

1.3.4 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

(1) 核燃料物質取扱設備の構造

核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は、燃料取替クレーン、使用済燃料ピットクレーン（1号、2号及び3号機共用）、燃料取扱棟クレーン（1号、2号及び3号機共用）、燃料移送装置等で構成する。

ウラン新燃料は、燃料取扱設備により、燃料取扱棟内において、ウラン新燃料の輸送容器から新燃料貯蔵設備又は使用済燃料貯蔵設備に移し、原子炉格納容器内に搬入する。ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は、燃料取扱設備により、燃料取扱棟内において、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の輸送容器から使用済燃料貯蔵設備に移し、原子炉格納容器内に搬入する。燃料取替は、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で行う。

使用済燃料は、遮へいに必要な水深を確保した状態で、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で燃料取扱棟内に移送し、同棟内の使用済燃料貯蔵設備（1号、2号及び3号機共用）のほう酸水中に貯蔵する。

燃料取扱設備は、燃料取扱時において燃料が臨界に達することのない設計とするとともに、燃料集合体の落下を防止する設計とする。

(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

(i) 新燃料貯蔵設備

a. 構造

新燃料貯蔵設備は、ウラン新燃料を新燃料ラックに挿入して貯蔵するものであり、燃料取扱棟内に設置する。

新燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。

b. 貯蔵能力

全炉心燃料の約100%相当分

(ii) 使用済燃料貯蔵設備

a. 構造

使用済燃料貯蔵設備（1号、2号及び3号機共用）は、使用済燃料及び新燃料をほう酸水中の使用済燃料ラックに挿入して貯蔵する鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽（使用済燃料ピット）であり、燃料取扱棟内に設ける。

使用済燃料ピットは、燃料体等の上部に十分な水深を確保する設計とするとともに、使用済燃料ピット水位、水温及び使用済燃料ピット水の漏えい並びに燃料取扱棟内の放射線量率を監視する設備を設け、さらに、万一漏えいを生じた場合には、ほう酸水を補給できる設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、燃料体等の取扱中に想定される落下時にも著しい使用済燃料ピット水の減少を引き起こすような損傷を避けるよう設計する。

使用済燃料ピットは、使用済燃料ピットの冷却機能喪失、使用済燃料ピットの注水機能喪失、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保できる設計とする。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいにより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満かつ水位低下が継続する場合に、スプレイや蒸気条件下でも臨界にならない

よう配慮したラック形状及び燃料配置によって、臨界を防止することができる設計とする。

b. 貯蔵能力

全炉心燃料の約1,150%相当分（1号、2号及び3号機共用）

(iii) 使用済燃料乾式貯蔵施設

a. 構造

使用済燃料乾式貯蔵施設は、使用済燃料乾式貯蔵容器、周辺施設である使用済燃料乾式貯蔵建屋（1号、2号及び3号機共用）等からなる。使用済燃料乾式貯蔵容器は、使用済燃料の収納後にその内部を乾燥させ、使用済燃料を不活性ガスとともに封入する金属製の容器であり、容器本体、蓋部（二重）、バスケット等で構成する。使用済燃料乾式貯蔵容器は、貯蔵架台を用いて基礎ボルトで基礎に固定する。

使用済燃料乾式貯蔵建屋は、使用済燃料乾式貯蔵容器を貯蔵し、自然冷却のための給排気口を設けた鉄筋コンクリート造の建屋である。

使用済燃料乾式貯蔵施設は、使用済燃料乾式貯蔵容器に収納した使用済燃料の崩壊熱を自然冷却によって外部に放出できる設計とするとともに、使用済燃料から放出される放射線をガンマ線遮蔽材及び中性子遮蔽材により十分に遮蔽することができる設計とする。また、使用済燃料乾式貯蔵容器は、適切に放射性物質を閉じ込めることができ、閉じ込め機能を監視できる設計とするとともに、使用済燃料乾式貯蔵容器内の燃料位置等について想定される最も厳しい状態を仮定しても臨界に達するおそれのない設計とする。

b. 貯蔵能力

全炉心燃料の約760%相当分（1号，2号及び3号機共用）

(3)核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

(i)使用済燃料ピット水浄化冷却設備

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時（以下「通常運転時等」という。）において，使用済燃料ピットには，使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料からの崩壊熱の除去並びに使用済燃料ピット水の浄化を行うため，ポンプ，冷却器等で構成する使用済燃料ピット水浄化冷却設備（1号，2号及び3号機共用）を設け，使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から発生する崩壊熱の除去を行うために十分な冷却能力を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は，最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

a. 使用済燃料ピットポンプ（1号，2号及び3号機共用）

台数	2
容量	約 550m ³ /h（1台当たり）

b. 使用済燃料ピット冷却器（1号，2号及び3号機共用）

型式	横置U字管式
基数	2
伝熱容量	約 4.1MW（1基当たり）
型式	プレート式
基数	1
伝熱容量	約 7.6MW

(ii)使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済

燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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。使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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。

a. 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

(a) 使用済燃料ピットへの注水

(a-1) 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピット内燃料体等を冷却し、使用済燃料ピットに接続する配管が破損しても、放射線の遮蔽が維持される水位を確保するための設備として以下の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）を設ける。

使用済燃料ピットに接続する配管の破損については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えい時は、遮蔽に必要な水位以下に水位が低下することを防止するため、入口配管上端部にサイホンブレーカを設ける設計とする。使用済燃料ピット出口配管からの漏えい時は、遮蔽に必要な水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。

冷却及び水位確保により使用済燃料ピットの機能を維持し、純水冠水状態で臨界を防止できる設計とする。

使用済燃料ピットポンプ若しくは使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失、燃料取替用水タンクポンプ若しくは燃料取替用水タンクの故障等及び1次系純水サービスポンプ若しくは2次系純水タンクの故障等により使用済燃料ピットの注水機能が喪失又は使用済燃料ピットに接続する配管の破損等により使用済燃料ピット水の小規模な漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）として、海又は代替淡水源を水源とする中型ポンプ車により、使用済燃料ピットへ注水する設計とする。

b. 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備

(a) 使用済燃料ピットへのスプレイ

(a-1) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレイ

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、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よる注水操作を実施し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満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料ピット全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減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）を設ける。

また、スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置によって、臨界を防止すること

ができる設計とする。

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、小型放水砲を可搬型ホースにより海又は代替淡水源を水源とする中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と接続し、使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

(b) 燃料取扱棟への放水

(b-1) 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車を用いた大型放水砲による燃料取扱棟への放水

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、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満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和するとともに、燃料損傷時に燃料取扱棟に大量の水を放水することによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の放水設備（燃料取扱棟への放水）を設ける。

放水設備（燃料取扱棟への放水）として、大型放水砲を可搬型ホースにより海を水源とする大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車（以下「大型ポンプ車等」という。）と接続し、燃料取扱棟に大量の水を放水することによって、一部の水を使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

c. 重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時に用いる設備

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、重大事故等時に使用済燃料ピットに係る監視に必要な設備として計測設備（使用済燃料ピットの監視）を設ける。

(a) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視

使用済燃料ピット水位 (AM), 使用済燃料ピット温度 (AM) の計測装置は, 重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

使用済燃料ピットに係る重大事故等時の使用済燃料ピットの状態を監視カメラにより監視できる設計とする。

これらの設備は, ディーゼル発電機に加えて代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

(b) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

使用済燃料ピット広域水位 (AM) の計測装置及び可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは, 使用済燃料ピットの水位及び上部の空間線量率について, 重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

これらの設備は, ディーゼル発電機に加えて代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは, 可搬型代替モニタ及び可搬型モニタの放射線計測器部並びに可搬型放射線計測器のうち放射線量を測定する計測器と予備を兼用できる設計とする。

可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは, 取付けを想定する複数の場所の線量率と使用済燃料ピット区域の空間線量率の相関 (減衰率) をあらかじめ評価しておくことで, 使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。

非常用ガスタービン発電機及び空冷式非常用発電装置については、「1.3.10(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

[常設重大事故等対処設備]

使用済燃料ピット水位 (AM)

個 数 2

使用済燃料ピット温度 (AM)

個 数 2

使用済燃料ピット監視カメラ

個 数 1

種 類 赤外線カメラ (冷却機能付)

[可搬型重大事故等対処設備]

中型ポンプ車

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」, 「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」, 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」, 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」, 「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」, 「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」, 「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

台 数 6 (予備1)

容 量 約 210m³/h

揚 程 約 100m

加圧ポンプ車

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」, 「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」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」と兼用)

台数	2 (予備1)
容量	約 150m ³ /h
揚程	約 150m

小型放水砲

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」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」と兼用)

台数	2 (予備1)
----	---------

大型ポンプ車

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」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」と兼用)

台数	1 ※1
容量	約 1,320m ³ /h
揚程	約 140m

大型ポンプ車 (泡混合機能付)

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」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」と兼用)

台数	1 ※1
容量	約 1,320m ³ /h
揚程	約 140m

※1 : 保有台数を示す。大型ポンプ車と大型ポンプ車 (泡混合機

能付) を組合わせて台数は1
台(予備1台)とする。

大型放水砲

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」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」と兼用)

型 式 移動式ノズル

台 数 1 (予備1)

使用済燃料ピット広域水位 (AM)

個 数 2 (予備1)

可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「放射
線監視設備」と兼用)

個 数 2 (予備1^{※2})

※2 可搬型代替モニタ, 可搬型モ
ニタ及び可搬型放射線計測器
と一部兼用

1.3.5 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

(1) 一次冷却材設備

(i) 冷却材の種類

軽 水（ほう素含有）

(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

一次冷却材設備（1次冷却設備）は、3つの閉回路からなり、それぞれの回路には、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ及び1次冷却材管を有する。1次冷却材は発電用原子炉で加熱された後、蒸気発生器において2次冷却材と熱交換を行い、1次冷却材ポンプにより発電用原子炉に還流する。また、3回路のうち1回路には1次冷却材圧力を制御するための加圧器を設ける。

1次冷却設備は関連設備とあいまって、通常運転時等において、炉心からの発生熱を除去できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリは、原子炉容器、1次冷却設備及びそれに接続される配管等から構成され、通常運転時等において原子炉停止系統の作動等とあいまって、想定される圧力及び温度変化に対し十分に耐え、その健全性を確保する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管系には適切に隔離弁を設ける設計とし、また、1次冷却材の漏えいを早期に検出するため、漏えい監視設備を設ける。

なお、1次冷却材ポンプは電源喪失の際にも、1次冷却材流量の急速な減少を防ぎ、熱除去能力が急速に失われるのを防止できる設計とする。

1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、設計基準事故対処設備の一部を重大事故等時に

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。

a. 蒸気発生器

(「一次冷却材設備」, 「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設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」, 「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」, 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)

型 式	たて置U字管式熱交換器型
基 数	3
蒸気発生量	約 1,700t/h (1基当たり) (定格出力時)
寸 法	
外 径	胴上部 約 4.5m 胴下部 約 3.4m
全 高	約 21m
伝熱管内径	約 20mm
材 料	
本 体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金

b. 1次冷却材ポンプ

型 式	たて置斜流型
台 数	3

容 量 約 20,100m³/h (1台当たり)

c. 1次冷却材管

内 径

低 温 側 約 0.70m

高 温 側 約 0.74m

蒸気発生器～ポンプ間 約 0.79m

材 料 ステンレス鋳鋼

d. 加圧器

型 式 たて置円筒上下半球鏡容器型

基 数 1

圧力制御方式 ヒータ, スプレー及び逃がし弁

材 料

母 材 低合金鋼

肉 盛 り ステンレス鋼

安 全 弁

(「一次冷却材設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)

型 式 ばね式

個 数 3

容 量 約 160t/h (1個当たり)

吹出し場所 加圧器逃がしタンク

逃がし弁

(「一次冷却材設備」, 「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設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」及び「緊

急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)

型 式	空気作動式
個 数	2
容 量	約 95t/h (1 個当たり)
吹出し場所	加圧器逃がしタンク

e. 漏えい監視設備

漏えい監視設備 一式

(iii) 冷却材の温度及び圧力

原子炉容器出口における温度 約 321℃ (定格出力時)

原子炉容器入口における圧力 約 157kg/cm²G (定格出力時)

(2) 二次冷却設備

(i) 冷却材の種類

軽 水

(ii) 主要な機器の個数及び構造

二次冷却設備 (2 次冷却設備) は、蒸気発生器を介して 1 次冷却材と熱交換を行い発生蒸気によって蒸気タービンを駆動する閉回路である。

a. 主蒸気管

内 径	約 0.70m
材 料	炭素鋼

b. 蒸気タービン

型 式	再熱再生復水式
個 数	1
定格蒸気流量	約 5,100t/h

出力	890,000kW
----	-----------

c. 主蒸気ダンプ弁

型式	空気作動式
----	-------

個数	8
----	---

容量	約 260t/h (1個当たり)
----	------------------

d. 主蒸気安全弁

(「二次冷却設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)

型式	ばね式
----	-----

個数	15
----	----

容量	約 370t/h (1個当たり)
----	------------------

e. 主蒸気逃がし弁

(「二次冷却設備」, 「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設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」, 「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」, 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)

型式	空気作動式
----	-------

個数	3
----	---

容量	約 182t/h (1個当たり)
----	------------------

f. 主蒸気隔離弁

(「二次冷却設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)

型 式	スウィングディスク式
個 数	3

g. 主給水ポンプ

(a) タービン動主給水ポンプ

台 数	2
容 量	約 3,300m ³ /h (1台当たり)

(b) 電動主給水ポンプ

台 数	1
容 量	約 3,300m ³ /h

h. 補助給水ポンプ

(a) タービン動補助給水ポンプ

(「二次冷却設備」, 「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」, 「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設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」, 「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」及び「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」と兼用)

台 数	1
容 量	約 210m ³ /h

(b) 電動補助給水ポンプ

(「二次冷却設備」, 「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」, 「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」及び

「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」と兼用)

