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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

（2）　炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合における原子炉容器内の残存溶融デブリの冷却

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、格納容器水張り（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（格納容器スプレイ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（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、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できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器盤、重大事故等対処用変圧器受電盤については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

（3） 炉心の著しい損傷が発生した場合における溶融炉心の原子炉容器下部への落下遅延及び防止

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（炉心注入及び代替炉心注入）を設ける。

重大事故等対処設備（炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へ注入できる設計とする。

重大事故等対処設備（炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御系統により炉心へ注入できる設計とする。

重大事故等対処設備（炉心注入）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、炉心に注入できる設計とする。

重大事故等対処設備（代替炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源としたＡ格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注入できる設計とする。

重大事故等対処設備（代替炉心注入）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注入できる設計とする。常設電動注入ポンプは、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大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤について

は、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

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（代替炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源とするＢ充てん／高圧注入ポンプは、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注入できる設計とする。Ｂ充てん／高圧注入ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入は、空冷式の大容量空冷式発電機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充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入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及び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余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注入に対して異なる水源を持つ設計とする。

常設電動注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプと異なる区画に設置し、屋外の復水タンクと燃料取替用水タンクは壁で分離さ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。

可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプを使用した代替炉心注入は、可搬型電動低圧注入ポンプを専用の発電機である空冷式の可搬型電動ポンプ用発電機から給電し、可搬型ディーゼル注入ポンプを空冷式のディーゼル駆動とすることにより、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入並びにＡ格納容器スプレイポンプ及び常設電動注入ポンプによる代替炉心注入に対して多

様性を持った電源及び駆動源により駆動できる設計とする。また、海水又は淡水を補給できる中間受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余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注入、燃料取替用水タンクを水源とするＡ格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注入並びに燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入に対して異なる水源を持つ設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽は、屋外の燃料取替用水タンク及び復水タンク並びに原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、Ａ格納容器スプレイポンプ並びに常設電動注入ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

常設電動注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した代替炉心注入は、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、格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環並びにＡ格納容器スプレイポンプを使用した代替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及び復水タンクは屋外に設置することで、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプと位置的分散を図る設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽を使用した代替炉心注入は、中間受槽を水源とすることで、格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプを水源とする

余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環並びにＡ格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環、燃料取替用水タンクを水源とする充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注入、燃料取替用水タンクを水源とするＡ格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注入並びに燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入に対して異なる水源を持つ設計とする。

中間受槽は、屋外の燃料取替用水タンク及び復水タンク並びに原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプと屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

常設電動注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した代替炉心注入は、空冷式の大容量空冷式発電機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余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能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。

常設電動注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と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。

可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプを使用した代替炉心注入は、可搬型電動低圧注入ポンプを専用の発電機である空冷式の可搬型電動ポンプ用発電機から給電し、可搬型ディーゼル注入ポンプを空冷式のディーゼル駆動とすることにより、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、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入、Ａ格納容器スプレイポンプ及び常設電動注入

ポンプを使用した代替炉心注入に対して多様性を持った電源及び駆動源により駆動できる設計とする。また、海水又は淡水を補給できる中間受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充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注入、燃料取替用水タンクを水源とするＡ格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注入並びに燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入に対して異なる水源を持つ設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽は、屋外の燃料取替用水タンク及び復水タンク並びに原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、Ａ格納容器スプレイポンプ並びに常設電動注入ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

代替炉心注入時において常設電動注入ポンプは、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から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については「10.2　代替電源設備」にて記載する。

代替炉心注入時においてＢ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から給電でき、自己冷却でき、かつ安全注入ラインを介さず充てんラインを用いて原子炉に注入できることで、余熱除去ポンプを使用した炉心注入に対して多様性を持つ設計とする。

Ｂ充てん／高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプと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、Ｂ充てん／高圧注入ポンプの自己冷却は、Ｂ充てん／高圧注

入ポンプ出口配管から分岐した自己冷却ラインによりＢ充てん／高圧注入ポンプ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多様性を持つ設計とする。

Ｂ充てん／高圧注入ポンプは、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することで、原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の海水ポンプと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「10.2　代替電源設備」にて記載する。

代替炉心注入時の電源に使用する可搬型電動ポンプ用発電機は、専用の電源として可搬型電動低圧注入ポンプに給電でき、発電機を空冷式のディーゼル駆動とすることで、ディーゼル発電機及び大容量空冷式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。

可搬型電動ポンプ用発電機は、屋外の大容量空冷式発電機並びに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及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

代替炉心注入時に使用する可搬型ディーゼル注入ポンプの駆動源は、空冷式のディーゼル駆動とすることで、ディーゼル発電機及び大容量空冷式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。

可搬型ディーゼル注入ポンプは、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及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入配管及び可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプを使用した代替炉心注入配管は、水源から安全注入配管との合流点までの系統について、充てん／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独

立した設計とする。

Ｂ充てん／高圧注入ポンプを使用した代替炉心注入配管は、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ出口の安全注入配管と充てん配管との分岐点からの充てん系統について、充てん／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独立した設計とする。

これらの系統の多様性及び位置的分散によって、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去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。

（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

第四十八条　発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な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防止設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却）及び重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却）を設ける。

海水ポンプ及び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並びに全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却）として、復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。また、主蒸気逃がし弁は、現場で人力による操作ができることで、蒸気発生器２次側での除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設計とする。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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

海水ポンプ及び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並びに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）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、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、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。

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並びに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）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、Ｃ充てん／高圧注入ポンプ及びＢ余熱除去ポンプの補

機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器２次側による炉心冷却は、タービン動補助給水ポンプを蒸気駆動とし、電動補助給水ポンプの電源を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から給電でき、さらに主蒸気逃がし弁はハンドルを設け、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を使用した最終ヒートシンクへの熱の輸送に対して、多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する補助給水系統及び主蒸気系統は、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した系統に対して多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁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、復水タンクは屋外の海水ポンプと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。

機器の多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水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「10.2　代替電源設備」にて記載する。

（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）

第四十九条　発電用原子炉施設には、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設備を設けなければならない。

2　発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の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設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

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。

（1）　原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度低下

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。

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及び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、Ａ、Ｂ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、Ａ、Ｂ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へ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、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。

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及び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復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、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噴霧できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重

大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器盤、重大事故等対処用変圧器受電盤については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

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（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、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噴霧できる設計とする。常設電動注入ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器盤、重大事故等対処用変圧器受電盤については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

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、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、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、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。

（2） 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。

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噴霧できる設計とする。

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。

（3） 炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質濃度の低下

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。

１次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ及び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、Ａ、Ｂ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、Ａ、Ｂ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へ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、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、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。

１次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ及び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、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、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噴霧できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器盤、重大事故等対処用変圧器受電盤については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

全交流動力電源及び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復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、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噴霧できる設計とする。常設電動注入ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器盤、重大事故等対処用変圧器受電盤については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

全交流動力電源及び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、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、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、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、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。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。

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は、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクでの格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却に対して多様性を持った設計とする。

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットは原子炉格納容器内に設置し、Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプ、Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタ

ンク用）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、Ａ、Ｂ海水ポンプは屋外の燃料取替用水タンクと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。

常設電動注入ポンプを使用した代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを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及び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。

常設電動注入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、屋外の復水タンクと燃料取替用水タンクは壁で分離さ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。電源設備の多様性、位置的分散については「10.2　代替電源設備」にて記載する。

格納容器内自然対流冷却に使用する移動式大容量ポンプ車の駆動源は、空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。移動式大容量ポンプ車は、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及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

常設電動注入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水系統は、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。

（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）

第五十条　発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な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噴霧できる設計とする。

重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、Ａ、Ｂ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、Ａ、Ｂ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、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復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、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噴霧できる設計とする。常設電動注入ポンプは、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大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器盤、重大事故等対処用変圧器受電盤については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

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、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、A、B海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、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、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。

（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備）

第五十一条　発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の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設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

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

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格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ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、溶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大容量

空冷式発電機から給電できる設計とする。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

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復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、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格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ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、溶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。常設電動注入ポンプは、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大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

なお、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（炉心注入及び代替炉心注入）を設ける。これらの設備は、「5.6 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「5.6 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」にて記載する。

常設電動注入ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水は、空冷式の大容量空冷式発電機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及び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。

常設電動注入ポンプは、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、屋外の復水タンクと燃料取替用水タンクは、壁で分離さ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。

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。

常設電動注入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常設電動注入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。

（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）

第五十二条　発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な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、水－ジルコニウム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動作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動作監視装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とす

る。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

水素濃度制御設備（水素濃度低減）として、電気式水素燃焼装置は、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。電気式水素燃焼装置動作監視装置は中央制御室にて電気式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。電気式水素燃焼装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

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、可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替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、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置にて供給された原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度を可搬型格納容器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おいては、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプを原子炉補機冷却水系に接続することで、サンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却水を供給できる設計とする。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、海を水源とする移動

式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

事故後サンプリング設備の一部は、可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置にて水素濃度測定を行う場合において、管理区域内の移動をなくして作業時間の短縮を図り、作業員の安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

共用によって原子炉格納容器内の水素濃度測定を必要としない号炉に対し悪影響を及ぼさないよう、隔離が可能な設計とする。また、１号炉及び２号炉が同時に被災した場合は、遠隔操作で切り替えることで号炉ごとに水素濃度を適宜計測可能な設計とする。

共用によって他号炉に悪影響を及ぼさないよう、汚染度の大きい原子炉格納容器のサンプルガスを汚染度の小さい原子炉格納容器に流入させないために、放射性物質と水素を含むサンプルガスのパージ先となる原子炉格納容器を選択できる設計とする。また、号炉間をまたぐパージの際に、原子炉格納容器の自由体積に対してサンプルガス流量を十分小さくするとともに、戻り配管に逆止弁を設けることで、汚染度の大きい原子炉格納容器からの逆流を防止できる設計とする。

（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）

第五十三条　発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

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り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電気式水素燃焼装置による水素濃度低減機能と相まって、水素爆発を防止するとともに、貫通部からアニュラス内に漏えいし、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微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットを介して放射性物質を低減させたのち排出することでアニュラス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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。また、アニュラス空気浄化系弁（Ｂ系）は代替直流電源系統（大容量空冷式発電機、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）、直流電源用発電機、可搬型直流変換器）により制御用圧縮空気設備からの電磁弁を開弁することで窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）により開操作できる設計とする。大容量空冷式発電機、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

