの支援が受けられるまでの7日間、特定重大事故等対処施設の機能を維持できるようにする。

また、原子炉補助建屋等への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重大事故等発生時の外部支援体制の確立においては、プラントメーカー、協力会社、建設会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議及び合意の上、外部支援計画及び発電所外に保有している重大事故等対処設備（ES設備を除く。）と同種の設備、予備品、燃料等により、事象発生後6日間までに支援を受けられる計画等を定める「(i) 重大事故等対策」の「c. 支援に係る事項」及び「(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.(b-4-2) 外部支援体制の確立」と同じ運用管理を実施する。

(c) 特定重大事故等対処施設の資機材の配備に関する基本的な考え方

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテ

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

ロリズムによる重大事故等に対処するために、発電所の外部からの支援が受けられるまでの7日間、特定重大事故等対処施設の機能を維持するため、特重施設要員[]が要員の交代なしに7日間、[]にとどまり対応活動が可能となるよう資機材を配備する。

- ・外部支援が受けられない場合も[]で対応可能なように、飲料水、食料等を[]に備蓄する。
- ・特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制に係る資料を配備する。
- ・[]は居住性を確保した設計とするためマスク等の個人が用いる防護具は必要ないが、万一のための防護具としてマスク及び呼吸用ポンペを配備する。
- ・要員の交代を行う場合でも対応可能なように、必要な防護具等、チェンジングエリア用資機材等を配備する。

また、緊急時対策所等の資機材の配備において「(i) 重大事故等対策」の「c. 支援に係る事項」及び「(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.(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」と同じ運用管理を実施する。

(2) 有効性評価

(i) 基本方針

a. 評価事象

本原子炉施設が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「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」等（以下「規則等」という。）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。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

なお、選定に当たっては、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の知見を踏まえ、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）、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

中破断LOCA時に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が喪失する事故

(a-8) 格納容器バイパス

1次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、原子炉施設の特性を考慮し、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 L O C A 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 L O C A 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 L O C A 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 L O C A 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、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、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作動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である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[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]又は限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力の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℃又は限界温度を下回る温度である 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を下回る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を下回る温度である 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に貯蔵されている燃料の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) 評価条件

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が、標準値として評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて条件を設定する場合もある。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、さらに本原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等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。なお、有効性評価においては発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定しているが、3号炉と4号炉は同一の評価条件であることから、3号炉及び4号炉共通の条件として記載する。

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、運転員等操作時間は、操作現場までのアクセスルート
の状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。

(b) 共通評価条件

(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。

(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(302.3℃)に正の定常誤差(+2.2℃)を考慮した値を用いる。

(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。

(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。
- ・ 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(標準値)を使用する。
- ・ 炉心バイパス流量割合は4%(標準値)を用いる。
- ・ 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、原則として炉心運用を包絡する値を用いる。
- ・ 加圧器保有水量の初期値は60%体積(標準値)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48t(標準値)を用いる。
- ・ 原子炉格納容器自由体積は67,400m³を用いる。
- ・ 原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より小さい値(標準値)を用いる。
- ・ 原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、49℃(標準値)及び9.8kPa[gage](標準値)を用いる。
- ・ 主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。

- ・原子炉容器及び1次冷却材ポンプは設計値を用いる。
- ・加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器は標準値を用いる。

(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。

過大温度 ΔT 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 1.2 秒）

蒸気発生器水位異常低

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、非常用炉心冷却設備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。

原子炉圧力異常低

11.36MPa[gage]（応答時間 0 秒、2.0 秒）

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作動するものとする。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作動するものとする。
- ・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作動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。
- ・格納容器再循環ユニットは2基作動し、1基当たりの除熱特性(標準値: 100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW)で原子炉格納容器を除熱するものとする。
- ・燃料取替用水タンクの容量は1,900m³(標準値)を用いる。

(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、原子炉格納容器内に分散し配置した重大事故等対処施設の有効性を評価する観点から設計値に基づく条件とし、原子炉格納容器のヒートシンク、初期温度及び初期圧力は、

以下の値を用いる。

- ・原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より大きい値を用いる。
- ・原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、50℃及び0kPa[gage]を用いる。

(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-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

- ・使用済燃料ピットの熱負荷は、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、10.408MWを用いる。
- ・事象発生前使用済燃料ピット水温は40℃を用いる。
- ・使用済燃料ピットに隣接するピットの状態として、Aピット、B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、Aピットのみを考慮する。
- ・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。