台数	2
容量	約 90m ³ /h (1台当たり)

i. 補助給水タンク

(「二次冷却設備」, 「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設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」, 「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」, 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」, 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」, 「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」, 「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」, 「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)

基数	1
容量	約 740m ³

j. 復水器

基数	2
----	---

(3) 非常用冷却設備

(i) 冷却材の種類

軽水 (ほう素含有)

(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

a. 非常用炉心冷却設備

非常用炉心冷却設備は、工学的安全施設の一設備で、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系から構成する。1次冷却材喪失事

故等の設計基準事故が起こったときは、直ちに蓄圧タンク及び燃料取替用水タンクのほう酸水を各1次冷却材管を経て発電用原子炉に注入し炉心の冷却を行う。また、燃料取替用水タンクの貯留水がなくなる前に、格納容器再循環サンプにたまったほう酸水を再循環させる。

(a) 高圧注入系

(a-1) 高圧注入ポンプ

(「高圧注入系」，「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設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」，「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」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

台数	2
容量	約 280m ³ /h (1台当たり)
揚程	約 950m

(a-2) 燃料取替用水タンク

(「高圧注入系」，「低圧注入系」，「原子炉格納容器スプレイ設備」，「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」，「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設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」，「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」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破

損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の
 熔融炉心を冷却するための設備」，「重大事故等の収
 束に必要となる水の供給設備」及び「火災防護設備」
 と兼用)

基 数	1
容 量	約 1,900m ³
ほう素濃度	3,400ppm 以上 [ウラン・プルトニウム混合酸化物 燃料が装荷されるまでのサイクル] 4,400ppm 以上 [ウラン・プルトニウム混合酸化物 燃料が装荷されたサイクル以降]

(b) 低圧注入系

(b-1) 余熱除去ポンプ

(「低圧注入系」，「余熱除去設備」，「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
 めの設備」及び「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」と兼用)

台 数	2
容 量	約 852m ³ /h (1台当たり)
揚 程	約 73m

(b-2) 燃料取替用水タンク (1.3.5(3)(ii) a. (a)他と兼用)

基 数	1
容 量	約 1,900m ³

(c) 蓄圧注入系

蓄圧タンク

（「蓄圧注入系」及び「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設備」と兼用）

基 数	3
容 量	約 41m ³ （1基当たり）
加圧ガス圧力	約 4.4MPa[gage]

b. 重大事故等対処設備

(a) 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設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉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。

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設備のうち、炉心を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却システムのフィードアンドブリード、タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）、電動補助給水ポンプの機能回復及び主蒸気逃がし弁の機能回復（人力））を設ける。

(a-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(a-1-1) 1次冷却システムのフィードアンドブリード

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク又は主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1次冷却システムのフィードアンドブリード）として、燃料

取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは、炉心へのほう酸水の注入を行い、加圧器逃がし弁を開操作することでフィードアンドブリードができる設計とする。また、蓄圧タンクはフィードアンドブリード中に1次冷却材との圧力差によりほう酸水を炉心へ注入できる設計、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器はフィードアンドブリード後に原子炉を低温停止状態とできる設計とする。

(a-2) サポート系故障時に用いる設備

(a-2-1) タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力））として、補助給水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いた蒸気加減弁の操作、専用の注油器によるタービン動補助給水ポンプ軸受への油供給及び人力による蒸気入口弁の操作により機能を回復し、2次冷却系からの除熱によって、1次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とする。これらの人力による措置は容易に行える設計とする。また、タービン動補助給水ポンプは、1次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策に必要な時間的余裕をとれるよう冷却を継続できる設計とする。

(a-2-2) 電動補助給水ポンプの機能回復

全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（電動補助給水ポンプの機能回復）として、補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、非常用ガス

タービン発電機又は空冷式非常用発電装置より給電することで機能を回復し、2次冷却系からの除熱によって、1次冷却システムの十分な減圧及び冷却ができる設計とする。また、電動補助給水ポンプは、1次冷却システムの減圧対策及び低圧時の冷却対策に必要な時間的余裕をとれるよう冷却を継続できる設計とする。

(a-2-3) 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）

全交流動力電源及び常設直流電源システムが喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復（人力））として、主蒸気逃がし弁は、機能回復のため現場において人力で操作し、2次冷却系からの除熱によって、1次冷却システムの十分な減圧及び冷却ができる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、1次冷却システムの減圧対策及び低圧時の冷却対策に必要な時間的余裕をとれるよう冷却を継続できる設計とする。

(a-3) 監視及び制御に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として、加圧器水位は1次冷却材の保有水量を、蒸気発生器広域水位及び蒸気発生器狭域水位は2次冷却材の保有水量を監視又は推定でき、蒸気発生器広域水位、蒸気発生器狭域水位、補助給水ライン流量及び補助給水タンク水位は蒸気発生器へ注水するための補助給水ポンプの作動状況を確認できる設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

高压注入ポンプ (1.3.5(3)(ii)a.(a)他と兼用)

台数	2
容量	約 280m ³ /h (1台当たり)
揚程	約 950m

燃料取替用水タンク (1.3.5(3)(ii)a.(a)他と兼用)

基数	1
容量	約 1,900m ³

加压器逃がし弁 (1.3.5(1)他と兼用)

型式	空気作動式
個数	2

蓄圧タンク (1.3.5(3)(ii)a.(c)と兼用)

基数	3
容量	約 41m ³ (1基当たり)

余熱除去ポンプ (1.3.5(3)(ii)a.(b)他と兼用)

台数	2
容量	約 681m ³ /h (1台当たり) (余熱除去運転時) 約 852m ³ /h (1台当たり) (安全注入時及び再循環運転時)
揚程	約 82m (余熱除去運転時) 約 73m (安全注入時及び再循環運転時)

余熱除去冷却器

(「低圧注入系」, 「余熱除去設備」, 「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設備」及び「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」と兼用)

基 数 2

タービン動補助給水ポンプ (1.3.5(2)他と兼用)

台 数 1

容 量 約 210m³/h

補助給水タンク (1.3.5(2)他と兼用)

基 数 1

容 量 約 740m³

主蒸気逃がし弁 (1.3.5(2)他と兼用)

型 式 空気作動式

個 数 3

容 量 約 182t/h (1個当たり)

蒸気発生器 (1.3.5(1)他と兼用)

型 式 たて置U字管式熱交換器型

基 数 3

タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁

(「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設備」及び「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」と兼用)

型 式 電気(直流)作動式

個 数 2

(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基

準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(b-1) フロントライン系故障時に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、1次冷却系統の減圧のための設備及び1次冷却系統の減圧と併せて原子炉を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系統のフィードアンドブリード）を設ける。また、2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却系統の減圧のための設備として以下の重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱）を設ける。

(b-1-1) 1次冷却系統のフィードアンドブリード

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク又は主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1次冷却系統のフィードアンドブリード）として、加圧器逃がし弁を開操作することにより1次冷却系統を減圧できる設計とする。また、燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは、炉心へほう酸水を注入することで1次冷却系統をフィードアンドブリードできる設計とする。

(b-1-2) 2次冷却系からの除熱（注水）

加圧器逃がし弁の故障により1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（2次冷却系からの除

熱（注水））として、補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで2次冷却系からの除熱により1次冷却系統を減圧できる設計とする。

(b-1-3) 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）

加圧器逃がし弁の故障により1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（蒸気放出））として、主蒸気逃がし弁を開操作することで2次冷却系からの除熱により1次冷却系統を減圧できる設計とする。

(b-2) サポート系故障時に用いる設備

(b-2-1) タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、タービン動補助給水ポンプの機能回復のための設備として以下の重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力））を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力））として、タービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いたタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の操作、専用の注油器による軸受油供給及び人力によるタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の操作により機能を回復できる設計とする。

(b-2-2) 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし弁の機能回復のための設備で可搬型コンプレッサー又は窒素ポンベ等と同等以上の効果を有する措置として以下の重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復（人力））を設ける。

常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復（人力））として、主蒸気逃がし弁は、人力操作により、現場における可搬型コンプレッサー又は窒素ポンベ等の接続と同等以上の作業の迅速性を有する設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、駆動軸を人力で直接操作することによる操作の確実性及び空気作動に対する多様性を有する設計とする。

(b-2-3) 加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、常設直流電源系統喪失時に駆動用空気が喪失した場合を想定した加圧器逃がし弁の機能回復のための設備として以下の可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給））を設ける。

常設直流電源系統が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給））として、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、かつ、加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電）により、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次冷却系統を減圧できる設計とする。

(b-2-4) 加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電）

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、常設直流電源系統が喪失した場合を想定した加圧器逃がし弁の機能回復のための設備として以下の可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電））を設ける。

常設直流電源系統が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電））として、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池は、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、かつ、加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）により、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次冷却系統を減圧できる設計とする。

(b-3) 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱の防止に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱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（加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧）を設ける。

重大事故等対処設備（加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧）として、加圧器逃がし弁を使用する。

(b-4) 蒸気発生器伝熱管破損発生時に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、蒸気発生器伝熱管破損発生時に1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量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（1次冷却系統の減圧）を設ける。

重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）として、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を使用する。

(b-5) インターフェイスシステムLOCA発生時に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、インターフェイスシステムLOCA発生時に1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量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（1次冷却系統の減圧及びISLOCA時漏えい抑制）を設ける。

重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）として、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を使用する。

重大事故等対処設備（ISLOCA時漏えい抑制）として、インターフェイスシステムLOCA時において1次冷却材の漏えい量を抑制し、拡散を防止するため、余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、専用の工具を用いることで離れた場所から弁駆動機構を介して遠隔操作できる設計とする。

減圧用の弁である加圧器逃がし弁は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）の容量の設定も含めて、重大事故等における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室又は中央制御室に隣接する計装盤室で可能な設計とする。

減圧用の弁である主蒸気逃がし弁は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、原子炉建屋内に設置

し、制御用空気が喪失した場合の人力操作も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。主蒸気逃がし弁は、インターフェイスシステムLOCA時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時に使用する設備であるため、インターフェイスシステムLOCA時の環境影響を受けない原子炉建屋内の区画に設置し、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時の環境条件を考慮した設計とする。主蒸気逃がし弁の操作は、中央制御室で可能な設計及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

加圧器逃がし弁 (1.3.5(1)他と兼用)

型 式	空気作動式
個 数	2

高圧注入ポンプ (1.3.5(3)(ii)a.(a)他と兼用)

台 数	2
容 量	約 280m ³ /h (1台当たり)
揚 程	約 950m

燃料取替用水タンク (1.3.5(3)(ii)a.(a)他と兼用)

基 数	1
容 量	約 1,900m ³

電動補助給水ポンプ (1.3.5(2)他と兼用)

台 数	2
容 量	約 90m ³ /h (1台当たり)

タービン動補助給水ポンプ (1.3.5(2)他と兼用)

台数	1
容量	約 210m ³ /h
補助給水タンク	(1.3.5(2)他と兼用)
基数	1
容量	約 740m ³
主蒸気逃がし弁	(1.3.5(2)他と兼用)
型式	空気作動式
個数	3
容量	約 182t/h (1個当たり)
蒸気発生器	(1.3.5(1)他と兼用)
型式	たて置U字管式熱交換器型
基数	3
タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁	
	(1.3.5(3)(ii)b.(a)と兼用)
型式	電気(直流)作動式
個数	2
余熱除去ポンプ入口弁	
型式	手動弁(専用の工具で遠隔操作可能)
個数	2
余熱除去冷却器室漏えい防止堰	
個数	2
格納容器スプレイ冷却器室漏えい防止堰	
個数	2

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）

個	数	2（予備1）
---	---	--------

容	量	約47L（1個当たり）
---	---	-------------

加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池

個	数	1（予備1）
---	---	--------

容	量	約780Wh
---	---	--------

(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

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却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。

(c-1) 1次冷却材喪失事象が発生している場合に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水、代替再循環運転）を設ける。また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備（炉心注水、代替炉心注水、代替再循環運転、再循環運転）を設ける。

(c-1-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(c-1-1-1) 炉心注水

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポ

ンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の重大事故防止設備（炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプは、化学体積制御系統により炉心へ注水できる設計とする。

(c-1-1-2) 代替炉心注水

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプ（B）は、代替再循環ラインにより原子炉へ注水できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とした代替格納容器スプレイポンプは、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を經由して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余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）として、海又は代替淡水源を水源

とした中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車はディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。

(c-1-1-3) 代替再循環運転

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備の再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替再循環運転）として、格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイポンプ（B）は、格納容器スプレイ冷却器（B）を介して代替再循環できる設計とする。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のポンプ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、格納容器再循環サンプ隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替再循環運転）として、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁、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は、格納容器再循環サンプを用いた再循環システムを構成できる設計とする。

(c-1-1-4) 再循環運転

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備の再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合の重大

事故防止設備（再循環運転）として、格納容器再循環サンプを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入システムにより再循環でき、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器又は格納容器再循環ユニット（A及びB）による原子炉格納容器内の冷却と併せて原子炉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のポンプ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。

(c-1-1-5) 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合に用いる設備

運転中の1次冷却材喪失事象時において、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプ（B）は、代替再循環ラインにより原子炉へ注水できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とした代替格納容器スプレイポンプは、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を經由して

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、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）として、海又は代替淡水源を水源とした中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても中型ポンプ車及び加圧ポンプ車はディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の重大事故防止設備（炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入システムにより炉心へ注水できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の重大事故防止設備（炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプは、化学体積制御システムにより炉心へ注水できる設計とする。

(c-1-2) サポート系故障時に用いる設備

(c-1-2-1) 代替炉心注水

運転中の1次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とした代替格納容器スプ

レイポンプは、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を經由して給電できる設計とする。

運転中の全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）として、海又は代替淡水源を水源とした中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても中型ポンプ車及び加圧ポンプ車はディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とする充てんポンプ（B）は、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注水できる設計とする。充てんポンプ（B）は、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