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、可搬型格納容器水素濃度計測装置は、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置にて供給された原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度を測定し、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Ｂ（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、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却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、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

事故後サンプリング設備の一部は、可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置にて水素濃度測定を行う場合において、管理区域内の移動をなくして作業時間の短縮を図り作業員の安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

共用によって原子炉格納容器内の水素濃度測定を必要としない号炉に対し悪影響を及ぼさないよう、隔離が可能な設計とする。また、１号炉及び２号炉が同時に被災した場合は、遠隔操作で切り替えることで号炉ごとに水素濃度を適宜計測可能な設計とする。

共用によって他号炉に悪影響を及ぼさないよう、汚染度の大きい原

子炉格納容器のサンプルガスを汚染度の小さい原子炉格納容器に流入させないために、放射性物質と水素を含むサンプルガスのパージ先となる原子炉格納容器を選択できる設計とする。また、号炉間をまたぐパージの際に、原子炉格納容器の自由体積に対してサンプルガス流量を十分小さくするとともに、戻り配管に逆止弁を設けることで、汚染度の大きい原子炉格納容器からの逆流を防止できる設計とする。

（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）

第五十四条　発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

2　発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽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貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内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設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）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、放射線を遮へいし、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。

(1)　使用済燃料ピット水位の低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の冷却、放射線の遮へい及び臨界防止

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集合体等を冷却し、使用済燃料ピットに接続する配管が破

損しても、放射線の遮へい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、遮へい必要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フォ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、遮へい必要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。

なお、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、純水冠水状態で未臨界を維持できる設計とする。

使用済燃料ピットポンプ及び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、燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水タンク、２次系補給水ポンプ及び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、中間受槽を水源とし、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機を駆動源とする使用済燃料ピット補給用水中ポンプは、使用済燃料ピットへ注水する設計とする。使用済燃料ピット補給用水中ポンプは使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。

(2)　使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出

低減

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し、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おいて、スプレイや蒸気条件においても未臨界を維持できることにより臨界を防止し、燃料損傷時に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。

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、中間受槽を水源とした可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプは、可搬型ホースにより使用済燃料ピットスプレイヘッダ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。

(3)　使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和及び放射性物質の放出低減

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し、燃料損傷時に燃料取扱建屋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（使用済燃料ピットへの放水）を設ける。

放水設備（使用済燃料ピットへの放水）として、放水砲は、可搬

型ホースにより海を水源とする移動式大容量ポンプ車と接続することにより、燃料取扱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。

(4)　使用済燃料ピットに係るパラメータの監視

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以下のパラメータを計測する計測設備（使用済燃料ピットの監視）を設ける。

使用済燃料ピット水位（SA）、使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット温度（SA）及び使用済燃料ピット周辺線量率は、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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率は、あらかじめ複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所間での関係性を把握し、測定結果の傾向を確認することで、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。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）

第五十五条　発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

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

放水設備（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移動式大容量ポンプ車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燃料取扱建屋へ放水できる設計とする。移動式大容量ポンプ車及び放水砲は、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燃料取扱建屋に向けて放水できる設計とする。

放水設備（大気への拡散抑制）として、中間受槽を水源とした可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプは、可搬型ホースにより使用済燃料ピットスプレイヘッダ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。

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。

シルトフェンス設置以前に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、雨水排水の流路から流れてき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雨水排水処理装置の集水ピットに、網目状のマット内に軽石状の吸着剤を敷き詰めたものを２箇所に設置する。

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３箇所（放水口付近、北側雨水排水処理装置放水箇所付近、防波堤付近）に小型船舶により連結して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放水設備（航空機燃料火災への泡消火）を設ける。

放水設備（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移動式大容量ポンプ車と接続し、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。

（重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）

第五十六条　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となる十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

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となる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となる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（中間受槽への供給、中間受槽から復水タンクへの供給、復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給、海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給）、代替水源及び代替再循環設備（代替再循環）を設ける。

重大事故等時において、蒸気発生器２次側への給水手段の水源となる復水タンクの枯渇に対する補給の水源、炉心注入の水源となる燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等に対する代替炉心注入の水源及び使

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使用済燃料ピットへの給水の水源、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、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の使用済燃料ピットへのスプレイの水源として中間受槽が使用される。重大事故等対処設備（中間受槽への供給）として、中間受槽は代替淡水源（宮山池、２次系純水タンク又はろ過水貯蔵タンク）及び海を水源として各水源からの移送ルートを確保する。宮山池又は海を水源とした取水用水中ポンプにより、可搬型ホースを介して中間受槽へ水を供給できる設計とする。取水用水中ポンプは取水用水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。

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又は破損した場合の代替手段である１次冷却系統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への補給が不能となった場合の代替手段である重大事故等対処設備（海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給）として、海を水源とした原子炉補機冷却海水設備のＡ、Ｂ海水ポンプを使用する。

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（中間受槽から復水タンクへの供給）として、中間受槽を水源とした復水タンク補給用水中ポンプは、可搬型ホースを介して復水タンクへ水を供給できる設計とする。復水タンク補給用水中ポンプは使用済燃料ピット及び復水タン

ク補給用水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。

重大事故等により、炉心注入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常設電動注入ポンプによる代替炉心注入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２次系補給水設備の復水タンクを使用する。

重大事故等により、炉心注入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型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入の水源、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の使用済燃料ピットへの注水の水源並びに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使用済燃料ピットへの注水の水源として、代替水源である中間受槽を使用する。

重大事故等により、炉心注入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供給）として、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へ水頭圧にて供給できる設計とする。

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）として、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。

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を想定した代替再循環設備（代替再循環）として、

海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

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（代替再循環）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、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Ｂ余熱除去ポンプは、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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ及び復水タンク補給用水中ポンプは、代

替水源である中間受槽を水源として使用できる設計とする。

重大事故等の収束に必要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、中間受槽を水源とした可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプは、可搬型ホースにより使用済燃料ピットスプレイヘッダ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、放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする移動式大容量ポンプ車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燃料取扱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。

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復水タンク、宮山池、２次系純水タンク及びろ過水貯蔵タンクを確保し、復水タンクに対しては燃料取替用水タンク、宮山池、２次系純水タンク及びろ過水貯蔵タンクを確保する。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は、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に対して多重性を持つ設計とする。

代替再循環時において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から給電できる設計とする。

また、移動式大容量ポンプ車を使用する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、移動式大容量ポンプ車を空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。

代替再循環時において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から給電できる設計とする。

また、移動式大容量ポンプ車を使用するＢ余熱除去ポンプへの代替補機冷却は、移動式大容量ポンプ車を空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」にて記載する。

中間受槽への供給にて使用する中間受槽、取水用水中ポンプ及び取水用水中ポンプ用発電機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、位置的分散を図る設計とする。

中間受槽から復水タンクへの供給にて使用する中間受槽、復水タンク補給用水中ポンプ及び使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機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、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間受槽、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダ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、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移動式大容量ポンプ車及び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、位置的分散を図る設計とする。

（電源設備）

第五十七条　発電用原子炉施設には、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、貯蔵槽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に必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。

２　発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、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、貯蔵槽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の常設の直流電源設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

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、貯蔵槽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、号炉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、大容量空冷式発電機を使用する。

大容量空冷式発電機は、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。

大容量空冷式発電機は、大容量空冷式発電機用燃料タンクから大容量空冷式発電機用給油ポンプを用いて燃料を補給できる設計とする。大容量空冷式発電機用燃料タンクは、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリ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、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）を使用する。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）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。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリ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、号炉間電力融通ケーブル又は予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用する。

号炉間電力融通ケーブルは、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のディーゼル発電機（燃料油貯油そう含む）から電力融通できる設計とする。

予備ケーブル（号炉間電力融通用）は、号炉間電力融通ケーブルが

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のディーゼル発電機（燃料油貯油そう含む）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、重大事故等時に号炉間電力融通を行う場合のみ１号炉及び２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。

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）及び蓄電池（重大事故等対処用）を使用する。これらの設備は、負荷切り離しを行わずに、８時間、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、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を使用する。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。

直流電源用発電機は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリ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、大容量

空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器受電盤、重大事故等対処用変圧器盤、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）、変圧器車及び可搬型分電盤を使用する。

代替所内電気設備は、大容量空冷式発電機を重大事故等対処用変圧器受電盤に接続し、重大事故等対処用変圧器盤より電力を供給できる設計とする。また、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）を変圧器車に接続し、可搬型分電盤より電力を供給できる設計とする。

大容量空冷式発電機は、大容量空冷式発電機用燃料タンクから大容量空冷式発電機用給油ポンプを用いて燃料を補給できる設計とする。大容量空冷式発電機用燃料タンク及び発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

大容量空冷式発電機は、空冷式のガスタービン発電機とし、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。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）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。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）は、空冷式のディーゼル発電機とし、屋外の大容量空冷式発電機から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、大容量空冷式発電機に対して多様性及び位置的分散を図る設計とする。

発電機車の接続箇所は、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。

号炉間電力融通ケーブルは、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。

予備ケーブル（号炉間電力融通用）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号炉間電力融通ケーブルに対して位置的分散を図る設計とする。

蓄電池（重大事故等対処用）は、原子炉補助建屋内の蓄電池（安全防護系用）に対して、高所の異なるフロアに設置することで、位置的分散を図る設計とする。

直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を使用した直流電源は、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）及び蓄電池（重大事故等対処用）に対して、直流電源用発電機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、可搬型直流変換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。

直流電源用発電機の接続箇所は、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。

重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を使用した代替所内電気設備は、電源を大容量空冷式発電機とし、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。

変圧器車及び可搬型分電盤を使用した代替所内電気設備は、電源を発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）とし、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所内電気設備である２系統の非常用母線に

対して多様性及び位置的分散を図る設計とする。

タンクローリは、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。

大容量空冷式発電機を使用した代替電源系統は、大容量空冷式発電機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。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）を使用した代替電源は、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）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。

蓄電池（重大事故等対処用）を使用した直流電源は、蓄電池（重大事故等対処用）から直流コントロールセンタ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。

重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤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。

変圧器車及び可搬型分電盤を使用した代替所内電気設備は、可搬ケーブルにて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性を確保する設計とする。