(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、燃料頂部から約4.34m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（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（標準値）を使用する。
- ・ 事象は、原子炉停止の 55 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 80mm 上回る高さとする。
- ・ 1 次系開口部は、加圧器安全弁が 3 個取り外され、加圧器のペント弁が 2 個開放されているものとする。
- ・ 主要機器の形状に関する条件は以下の値を用いる。
 - ・ 原子炉容器及び 1 次冷却材ポンプは設計値を用いる。
 - ・ 加圧器、蒸気発生器、1 次冷却材配管及び原子炉格納容器は標準値を用いる。

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) 外部電源はあるものとする。
- (a-4) フィードアンドブリードにおける炉心への注水は、充てん／高圧注入ポンプ 2 台を使用するものとし、最小注入特性（高圧注入特性（0m³/h～約 150m³/h、0MPa[gage]～約 16.9MPa[gage]）を用いるものとする。
- (a-5) 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 3 個を使用し、1 個当たりの容量は 95t/h とする。
- (a-6) 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-6-1) 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) 起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。
- (b-2) 安全機能としては、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ものとする。
- (b-3) 外部電源はないものとする。
- (b-4) 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109m³/h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4.8m³/hとし、1次冷却材ポンプ3台からの漏えいを考慮する。
- (b-5) 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160m³/hの流量で注水するものとする。
- (b-6) 2次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-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。
- | | |
|------------|----------------------------|
| 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 ³ （1基当たり） |
- (b-8) 恒設代替低圧注水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、30m³/hを設定する。
- (b-9) 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-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。
- (b-10-1) 2次系強制冷却操作は、事象発生後の30分後に開始するも

のとする。

(b-10-2) 代替交流電源は、RCPシールLOCAが発生する場合においては事象発生後60分後に確立するものとし、RCPシールLOCAが発生しない場合においては交流電源が24時間使用できないものとして、事象発生後24時間後に確立するものとする。

(b-10-3) 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ものとする。

(b-10-4) 蓄圧タンク出口弁の閉止は、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分後に実施するものとする。

(b-10-5) 2次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ものとする。

(b-10-6) 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ものとする。

(b-10-7) RCPシールLOCAが発生する場合においては、1次冷却材圧力が0.7MPa[gage]に到達すれば、恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水を開始するものとする。

(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、中破断LOCAが発生するものとし、破断口径は約0.1m(4インチ)とする。

(d-2) 安全機能としては、格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとする。

(d-3) 外部電源はあるものとする。

(d-4) 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し、11.36MPa[gage]を作動限界値とする。
また、応答時間は0秒とする。

(d-5) 充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ2台作動し、最大注入特性（高圧注入特性（0m³/h～約220m³/h、0MPa[gage]～約19.4MPa[gage]）、低圧注入特性（0m³/h～約1,730m³/h、0MPa[gage]～約1.2MPa[gage]））で炉心へ注水するものとする。

(d-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280m³/hの流量で注水するものとする。

(d-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。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m³（1基当たり）

(d-8) 再循環切替は、燃料取替用水タンク水位16%到達後に行われるものとする。

(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) 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。

(e-2) 1次冷却材圧力の初期値は、定格値(15.41MPa[gage])を用いる。

(e-3) 1次冷却材平均温度の初期値は、定格値（302.3℃）を用いる。

(e-4) 減速材温度係数の初期値は、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき、MOX燃料の装荷及び解析コードの不確か

- さを考慮し、負の反応度帰還効果が小さくなるよう、炉心のほう素濃度を高めることにより $-13\text{pcm}/^{\circ}\text{C}$ （標準値）に設定する。
- (e-5) ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した炉心とMOX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（標準値）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。
- (e-7) 起回事象として、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する。
- (e-9) 外部電源はあるものとする。
- (e-10) ATWS緩和設備の作動信号は「蒸気発生器水位異常低」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、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 台が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 $280\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。
- (f) ECCS注水機能喪失
- (f-1) 起回事象として、中破断LOCAが発生するものとし、破断口径は、約 0.15m （6 インチ）、約 0.1m （4 インチ）及び約 0.05m （2 インチ）とする。
- (f-2) 安全機能としては、高圧注入機能が喪失するものとする。
- (f-3) 外部電源はないものとする。
- (f-4) 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（標準値： $0\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $830\text{m}^3/\text{h}$ 、 $0\text{MPa}[\text{gage}]$ ～約 $0.7\text{MPa}[\text{gage}]$ ））を用いるものとする。
- (f-5) 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 280m³/h の流量で注水するものとする。

(f-6) 2 次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-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。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m³（1 基当たり）