(c-1-2-2) 代替再循環運転

運転中の1次冷却材喪失事象時において、全交流動力

電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替再循環運転）として、海を水源とする中型ポンプ車は、原子炉補機冷却水系統を介して補機へ海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。高圧注入ポンプ（B）は、代替補機冷却を用いることで格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環ができ、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器又は格納容器再循環ユニット（A及びB）による原子炉格納容器内の冷却と併せて原子炉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、高圧注入ポンプ（B）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。高圧注入ポンプ（B）は、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

(c-1-3) 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合に用いる設備

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉容器に残存溶融デブリが存在する場合、格納容器注水（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却し、原子炉格納容器の破損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（格納容器注水）を設ける。

重大事故等対処設備（格納容器注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした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注水できる設計とする。

重大事故等対処設備（格納容器注水）として、燃料取替

用水タンク又は補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器スプレイ設備により、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できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、非常用電源設備のディーゼル発電機に加えて、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる設計とする。

(c-1-4) 余熱除去ポンプによる再循環が可能な場合に用いる設備

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器による原子炉冷却機能が喪失していない場合の重大事故防止設備（再循環運転）として、格納容器再循環サンプを水源とした余熱除去ポンプは、余熱除去冷却器を介して再循環運転ができる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、余熱除去ポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

(c-2) 1次冷却材喪失事象が発生していない場合に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（注水）、2次冷却系からの除熱（蒸気放出）、2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）、主蒸気逃がし弁の機能回復）を設ける。

(c-2-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(c-2-1-1) 2次冷却系からの除熱（注水）

運転中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（注水））として、補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機から給電できる設計とする。

(c-2-1-2) 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）

運転中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（蒸気放出））として、主蒸気逃がし弁を開操作することで2次冷却系からの除熱（蒸気放出）ができる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場で人力による操作ができる設計とする。

(c-2-1-3) 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）

運転中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード））として、補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機から給電できる設計とする。

(c-2-2) サポート系故障時に用いる設備

(c-2-2-1) 2次冷却系からの除熱（注水）

運転中において全交流動力電源が喪失した場合の重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（注水））として、補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

(c-2-2-2) 主蒸気逃がし弁の機能回復

運転中において全交流動力電源が喪失した場合の重大事故防止設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）として、主蒸気逃がし弁は、現場で人力により開操作することで機能回復ができる設計とする。

(c-2-2-3) 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）

運転中において全交流動力電源が喪失した場合の重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード））として、補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

(c-3) 運転停止中の場合に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却し、炉心の著しい損

傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故防止設備（炉心注水，代替炉心注水，代替再循環運転，再循環運転）を設ける。

(c-3-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(c-3-1-1) 炉心注水

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（炉心注水）として，燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは，安全注入システムにより炉心へ注水できる設計とする。

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（炉心注水）として，燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプは，化学体積制御システムにより炉心へ注水できる設計とする。

(c-3-1-2) 代替炉心注水

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替炉心注水）として，燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプ（B）は，代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（代替炉心注水）

として、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とした代替格納容器スプレイポンプは、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を經由して給電できる設計とする。

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）として、海又は代替淡水源を水源とした中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車はディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。

(c-3-1-3) 代替再循環運転

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替再循環運転）として、格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイポンプ（B）は、格納容器スプレイ冷却器（B）を介して代替再循環できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、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。

運転停止中において格納容器再循環サンプ隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した

場合の重大事故防止設備（代替再循環運転）として、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁、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は、格納容器再循環サンプを用いた再循環系統を構成できる設計とする。

(c-3-1-4) 再循環運転

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（再循環運転）は「(c-1-1-4) 再循環運転」と同じである。

(c-3-1-5) 2次冷却系からの除熱（注水）

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（注水））は、「(c-2-1-1) 2次冷却系からの除熱（注水）」と同じである。

(c-3-1-6) 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（蒸気放出））は、「(c-2-1-2) 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）」と同じである。

(c-3-1-7) 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が

喪失した場合の重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード））は、「(c-2-1-3) 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）」と同じである。

(c-3-2) サポート系故障時に用いる設備

(c-3-2-1) 代替炉心注水

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とした代替格納容器スプレイポンプは、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプに対しては、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる設計とする。

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）として、海又は代替淡水源を水源とした中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても中型ポンプ車及び加圧ポンプ車はディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とする充てんポンプ（B）は、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注水できる設計とする。充てんポンプ（B）は、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

(c-3-2-2) 代替再循環運転

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替再循環運転）は「(c-1-2-2) 代替再循環運転」と同じである。

(c-3-2-3) 2次冷却系からの除熱（注水）

運転停止中において全交流動力電源が喪失した場合の重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（注水））は「(c-2-2-1) 2次冷却系からの除熱（注水）」と同じである。

(c-3-2-4) 主蒸気逃がし弁の機能回復

運転停止中において全交流動力電源が喪失した場合の重大事故防止設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）として、主蒸気逃がし弁は、現場で人力により開操作することで機能回復ができる設計とする。

(c-3-2-5) 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）

運転停止中において全交流動力電源が喪失した場合の重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（フィードア

ンドブリード)) として、補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

(c-4) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

発電用原子炉の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止することで原子炉格納容器の破損を防止する設備として以下の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。

(c-4-1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合に用いる設備

(c-4-1-1) 炉心注水

重大事故等対処設備（炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入システムにより炉心へ注水できる設計とする。

重大事故等対処設備（炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした余熱除去ポンプは、低圧注入システムにより炉心へ注水できる設計とする。

重大事故等対処設備（炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプは、化学体積制御システムにより炉心へ注水できる設計とする。

(c-4-1-2) 代替炉心注水

重大事故等対処設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプ

(B) は、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。

重大事故等対処設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とした代替格納容器スプレイポンプは、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を經由して給電できる設計とする。

(c-4-2) 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に用いる設備

(c-4-2-1) 代替炉心注水

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とする充てんポンプ（B）は、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注水できる設計とする。充てんポンプ（B）は、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とした代替格

納容器スプレイポンプは、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、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も非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を經由して給電できる設計とする。

ディーゼル発電機，非常用ガスタービン発電機，空冷式非常用発電装置，代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器については「1.3.10(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

代替格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水は、非常用ガスタービン発電機又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、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプによる炉心注水に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を持った電源により駆動できる設計とする。電源設備の多様性，位置的分散については「1.3.10(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。また，燃料取替用水タンク及び補助給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余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注水並びに格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ，高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプを使用した再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。

燃料取替用水タンクは原子炉補助建屋内に設置し，補助給水タンクは原子炉建屋屋上に設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう相互に位置的分散を図るとともに，原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプ及び再循環サン

プスクリーンと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

代替格納容器スプレイポンプは、原子炉補助建屋内の高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補助建屋と異なる原子炉建屋内に設置することで位置的分散を図る設計とする。

中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を使用した代替炉心注水は、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプによる炉心注水、格納容器スプレイポンプ（B）及び代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水並びに余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、これらの電動ポンプに対して中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を空冷式のディーゼル駆動とすることで、多様性を持った駆動源により駆動でき、ディーゼル発電機、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。また、海又は代替淡水源を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注水、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（B）を使用した代替炉心注水、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水並びに格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプを使用した再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。

中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、屋外に分散して保管及び

設置することで、原子炉建屋内又は原子炉補助建屋内の燃料取替用水タンク、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、格納容器スプレイポンプ（B）、代替格納容器スプレイポンプ及びディーゼル発電機並びに原子炉建屋屋上の補助給水タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

炉心注水時において充てんポンプ（B）は、ディーゼル発電機に対して多様性を持った非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電することにより、余熱除去ポンプを使用した炉心注水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。

炉心注水時において充てんポンプ（B）は、安全注入ラインを介さず、化学体積制御系統の充てんラインを用いて炉心に注水できることで、余熱除去ポンプを使用した炉心注水に対して多重性を持つ設計とする。

充てんポンプ（B）は、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう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。

また、充てんポンプ（B）の自己冷却は、充てんポンプ（B）出口配管から分岐した自己冷却ラインにより充てんポンプ（B）を冷却できることで、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異なる冷却手段を用いることで共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を持つ設計とする。

充てんポンプ（B）は、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却

水ポンプと異なる区画に設置し、原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

代替格納容器スプレイポンプを使用した炉心注水並びに中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を使用した炉心注水は、水源から安全注入配管との合流点までの系統について、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した系統に対して共通要因によって機能を喪失しないよう独立性を有する設計とする。

充てんポンプを使用した炉心注水は、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した炉心注水系統に対して、共通要因によって機能を喪失しないようポンプから1次冷却設備まで独立性を有する設計とする。

格納容器注水に使用する格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器並びに代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器と代替格納容器スプレイポンプをそれぞれ異なる区画に設置することで共通要因によって機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。

熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、充てんポンプ、格納容器スプレイポンプ（B）及び代替格納容器スプレイポンプは、それぞれ異なる区画に設置することで共通要因によって機能を喪失しないよう相互に位置的分散を図る設計とする。

代替格納容器スプレイポンプの水源である補助給水タンク及び燃料取替用水タンクは、補助給水タンクを原子炉建屋屋上に

設置し、燃料取替用水タンクを原子炉補助建屋内に設置することで共通要因によって機能を喪失しないよう相互に位置的分散を図る設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器スプレイポンプ

(「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」, 「原子炉格納容器スプレイ設備」, 「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」, 「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」, 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」, 「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」及び「火災防護設備」と兼用)

台数 2 (代替炉心注水及び代替再循環
運転時はB号機のみ使用)

容量 約 940m³/h (1台当たり)

揚程 約 170m

燃料取替用水タンク (1.3.5(3)(ii)a.(a)他と兼用)

基数 1

容量 約 1,900m³

格納容器スプレイ冷却器

(「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」, 「原子炉格納容器スプレイ設備」, 「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」, 「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」, 「原子炉格納容器内の冷

却等のための設備」，「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」及び「火災防護設備」と兼用)

基 数 2 (代替炉心注水及び代替再循環
運転時はB号機のみ使用)

代替格納容器スプレイポンプ

(「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」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」と兼用)

台 数 1
容 量 約 150m³/h
揚 程 約 150m

補助給水タンク (1.3.5(2)他と兼用)

基 数 1
容 量 約 740m³

高圧注入ポンプ (1.3.5(3)(ii) a. (a)他と兼用)

台 数 2 (代替再循環運転時はB号機のみ使用)
容 量 約 280m³/h (1台当たり)
揚 程 約 950m

充てんポンプ

(「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」，「化学体積制御設備」，「非常用制御設備」及び「緊急停止失敗時に発電用

原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)

台数	3 (代替炉心注水時はB号機のみ使用)
容量	約 45m ³ /h (1台当たり) 約 59m ³ /h (B号機のみ) (重大事故等時の代替炉心注水時における使用時の値)
揚程	約 1,720m 約 1,600m (B号機のみ) (重大事故等時の代替炉心注水時における使用時の値)

格納容器再循環サンプ

(「低圧注入系」, 「原子炉格納容器スプレイ設備」, 「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」, 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

基数 2

格納容器再循環サンプスクリーン

(「低圧注入系」, 「原子炉格納容器スプレイ設備」, 「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」, 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

基数 2

容量	約 2,072m ³ /h (1基当たり)
余熱除去ポンプ (1.3.5(3)(ii) a. (b)他と兼用)	
台数	2
容量	約 681m ³ /h (1台当たり) (余熱除去運転時)
	約 852m ³ /h (1台当たり) (安全注入時及び再循環運転時)
揚程	約 82m (余熱除去運転時) 約 73m (安全注入時及び再循環運転時)
余熱除去冷却器 (1.3.5(3)(ii) b. (a)他と兼用)	
基数	2
格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁 (「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」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)	
型式	電気作動式
個数	1
電動補助給水ポンプ (1.3.5(2)他と兼用)	
台数	2
容量	約 90m ³ /h(1台当たり)
タービン動補助給水ポンプ (1.3.5(2)他と兼用)	
台数	1

容 量	約 210m ³ /h
主蒸気逃がし弁 (1.3.5(2)他と兼用)	
型 式	空気作動式
個 数	3
容 量	約 182t/h(1個当たり)
蒸気発生器 (1.3.5(1)他と兼用)	
型 式	たて置U字管式熱交換器型
基 数	3

[可搬型重大事故等対処設備]

中型ポンプ車 (1.3.4(3)(ii)他と兼用)	
台 数	6(予備1)
容 量	約 210m ³ /h(1台当たり)
揚 程	約 100m
加圧ポンプ車 (1.3.4(3)(ii)他と兼用)	
個 数	2(予備1)
容 量	約 150m ³ /h(1台当たり)
揚 程	約 150m

(4)その他の主要な事項

(i)化学体積制御設備

1次冷却設備の1次冷却材保有量の調整、1次冷却材中のほう素濃度調整並びに1次冷却材中の核分裂生成物及び腐食生成物の除去を行うため、化学体積制御設備を設ける。

a. ほう酸タンク

(「化学体積制御設備」, 「非常用制御設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼

用)

基 数	2
容 量	約 30m ³ (1基当たり)

b. ほう酸ポンプ

(「化学体積制御設備」, 「非常用制御設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)

台 数	2
容 量	約 17m ³ /h (1台当たり)

c. 充てんポンプ (1.3.5(3)(ii) b. (c)他と兼用)

台 数	3
容 量	約 45m ³ /h (1台当たり)

(ii) 余熱除去設備

原子炉停止時, 原子炉圧力が低下した後の原子炉冷却のため, 余熱除去設備を設ける。

a. 余熱除去ポンプ (1.3.5(3)(ii) a. (b)他と兼用)

台 数	2
容 量	約 681m ³ /h (1台当たり)
揚 程	約 82m

b. 余熱除去冷却器 (1.3.5(3)(ii) b. (a)他と兼用)