号炉間電力融通ケーブル又は予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用した他号炉のディーゼル発電機（燃料油貯油そう含む）からの号炉間電力融通は、号炉間電力融通ケーブルを手動で１号炉及び２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となる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、１号及び２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、号炉間電力融通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と分離が可能な設計とする。

（計装設備）

第五十八条　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

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主要パラメータにより、検討した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は、「添付書類十　第5.1.1表」のうち「1.15事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータとする。

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、「添付書類十　第5.1.1表」のうち「1.15　事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータとする。

重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータは、設計基準を超える状態において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（設計基準最大値等））を明確にする。

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。

重要な監視パラメータ又は有効な監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の推定は、「添付書類十　第5.1.1表」のうち「1.15　事故時の計装に関する手順等」の計器故障時のパラメータ推定又は計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時、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、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測するとともに、重要代替パラメータが複数ある場合は、推定する重要な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。

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、重要な監視パラメータ及び重要代替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測定においては、測定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つの適切なパラメータを選定し測定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測定又は監視するものとする。

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

（原子炉制御室）

第五十九条　第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、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設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

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、中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環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、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部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、中央制御室空調装置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。可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、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。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循環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。照明については、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。中央制御室空調装置及び可搬型照明（SA）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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

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、可搬型照明（SA）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。可搬型照明（SA）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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

中央制御室及び中央制御室遮へいは、プラントの状況に応じた運転員の相互融通などを考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとしている。スペースの共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで安全性の向上が図れるため、１号炉及

び２号炉で共用する設計とする。

各号炉の監視・操作盤は、共用によって悪影響を及ぼさないよう、一部の共通設備を除いて独立して設置することで、一方の号炉の監視・操作中に、他方の号炉のプラント監視機能が喪失しない設計とする。

中央制御室の換気空調系は、重大事故等時において中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットを電源復旧し使用するが、共用により自号炉の系統だけでなく他号炉の系統も使用することで安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

１号炉及び２号炉それぞれの系統は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。

（監視測定設備）

第六十条　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）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ことができる設備を設けなければならない。 ２　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、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ことができる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

１　について

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設置及び保管する。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（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。

重大事故等対処設備（放射線量の測定）として、モニタリングステーション及びモニタリングポストを使用する。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近の放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を

記録できる設計とし、原子力災害対策特別措置法第10条及び第15条に定められた事象の判断に必要な十分な台数を設置する。

モニタリングステーション及びモニタリングポストについては、重大事故等対処設備としての地盤の変形及び変位又は地震等による機能喪失を考慮し、代替測定装置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、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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

・モニタリングステーション及びモニタリングポスト（１号及び２号炉共用）

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

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、可搬型モニタリングポストを使用する。可搬型モニタリングポストは、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。

可搬型モニタリングポストの指示値は、無線（携帯電話回線及び衛星回線を含む。）により伝送し、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）で監視できる設計とする。可搬型モニタリングポストで測定した放射線量は、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存

した記録が失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。可搬型モニタリングポストの電源は、充電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

・可搬型モニタリングポスト（１号及び２号炉共用）

重大事故等対処設備（放射線量の測定）として、重大事故等が発生した場合に、発電用原子炉施設から放射性物質が放出される場合の放射線量を監視するために、可搬型エリアモニタを使用する。可搬型エリアモニタは、重大事故等が発生した場合に、発電所海側や代替緊急時対策所側等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。可搬型エリアモニタの指示値は、無線により伝送し、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）で監視できる設計とする。可搬型エリアモニタで測定した放射線量は、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。可搬型エリアモニタの電源は、乾電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

・可搬型エリアモニタ（１号及び２号炉共用）

モニタリングカーのダスト・よう素サンプラ又はダスト・よう素測定装置が機能喪失した場合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）として放射能測定装置を使用する。

放射能測定装置は、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（空気中）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、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。放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ）の電源は、乾電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

・放射能測定装置（可搬型よう素サンプラ、可搬型ダストサンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ）（１号及び２号炉共用）

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、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（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（空気中、水中、土壌中）及び放射線量を測定するために、放射能測定装置、電離箱サーベイメータ及び小型船舶を使用する。放射能測定装置及び電離箱サーベイメータは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（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（空気中、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。放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ）、電離箱サーベイメータの電源は、乾電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

・放射能測定装置（可搬型よう素サンプラ、可搬型ダストサンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ）（１号及

び２号炉共用）

・電離箱サーベイメータ（１号及び２号炉共用）

・小型船舶（１号及び２号炉共用）

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。

２　について

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を測定）を設ける。

気象観測設備が機能喪失した場合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、可搬型気象観測装置を使用する。可搬型気象観測装置は、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。可搬型気象観測装置の指示値は、無線（衛星回線）により伝送し、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）で監視できる設計とする。可搬型気象観測装置で測定した風向、風速その他の気象条件は、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。可搬型気象観測装置の電源は充電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

・可搬型気象観測装置（１号及び２号炉共用）

（緊急時対策所）

第六十一条　第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。 一　重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。 二　重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。 三　発電用原子炉施設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設備を設けたものであること。 ２　緊急時対策所は、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ものでなければならない。

適合のための設計方針

代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）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に必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な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。

なお、代替緊急時対策所は、緊急時対策所（免震重要棟内）にて継続使用する一部のものを除き、その機能に係る設備を含め、緊急時対策所（免震重要棟内）の設置をもって廃止する。

(1)　代替緊急時対策所

代替緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動に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、「1.4.2　重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.5.2　重大事故等対処施設の耐津波設計」に基づく設計とする。また、代替緊急時対策所の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する設計とする。

代替緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、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、代替緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要員が代替緊急時対策所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、代替緊急時対策所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、代替緊急時対策所の緊急時対策所遮へい、緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、代替緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を使用する。

代替緊急時対策所の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、代替緊急時対策所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要件においても、代替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 を超えないことを判断基準とする。

代替緊急時対策所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、代替緊急時対策所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代替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。

代替緊急時対策所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、代替緊急時対策所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、代替緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮へいの性能とあいまって、居住性に係る判断基準である代替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、代替緊急時対策所の建物の気密性に

対して十分な余裕を考慮した設計とする。代替緊急時対策所の緊急時対策所換気設備として、代替緊急時対策所空気浄化ファン、代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び代替緊急時対策所加圧設備を保管する設計とする。

代替緊急時対策所には、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、測定する代替緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を保管する設計とする。

代替緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、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内の運転員を介さずに代替緊急時対策所において把握できる情報収集設備を使用する。

代替緊急時対策所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、代替緊急時対策所で表示できるよう、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を設置する設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて

記載する。

代替緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても発電所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、代替緊急時対策所から中央制御室、屋内外の作業場所、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。

代替緊急時対策所の通信連絡設備として、携帯型通話設備、衛星携帯電話設備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。

代替緊急時対策所は、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の重大事故等対処設備（電源の確保）として、代替緊急時対策所用発電機を使用する。

代替緊急時対策所用発電機は、１台で代替緊急時対策所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。

代替緊急時対策所用発電機は、燃料油貯蔵タンクより、タンクローリを用いて、燃料を補給できる設計とする。

(2)　緊急時対策所（免震重要棟内）

緊急時対策所（免震重要棟内）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、基準地震動及び免震重要棟設

計用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、「1.4.2　重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.5.2　重大事故等対処施設の耐津波設計」に基づく設計とする。また、緊急時対策所（免震重要棟内）の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（免震重要棟内）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（免震重要棟内）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（免震重要棟内）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(免震重要棟内)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（免震重要棟内）の緊急時対策所遮へい、緊急時対策所（免震重要棟内）の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（免震重要棟内）エリアモニタ及び可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を使用する。

緊急時対策所（免震重要棟内）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（免震重要棟内）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要件においても、緊急時対策所（免震重要棟内）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（免震重要棟内）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（免震重要棟内）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（免震重要棟内）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（免震重要棟内）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（免震重要棟内）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（免震重要棟内）の気密性及び緊急時対策所遮へい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（免震重要棟内）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、換気設計にあたっては、緊急時対策所（免震重要棟内）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。緊急時対策所（免震重要棟内）の緊急時対策所換気設備として、免震重要棟非常用給気ファン、免震重要棟排気ファン、緊急時対策所（免震重要棟内）排気ファン、免震重要棟非常用空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所（免震重要棟内）加圧設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（免震重要棟内）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（免震重要棟内）エリアモニタ及び可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を保管する設計とする。

緊急時対策所（免震重要棟内）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内の運転員を介さずに緊急時対策所（免震重要棟内）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（免震重要棟内）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（免震重要棟内）で表示できるよう、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を設置す

る設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）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緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機及び大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

緊急時対策所（免震重要棟内）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（免震重要棟内）から中央制御室、屋内外の作業場所、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（免震重要棟内）の通信連絡設備として、携帯型通話設備、衛星携帯電話設備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（免震重要棟内）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の重大事故等対処設備（電源の確保）として、緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機を使用する。

緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機は、１台で緊急時対策

所（免震重要棟内）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台設置することで、多重性を有する設計とする。

（通信連絡を行うために必要な設備）

第六十二条　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設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設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

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。

代替緊急時対策所の通信連絡設備は、緊急時対策所（免震重要棟内）の設置をもって廃止する。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）及び代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）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携帯電話設備、無線連絡設備及び携帯型通話設備は、中央制御室、原子炉補助建屋、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）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、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）は、原子炉補助建屋又は緊急時対策所（免震重要棟内）に設置し、SPDSデータ表示装置は、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）に設置する設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）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。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）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大容量空冷式発電機、代替緊急時対策所用発電機又は緊急時対策所(免震重要棟内)用発電機から給電できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型)、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備の電源は、充電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電池を用いるものについては、予備の充電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電池は、中央制御室、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）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。

緊急時運転パラメータ伝送システム（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大容量空冷式発電機又は緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機から給電できる設計とする。また、SPDSデータ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代替緊急時対策所用発電機又は緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機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

衛星携帯電話設備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、原子炉補助建屋、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）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、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）は、原子炉補助建屋又は緊急時対策所（免震重要棟内）に設置する設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）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。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）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代替緊急時対策所用発電機又は緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機から給電できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型）の電源は、充電池を使用しており、予備の充電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電池は、中央制御室、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）の電源から充電することができる設計とする。