(f-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。

(f-8-1) 非常用炉心冷却設備作動信号発信の 10 分後に 2 次系強制冷却操作を開始し、開操作に 1 分を要するものとする。

(f-8-2) 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。

(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、ECCS 再循環機能が喪失するものとする。

(g-3) 外部電源はあるものとする。

(g-4) 再循環切替は、燃料取替用水タンク水位 16% 到達時に行い、ECCS 再循環に失敗することを想定する。

(g-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し、11.36MPa[gage] を作動限界値とする。また、応答時間は 0 秒とする。

(g-6) 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し、0.136MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

(g-7) 充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ2台作動し、最大注入特性（高圧注入特性（標準値：0m³/h～約350m³/h、0MPa[gage]～約15.6MPa[gage]）、低圧注入特性（標準値：0m³/h～約1,820m³/h、0MPa[gage]～約1.3MPa[gage]）で炉心へ注水するものとする。

(g-8) 格納容器スプレイポンプは2台作動し、最大流量で原子炉格納容器内に注水するものとする。また、再循環時には1台作動し、最大流量で原子炉格納容器内に注水するものとする。

(g-9) 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280m³/hの流量で注水するものとする。

(g-10) 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。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m³（1基当たり）

(g-11) 格納容器スプレイポンプ1台作動による代替再循環時の炉心への注水流量は、200m³/hを設定する。

(g-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。

(g-12-1) 格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始は、ECS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、余熱除去系統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の作

動、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 3.3cm (約 1.3 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 11cm (約 4.2 インチ) 相当)
- ・原子炉格納容器外の余熱除去系統機器等
(等価直径約 4.1cm (約 1.6 インチ) 相当)

(h-1-4) 安全機能としては、余熱除去機能が喪失するものとする。

(h-1-5) 外部電源はないものとする。

(h-1-6) 炉心への注水は、充てん/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 (0m³/h ~ 約 220m³/h、0MPa[gage] ~ 約 19.4MPa[gage])) を用いるものとする。

(h-1-7) 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 280m³/h の流量で注水するものとする。

(h-1-8) 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。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m³ (1 基当たり)

(h-1-9) 2 次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-1-10) 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-1-11) 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。

- (h-1-11-1) 主蒸気逃がし弁の開放による 2 次系強制冷却操作は、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-1-11-2) 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-1-11-3) 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-1-11-4) 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、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を、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-1-11-5) 充てん/高圧注入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作動した時点で、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) 外部電源はないものとする。
 - (h-2-4) 炉心への注水は、充てん/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（ $0\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $220\text{m}^3/\text{h}$ 、 $0\text{MPa}[\text{gage}]$ ～約 $19.4\text{MPa}[\text{gage}]$ ）を用いるものとする。
 - (h-2-5) 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 $280\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するも

のとする。

(h-2-6) 2次系強制冷却のため、健全側の主蒸気逃がし弁 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-2-7) 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。

(h-2-7-1) 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止操作、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止操作を開始し、操作完了に約 2 分を要するものとする。

(h-2-7-2) 健全側の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-2-7-3) 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-2-7-4) 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-2-7-5) 非常用炉心冷却設備停止条件が成立すれば、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を、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-2-7-6) 充てん／高圧注入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-2-7-7) 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) 起回事象として、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、高圧注入機能、低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。
- (a-1-1-5) タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、事象発生の60秒後に3基の蒸気発生器に合計160m³/hの流量で注水するものとする。
- (a-1-1-6) 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。
- | | |
|------------|----------------------------|
| 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 ³ （1基当たり） |
- (a-1-1-7) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、140m³/hとする。
- (a-1-1-8) 静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しない。
- (a-1-1-9) 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-1-1-9-1) 恒設代替低圧注水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分後に開始するものとし、事象発生の24時間後に停止するものとする。
- (a-1-1-9-2) 大容量ポンプ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
の 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、原子炉はウラン燃料が 3/4、MOX
燃料が 1/4 の装荷比率で定格出力の 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
1/3 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高
30,000 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 は、原子炉
格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果
を見込む。

(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。なお、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。

(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、非常用所内交流電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(a-2-1-3) 外部電源はないものとする。

(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台当たり約 $1.5\text{m}^3/\text{h}$ 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。

(a-2-1-6) 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。

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 29.0m^3 (1基当たり)

(a-2-1-7) 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 95t/h とする。

(a-2-1-8) 恒設代替低圧注水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-2-1-9) 静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しない。

(a-2-1-10) 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-2-1-10-1) 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分後に開始するものとする。

(a-2-1-10-2) 恒設代替低圧注水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分後に開始するものとする。また、格納容器再循環サンプ水位77%到達(原子炉格納容器保有水量 $1,700\text{m}^3$ 相当)、かつ、原子炉格納容器最高使用