基 数	2
-----	---

(iii) 原子炉補機冷却水設備

余熱除去冷却器, 格納容器スプレイ冷却器, 使用済燃料ピット冷却器等の冷却を行うため, 原子炉補機冷却水設備を設ける。

原子炉補機冷却水設備は, ポンプ, 冷却器等で構成し, 原子炉補

機から発生した熱を原子炉補機冷却海水設備に伝達する設計とする。また、原子炉補機冷却水冷却器は、原子炉補機の冷却を行うのに十分な伝熱容量を持たせた設計とする。

a. 原子炉補機冷却水ポンプ

(「原子炉補機冷却水設備」, 「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)

台数	4
容量	約 1,300m ³ /h (1台あたり)

b. 原子炉補機冷却水冷却器

(「原子炉補機冷却水設備」, 「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)

基数	4
----	---

c. 原子炉補機冷却水サージタンク

(「原子炉補機冷却水設備」, 「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)

基数	1
----	---

(iv) 原子炉補機冷却海水設備

原子炉補機冷却水冷却器等へ冷却海水を供給するため、原子炉補機冷却海水設備を設ける。

原子炉補機冷却海水設備は、海水ポンプ等で構成し、原子炉補機冷却水冷却器を介する熱交換により伝達された熱を最終的な熱の逃がし場である海に輸送する設計とする。

海水ポンプ

（「原子炉補機冷却海水設備」，「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）

台数	4
容量	約 2,400m ³ /h（1台当たり）

(v)最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として以下の重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（注水），2次冷却系からの除熱（蒸気放出），格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却）を設ける。

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 2次冷却系からの除熱（注水）

海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（注水））として、補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水できる設計とする。

(b) 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）

海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終

ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（蒸気放出））として、主蒸気逃がし弁は、現場で人力による操作により、蒸気発生器2次側から最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設計とする。

(c) 格納容器内自然対流冷却

海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合における1次冷却材喪失事象時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、海を水源とする中型ポンプ車は、原子炉補機冷却水系統を介して、格納容器再循環ユニット（A及びB）へ海水を直接供給できる設計とする。格納容器再循環ユニット（A及びB）は、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構を有し、重大事故等時において、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで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／出口用）は、格納容器再循環ユニット（A及びB）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、格納容器再循環ユニット（A及びB）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。

(d) 代替補機冷却

海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替補機冷却）として、海を水源とする中

型ポンプ車は、原子炉補機冷却水系統を介して、高圧注入ポンプ（B）の補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 2次冷却系からの除熱（注水）

全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（注水））として、補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水できる設計とする。

全交流動力電源喪失時においても電動補助給水ポンプは、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

(b) 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）

全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（蒸気放出））は「a. (b) 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）」と同じである。

(c) 格納容器内自然対流冷却

全交流動力電源が喪失した場合における1次冷却材喪失事象時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）は「a. (c) 格納容器内自然対流冷却」と同じである。

(d) 代替補機冷却

全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替補機冷却）は「a. (d) 代替補機冷却」と同じである。
非常用ガスタービン発電機及び空冷式非常用発電装置については、「1.3.10(2)(iv) 代替電源設備」にて記載する。

2次冷却系からの除熱に使用する電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，補助給水タンク及び主蒸気逃がし弁は，最終ヒートシンクへの熱の輸送で使用する海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプは，ディーゼル発電機に対して多様性を持った非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とすることにより，海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプ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。

タービン動補助給水ポンプは，蒸気駆動とすることにより，海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプ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。

主蒸気逃がし弁は，ハンドルを設けて手動操作とすることにより，海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプ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。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，主蒸気逃がし弁，蒸気発生器及び補助給水タンクは原子炉建屋内又は原子炉建屋屋上に設置することで，原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については「1.3.10(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

[常設重大事故等対処設備]

電動補助給水ポンプ (1.3.5(2)他と兼用)

台 数 2

容 量 約 90m³/h (1台あたり)
タービン動補助給水ポンプ (1.3.5(2)他と兼用)

台 数 1

容 量 約 210m³/h
補助給水タンク (1.3.5(2)他と兼用)

基 数 1

容 量 約 740m³
主蒸気逃がし弁 (1.3.5(2)他と兼用)

型 式 空気作動式

個 数 3

容 量 約 182t/h (1個あたり)

蒸気発生器 (1.3.5(1)他と兼用)

型 式 たて置U字管式熱交換器型

基 数 3

格納容器再循環ユニット

(「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」,
「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」, 「原子
炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び
「格納容器換気空調設備」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は
A及びB号機使用)

[可搬型重大事故等対処設備]

中型ポンプ車 (1.3.4(3)(ii)他と兼用)

台	数	6 (予備1)
容	量	約 210m ³ /h (1台あたり)
揚	程	約 100m

1.3.6 計測制御系統施設の構造及び設備

(1) 計 装

(i) 核計装の種類

原子炉容器外周に設置した炉外核計装の中性子束検出器により次の3領域に分けて中性子束を測定する。

線 源 領 域	2チャンネル
中 間 領 域	2チャンネル
出 力 領 域	4チャンネル

(ii) その他の主要な計装の種類

発電用原子炉施設の安全保護回路のプロセス計装として、原子炉圧力、加圧器水位、1次冷却材流量・温度、蒸気発生器水位、主蒸気ライン圧力及び原子炉格納容器圧力の計測装置を設ける。

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、「1.5.4 第1.5.4.1表 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」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、「1.5.4

第1.5.4.1表 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」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び常用代替監視パラメータ）とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等）を明確にする。

a. 監視機能喪失時に使用する設備

発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉容器、原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、「1.5.4 第1.5.4.1表 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」の計器故障又は計器故障が疑われる場合の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障又は計器故障が疑われる場合に、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネル又は他ループの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。

現場の操作時に監視が必要なパラメータ及び常設の重大事故等対処設備の代替の機能を有するパラメータは、可搬型の重大事故等対処設備により計測できる設計とする。

b. 計器電源喪失時に使用する設備

直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。

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

c. パラメータ記録時に使用する設備

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視及び記録ができる設計とする。

(2)安全保護回路

安全保護回路は、独立したチャンネルからなる多重チャンネル構成とし、測定変数に対して「2 out of 4」方式等の回路を形成し、原子炉停止回路及びその他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）で構成される。

安全保護回路は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

(i)原子炉停止回路の種類

次に示す信号により発電用原子炉をトリップさせる原子炉停止回路を設ける。

- ・ 中性子束高（線源領域及び中間領域）
- ・ 中性子束高（出力領域）
- ・ 中性子束変化率高（出力領域）
- ・ 非常用炉心冷却設備作動
- ・ 過大温度 ΔT 高
- ・ 過出力 ΔT 高
- ・ 原子炉圧力高
- ・ 原子炉圧力低
- ・ 加圧器水位高
- ・ 1次冷却材流量低
- ・ 1次冷却材ポンプ電源電圧低
- ・ 1次冷却材ポンプ電源周波数低
- ・ タービントリップ
- ・ 蒸気発生器水位低
- ・ 地震加速度大

なお、手動操作で原子炉をトリップさせることができる。

(ii)その他の主要な安全保護回路の種類

その他の主要な安全保護回路として、次の工学的安全施設作動回路を設ける。

- a. 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致，原子炉圧力異常低，主蒸気ライン圧力低，原子炉格納容器圧力高のいずれかの信号による非常用炉心冷却設備の起動。
- b. 原子炉格納容器圧力異常高信号による原子炉格納容器スプレイ設備の起動。
- c. 原子炉格納容器圧力異常高，主蒸気ライン圧力低，主蒸気ライン圧力減少率高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖。
- d. 非常用炉心冷却設備作動信号又は原子炉格納容器スプレイ作動信号による主蒸気隔離弁以外の主要な原子炉格納容器隔離弁の閉鎖。

なお，手動操作で上記動作を行うことができる。

(3)制御設備

原子炉の反応度制御は，制御棒クラスタの位置調整並びに1次冷却材中のほう素濃度調整の2方式により行う。これらの制御方式に加えて，過剰増倍率を抑制し，高温出力状態で減速材温度係数を負にし，また，出力分布を平坦化するため，必要に応じてバーナブルポイズンを使用する。

(i)制御材の個数及び構造

a. 制御棒クラスタ

(a)個 数 48

(b)中性子吸収材 銀・インジウム・カドミウム

(c)構 造

制御棒クラスタは，24本の制御棒の上端をスパイダに固定したもので，これは燃料集合体内の制御棒案内シンブルに挿入できる構造とする。各制御棒は，中性子吸収材をステンレス鋼管

に入れた構造とする。

b. ほう素

1次冷却材中のほう素濃度を調整することにより、燃料の燃焼、低温停止等のような比較的緩やかな反応度変化を補償する。

ほう素濃度は化学体積制御設備によって調整する。

出力運転時ほう素濃度 2,000ppm 以下

c. バーナブルポイズン

(a)バーナブルポイズン棒本数 1,342 以下

(b)中性子吸収材 ほう素

(c)構造

バーナブルポイズンは、ほうけい酸ガラス又はほう素入りアルミナペレットを耐食性の合金管に充てんしたバーナブルポイズン棒をクラスタ状にしたもので、制御棒クラスタが入っていない燃料集合体の制御棒案内シンブルに挿入できる構造とする。

(ii)制御材駆動設備の個数及び構造

a. 制御棒クラスタ駆動装置

(a)個数 52

(b)構造

駆動装置は、ラッチアセンブリ、圧力ハウジング、コイルアセンブリ等で構成し、コイルとラッチ機構によって制御棒クラスタ駆動軸を保持し、駆動させ又は落下できる構造とする。

(c)取付箇所

原子炉容器ふた

(d)駆動方式

通常運転時 ラッチ式磁気ジャック駆動

トリップ時 重力による落下

(e) 挿入時間及び駆動速度

挿入時間（トリップ時，全ストロークの85%挿入までの時間） 2.2秒以下

通常挿入・引抜最大速度 約114cm/min

b. ほう素濃度調整装置

1次冷却材中のほう素濃度調整は，化学体積制御設備により，1次冷却材中のほう素濃度に応じてフィードアンドブリード方式又はイオン交換処理方式によって行う。

(iii) 反応度制御能力

a. 制御棒クラスタ

制御する最大過剰反応度は，約 $0.03 \Delta k/k$ とし，その場合の反応度制御能力は約 $0.05 \Delta k/k$ とする。

（最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が，全引き抜き位置のまま挿入できない場合）

b. ほう素濃度調整 0.20 $\Delta k/k$ 以上

（
ウラン・プルトニウム
混合酸化物燃料が装荷
されるまでのサイクル

0.22 $\Delta k/k$ 以上

（
ウラン・プルトニウム
混合酸化物燃料が装荷
されたサイクル以降

(4)非常用制御設備

(i)制御材の個数及び構造

非常用制御設備として、化学体積制御設備を構成するほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てんポンプ等を使用することにより1次冷却設備へ高濃度のほう酸水を注入し、原子炉を停止する。

系 統 数 1

中性子吸収材 ほう素

(ii)主要な機器の個数及び構造

a. ほう酸タンク (1.3.5(4)(i)他と兼用)

基 数 2

容 量 約 30m³ (1基当たり)

b. ほう酸ポンプ (1.3.5(4)(i)他と兼用)

台 数 2

容 量 約 17m³/h (1台当たり)

c. 充てんポンプ (1.3.5(3)(ii)b.(c)他と兼用)

台 数 3

容 量 約 45m³/h (1台当たり)

(iii)反応度制御能力

非常用制御設備は、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、原子炉を低温停止できる能力を持つようにする。

停止時実効増倍率 $k_{\text{eff}} \leq 0.99$

負の反応度添加速度 0.0008 ($\Delta k/k$) /min 以上

(iv)緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該

事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備として以下の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止，原子炉出力抑制（自動），原子炉出力抑制（手動）及びほう酸水注入）を設ける。

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 手動による原子炉緊急停止

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、安全保護系ロジック盤の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止）として、原子炉トリップスイッチは、手動による原子炉緊急停止ができる設計とする。

(b) 原子炉出力抑制（自動）

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、安全保護系ロジック盤又は原子炉トリップ遮断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（自動））として、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）は、発信する作動信号によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、1次系から2次系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度上昇に伴う負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計とする。また、多様化自動作動盤（ATWS

緩和設備)は、補助給水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により1次冷却系統の過圧を防止することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる設計とする。

(c) 原子炉出力抑制(手動)

多様化自動作動盤(ATWS緩和設備)から自動信号が発信した場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動作動しなかった場合の重大事故等対処設備(原子炉出力抑制(手動))として、中央制御室での操作により、手動で主蒸気隔離弁を閉止することで原子炉出力を抑制するとともに、補助給水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により1次冷却系統の過圧を防止できる設計とする。

(d) ほう酸水注入

制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器又は安全保護系ロジック盤の故障等により原子炉トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備(ほう酸水注入)として、ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、緊急ほう酸注入系統を介して充てんポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

ほう酸ポンプが故障により使用できない場合の重大事故等対処設備(ほう酸水注入)として、燃料取替用水タンクを水源と

した充てんポンプは、化学体積制御系統により炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

多様化自動作動盤 (ATWS 緩和設備)

個 数 1

主蒸気隔離弁 (1.3.5(2)と兼用)

型 式 スウィングディスク式

個 数 3

主蒸気逃がし弁 (1.3.5(2)他と兼用)

型 式 空気作動式

個 数 3

容 量 約 182t/h (1個当たり)

主蒸気安全弁 (1.3.5(2)と兼用)

型 式 ばね式

個 数 15

電動補助給水ポンプ (1.3.5(2)他と兼用)

台 数 2

容 量 約 90m³/h (1台当たり)

タービン動補助給水ポンプ (1.3.5(2)他と兼用)

台 数 1

容 量 約 210m³/h

補助給水タンク (1.3.5(2)他と兼用)

基 数 1

容 量 約 740m³

蒸気発生器 (1.3.5(1)他と兼用)

型 式	たて置U字管式熱交換器型
基 数	3

加圧器逃がし弁 (1.3.5(1)他と兼用)

型 式	空気作動式
個 数	2

加圧器安全弁 (1.3.5(1)と兼用)