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大容量空冷式発電機、代替緊急時対策所用発電機又は緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機から給電できる設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（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大容量空冷式発電機又は緊急時対策所（免震重要棟内）

用発電機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。

大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

代替緊急時対策所用発電機及び緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機については、「10.10　緊急時対策所」にて記載する。

1.12.6　発電用原子炉設置変更許可申請（平成27年12月17日申請）に係る安全設計の方針

1.12.6.1　「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（平成25年6月19日制定）」に対する適合

（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）

第七条　工場等には、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。第二十四条第六号において同じ。）を防止するための設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

発電用原子炉施設への人の不法な侵入等を防止するため、区域の設定、人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁による防護、巡視、監視、出入口での身分確認や持込み点検、施錠管理及び情報システムへの外部からのアクセス遮断措置を行うことにより、接近管理、出入管理及び不正アクセス行為の防止を行える設計とする。

核物質防護上の措置が必要な区域については、探知施設を設け、警報、映像等を集中監視するとともに、核物質防護措置に係る関係機関等との通信連絡を行う設計とする。さらに、防護された区域内においても、施錠管理により、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な接近を防止する設計とする。

また、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを

含む。）を防止するため、核物質防護対策として、持込み点検を行える設計とする。

さらに、不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為を受けることがないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。

（安全避難通路等）

第十一条　発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。

一　その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路

二　照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明

適合のための設計方針

一　発電用原子炉施設の建屋内には数箇所避難階段を設置し、それらに通じる避難通路を設ける。また、[redacted]及び避難通路等には必要に応じて、標識並びに非常灯及び誘導灯を設け、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる設計とする。

二　非常灯及び誘導灯は、灯具に蓄電池を内蔵し、照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

（重大事故等対処施設の地盤）

第三十八条　重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める地盤に設けなければならない。 四　特定重大事故等対処施設　第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合及び基準地震動による地震力が作用した場合においても当該特定重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤 2　重大事故等対処施設（前項第二号の重大事故等対処施設を除く。次項及び次条第二項において同じ。）は、変形した場合においても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地盤に設けなければならない。 3　重大事故等対処施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

適合のための設計方針

1　について

四　特定重大事故等対処施設については、耐震重要度分類のＳクラスの施設に適用される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

2　について

特定重大事故等対処施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じ

る支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、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が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

3　について

特定重大事故等対処施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

（地震による損傷の防止）

第三十九条　重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。 四　特定重大事故等対処施設　第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動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ものであること。 2　重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊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。

適合のための設計方針

1　について

四　特定重大事故等対処施設について、以下の設計方針に従って耐震設計を行う。

特定重大事故等対処施設は、耐震重要度分類のＳクラスの施設に適用される静的地震力又は弾性設計用地震動による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、かつ、基準地震動による地震力に対して、必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計し、

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

また、特定重大事故等対処施設の機能を維持するために必要な間接支持構造物等の関連する設備等は、上記の地震力に対してその機能を喪失しない設計とする。

なお、上記設計において適用する動的地震力は、水平２方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。

加えて、特定重大事故等対処施設が、Ｂクラス及びＣクラスの施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって、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わない設計とする。

２　について

特定重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力に

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

よって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、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場所に設置する。

（津波による損傷の防止）

第四十条　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。

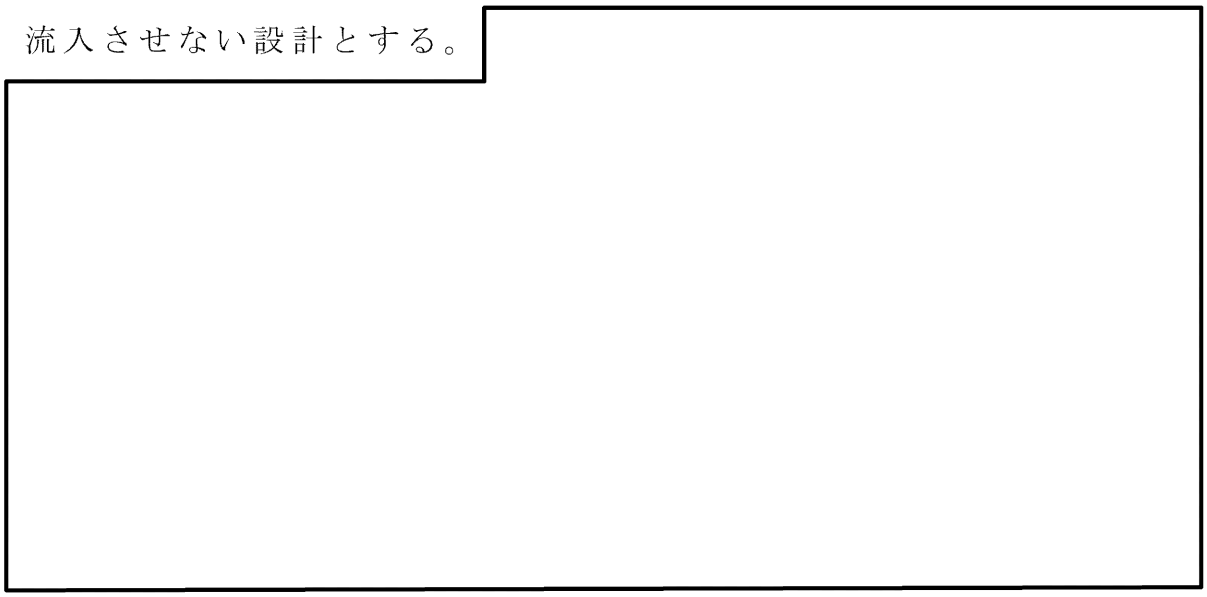
適合のための設計方針

基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものとして策定する。

入力津波は、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される時刻歴波形として設定する。

耐津波設計としては以下の方針とする。

(1) 特定重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路及び放水路等の経路から流入させない設計とする。



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) (1)に規定するものの他、特定重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、浸水対策を行うことにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して必要に応じ浸水対策を施す設計とする。

(3) 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できる設計とする。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

基準津波を一定程度超える津波に対する浸水対策の止水機能が保持できる設計とする。

(4) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに基準津波を一定程度超える津波に対する浸水対策の設計に当たっては、地震による敷地の隆起・沈降、地震（本震及び余震）による影響、津波の繰返しの襲来による影響及び津波による二次的な影響（洗掘、砂移動、漂流物等）及び自然条件（積雪、風荷重等）を考慮する。

また、入力津波による水位変動に対して朔望平均潮位を考慮して安全側の評価を実施する。なお、その他の要因による潮位変動についても適切に評価し考慮する。

加えて、地震により陸域の隆起又は沈降が想定される場合、想定される地震の震源モデルから算定される、敷地の地殻変動量を考慮して安全側の評価を実施する。

（火災による損傷の防止）

第四十一条　重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。

適合のための設計方針

特定重大事故等対処施設は、火災により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おそれがないよう、火災発生防止、火災感知及び消火の措置を講じるものとする。

(1) 火災発生防止

潤滑油等の発火性又は引火性物質を内包する機器は、漏えいを防止する構造とする。万一、潤滑油等が漏えいした場合に、漏えいの拡大を防止する堰等を設ける設計とする。

特定重大事故等対処施設は、不燃性又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものである場合若しくは他の特定重大事故等対処施設及びその他の原子炉施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合を除き、不燃性又は難燃性材料を使用した設計とする。

電気系統については、必要に応じて、過電流継電器等の保護装置と遮断器の組合せ等により、過電流による過熱、焼損の防止を図るとともに、必要な電気設備に接地を施す。

落雷や地震により火災が発生する可能性を低減するため、避雷設備を設けるとともに、耐震重要度分類Ｓクラスの施設に適用される地震

力が作用した場合においても、機能を維持できる設計とする。

(2) 火災の感知及び消火

特定重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行えるように異なる種類の感知器を設置する設計とする。

消火設備は、自動消火設備並びに手動操作による固定式消火設備、消火器及び消火栓を設置する設計とし、特定重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画であって、火災発生時に煙の充満、放射線の影響等により消火活動が困難なところには、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。

火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、基準地震動による地震力に対して、機能を維持できる設計とする。

(3) 消火設備の破損、誤作動又は誤操作について

消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、消火設備の消火方法、消火設備の配置設計等を行うことにより、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わない設計とする。

（特定重大事故等対処施設）

第四十二条　工場等には、次に掲げるところにより、特定重大事故等対処施設を設けなければならない。 一　原子炉建屋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が損なわれるおそれがないものであること。 二　原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有するものであること。 三　原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生後、発電用原子炉施設の外から支援が受けられるまでの間、使用できるものであること。

適合のための設計方針

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が損なわれるおそれがなく、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有し、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できる設計とする。

また、特重設備は、「10.14.1　特定重大事故等対処施設に係る故意による大型航空機の衝突等の設計上の考慮事項」を考慮した設計とする。

加えて、特定重大事故等対処施設は、「1.12.6.1「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（平成25年6月19日制定）」に対する適合」に基づく地盤上への設置並びに「1.4.3 特定重大事故等対処施設の耐震設計」及び「1.5.3　特定重大事故等対

処施設の耐津波設計」を満たす設計とする。

(1) 多重性又は多様性、独立性、位置的分散、悪影響防止等

a. 多重性又は多様性、独立性、位置的分散

特重設備は、設計基準事故対処設備の安全機能及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の重大事故等に対処するための機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

共通要因としては、環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮する。

自然現象については、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、高潮及び森林火災を考慮する。

地震及び津波以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。地震及び津波を含む自然現象の組合せについては、それぞれ「1.4.3 特定重大事故等対処施設の耐震設計」及び「1.5.3 特定重大事故等対処施設の耐津波設計」にて考慮する。

外部人為事象については、近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物を含む。）、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考慮する。

[redacted]については、地震、津波、火災及び外

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

部からの衝撃による損傷の防止が図られた設計又は設計基準事故対処設備の安全機能及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の重大事故等に対処するための機能と同時にその機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）を設置若しくは保管する建屋と位置的分散が図られた設計とする。

[redacted]については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷の防止が図られた設計とする。

[redacted]については、地下水によって特重設備が機能を損なうことのないように、地下水が内部に容易に流れ込まないようコンクリート構造とするとともに、必要に応じて排水設備を設ける設計とする。