型 式	ばね式 (背圧補償型)
個 数	3

原子炉トリップスイッチ

個 数	2
-----	---

ほう酸ポンプ (1.3.5(4)(i)他と兼用)

台 数	2
容 量	約 17m ³ /h (1台当たり)

ほう酸タンク (1.3.5(4)(i)他と兼用)

基 数	2
容 量	約 30m ³ (1基当たり)

充てんポンプ (1.3.5(3)(ii)b.(c)他と兼用)

台 数	3
容 量	約 45m ³ /h (1台当たり)
揚 程	約 1,720m

燃料取替用水タンク (1.3.5(3)(ii)a.(a)他と兼用)

基 数	1
容 量	約 1,900m ³

(5)その他の主要な事項

(i)1次冷却材温度制御設備

1次冷却材温度制御設備は、通常運転時の原子炉出力を制御するもので、1次冷却材平均温度を負荷に比例するプログラム値に保つように制御する。すなわち、原子炉容器入口と出口との1次冷却材平均温度を、負荷に比例するプログラム平均温度（基準値）に維持するように制御棒クラスタを操作して原子炉出力の増減を行う。

(ii) 加圧器圧力制御設備

加圧器により通常運転時の1次冷却材圧力を設定値に保ち、正常な負荷変化に伴う圧力変化を許容範囲内に制御する。圧力制御は、加圧器ヒータによる加熱、加圧器スプレイによる冷却及び加圧器逃がし弁によって行う。

(iii) 制御棒クラスタ引抜阻止回路

出力の異常な拡大を未然に防止するため、以下の信号で制御棒クラスタの自動及び手動引抜きを阻止する。

中間領域中性子束高

出力領域中性子束高

過大温度 ΔT 高

過出力 ΔT 高

(iv) 警報回路

中性子束、圧力、温度、流量、水位等のプロセス変数が異常値になった場合、原子炉格納容器排気、復水器真空ポンプ排気等の放射能が異常に高くなった場合、原子炉の反応度停止余裕が警報値以下になった場合、制御棒クラスタが落下した場合、工学的安全施設作動回路が動作した場合等に、警報を発信する回路を設ける。

(v) 中央制御室

中央制御室は、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要

なパラメータを監視できるとともに、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。また、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するため、監視カメラ、気象観測設備及び公的機関から気象情報を入手できる設備等を設置し、中央制御室から発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。

発電用原子炉施設には、火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設ける設計とする。

1次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に、発電用原子炉の運転停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるようにするとともに、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行うことができる設計とする。

中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。そのために、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。また、固定源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる防液堤等は、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、運転員の吸気中の有毒

ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、運転員を防護できる設計とする。可動源に対しては、中央制御室換気空調設備の隔離等の対策により、運転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ための防液堤等は、適切に保守点検するとともに運用管理を実施する。

中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気空調設備等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100 mSvを下回るように遮蔽を設ける。その他、運転員その他従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける。さらに、中央制御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。

中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどま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。

重大事故等時において中央制御室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、重大事故等時において中央制御室換気空調設備は、粒子用フィルタ及びよう素用フィルタを内蔵した中央制御室非常用給気フィルタユニット並びに中央制御室非常用給気ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用給気フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。

中央制御室遮へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスク等の着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室換気空調設備及び中央制御室遮へいの機能と併せて、運転員の実効線量が7日間で100 mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用給気フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。中央制御室換気空調設備は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

重大事故等時において、中央制御室の照明は、中央制御室用可搬型照明により確保できる設計とする。中央制御室用可搬型照明は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装

置から給電できる設計とする。

重大事故等時において、可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内の酸素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設計とする。

重大事故等が発生し、中央制御室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、運転員が中央制御室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ける設計とする。また、以下の重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）を設ける。

重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、照明については、中央制御室用可搬型照明により確保できる設計とする。身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転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けることができるよう考慮する。

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）を設ける。

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）として、アニュラス空気再循環設備は、アニュラス排気ファンにより原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする放射性物質等を含む気体を吸引し、粒子用フィルタ及びよう素用フィルタを内蔵したアニュラス排気フィルタユニットにて放射性物質の濃度を低減して排出できる設計とする。アニュラス空気再循環設備は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である非常用ガスタ

ービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

中央制御室遮へいは、「1.3.8(1)(iii)遮蔽設備」に記載する。

中央制御室換気空調設備は、「1.3.8(1)(iv)換気設備」に記載する。アニュラス空気再循環設備は、「1.3.9(4)(ii)放射性物質の濃度を低減するための設備」に記載する。

非常用ガスタービン発電機及び空冷式非常用発電装置は、「1.3.10(2)(iv)代替電源設備」に記載する。

[可搬型重大事故等対処設備]

中央制御室用可搬型照明

個 数 6 (予備2)

酸素濃度計

個 数 1 (予備1^{※1})

※1 「緊急時対策所」の酸素濃度計と兼用

二酸化炭素濃度計

個 数 1 (予備1^{※2})

※2 「緊急時対策所」の二酸化炭素濃度計と兼用

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

(vi)制御用空気圧縮設備

空気を駆動源とする弁等に乾燥した清浄な圧縮空気を供給するため、制御用空気圧縮設備を設ける。

制御用空気圧縮設備 一式

1.3.7 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

(1) 気体廃棄物の廃棄施設

(i) 構造

気体廃棄物の主な発生源は、1次冷却設備から発生する放射性廃ガス等である。

気体廃棄物処理設備は、主として1次冷却設備から発生する放射性廃ガスを処理するためのガス圧縮装置、水素再結合ガス圧縮装置、水素再結合装置、ガス減衰タンク、水素再結合ガス減衰タンク等からなり、排気は、放射性物質の濃度を監視しながら排気口から放出する。

(ii) 廃棄物の処理能力

ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクは、発生する気体廃棄物のうち放射能減衰を要するものを、平常運転時に所外放出が可能な程度にまで減衰させるのに十分な容量とする。

(iii) 排気口の位置

排気口位置	原子炉格納施設上部
排気口地上高さ	約73m（標高約83m）

(2) 液体廃棄物の廃棄設備

(i) 構造

液体廃棄物の廃棄設備（液体廃棄物処理設備）は、廃棄物の性状に応じて処理するため、主要なものとしてほう酸回収系、廃液処理系及び洗浄排水処理系（3号機原子炉補助建屋内1号、2号及び3号機共用）で構成する。

- a. ほう酸回収系は、冷却材貯蔵タンク、ほう酸回収装置、脱塩塔、モニタタンク等で構成する。

本システムで処理後、回収したほう酸は原則として再使用する。

処理後の蒸留水は、放射性物質濃度が低いことを確認して、復水器冷却水の放水口から放出するか、又は再使用する。

b. 廃液処理系は、廃液貯蔵タンク、廃液蒸発装置、脱塩塔、廃液蒸留水タンク等で構成する。

本システムで処理後の蒸留水は、放射性物質濃度が低いことを確認して、復水器冷却水の放水口から放出する。

c. 洗浄排水処理系は、洗浄排水タンク（3号機原子炉補助建屋内1号、2号及び3号機共用）、洗浄排水処理装置（1号、2号及び3号機共用）、洗浄排水モニタタンク（1号、2号及び3号機共用）等で構成する。

本システムで処理後の蒸留水等は、放射性物質濃度が低いことを確認して、復水器冷却水の放水口から放出する。

これらの液体廃棄物処理設備の主要機器は独立した区域に設けるか、堰を設置する等、放射性物質の漏えいを防止する設計とする。

(ii) 廃棄物の処理能力

冷却材貯蔵タンク、廃液貯蔵タンク等の容量及び蒸発装置等の処理容量は、1次冷却材中のほう素濃度調整及び原子炉の起動停止の態様を考慮して、発生廃液量が最大と予想される場合に対して、十分対処できるものとする。蒸発装置、脱塩塔等の除染能力は、蒸留水等の所内再使用又は所外放出を可能とするのに十分なものとする。

(iii) 排水口の位置

排水口は北側護岸にある復水器冷却水の放水口である。

(3) 固体廃棄物の廃棄設備

(i) 構造

固体廃棄物の廃棄設備（固体廃棄物処理設備）は、廃棄物の種類に応じて処理するため、濃縮廃液等のドラム詰装置（3号機原子炉補助建屋内1号，2号及び3号機共用），圧縮可能な雑固体廃棄物を圧縮するためのペイラ（3号機原子炉補助建屋内1号，2号及び3号機共用，並びに雑固体処理建屋内1号，2号及び3号機共用），焼却可能な雑固体廃棄物を焼却するための雑固体焼却設備（1号，2号及び3号機共用），使用済樹脂貯蔵タンク（3号機原子炉補助建屋内1号，2号及び3号機共用），固体廃棄物貯蔵庫（1号，2号及び3号機共用），蒸気発生器保管庫（1号，2号及び3号機共用）等で構成する。

濃縮廃液等は固化材（セメント）とともにドラム詰めを行い貯蔵保管する。

雑固体廃棄物のうち，可燃物は必要に応じて圧縮減容後ドラム詰め等を行うか，焼却処理後ドラム詰めを行うか，又は焼却処理後固化材（セメント）とともにドラム詰めを行い貯蔵保管する。また，不燃物は必要に応じて圧縮減容後ドラム詰め等を行うか，又は必要に応じて圧縮減容後固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めを行い貯蔵保管する。

脱塩塔使用済樹脂は，使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵するものとするが，放射能を減衰させた後，固化材（セメント）とともにドラム詰めも可能なようにする。

また，使用済制御棒等の放射化された機器は使用済燃料ピットに貯蔵する。

固体廃棄物処理設備は，圧縮，焼却，固化等の処理過程における，放射性物質の散逸等を防止する設計とする。

発生したドラム詰め等固体廃棄物は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

また、原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた等は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。

なお、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。

(ii) 廃棄物の処理能力

使用済樹脂貯蔵タンクの容量は $77\text{m}^3 \times 3$ 基 (約 231m^3) とする。

なお、3基目の使用済樹脂貯蔵タンクについては、評価時点において運用を開始していない。

固体廃棄物貯蔵庫は、2000ドラム缶約38,500本相当を貯蔵保管する能力がある。

これらは、必要がある場合には増設を考慮する。

蒸気発生器保管庫は、1号機及び2号機の蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器4基等、1号機、2号機及び3号機の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた3基等並びに1号機及び2号機の炉内構造物の取替えに伴い取り外した炉内構造物2基等を十分貯蔵保管する能力がある。

1.3.8 放射線管理施設の構造及び設備

発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の安全管理を確実に行うため、次の放射線管理施設を設ける。

(1) 屋内管理用の主要な設備の種類

(i) 放射線監視設備

発電用原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該発電用原子炉施設における各系統の放射性物質の濃度、原子炉格納容器内、燃料取扱場所等の管理区域内等の主要箇所の外部放射線に係る線量当量率等を監視、測定するために、プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備及び放射線サーベイ設備を設ける。

プロセスモニタリング設備及びエリアモニタリング設備については、設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室及び緊急時対策所（EL. 32m）に表示できる設計とする。

可搬型使用済燃料ピットエリアモニタについては、使用済燃料ピットに係る重大事故等により、使用済燃料ピット区域の空間線量率が変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とするとともに、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは、可搬型代替モニタ及び可搬型モニタの放射線計測器部並びに可搬型放射線計測器のうち放射線量を測定する計測器と予備を兼用できる設計とする。

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータである原子炉格納容器内の放射線量率を計測又は監視及び

記録することができる格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）を設置する。

さらに緊急時対策所（EL.32m）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に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エリアモニタを保管する。

非常用ガスタービン発電機及び空冷式非常用発電装置は、

「1.3.10(2)(iv)代替電源設備」に記載する。

プロセスモニタリング設備 一式

エリアモニタリング設備 一式

放射線サーベイ設備 一式

格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）

（「計測制御系統施設」及び「放射線監視設備」と兼用）

個 数 2

格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）

（「計測制御系統施設」及び「放射線監視設備」と兼用）

個 数 2

格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ

（1.3.4(3)(ii)と兼用）

個 数 2（予備1^{*1}）

※1 可搬型代替モニタ，可搬型モニタ及び可搬型放射

線計測器と一部兼用

緊急時対策所エリアモニタ

(「放射線監視設備」及び「緊急時対策所」と兼用)

個 数 1 (予備1)

(ii)放射線管理設備

管理区域への出入管理，個人被ばくの管理，汚染の管理，放射線分析業務等を行うため，出入管理設備，個人被ばく管理関係設備，汚染管理設備及び試料分析関係設備（一部1号，2号及び3号機共用）を設ける。

(iii)遮蔽設備

放射線業務従事者等の被ばく線量を低減するため，遮蔽設備を設ける。

a. 中央制御室遮へい

中央制御室遮へいは，原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に，中央制御室にとどまり必要な操作，措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。また，運転員の勤務形態を考慮し，事故後30日間において，運転員が中央制御室に入り，とどまっても，中央制御室遮へいを透過する放射線による線量，中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が，中央制御室換気空調設備等の機能とあいまって，100mSvを下回るよう設計する。

中央制御室遮へいは，重大事故等時に，中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に，全面マスク等の着用及び運転員の交代要員体制を考慮し，

その実施のための体制を整備することで、中央制御室換気空調設備の機能と併せて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室遮へい

(「遮蔽設備」及び「中央制御室」と兼用)

一式

中央制御室遮へいは、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

b. 緊急時対策所遮へい

緊急時対策所(EL.32m)の緊急時対策所遮へいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所(EL.32m)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。

[常設重大事故等対処設備]

緊急時対策所遮へい

(「遮蔽設備」及び「緊急時対策所」と兼用)

一式

(iv)換気設備

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時に発電所従業員に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質の除去低減が可能な換気設備を設ける。

a. 中央制御室換気空調設備

中央制御室等の換気及び冷暖房を行うための中央制御室換気空調設備を設ける。

中央制御室換気空調設備には、通常のラインの他、粒子用フィルタ及びよう素用フィルタを内蔵した中央制御室非常用給気フィルタユニット並びに中央制御室非常用給気ファンからなる非常用ラインを設け、事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用給気フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を放射線被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用給気フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有機ガス及び降下火砕物に対し、中央制御室換気空調設備の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環方式に切替えることが可能な設計とする。