環境条件に対しては、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おける温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計とする。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時の環境条件における健全性については、「1.1.9.3　環境条件等」に記載する。

風（台風）、凍結、降水、積雪、火山の影響及び電磁的障害に対して、特重設備は、環境条件を考慮し機能が損なわれることのない設計とする。

竜巻のうち風荷重に対して、特重設備は、環境条件にて考慮し設計基準事故対処設備の安全機能及び重大事故等対処設備（特定重大

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

事故等対処施設を構成するものを除く。）の重大事故等に対処するための機能と同時にその機能を損なうおそれがない設計とする。

地震に対して、特重設備は、「1.12.6.1「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（平成25年6月19 日制定)」に対する適合」に基づく地盤上に設置する。

地震、津波及び火災に対して、特重設備は、「1.4.3　特定重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.5.3　特定重大事故等対処施設の耐津波設計」及び「1.6.3　特定重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく設計とする。

地震、津波、溢水及び火災に対して、特重設備は、設計基準事故対処設備の安全機能及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の重大事故等に対処するための機能と同時にその機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）と位置的分散を図り、溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。

風（台風)、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物を含む。)、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、漂流船舶の衝突及び飛来物（航空機落下）に対して、特重設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた[　　]に設置する。

落雷に対して、[　　]は、避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対して、侵入防止対策により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の必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

高潮に対して、特重設備は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。

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対して、特重設備は、「10.14.1　特定重大事故等対処施設に係る故意による大型航空機の衝突等の設計上の考慮事項」を考慮して設置する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水、地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、ダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油及び冷却水を考慮し、特重設備は設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）と可能な限り異なる駆動源及び冷却源を用いる設計とする。

b.　悪影響の防止

特重設備は、発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び重大事故等対処設備（当該の特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。））に対して悪影響を及ぼさないよう、以下の措置を講じた設計とする。

他の設備への悪影響としては、系統的な影響、同一設備の機能的

な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する。なお、１号炉及び２号炉の号炉ごとに必要な容量を有した設備を配備することにより、１号炉及び２号炉の同時被災を考慮しても、他号炉の対応に悪影響を及ぼさないよう設計する。

他の設備への系統的な影響（電気的な影響を含む。）に対して、特重設備は、弁の閉止等によって、通常時の系統構成から特重設備としての系統構成及び系統隔離をすること、又は他の設備から独立して単独で使用可能なこと、並びに通常時の系統構成を変えることなく特重設備としての系統を構成することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

同一設備の機能的な影響に対して、特重設備は、要求される機能が複数ある場合は、同時に複数の機能で使用しない設計とする。

地震による影響に対して、特重設備は、地震により他の設備へ悪影響を及ぼさないように、また、地震による火災源及び溢水源とならないように、耐震設計を行う。

地震に対する耐震設計については「1.4.3　特定重大事故等対処施設の耐震設計」に示す。

地震起因以外の火災による影響に対して、特重設備は、火災発生防止、感知及び消火による火災防護を行う。

火災防護については「1.6.3　特定重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に示す。

地震起因以外の溢水による影響に対しては、特重設備の破損等により生じる溢水により、他の設備へ悪影響を与えない設計とする。

風（台風）及び竜巻による影響について、特重設備は、外部から

の衝撃による損傷の防止が図られた[redacted]

[redacted]

に設置することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする（「1.1.9.3　環境条件等」）。

内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、高速回転機器の破損、ガス爆発及び重量機器の落下を考慮する。特重設備としては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、爆発性ガスを内包する機器及び落下を考慮すべき重量機器はないが、高速回転機器については、飛散物とならない設計とする。

c.　共用の禁止

１号炉及び２号炉の特重設備は、１号炉及び２号炉の同時被災を考慮しても対応できるよう、２以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（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）を満たしつつ、２以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、更に同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。

共用する設備は、[redacted]

[redacted]

[redacted]の換気空調系及び通信連絡設備である。

[redacted]を使用した他号炉の[redacted]

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

[redacted]

からの号炉間電力融通は、遮断器を投入することにより[redacted]を１号炉及び２号炉の[redacted]へ接続することで、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の対応に必要となる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、[redacted]を１号炉及び２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時に号炉間電力融通を行う場合以外、遮断器を開放することにより[redacted]から切り離すことで、他号炉と分離が可能な設計とする。

[redacted]は、プラントの状況に応じた特重施設要員の相互融通等を考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとする。スペースの共用により、必要な情報（１号炉及び２号炉の相互のプラント状況、特重施設要員の対応状況、号炉間電力融通状況等）を共有・考慮しながら、１号炉及び２号炉で、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同時に発生した場合でも、適切な事故対応を行うことで、安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

各号炉の[redacted]は共用によって悪影響を及ぼさないよう、１号炉及び２号炉で個別に設置する設計とすることで、自号

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

炉の監視操作中に、他号炉のプラントの監視機能が喪失しない設計とする。

[redacted]の換気空調系は、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時において、[redacted]を使用するが、１号炉及び２号炉で共用する[redacted]の設備であること、及び共用により自号炉の系統だけでなく他号炉の系統も使用できるようにすることで、安全性の向上を図ることができることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

１号炉及び２号炉それぞれの系統は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。

通信連絡設備は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（１号炉及び２号炉の相互のプラント状況、特重施設要員の対応状況、号炉間電力融通状況等）を共有・考慮しながら、１号炉及び２号炉で、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同時に発生した場合でも、適切な事故対応を行うことで、安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、[redacted]で必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡できる設計とする。

(2) 容　量　等

特重設備は、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原子炉格納容

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

器の破損を防止する目的を果たすために、事故対応手段として機能別に設計を行う。発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの７日間にわたっての原子炉格納容器の破損防止は、これらの機能の組合せにより達成する。

特重設備は、１号炉及び２号炉の同時被災を考慮しても対応できるよう、１号炉及び２号炉の号炉ごとに必要な容量を有した設備を特定重大事故等対処施設内に設置するとともに必要な容量を貯蔵する設計とする。

「容量等」とは、必要となる機器のポンプ流量、タンク容量、弁放出流量、発電機容量、計装設備の計測範囲等とする。

特重設備のうち設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の系統及び機器を使用するものについては、設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の容量等の仕様が、機能の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の容量等の仕様と同仕様の設計とする。

特重設備のみの系統及び機器を使用するものについては、機能の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

(3) 環境条件等

a. 環境条件

特重設備は、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おける温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効

に発揮できるよう、その設置（使用）場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

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時の環境条件については、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時における温度（環境温度及び使用温度）、圧力（環境圧力及び使用圧力）、放射線及び荷重に加えて、その他の使用条件として湿度による影響、屋外の天候による影響、電磁波による影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重とし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おける環境圧力を踏まえた圧力、温度及び機械的荷重に加えて自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響）による荷重を考慮する。

地震以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。地震を含む自然現象の組合せについては、「1.4.3　特定重大事故等対処施設の耐震設計」にて考慮する。

これらの環境条件のうち、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時における環境温度、環境圧力及び湿度による影響、屋外の天候による影響、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時の放射線による影響及び荷重に対して、特重設備を設置（使用）する場所に応じて、以下の設備分類ごとに、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

[redacted]の特重設備は、原子炉補助建屋等への故意に

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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時における[　　]の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なうことのない設計とするとともに、[　　]から操作が可能な設計とする。

[　　]の特重設備は、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時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なうことのない設計とするとともに、[　　]で操作が可能な設計とする。

[　　]の特重設備は、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時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。また、地震、風（台風）、竜巻、積雪及び火山灰による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。

電磁波による影響に対して、特重設備は、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おいても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なうおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。溢水に対しては、特重設備が溢水によりその機能を損なわないように、特重設備は、想定される溢水水

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

位よりも高所に設置する。

地震による荷重を含む耐震設計については、「1.4.3　特定重大事故等対処施設の耐震設計」に、火災防護については、「1.6.3　特定重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に示す。

b.　特定重大事故等対処施設を構成する設備の設置場所

特重設備のうち設置場所での操作に期待する設備の設置場所は、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おいても操作に支障がないように、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定するか、若しくは必要に応じて遮へいを設置することにより設置場所で操作が可能な設計とする。

その他の特重設備は、放射線の影響を受けない[redacted]から操作が可能な設計とする。

(4) 操作性及び試験・検査性

a.　操作性の確保

(a) 操作の確保

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も、特重設備を確実に操作できるように、手順書の整備並びに訓練及び教育による実操作及び模擬操作を行う。

手順に定めた操作を確実なものとするため、操作環境として、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時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする（「1.1.9.3　環境条件等」）。操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

ができるよう、必要に応じて常設の足場を設置する。また、防護具、照明等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時に迅速に使用できる場所に配備する。

操作準備として、一般的に用いられる工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。専用工具は、作業場所の近傍に保管できる設計とする。

操作内容として、電源操作は、感電防止のため電源の露出部への近接防止を考慮した設計とし、操作に際しては手順通りの操作でなければ接続できない構造の設計としている。現場で操作を行う弁は、手動操作が可能な弁を設置する。また、その他の操作を必要とする機器及び弁の操作は、[redacted]での操作が可能な設計とする。[redacted]の操作器は特重施設要員の操作性を考慮し、確実な操作が可能な設計とする。

(b) 系統の切替性

特重設備のうち、本来の用途以外の用途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に使用する系統から系統構成を変更する必要のある設備は、速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

b. 試験・検査等

特重設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈に

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

ついて」に準じた検査を含む。）を実施できるよう、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする設計とするとともに非破壊検査が必要な設備については、試験装置を設置できる設計とする。

これらの試験及び検査については、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理審査及び溶接安全管理検査の法定検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検及び日常点検の保守点検内容を考慮した設計とする。

機能・性能の確認においては、所要の系統機能を確認する設備について、原則、系統試験及び漏えい確認が可能な設計とする。系統試験においては、試験又は検査ができるテストライン等の設備を設置又は必要に応じて準備する。また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するため個別に確認を実施するものは、特性及び機能・性能確認が可能な設計とする。

特重設備は、発電用原子炉の運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りとはしない設計とする。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあっては、その健全性並びに多重性又は多様性を確認するため、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

構造・強度又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則、分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、

分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

(5) 特定重大事故等対処施設を構成する設備が有する機能

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って、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止する機能が喪失した場合に、原子炉格納容器の破損による発電用原子炉施設外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため以下のa.～h. の機能を有する特重設備を設置する。