重大事故等時において、中央制御室換気空調設備は、粒子用フィルタ及びよう素用フィルタを内蔵した中央制御室非常用給気フィルタユニット並びに中央制御室非常用給気ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用給気フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を放射線被ばくから防護する設計とする。

中央制御室換気空調設備は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

非常用ガスタービン発電機及び空冷式非常用発電装置は、
「1.3.10(2)(iv)代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室非常用給気ファン

(「換気設備」及び「中央制御室」と兼用)

台 数 2

容 量 約 120m³/min (1台当たり)

中央制御室空調ファン

(「換気設備」及び「中央制御室」と兼用)

台 数 2

容 量 約 500m³/min (1台当たり)

中央制御室再循環ファン

(「換気設備」及び「中央制御室」と兼用)

台 数 2

容 量 約 500m³/min (1台当たり)

中央制御室非常用給気フィルタユニット

(「換気設備」及び「中央制御室」と兼用)

型 式 電気加熱コイル，粒子用フィルタ及
びよう素用フィルタ内蔵型

基 数 1

容 量 約 120m³/min

よう素除去効率 95%以上

粒子除去効率 99%以上 (0.7μm粒子)

中央制御室空調ユニット

(「換気設備」及び「中央制御室」と兼用)

型 式	粗フィルタ及び冷水冷却コイル内蔵 型
基 数	2
容 量	約 500m ³ /min (1基当たり)

中央制御室非常用給気ファン，中央制御室空調ファン，中央制御室再循環ファン，中央制御室非常用給気フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

b. 緊急時対策所換気設備

緊急時対策所 (EL. 32m) の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 (EL. 32m) 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 (EL. 32m) の気密性及び緊急時対策所遮へ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，換気設計にあたっては，緊急時対策所 (EL. 32m) の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。また，緊急時対策所 (EL. 32m) 外の火災により発生する燃焼ガス又は有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

緊急時対策所 (EL. 32m) の緊急時対策所換気設備として，緊急時対策所空気浄化ファン，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所加圧装置を保管する。

[可搬型重大事故等対処設備]

緊急時対策所空気浄化ファン

(「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用)

台 数 1 (予備2)

容 量 約 25m³/min (1台当たり)

緊急時対策所空気浄化フィルタユニット

(「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用)

型 式 粒子用フィルタ/よう素用フィルタ

基 数 1 (予備2)

容 量 約 25m³/min (1基当たり)

効 率

単体除去効率

99.97%以上 (0.15 μm 粒子) /

95%以上 (有機よう素) ,

99%以上 (無機よう素)

総合除去効率

99.99%以上 (0.7 μm 粒子) /

99.75%以上 (有機よう素) ,

99.99%以上 (無機よう素)

緊急時対策所加圧装置

(「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用)

型 式 空気ポンペ

個 数 一式

c. 補助建屋換気空調設備

補助建屋換気空調設備は、一般補機室、安全補機室等に外気を供給し、その排気をフィルタユニットを通して排気口から放出する。

(2) 屋外管理用の主要な設備の種類

発電用原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電所外へ放出する放射性物質の濃度、周辺監視区域境界付近の放射線等を監視するために、排気用モニタ、排水用モニタ、環境試料の分析装置及び放射能測定装置（1号、2号及び3号機共用）、モニタリングカー（1号、2号及び3号機共用）、固定モニタリング設備（1号、2号及び3号機共用）並びに気象観測設備（1号、2号及び3号機共用）を設ける。

排気用モニタ、排水用モニタ並びに固定モニタリング設備のうちモニタリングステーション及びモニタリングポストについては、設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室及び緊急時対策所（EL. 32m）に表示できる設計とする。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、専用の無停電電源装置を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、モニタリングステーション及びモニタリングポストから中央制御室及び緊急時対策所（EL. 32m）までのデータ伝送系は多様性を有する設計とする。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。重大事故等が発生した

場合に発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するための設備として，以下の重大事故等対処設備（放射性物質の濃度及び放射線量の測定）を設ける。

モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備（放射線量の測定）として，可搬型代替モニタは，重大事故等が発生した場合に，発電所敷地境界付近において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる設計とし，モニタリングステーション及びモニタリングポストを代替し得る十分な個数を保管する。可搬型代替モニタの指示値は，無線により伝送し，緊急時対策所（EL. 32m）で監視できる設計とする。

可搬型代替モニタは，可搬型モニタと予備を兼用できる設計とする。

可搬型代替モニタの放射線計測器部は，可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ及び可搬型放射線計測器のうち放射線量を測定する計測器と予備を兼用できる設計とする。

重大事故等対処設備（放射線量の測定）として，可搬型モニタは重大事故等が発生した場合に，発電所海側や緊急時対策所（EL. 32m）側に発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる設計とする。可搬型モニタの指示値は，無線により伝送し，緊急時対策所（EL. 32m）で監視できる設計とす

る。

可搬型モニタは、可搬型代替モニタと予備を兼用できる設計とする。

可搬型モニタの放射線計測器部は、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ及び可搬型放射線計測器のうち放射線量を測定する計測器と予備を兼用できる設計とする。

モニタリングカーの線量率サーベイメータ、ダストサンプラ又はよう素サンプラが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備（放射性物質の濃度の測定）として、可搬型放射線測定器及び可搬型ダストサンプラは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示できる設計とし、モニタリングカーの測定機能を代替し得る十分な個数を保管する。

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度及び放射線量の測定）として、可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、周辺海域においては、小型船舶を用いる設計とする。

可搬型放射線計測器のうち放射線量を測定する計測器は、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ並びに可搬型代替モニタ及び可搬型モニタの放射線計測器部と予備を兼用できる設計とする。

これらの設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発

生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。

重大事故等時に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備として、以下の重大事故等対処設備（風向、風速その他の気象条件の測定）を設ける。

気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備（風向、風速その他の気象条件の測定）として、可搬型気象観測設備は、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計とする。

可搬型気象観測設備の指示値は、無線により伝送し、緊急時対策所（EL. 32m）で監視できる設計とする。

モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

非常用ガスタービン発電機及び空冷式非常用発電装置は、

「1.3.10(2)(iv)代替電源設備」に記載する。

排気用モニタ 一式

排水用モニタ 一式

環境試料の分析装置及び放射能測定装置

（1号、2号及び3号機共用）

一式

モニタリングカー（1号、2号及び3号機共用）

一式

固定モニタリング設備（1号，2号及び3号機共用）

一式

気象観測設備（1号，2号及び3号機共用）

一式

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型代替モニタ

（「放射線管理施設」及び「緊急時対策所」と兼用）

個 数 5（予備1^{※1}）

※1 可搬型使用済燃料ピットエリア
モニタ，可搬型モニタ及び可搬
型放射線計測器と一部兼用

可搬型モニタ

（「放射線管理施設」及び「緊急時対策所」と兼用）

個 数 5（予備1^{※2}）

※2 可搬型使用済燃料ピットエリア
モニタ，可搬型代替モニタ及び
可搬型放射線計測器と一部兼用

可搬型放射線計測器 一式（予備^{※3}を含む）

※3 可搬型使用済燃料ピットエリア
モニタ，可搬型代替モニタ及び
可搬型モニタと一部兼用

可搬型ダストサンプラ

個 数 1（予備1）

小型船舶

（「放射線管理施設」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」と兼用)

台 数 1 (予備1)

可搬型気象観測設備

(「放射線管理施設」及び「緊急時対策所」と兼用)

個 数 1 (予備1)

1.3.9 原子炉格納施設の構造及び設備

(1)原子炉格納施設の構造

原子炉格納施設は、原子炉格納容器、外周コンクリート壁等から構成し、その基礎は直接岩盤で支持する。原子炉格納容器と外周コンクリート壁との間の下部は、密閉構造のアニュラス部を構成する。

格納容器バウンダリは、非延性破壊防止の観点から通商産業省令等に基づき破壊じん性試験を行い、これに適合する材料を使用する。

(i)原子炉格納容器

型 式	上部半球下部さら形鏡円筒型
寸 法	
内 径	約 40m
全 高	約 77m
材 料	炭素鋼 (JIS G3118 相当品)
主要貫通部	配管貫通部, ダクト貫通部, 電線貫通部, 機器搬入口, エアロック

(ii)外周コンクリート壁

型 式	円筒上部ドーム型
寸 法	
内 径	約 44m
地 上 高	約 73m
円筒部壁厚	約 1.4m～約 1.1m
ドーム部壁厚	約 1.0m～約 0.3m (頂部)
材 料	鉄筋コンクリート

(2)原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率

最高使用圧力* 0.283MPa[gage]

最高使用温度※	132℃
漏 え い 率	原子炉格納容器内空気重量の0.1%/d以下 (常温, 空気, 最高使用圧力の0.9倍の圧力において)

※ 設計基準対象施設としての値

原子炉格納容器は, 重大事故等時において設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超えることが想定されるが, 重大事故等時においては設計基準対象施設としての最高使用圧力の2倍の圧力及び200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計とする。

(3) 非常用格納容器保護設備の構造

(i) 原子炉格納容器スプレイ設備

原子炉格納容器スプレイ設備は, 1次冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の温度及び圧力の減少を図るとともに, 浮遊するよう素等の除去を行う。

a. 格納容器スプレイポンプ (1.3.5(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

b. 格納容器スプレイ冷却器 (1.3.5(3)(ii) b. (c)他と兼用)

基 数	2
-----	---

c. 燃料取替用水タンク (1.3.5(3)(ii) a. (a)他と兼用)

基 数	1
容 量	約 1,900m ³

(ii) 重大事故等対処設備

a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃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。

(a) 炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として以下の重大事故等対処設備（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。

(a-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(a-1-1) 格納容器内自然対流冷却

1次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の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ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し、原子炉補機冷却水ポンプにより格納容器再循環ユニット（A及びB）へ原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。格納容器再循環ユニット（A及びB）

は、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構を有し、重大事故等時において、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで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／出口用）は、格納容器再循環ユニット（A及びB）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、格納容器再循環ユニット（A及びB）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。

(a-1-2) 代替格納容器スプレイ

1次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の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補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、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原子炉格納容器内に水を噴霧できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる設計とする。

(a-2) サポート系故障時に用いる設備

(a-2-1) 格納容器内自然対流冷却

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする中型ポンプ車は、原子炉補機冷却水系統を介して、格納容器再循環ユニット（A及びB）へ海水を直接供給できる設計とする。格納容器再循環ユニット（A及びB）は、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構を有し、重大事故等において、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで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／出口用）は、格納容器再循環ユニット（A及びB）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、格納容器再循環ユニット（A及びB）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。

(a-2-2) 代替格納容器スプレイ

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、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原子炉格納容器内に水を噴霧できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を經由して給電で

きる設計とする。

- (b) 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合における
原子炉格納容器内の圧力及び温度低下

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ及び格納容器スプレイ再循環）を設ける。

- (b-1) 格納容器スプレイ

格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクによる原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合の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水を噴霧できる設計とする。

- (b-2) 格納容器スプレイ再循環

格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクによる原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ再循環）として、格納容器再循環サンプを水源とする格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ冷却器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水を噴霧できる設計とする。

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のポンプ及び原子炉格納容器スプレイ設備の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。

(c) 格納容器破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃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（格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

(c-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(c-1-1) 格納容器内自然対流冷却

1次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の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ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し、原子炉補機冷却水ポンプにより格納容器再循環ユニット（A及びB）へ原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。格納容器再循環ユニット（A及びB）は、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構を有し、重大事故等時において、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、格納容器内自然対流

冷却と併せて代替格納容器スプレイを行うことにより放射性物質濃度を低下できる設計とする。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）は、格納容器再循環ユニット（A及びB）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、格納容器再循環ユニット（A及びB）を使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

(c-1-2) 代替格納容器スプレイ

1次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、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原子炉格納容器内に水を噴霧できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる設計とする。

(c-2) サポート系故障時に用いる設備

(c-2-1) 格納容器内自然対流冷却

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする中型ポンプ車は、原子炉補機冷却水系統を介して、格納容器再循環ユ

ニット（A及びB）へ海水を直接供給できる設計とする。

格納容器再循環ユニット（A及びB）は、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構を有し、重大事故等時において、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、格納容器内自然対流冷却と併せて代替格納容器スプレイを行うことにより放射性物質濃度を低下できる設計とする。

可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）は、格納容器再循環ユニット（A及びB）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、格納容器再循環ユニット（A及びB）を使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

(c-2-2) 代替格納容器スプレイ

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の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補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、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原子炉格納容器内に水を噴霧できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる設計とする。

格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイは、炉心損

傷防止目的と原子炉格納容器破損防止目的を兼用する設計とする。

非常用ガスタービン発電機，空冷式非常用発電装置，代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器については，「1.3.10(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

格納容器スプレイポンプ，燃料取替用水タンク，格納容器スプレイ冷却器，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した格納容器スプレイ及び格納容器スプレイ再循環並びに代替格納容器スプレイポンプ，燃料取替用水タンク及び補助給水タンクを使用した代替格納容器スプレイと，格納容器再循環ユニット（A及びB），原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却水冷却器，原子炉補機冷却水サージタンク，海水ポンプ，窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）及び海水ストレーナを使用した格納容器内自然対流冷却並びに格納容器再循環ユニット（A及びB）及び中型ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，それぞれ原理の異なる冷却，減圧手段を用いることで多様性を有するとともに，位置的分散を図る設計とする。

格納容器再循環ユニット（A及びB）は原子炉格納容器内に設置することで，原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプ及び屋外の海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却水冷却器，原子炉補機冷却水サージタンク，窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）及び燃料取替用水タンクは原子炉補助建屋内において格納容器スプレイポンプと異なる区

画に設置することで、格納容器スプレイポンプ及び屋外の海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

代替格納容器スプレイポンプを使用した代替格納容器スプレイは、共通要因によって格納容器スプレイポンプを使用した格納容器スプレイと同時に機能を損なわないよう、代替格納容器スプレイポンプをディーゼル発電機に対して多様性を持った非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電する設計とする。また、燃料取替用水タンク及び補助給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。

代替格納容器スプレイポンプは原子炉建屋内に、格納容器スプレイポンプは原子炉補助建屋内に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。代替格納容器スプレイポンプの水源は、原子炉建屋屋上に設置する補助給水タンクとすることで、原子炉補助建屋内の燃料取替用水タンクと位置的分散を図る設計とする。

代替格納容器スプレイポンプを使用する代替格納容器スプレイ配管は、燃料取替用水タンクを水源とする場合は燃料取替用水タンク出口配管の分岐点から格納容器スプレイ配管との合流点まで、補助給水タンクを水源とする場合は補助給水タンク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する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水系

統は、格納容器スプレイポンプを使用する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する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。

中型ポンプ車を使用した格納容器内自然対流冷却は、原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を持つ設計とする。具体的には、ディーゼル発電機を使用した電動ポンプである原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプに対して、中型ポンプ車を空冷式のディーゼル駆動とすることで多様性を持つ設計とする。

中型ポンプ車は、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と離れた屋外において分散して保管及び設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については、「1.3.10(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 (1.3.5(4)(v)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 冷却時はA及びB号機使用)

原子炉補機冷却水ポンプ (1.3.5(4)(iii)他と兼用)

台	数	4
容	量	約 1,300m ³ /h (1台当たり)

揚 程 約 55m

原子炉補機冷却水冷却器 (1.3.5(4)(iii)他と兼用)

基 数 4

原子炉補機冷却水サージタンク (1.3.5(4)(iii)他と兼用)

基 数 1

海水ポンプ (1.3.5(4)(iv)他と兼用)

台 数 4

容 量 約 2,400m³/h (1台当たり)

揚 程 約 40m

代替格納容器スプレイポンプ (1.3.5(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 (1.3.5(3)(ii)a.(a)他と兼用)

基 数 1

容 量 約 1,900m³

補助給水タンク (1.3.5(2)他と兼用)

基 数 1

容 量 約 740m³

格納容器スプレイポンプ (1.3.5(3)(ii)b.(c)他と兼用)

台 数 2

容 量 約 940m³/h (1台当たり)

揚 程 約 170m

格納容器スプレイ冷却器 (1.3.5(3)(ii)b.(c)他と兼用)

基 数 2

格納容器再循環サンプル (1.3.5(3)(ii)b.(c)他と兼用)

基 数 2

格納容器再循環サンプルスクリーン (1.3.5(3)(ii)b.(c)他と兼用)

基 数 2

容 量 約 2,072m³/h 以上

(1基当たり)

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ポンベ (原子炉補機冷却水サージタンク用)

(「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)

個 数 2 (予備1)

容 量 約 47L (1個当たり)

中型ポンプ車 (1.3.4(3)(ii)他と兼用)

台 数 6 (予備1)

容 量 約 210m³/h (1台当たり)

揚 程 約 100m

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。

(a) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合に用いる設備

(a-1) 格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための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した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水を噴霧できる設計とする。

(a-2) 格納容器内自然対流冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の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、海水ポンプを用いて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ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し、原子炉補機冷却水ポンプにより格納容器再循環ユニット（A及びB）に原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。格納容器再循環ユニット（A及びB）は、原子炉格納容器内雰囲気温度の

上昇により自動作動するダクト開放機構を有し、重大事故等時において、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで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／出口用）は、格納容器再循環ユニット（A及びB）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、格納容器再循環ユニット（A及びB）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。

(a-3) 代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の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（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、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水を噴霧できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、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においても、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を經由して給電できる設計とする。

(b) 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に用いる設備

(b-1) 格納容器内自然対流冷却

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合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、海を水源とする中型ポンプ車は、原子炉補機冷却水系統を介して、格納容器再循環ユニット（A及びB）へ海水を直接供給できる設計とする。格納容器再循環ユニット（A及びB）は、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構を有し、重大事故等時において、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで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／出口用）は、格納容器再循環ユニット（A及びB）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、格納容器再循環ユニット（A及びB）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。

(b-2) 代替格納容器スプレイ

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に用いる設備（代替格納容器スプレイ）は「(a-3) 代替格納容器スプレイ」と同じである。

非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置、代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器については、「1.3.10(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器スプレイポンプ（1.3.5(3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数	2
容量	約 940m ³ /h (1台あたり)
揚程	約 170m

燃料取替用水タンク (1.3.5(3)(ii) a. (a)他と兼用)

基数	1
容量	約 1,900m ³

格納容器再循環ユニット (1.3.5(4)(v)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は A及びB号機使用)

原子炉補機冷却水ポンプ (1.3.5(4)(iii)他と兼用)

型式	うず巻式
台数	4
容量	約 1,300m ³ /h (1台あたり)
揚程	約 55m

原子炉補機冷却水冷却器 (1.3.5(4)(iii)他と兼用)

基数	4
----	---

原子炉補機冷却水サージタンク (1.3.5(4)(iii)他と兼用)

基数	1
----	---

海水ポンプ (1.3.5(4)(iv)他と兼用)

台数	4
容量	約 2,400m ³ /h (1台あたり)
揚程	約 40m

代替格納容器スプレイポンプ

(1.3.5(3)(ii)b.(c)他と兼用)

台数	1
容量	約 150m ³ /h
揚程	約 150m

補助給水タンク (1.3.5(2)他と兼用)

基数	1
容量	約 740m ³

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ポンベ (原子炉補機冷却水サージタンク用)

(1.3.9(3)(ii)a. と兼用)

個数	2 (予備 1)
容量	約 47L (1個当たり)

中型ポンプ車 (1.3.4(3)(ii)他と兼用)

台数	6 (予備 1)
容量	約 210m ³ /h (1台当たり)
揚程	約 100m

c. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置する。原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制し、溶融炉心が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。

(a) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち

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（格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

(a-1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合に用いる設備

(a-1-1) 格納容器スプレイ

原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とした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注水し、格納容器スプレイ水が原子炉格納容器とフロア外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器下階フロアまで流下し、さらに連通管及び連通口を經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。格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

(a-1-2) 代替格納容器スプレイ

原子炉格納容器下部注水設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、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イ水が

原子炉格納容器とフロア外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器下階フロアまで流下し、さらに連通管及び連通口を經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。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を經由して給電できる設計とする。

(a-2) 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に用いる設備

(a-2-1) 代替格納容器スプレイ

原子炉格納容器下部注水設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、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イ水が原子炉格納容器とフロア外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器下階フロアまで流下し、さらに連通管及び連通口を經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。代替格納容器スプレイポンプは、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も代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替

動力変圧器を経由して給電できる設計とする。

(b) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための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、「1.3.5(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」と同じである。

非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置、代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器については、「1.3.10(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

代替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は、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共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ディーゼル発電機に対して多様性を有する非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電するとともに、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置からの電源供給ラインはディーゼル発電機に対して独立性を有する設計とする。また、燃料取替用水タンク及び補助給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。

代替格納容器スプレイポンプは原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる原子炉建屋内に設置し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る。

燃料取替用水タンクは原子炉補助建屋内に、補助給水タンクは原子炉建屋屋上に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る。

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、系統として多重性を持つ設計とする。

代替格納容器スプレイポンプ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、燃料取替用水タンクを水源とする場合は燃料取替用水タンク出口配管の分岐点から格納容器スプレイ配管との合流点まで、補助給水タンクを水源とする場合は補助給水タンクから格納容器スプレイ配管との合流点まで互いに、共通要因によって同時に機能を損なわないよう独立性を有し、位置的分散を図った設計とする。

連通管及び連通口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。

電源設備の多様性、位置的分散については、「1.3.10(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器スプレイポンプ (1.3.5(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 (1.3.5(3)(ii) a. (a)他と兼用)

基 数	1
容 量	約 1,900m ³

代替格納容器スプレイポンプ

(1.3.5(3)(ii)b.(c)他と兼用)

台 数	1
容 量	約 150m ³ /h
揚 程	約 150m

補助給水タンク (1.3.5(2)他と兼用)

基 数	1
容 量	約 740m 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

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。

(a) 水素濃度低減に用いる設備

(a-1) 水素濃度低減

(a-1-1) 静的触媒式水素再結合装置

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。また、静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置は中央制御室にて静的触媒式水素再結合装置の作動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作動温度計測装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

(a-1-2) イグナイタ

水素濃度制御設備（水素濃度低減）として、イグナイタは、炉心の著しい損傷に伴い事故初期に原子炉格納容器内に大量に放出される水素を計画的に燃焼させ、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。イグナイタ作動温度計測装置は中央制御室にてイグナイタの作動状況を温度上昇により確認できる設計とする。イグナイタ及びイグナイタ作動温度計測装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

(a-2) 水素濃度監視

(a-2-1) 格納容器水素濃度計測装置

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、格納容器水素濃度計

測装置及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置は、事故後サンプリング設備に接続することで、代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置にて供給された原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度を格納容器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。全交流動力電源喪失により原子炉補機冷却機能が喪失した場合には、可搬型代替冷却水ポンプを原子炉補機冷却水系に接続することで、サンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却水を供給できる設計とする。窒素ボンベ（格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）は、格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁に窒素を供給できる設計とする。

また、24時間経過した後のサンプリングガスの冷却として海を水源とする中型ポンプ車は、サンプリングガスの冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置、軽油タンク及びミニローリーについては、「1.3.10(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

[常設重大事故等対処設備]

静的触媒式水素再結合装置

再結合効率 約 1.2 kg/h（1基当たり）

(水素濃度 4 vol%, 圧力
0.15MPa[abs]時)

基 数 5

静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置

計測範囲 0～800℃

イグナイタ

方 式 ヒーティングコイル式

容 量 約 550W (1個当たり)

個 数 12 (予備 1 (ドーム部))

イグナイタ作動温度計測装置

計測範囲 0～800℃

[可搬型重大事故等対処設備]

格納容器水素濃度計測装置

(「計測制御系統施設」及び「水素爆発による原子炉格
納容器破損を防止するための設備」と兼用)

個 数 1 (予備 1)

可搬型代替冷却水ポンプ

台 数 1 (予備 1)

容 量 約 1 m³/h

代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置

台 数 1 (予備 1)

容 量 約 4 Nm³/h

吐出圧力 約 0.5MPa[gage]

窒素ポンプ (格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁
用)

個	数	2 (予備1)
容	量	約 3.4L (1個当たり)
中型ポンプ車 (1.3.4(3)(ii)他と兼用)		
台	数	6 (予備1)
容	量	約 210m ³ /h (1台当たり)
揚	程	約 100m

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保管する。

(a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時に用いる設備

(a-1) 大気への拡散抑制

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、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放水設備（大気への拡散抑制）を設ける。

(a-1-1) 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による大気への拡散抑制

大型放水砲による大気への拡散抑制

放水設備（大気への拡散抑制）として、大型放水砲を、可搬型ホースにより海を水源とする大型ポンプ車等と接続し、原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水できる設計とする。大型ポンプ車等及び大型放水砲は、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に向けて放水できる設計とする。

(a-2) 海洋への拡散抑制

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、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以下の重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）を設ける。

(a-2-1) 放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制

放水砲による放水を実施した場合の重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）として、放射性物質吸着剤は、雨水排水路に流入した汚染水が通過することにより放射性物質を吸着できるよう、構内の雨水排水枡2箇所、最終雨水枡6箇所及び東側最終雨水枡1箇所に、網目状の袋又は籠に軽石状の放射性物質吸着剤を詰めたものを設置できる設計とする。

(a-2-2) シルトフェンス設置による海洋への拡散抑制

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（取水ピット内、海水ピット内、放水ピット内、雨水排水口の海洋側2箇所）に設置することとし、雨水排水口の海洋側2箇所については、小型船舶により設置できる設計とする。

(b) 使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備

(b-1) 大気への拡散抑制

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、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放水設備（大気への拡散抑制）を設ける。

(b-1-1) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットスプレイ

放水設備（大気への拡散抑制）として、小型放水砲を可搬型ホースにより海又は代替淡水源を水源とする中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と接続し、使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

(b-1-2) 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による大気への拡散抑制

放水設備（大気への拡散抑制）として、大型放水砲を可搬型ホースにより海を水源とする大型ポンプ車等と接続し、燃料取扱棟へ放水できる設計とする。大型ポンプ車等及び大型放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から燃料取扱棟に向けて放水できる設計とする。

(b-2) 海洋への拡散抑制

(b-2-1) 放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制

放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制に用いる設備は、「(a)(a-2)(a-2-1) 放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制」と同じである。

(b-2-2) シルトフェンス設置による海洋への拡散抑制

シルトフェンス設置による海洋への拡散抑制に用いる設備は、「(a)(a-2)(a-2-2) シルトフェンス設置による海洋への拡散抑制」と同じである。

(c) 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時

に用いる設備

(c-1) 航空機燃料火災の泡消火

(c-1-1) 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による泡消火

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放水設備（航空機燃料火災の泡消火）を設ける。

放水設備（航空機燃料火災の泡消火）として、大型放水砲を、可搬型ホースにより海を水源とする大型ポンプ車等と接続し、泡消火薬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]

大型ポンプ車（1.3.4(3)(ii)と兼用）

台数	1※ ¹
容量	約 1,320m ³ /h
揚程	約 140m

大型ポンプ車（泡混合機能付）（1.3.4(3)(ii)と兼用）

台数	1※ ¹
容量	約 1,320m ³ /h
揚程	約 140m

※1：保有台数を示す。大型ポンプ車と大型ポンプ車（泡混合機能付）を組合わせて台数は1台（予備1台）とす

る。

大型放水砲 (1.3.4(3)(ii)と兼用)

型 式	移動式ノズル
台 数	1 (予備1)

中型ポンプ車 (1.3.4(3)(ii)他と兼用)