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能

b. 原子炉内の溶融炉心の冷却機能

c. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能

d. 原子炉格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能

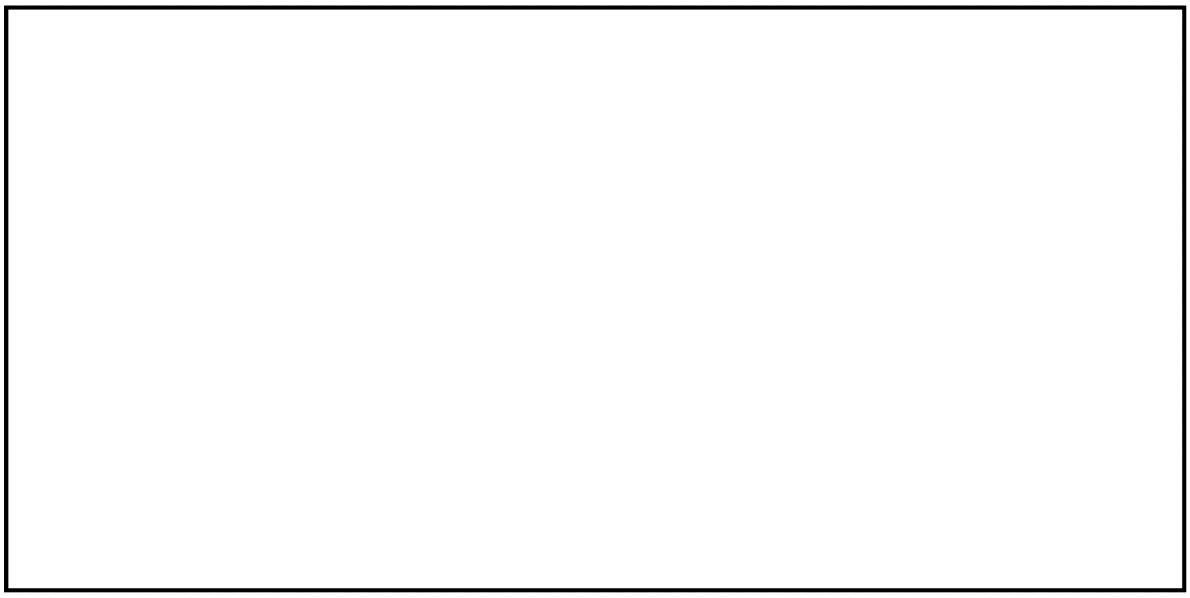
e. 原子炉格納容器の過圧破損防止機能

f. 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能

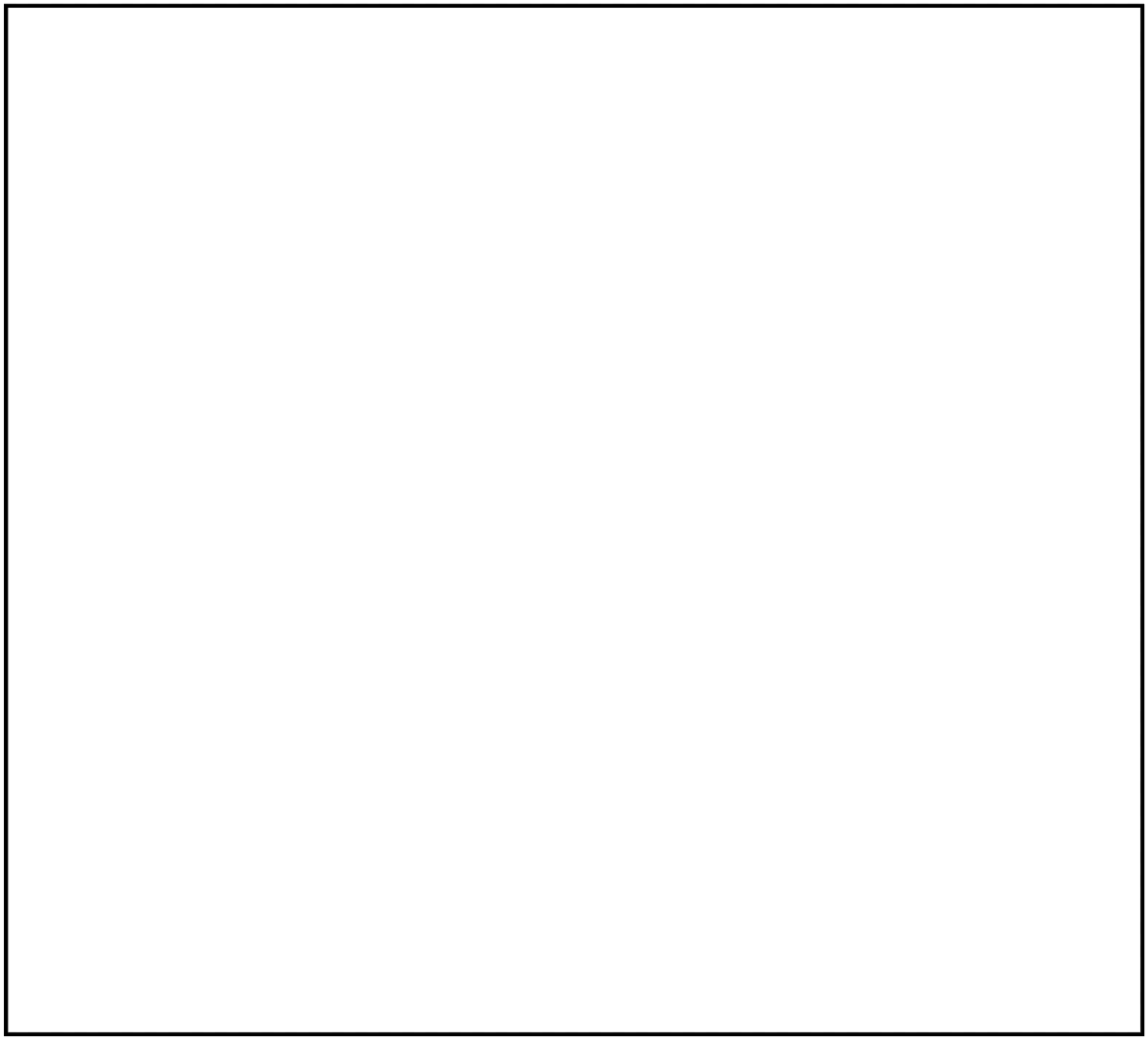
g. サポート機能（電源設備、計装設備、通信連絡設備）

h. 上記設備の関連機能（減圧弁、配管等）

また、a.～h. の機能を制御する緊急時制御室を設ける。



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1.12.7 発電用原子炉設置変更許可申請（平成28年３月25日申請）に係る安全設計の方針

1.12.7.1 「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（平成25年６月19日制定）」に対する適合

（設計基準対象施設の地盤）

第三条　設計基準対象施設は、次条第二項の規定により算定する地震力（設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）にあっては、同条第三項に規定する基準地震動による地震力を含む。）が作用した場合においても当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。

適合のための設計方針

1　について

特高開閉所設備、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、耐震重要度分類Ｃクラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

（地震による損傷の防止）

第四条　設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。 ２　前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。

適合のための設計方針

１及び２　について

特高開閉所設備、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、耐震重要度分類をＣクラスに分類し、それに応じた地震力に対しておおむね弾性範囲の設計を行う。

（津波による損傷の防止）

第五条　設計基準対象施設は、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全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。

適合のための設計方針

特高開閉所設備、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものとして策定する。

入力津波は基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される時刻歴波形として設定する。

設計基準対象施設の耐津波設計としては、以下の方針とする。

(1)　設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路及び放水路等の経路から流入させない設計とする。

(2)　取水・放水施設及び地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止する設計とする。

(3)　(1)(2)に規定するものの他、設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用

取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、浸水対策を行うことにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して必要に応じ浸水対策を施す設計とする。

(4)　水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止する設計とする。そのため、海水ポンプについては、基準津波による水位の低下に対して、津波防護施設を設置することにより海水ポンプが機能保持でき、かつ冷却に必要な海水が確保できる設計とする。また、基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積及び漂流物に対して取水口、取水路及び取水ピットの通水性が確保でき、かつ取水口からの砂の混入に対して海水ポンプが機能保持できる設計とする。

(5)　津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝ぱ特性及び浸水経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できる設計とする。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。

(6)　津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たっては、地震による敷地の隆起・沈降、地震（本震及び余震）による影響、津波の繰返しの襲来による影響及び津波による二次的な影響（洗掘、砂移動、漂流物等）及び自然条件（積雪、風荷重等）

を考慮する。

(7) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに海水ポンプの取水性の評価に当たっては、入力津波による水位変動に対して朔望平均潮位を考慮して安全側の評価を実施する。なお、その他の要因による潮位変動についても適切に評価し考慮する。また、地震により陸域の隆起又は沈降が想定される場合、想定される地震の震源モデルから算定される、敷地の地殻変動量を考慮して安全側の評価を実施する。

（外部からの衝撃による損傷の防止）

第六条　安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。 3　安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

1　について

特高開閉所設備、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。

3　について

特高開閉所設備、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわない設計とする。

（火災による損傷の防止）

第八条　設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。

適合のための設計方針

1　について

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の機能に係る設計基準対象施設及び特高開閉所設備は、火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、火災発生防止の措置を講じるものとする。

（誤操作の防止）

第十条　設計基準対象施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。 ２　安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。

適合のための設計方針

１　について

特高開閉所設備は、運転員の誤操作を防止するため、操作器具等の操作性に留意するとともに、状態表示及び警報表示により特高開閉所設備の状態を正確、かつ迅速に把握できる設計とする。また、保守点検において誤りが生じにくいよう留意した設計とする。

２　について

特高開閉所設備の操作に必要な状態表示、操作器具等は中央制御室に設けることで、運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とする。

（安全避難通路等）

第十一条　発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。

一　その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路

二　照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明

適合のための設計方針

一　緊急時対策所を設置する緊急時対策棟（指揮所）及び緊急時対策棟には数箇所避難階段を設置し、それらに通じる避難通路を設ける。また、避難通路等には必要に応じて、標識並びに非常灯及び誘導灯を設け、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる設計とする。