台 数	6 (予備1)
容 量	約 210m ³ /h (1台当たり)
揚 程	約 100m

加圧ポンプ車 (1.3.4(3)(ii)他と兼用)

台 数	2 (予備1)
容 量	約 150m ³ /h (1台当たり)
揚 程	約 150m

小型放水砲 (1.3.4(3)(ii)と兼用)

台 数	2 (予備1)
-----	---------

放射性物質吸着剤

容 量	一式
-----	----

取水ピットシルトフェンス

組 数	1 (予備1) ※ ²
-----	------------------------

※² 幅約 3 m/本を 2 本で 1 組として予備を含む 2 組 4 本

海水ピットシルトフェンス

組 数	1 (予備1) ※ ³
-----	------------------------

※³ 幅約 3 m/本を 2 本で 1 組として予備を含む 2 組 4 本

放水ピットシルトフェンス

組 数 1 (予備1) ※4

※4 幅約 2.3m/本を2本, 幅約 2.6m/本を10本で1組として予備を含む2組24本

放水ピットテントシート

組 数 1 (予備1) ※5

※5 幅約 2.3m, 高さ約 2.7mのものを高さ方向に4枚接続したものを10本(40枚), 幅約 2.1m, 高さ約 2.7mのものを高さ方向に4枚接続した2本(8枚)で1組48枚として予備を含む2組96枚

雨水排水口海洋シルトフェンス

a. 北東角付近

組 数 1 (予備1) ※6

※6 幅約 26m/本を1本で1組として予備を含む2組2本

b. 放水口西付近

組 数 1 (予備1) ※7

※7 幅約 19m/本を1本で1組として予備を含む2組2本

小型船舶(1.3.8(2)と兼用)

台 数 1 (予備1)

泡混合器

台 数 1

f. 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

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，発電用原子炉施設には，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となる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となる水の供給設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却システムのフィードアンドブリード，淡水タンク又は海を水源とする補助給水タンクへの供給，代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水及び代替格納容器スプレイ，加圧ポンプ車及び中型ポンプ車による代替炉心注水，補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの供給，再循環運転，代替再循環運転，使用済燃料ピット注水）及び代替水源を設ける。

また，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満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への放水並びに燃料取扱棟への放水）を設ける。

重大事故等時の代替淡水源としては，燃料取替用水タンクに対

しては補助給水タンク及び淡水タンク（2次系純水タンク、脱塩水タンク及びろ過水貯蔵タンク）を確保し、補助給水タンクに対しては燃料取替用水タンク及び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。

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) 2次冷却系からの除熱（注水）の代替手段に用いる設備及び補助給水タンクへの補給に用いる設備

(a-1) 1次冷却システムのフィードアンドブリード

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補助給水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた1次冷却システム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。

(a-2) 淡水タンク又は海を水源とする補助給水タンクへの補給

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補助給水タンクが枯渇した場合の重大事故等対処設備（淡水タンク又は海を水源とする補助給水タンクへの供給）として、淡水タンク又は海を水源とする中型ポンプ車は、可搬型ホースを介して補助給水タンクへ水を供給できる設計とする。

(b) 炉心注水及び格納容器スプレイを代替するために用いる設備及び燃料取替用水タンクへの補給に用いる設備

(b-1) 代替炉心注水

(b-1-1) 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

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代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水の水源として、代替水源である補助給水タンクを使用する。

(b-1-2) 加圧ポンプ車及び中型ポンプ車による代替炉心注水

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加圧ポンプ車及び中型ポンプ車による代替炉心注水の水源として、代替水源である淡水タンク又は海を使用する。

(b-2) 代替格納容器スプレイ

(b-2-1) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ

重大事故等により、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代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの水源として、代替水源である補助給水タンクを使用する。

(b-3) 補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの供給

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（補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの供給）として、補助給水タンクは、補助給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へ水頭圧にて供給できる設計とする。

(c) 格納容器再循環サンプを水源とする再循環運転時に用いる設

備

(c-1) 再循環運転

(c-1-1) 余熱除去ポンプによる低圧再循環運転

余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器による原子炉冷却機能が喪失していない場合の重大事故防止設備（再循環運転）として、格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプは、余熱除去冷却器を介して再循環運転ができる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、余熱除去ポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

(c-1-2) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転

余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備の再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（再循環運転）として、格納容器再循環サンプを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入系統を介して再循環でき、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器又は格納容器再循環ユニット（A及びB）による原子炉格納容器内の冷却と併せて原子炉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、高圧注入ポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

(c-2) 代替再循環運転

(c-2-1) 格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁による代替再循環運転

格納容器再循環サンプ隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替再循環運転）として、格納容器再循環サンプB隔

離弁バイパス弁，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は，格納容器再循環サンプからの再循環系統を構成できる設計とする。

(c-2-2) 格納容器スプレイポンプ（B）による代替再循環運転

余熱除去ポンプ，余熱除去冷却器及び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重大事故等対処設備（代替再循環運転）として，格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイポンプ（B）は，格納容器スプレイ冷却器（B）を介して代替再循環できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは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。

(c-2-3) 高圧注入ポンプ（B）による代替再循環運転

1次冷却材喪失事象時において全交流動力電源若しくは原子炉補機冷却機能が喪失した場合又は運転停止中において全交流動力電源若しくは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（代替再循環運転）として，海を水源とする中型ポンプ車は，原子炉補機冷却水系統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高圧注入ポンプ（B）は，代替補機冷却を用いることで代替再循環でき，原子炉格納容器内の冷却と併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のポンプ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。高圧注入ポンプ（B）は，代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非

常用発電装置から給電できる設計とする。

(d) 使用済燃料ピットへの注水に用いる設備

重大事故等により，使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合の中型ポンプ車による使用済燃料ピット注水の水源として，代替水源である淡水タンク又は海を使用する。

(e) 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟への放水に用いる設備

(e-1) 淡水タンク又は海を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイ

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，小型放水砲は，可搬型ホースにより淡水タンク又は海を水源とする中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と接続することで，使用済燃料ピットへのスプレイを行う設計とする。

(e-2) 海を水源とする燃料取扱棟への放水

放水設備（燃料取扱棟への放水）として，大型放水砲は，可搬型ホースにより海を水源とする大型ポンプ車等と接続することで，燃料取扱棟に大量の水を放水し，一部の水を使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

(f) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水に用いる設備

放水設備（原子炉格納容器及びアニュラス部への放水）として，大型放水砲は，可搬型ホースにより海を水源とする大型ポンプ車等と接続することで，原子炉格納容器及びアニュラス部

へ放水できる設計とする。

格納容器スプレイポンプ（B）及び格納容器スプレイ冷却器（B）による代替再循環運転は、余熱除去系統及び高圧注入系統と異なる系統により再循環運転ができることで、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び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。

代替再循環運転時において高圧注入ポンプ（B）は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ディーゼル発電機に対して多様性を持った非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とするとともに、設計基準事故対処設備としての補機冷却に対して中型ポンプ車を使用した海水による代替補機冷却ができる設計とする。高圧注入ポンプ（B）の代替補機冷却に使用する中型ポンプ車は、電動ポンプである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と同時に機能を損なわないよう、中型ポンプ車を空冷式のディーゼル駆動とすることで、多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

淡水タンク又は海から補助給水タンクへの供給において使用する中型ポンプ車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、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイで使用する中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び小型放水砲並びに可搬型ホースは、屋外の異なる位置に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

非常用ガスタービン発電機及び空冷式非常用発電装置について

は、「1.3.10(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

[常設重大事故等対処設備]

燃料取替用水タンク (1.3.5(3)(ii) a. (a)他と兼用)

基 数 1

容 量 約 1,900m³

補助給水タンク (1.3.5(2)他と兼用)

基 数 1

容 量 約 740m³

格納容器スプレイポンプ (1.3.5(3)(ii) b. (c)他と兼用)

台 数 1 (代替再循環運転時は
B号機のみ使用)

容 量 約 940m³/h

揚 程 約 170m

格納容器スプレイ冷却器 (1.3.5(3)(ii) b. (c)他と兼用)

基 数 1 (代替再循環運転時は
B号機のみ使用)

格納容器再循環サンプル (1.3.5(3)(ii) b. (c)他と兼用)

基 数 2

格納容器再循環サンプルスクリーン

(1.3.5(3)(ii) b. (c)他と兼用)

容 量 約 2,072m³/h (1基当たり)

基 数 2

高压注入ポンプ (1.3.5(3)(ii) a. (a)他と兼用)

台数	2
容量	約 280m ³ /h (1台当たり)
揚程	約 950m

格納容器再循環サンプルB隔離弁バイパス弁

(1.3.5(3)(ii)b.(c)と兼用)

個数	1
----	---

[可搬型重大事故等対処設備]

中型ポンプ車 (1.3.4(3)(ii)他と兼用)

台数	6 (予備1)
容量	約 210m ³ /h (1台当たり)
揚程	約 100m

(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、燃料取替えの場合等原子炉格納容器内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。

(ii)アニュラス空気再循環設備

a. アニュラス空気再循環設備

アニュラス空気再循環設備は、よう素用フィルタを含むフィルタユニット、排気ファン等で構成し、1次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、放射性物質の除去を行う。

また、燃料取替停止中の燃料取扱事故時、燃料取扱棟の空気を浄

化し、放射性物質の除去を行う。

アニュラス排気ファン

（「中央制御室」，「アニュラス空気再循環設備」，「放射性物質の濃度を低減するための設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

台 数 2

容 量 約 250m³/min（1台当たり）

よう素用フィルタ

（「中央制御室」，「アニュラス空気再循環設備」，「放射性物質の濃度を低減するための設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

よう素除去効率 95%以上

b. 重大事故等対処設備

(a) 放射性物質の濃度を低減するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどま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。

運転員が中央制御室にとどまるため、原子炉格納容器から漏えいした空気の中の放射性物質の濃度を低減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)を設ける。

(a-1) 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に用いる設備

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に用いる重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）として、アニュラス排気ファンは、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えい

する放射性物質等を含む気体を吸引し、アニュラス排気フィルタユニットにて放射性物質を低減して排出することにより、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設計とする。

(a-2) 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に用いる設備

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に用いる重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）として、アニュラス排気ファンは、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする放射性物質等を含む気体を吸引し、アニュラス排気フィルタユニットにて放射性物質を低減して排出することにより、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設計とする。アニュラス排気ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。また、アニュラス排気系空気作動弁は、窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）により代替空気を供給し、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置によりアニュラス排気系空気作動弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。

非常用ガスタービン発電機及び空冷式非常用発電装置については、「1.3.10(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

[常設重大事故等対処設備]

アニュラス排気ファン (1.3.9(4)(ii)a. と兼用)

台 数 2

容 量 約 250m³/min (1台あたり)

アニュラス排気フィルタユニット (1.3.9(4)(ii)a. と兼用)

型 式	除湿フィルタ, 電気加熱コイル, 粒子用フィルタ及びよう素用フィルタ内蔵型
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 (0.7μm 粒子)

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ボンベ (アニュラス排気系空気作動弁用)

(「中央制御室」, 「アニュラス空気再循環設備」, 「放射性物質の濃度を低減するための設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用)

個 数	1 (予備1)
容 量	約 47L

(iii)安全補機室空気浄化設備

安全補機室空気浄化設備は, よう素用フィルタを含むフィルタユニット及び排気ファン等で構成し, 1次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, 余熱除去ポンプ室等) の空気を浄化し, 放射性物質の除去を行う。

安全補機室排気ファン

台 数	2
容 量	約 56m ³ /min (1台当たり)

よう素用フィルタ

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

原子炉建屋等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部へ漏えいする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並びに静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタによる原子炉格納容器内の水素濃度低減機能が相まって、アニュラス部の水素を可燃限界濃度未満にして水素爆発を防止するとともに、放射性物質を低減するため、アニュラス部の水素等を含む気体を排出できる設備として以下の水素排出設備（アニュラス空気再循環設備による水素排出）を設ける。

a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

(a) アニュラス空気再循環設備による水素排出

(a-1) 交流動力電源及び直流電源が健全である場合に用いる設備

交流動力電源及び直流電源が健全である場合に用いる水素排出設備（アニュラス空気再循環設備による水素排出）として、アニュラス排気ファンは、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする水素等を含む気体を吸引し、アニュラス排気フィルタユニットにて放射性物質を低減して排出すること

によりアニュラス部に水素が滞留しない設計とする。

(a-2) 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に用いる設備

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に用いる水素排出設備（アニュラス空気再循環設備による水素排出）として、アニュラス排気ファンは、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする水素等を含む気体を吸引し、アニュラス排気フィルタユニットにて放射性物質を低減して排出することによりアニュラス部に水素が滞留しない設計とする。アニュラス排気ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。また、アニュラス排気系空気作動弁は、窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）により代替空気を供給し、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置によりアニュラス排気系空気作動弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。

(b) 水素濃度監視

(b-1) アニュラス水素濃度 (AM) 計測装置による水素濃度測定

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に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいした水素の濃度を測定するため、想定される事故時に変動する可能性のある範囲で水素濃度を測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、アニュラス水素濃度

(AM)計測装置は、アニュラス排気ダクトを経由して採取したアニュラス部の雰囲気ガスの水素濃度を測定できる設計とする。

アニュラス水素濃度(AM)計測装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

非常用ガスタービン発電機及び空冷式非常用発電装置については、「1.3.10(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

[常設重大事故等対処設備]

アニュラス排気ファン (1.3.9(4)(ii) a. と兼用)

台 数 2

容 量 約 250m³/min (1台当たり)

アニュラス排気フィルタユニット (1.3.9(4)(ii) a. と兼用)

型 式 除湿フィルタ, 電気加熱コイル,
粒子用フィルタ及びよう素用フィルタ内蔵型

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)

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ボンベ (アニュラス排気系空気作動弁用)

(1.3.9(4)(ii) b. と兼用)

個 数 1 (予備1)

容 量 約 47L

アニュラス水素濃度 (AM) 計測装置

(「計測制御系統施設」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)