二　緊急時対策棟（指揮所）及び緊急時対策棟の非常灯及び誘導灯は、灯具に蓄電池を内蔵し、照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない設計とする。

（安全施設）

第十二条　安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。 7　安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

1　について

特高開閉所設備、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて分類し、十分高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とする。

7　について

特高開閉所設備のうち、２以上の発電用原子炉施設で共用するものは、遮断器等により物理的に分離することで安全性を損なわない設計とする。

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、事故対応において１号炉及び２号炉双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため、同一スペースを共用化し、事故収束に必要な緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDSデータ表示装置及び通信連絡設備を設置する。共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、

総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことで、安全性を損なわないことから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

（監視設備）

第三十一条　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及びその境界付近におけ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原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

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までのデータ伝送系及び緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）までのデータ伝送系は、有線及び無線（一部衛星回線を含む。）により、多様性を有し、指示値は中央制御室で監視及び緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。

（保安電源設備）

第三十三条　発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。 3　保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。 4　設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。 5　前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。 6　設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。

適合のための設計方針

1　について

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、500kV 送電線（川内原子力線）1ルート2回線及び 220kV 送電線（川内原子力連絡

線及び新鹿児島線）２ルート４回線で電力系統に連系した設計とする。

3　について

保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、発電機、外部電源系、非常用電源系、その他の関連する電気系統機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や過電流等を保護継電器にて検知できる設計とする。また、故障を検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器により故障箇所を隔離することにより、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

なお、変圧器１次側において３相のうちの１相の電路の開放が生じた場合、ガス絶縁開閉装置又は変圧器での電路の開放時は、電路の開放に伴い地絡事象に至ったこと、又は、遮断器の機械的投入不良を保護継電器が動作することにより検知できる設計とする。検知した場合は、遮断器の自動動作により、故障箇所が隔離され、非常用母線への供給は、健全な電源からの受電へ自動的に切替わることができる設計とする。送電線での電路の開放時については、保護装置による３相の電流不平衡監視にて自動検知又は、電流計指示値の確認にて検知できる設計とする。検知した場合は、遮断器の開放操作を実施することによりその拡大を防止でき、又は健全な電源からの受電へ切替えることにより安全施設への電源の供給の安定性を回復できる設計とする。

また、保安電源設備は、重要安全施設の機能を維持するために必要となる電力の供給が停止することがないよう、以下の設計とする。

・ 送電線の回線数と開閉所の母線数は、供給信頼度の整合が図れた設計とし、500kV 母線は２母線、220kV 母線は２母線で構成する。500kV 送電線及び 220kV 送電線は、連絡用変圧器の設置により主変圧器及び所内変圧器を通し又は予備変圧器を通して、発電用原子炉施設へ給電する設計とするとともに発電機からの発生電力は、所内変圧器を通し発電用原子炉施設へ給電する設計とする。非常用母線を２母線確保することで、多重性を損なうことなく、系統分離を考慮して母線を構成する設計とする。

・ 電気系統を構成する送電線、母線、変圧器、非常用電源系、その他関連する機器については、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（ＪＥＣ）又は日本工業規格（ＪＩＳ）等で定められた適切な仕様を選定し、信頼性の高い設計とする。

・ 非常用所内電源系からの受電時等の母線切替えは、故障を検知した場合、自動で容易に切替わる設計とする。

４　について

設計基準対象施設は、送受電可能な回線として、500kV 送電線（川内原子力線）１ルート２回線及び 220kV 送電線（川内原子力連絡線及び新鹿児島線）２ルート４回線にて、電力系統に接続する。

500kV 送電線は、約 60km 離れた南九州変電所に連系する。また、220kV 送電線は、約 6km 離れた川内火力発電所の開閉所及び約 48km 離れた新鹿児島変電所に連系する。

これらの送電線は、上流側の接続先において１つの変電所又は開

閉所のみに連系していないため、１つの変電所又は開閉所が停止することによって、当該発電用原子炉施設に接続された送電線が全て停止する事態に至らない設計とする。

5　について

設計基準対象施設に連系する外部電源である 500kV 送電線（川内原子力線）２回線と 220kV 送電線（川内原子力連絡線及び新鹿児島線）４回線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれに送電鉄塔を備える設計とする。

また、送電線は、大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜の崩壊による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保することで、鉄塔の倒壊を防止するとともに、台風等による強風発生時の事故防止対策を図ることにより、外部電源系からの電力供給が同時に停止することのない設計とする。

さらに、500kV 送電線（川内原子力線）と 220kV 送電線（新鹿児島線、川内火力線）の交差箇所の離隔距離については、必要な絶縁距離を確保する設計とする。

これらにより、設計基準対象施設に連系する送電線は、互いに物理的に分離した設計とする。

6　について

設計基準対象施設に連系する外部電源は、500kV 送電線（川内原子力線）２回線と 220kV 送電線（川内原子力連絡線及び新鹿児島線）４回線で構成する。

これらの送電線は１回線で１号炉及び２号炉の停止に必要な電力

を供給し得る容量とし、いずれの２回線が喪失しても、発電用原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らない構成とする。

なお、川内原子力発電所の外部電源は、500kV 及び 220kV それぞれの母線連絡用遮断器を通し、タイラインにより１号炉及び２号炉に接続するとともに、予備変圧器を通し、１号炉及び２号炉へ接続する設計とする。

当該開閉所から主発電機側の送受電設備は、十分な支持性能をもつ地盤に設置するとともに、碍子は可とう性のある懸垂碍子を使用し、遮断器等は重心の低いガス絶縁開閉装置を採用する等、耐震性の高いものを使用する。さらに津波の影響を受けない敷地高さに設置するとともに、塩害を考慮し、碍子に対しては、碍子洗浄装置を設置し、遮断器等に対しては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する。

（緊急時対策所）

第三十四条　工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。

適合のための設計方針

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

緊急時対策所を設置する緊急時対策棟は、緊急時対策棟（指揮所）及び緊急時対策棟（休憩所）で構成する。

緊急時対策棟の設置工事において、緊急時対策棟（指揮所）と緊急時対策棟（休憩所）を接続する工事期間中は、緊急時対策所を代替緊急時対策所から緊急時対策棟（指揮所）内に移設し、緊急時対策所機能を確保する。なお、設置工事においては、アクセスルートの変更も含め、代替緊急時対策所の機能及び運用に影響がないよう配慮して施工する。

代替緊急時対策所は、その機能に係る設備を含め、必要な手続きを行った後、機能を緊急時対策所（指揮所）に移行する。緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）において引き続き使用する設備を除き、本移行をもって代替緊急時対策所の機能を廃止するが、緊急時対策所（緊急時対策棟内）において緊急時対策棟（休憩所）として使用する。

緊急時対策所（指揮所）と緊急時対策棟（休憩所）を合わせた緊急

時対策所（緊急時対策棟内）は、その機能に係る設備を含め、必要な手続きを行った後、緊急時対策所としての機能を持たせる。

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）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等を収容できる設計とする。また、異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置並びに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、電力保安通信用電話設備、衛星携帯電話設備、無線連絡設備、携帯型通話設備、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備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。

また、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配備する。

（通信連絡設備）

第三十五条　工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置（安全施設に属するものに限る。）及び多様性を確保した通信連絡設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。 2　工場等には、設計基準事故が発生した場合において発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を設けなければならない。

適合のための設計方針

1　について

設計基準事故が発生した場合において、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策棟内）から、中央制御室、人が立ち入る可能性のある原子炉建屋及びタービン建屋等の建屋内外各所の者への操作又は作業等の連絡を音声等により行うことができる設備として、多様性を確保した通信設備（発電所内）を緊急時対策棟（指揮所）及び緊急時対策棟に設置又は保管する設計とする。また、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所内）を設置する設計とする。

緊急時対策棟（指揮所）及び緊急時対策棟に設置する通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）は、非常用所内電源及び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。

代替緊急時対策所の通信連絡設備は、緊急時対策所（指揮所）への機能の移行をもって廃止する。

2　について

設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として、通信設備（発電所外）を緊急時対策棟（指揮所）及び緊急時対策棟に設置又は保管する設計とする。

緊急時対策棟（指揮所）及び緊急時対策棟に設置する通信設備（発電所外）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。

また、緊急時対策棟（指揮所）及び緊急時対策棟に設置する通信設備（発電所外）は、非常用所内電源及び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。

代替緊急時対策所の通信連絡設備は、緊急時対策所（指揮所）への機能の移行をもって廃止する。

（重大事故等対処施設の地盤）

第三十八条　重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める地盤に設けなければならない。

一　重大事故防止設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故防止設備」という。）であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの（以下「常設耐震重要重大事故防止設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）　基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

三　重大事故緩和設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故緩和設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）　基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

2　重大事故等対処施設（前項第二号の重大事故等対処施設を除く。次項及び次条第二項において同じ。）は、変形した場合においても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地盤に設けなければならない。

3　重大事故等対処施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

適合のための設計方針

1　について

一　常設耐震重要重大事故防止設備である蓄電池（３系統目）が設

置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

三　常設重大事故緩和設備である蓄電池（３系統目）が設置される重大事故等対処施設、及び常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設である緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）については、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

２　について

常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備である蓄電池（３系統目）が設置される重大事故等対処施設並びに常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設である緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、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地盤に設置する。

３　について

常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備である蓄電池（３系統目）が設置される重大事故等対処施設並びに常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設である緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

（地震による損傷の防止）

第三十九条　重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。

一　常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）　基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故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あること。

三　常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）　基準地震動による地震力に対して重大事故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あること。

2　重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊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。

適合のための設計方針

1　について

重大事故等対処施設については、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用す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を目的として、施設区分に応じて耐震設計を行う。

一　常設耐震重要重大事故防止設備である蓄電池（３系統目）は、

基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故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設計とする。

三　常設重大事故緩和設備である蓄電池（３系統目）、及び常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設である緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、基準地震動による地震力に対して重大事故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設計とする。

２　について

常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備である蓄電池（３系統目）が設置される重大事故等対処施設並びに常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設である緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）については、基準地震動による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、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場所に設置する。

（津波による損傷の防止）

第四十条　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。

適合のための設計方針

蓄電池（３系統目）、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）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設計とする。

基準津波及び入力津波の策定に関しては、第５条の「適合のための設計方針」を適用する。

耐津波設計としては以下の方針とする。

(1)　重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路及び放水路等の経路から流入させない設計とする。

(2)　(1)に規定するものの他、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、浸水対策を行うことにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、必要に応じて実施する浸水対策については、第５条の「適合のための設計方針」を適用する。

(3)　津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の機能の保持

については、第５条の「適合のための設計方針」を適用する。

(4)　津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たっては、第５条の「適合のための設計方針」を適用する。

（火災による損傷の防止）

第四十一条　重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。

適合のための設計方針

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の機能に係る重大事故等対処施設並びに蓄電池（３系統目）は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災発生防止、火災感知及び消火の措置を講じるものとする。

（1）　火災発生防止

潤滑油等の発火性又は引火性物質を内包する機器は、漏えいを防止する構造とする。万一、潤滑油等が漏えいした場合に、漏えいの拡大を防止する堰等を設ける設計とする。

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の機能に係る重大事故等対処施設並びに蓄電池（３系統目）は、不燃性又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものである場合若しくは他の重大事故等対処施設、設計基準事故対処設備等に火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合を除き、不燃性又は難燃性材料を使用した設計とする。

電気系統については、必要に応じて、過電流継電器等の保護装置と遮断器の組合せ等により、過電流による過熱、焼損の防止を図るとともに、必要な電気設備に接地を施す。

落雷や地震により火災が発生する可能性を低減するため、避雷

設備を設けるとともに、施設の区分に応じた耐震設計を行う。

(2)　火災の感知及び消火

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の機能に係る重大事故等対処施設並びに蓄電池（３系統目）に対する火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行えるよう異なる種類の感知器を設置する設計とする。

消火設備は、自動消火設備並びに手動操作による固定式消火設備、消火器及び消火栓を設置する設計とし、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の機能に係る重大事故等対処施設並びに蓄電池（３系統目）を設置する火災区域又は火災区画であって、火災発生時に煙の充満等により消火活動が困難なところには、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。

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の機能に係る重大事故等対処施設並びに蓄電池（３系統目）を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、重大事故等対処施設の区分に応じて、機能を維持できる設計とする。

(3)　消火設備の破損、誤作動又は誤操作について

消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、消火設備の消火方法、消火設備の配置設計等を行うことにより、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の機能に係る重大事故等対処施設並びに蓄電池（３系統目）の重大事故等に対処する機能を損なわない設計とする。

（重大事故等対処設備）

第四十三条　重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。

一　想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

二　想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

三　健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

四　本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

五　工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

六　想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

2　重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあっては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

一　想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであるこ

と。

二　二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

三　常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

3　可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

一　想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

二　常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

四　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設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

五　地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対

処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

六　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、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

七　重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

適合のための設計方針

蓄電池（３系統目）、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の機能に係る重大事故等対処設備（以下「重大事故等対処設備（緊急時対策所）」という。）は、以下の設計とする。

(1)　多様性、位置的分散、悪影響防止等

a.　多様性、位置的分散

共通要因としては、環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系を考慮する。

自然現象については、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、高潮及び森林火災を考慮する。

地震、津波以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山による荷重の組合せを考慮する。地震、津波を

含む自然現象の組合せについては、それぞれ「(1)(ⅱ)重大事故等対処施設の耐震設計」及び「(2)(ⅱ)重大事故等対処施設に対する耐津波設計」にて考慮する。

外部人為事象については、近隣の産業施設の火災・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、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。

建屋については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷の防止が図られた設計とする。

(a) 常設重大事故等対処設備（第２項 第三号）

蓄電池（３系統目）は、設計基準事故対処設備の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

重大事故等対処設備（緊急時対策所）のうち常設のもの（以下「常設重大事故等対処設備（緊急時対策所）」という。）は、可能な限り多様性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、蓄電池（３系統目）及び常設重大事故等対処設備（緊急時対策所）がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については、

「1.1.8.3　環境条件等」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁波障害に対して蓄電池（３系統目）及び常設重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震に対して蓄電池（３系統目）及び常設重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、「1.12 原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針」に基づく地盤上に設置する。

地震、津波、溢水及び火災に対して蓄電池（３系統目）及び常設重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.5.2　重大事故等対処施設の耐津波設計」及び「1.6.2　重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく設計とする。地震、津波及び火災に対して蓄電池（３系統目）は、ディーゼル発電機及び蓄電池（安全防護系用）と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限りディーゼル発電機及び蓄電池（安全防護系用）と位置的分散を図り、溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。

常設重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物を含む。）、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）、輸送車両の発火及び漂流船舶の衝突に対して蓄電池（３系統目）及び屋内の常設重大事故等対処設備（緊急時対策所）

は、建屋内に設置する。生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、侵入防止対策により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。高潮に対して蓄電池（３系統目）及び常設重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。

飛来物（航空機落下）に対して蓄電池（３系統目）及び常設重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、原則として建屋内に設置する。蓄電池（３系統目）は、ディーゼル発電機及び蓄電池（安全防護系用）と同時に機能を損なうおそれがないように、ディーゼル発電機及び蓄電池（安全防護系用）と位置的分散を図り設置する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水、地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、ダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、常設重大事故等対処設備（緊急時対策所）は設計基準事故対処設備と異なる駆動源、冷却源等を用いる設計とし、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。

(b)　可搬型重大事故等対処設備（第３項　第五号及び第七号）

重大事故等対処設備（緊急時対策所）のうち可搬型のも

の（以下「可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）」という。）は、可能な限り多様性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

また、可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で保管する。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については、「1.1.8.3　環境条件等」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁波障害に対して可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、「1.12 原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針」に基づき設置された建屋内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）は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。地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.5.2　重大事故等対処施設

の耐津波設計」にて考慮された設計とする。火災に対して可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、「1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく火災防護を行う。地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、複数箇所に分散し、溢水量による溢水水位を考慮した高所に保管する。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物を含む。）、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）、輸送車両の発火及び漂流船舶の衝突に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、建屋内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、複数箇所に分散して保管する。

高潮に対して可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、高潮の影響を受けない敷地高さに保管する。

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対して可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、原則として建屋内に保管する。屋内の可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、可能な限り複数箇所に分散して保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、複数箇所に分散して保管する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水、地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為

事象のうち、ダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

b. 悪影響防止（第１項 第五号）

蓄電池（３系統目）及び重大事故等対処設備（緊急時対策所）は発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。）に対して悪影響を及ぼさないよう、以下の措置を講じた設計とする。

他の設備への悪影響としては、他設備への系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する。

他設備への系統的な影響（電気的な影響を含む。）に対しては、蓄電池（３系統目）及び重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、他の設備に悪影響を及ぼさないように、弁の閉止等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離をすること、通常時の分離された状態から接続により重大事故等対処設備としての系統構成をすること、又は他の設備から独立して単独で使用可能なこと、並びに通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

同一設備の機能的な影響に対しては、蓄電池（３系統目）及び重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、要求される機能が複数ある場合は、原則、同時に複数の機能で使用しない

設計とする。

地震による影響に対しては、蓄電池（３系統目）及び重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、地震により他設備に悪影響を及ぼさないように、また、地震による火災源、溢水源とならないように、耐震設計を行うとともに、可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、設置場所での固縛等による固定が可能な設計とする。

地震起因以外の火災による影響に対しては、蓄電池（３系統目）及び重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、火災発生防止、感知、消火による火災防護を行う。

火災防護については「1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に示す。

地震起因以外の溢水による影響に対しては、想定する蓄電池（３系統目）及び重大事故等対処設備（緊急時対策所）の破損等により生じる溢水により、他設備に悪影響を与えない設計とする。

風（台風）及び竜巻による影響については、蓄電池（３系統目）及び重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内等に設置又は保管することで、他設備に悪影響を及ぼさない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）については、風荷重を考慮し、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとり、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。(「1.1.8.3　環境条件等」)

内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギ

ーの高い流体を内蔵する機器、高速回転機器の破損、ガス爆発及び重量機器の落下を考慮する。蓄電池（３系統目）及び重大事故等対処設備（緊急時対策所）としては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、爆発性ガスを内包する機器、落下を考慮すべき重量機器はないが、高速回転機器については、飛散物とならない設計とする。

c.　共用の禁止（第２項　第二号）

蓄電池（３系統目）については、２以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

ただし、常設重大事故等対処設備（緊急時対策所）の各機器については、共用対象の施設毎に要求される技術的要件（安全機能）を満たしつつ、２以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、さらに同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。

緊急時対策所（指揮所）は、事故対応において１号炉及び２号炉双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため、同一スペースを共用化し、事故収束に必要な緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（指揮所））、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、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク、緊急時対策所用発電機車用給油ポンプ、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDS データ表示装置及び通信連絡設備を設置する。共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な

管理（事故処置を含む。）を行うことで、安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

各設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、号炉の区分けなく使用でき、更にプラントパラメータは、号炉毎に表示・監視できる設計とする。また、緊急時対策所（指揮所）の通信連絡設備は、１号炉及び２号炉各々に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡できるよう設計されているため、共用により悪影響を及ぼさない。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、事故対応において１号炉及び２号炉双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため、同一スペースを共用化し、事故収束に必要な緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（緊急時対策棟内））、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、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク、緊急時対策所用発電機車用給油ポンプ、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDS データ表示装置及び通信連絡設備を設置する。共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことで、安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

各設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、号炉の区分けなく使用でき、更にプラントパラメータは、号炉毎に表示・監視できる設計とする。また、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の通信連絡設備は、１号炉及び２号炉各々に必要な

容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡できるよう設計されているため、共用により悪影響を及ぼさない。

(2) 容量等

a. 常設重大事故等対処設備（第２項 第一号）

蓄電池（３系統目）及び常設重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成する。

「容量等」とは、必要となる機器のポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁放出流量及び発電機容量並びに計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値とする。

事故対応手段の系統設計において、常設重大事故等対処設備（緊急時対策所）のうち異なる目的を持つ設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するものについては、設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準事故対処設備の容量等の仕様と同仕様の設計とする。

常設重大事故等対処設備（緊急時対策所）のうち設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準事故対処設備の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

蓄電池（３系統目）及び常設重大事故等対処設備（緊急時

対策所）のうち設計基準事故対処設備以外の系統及び機器を使用するものについては、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

b. 可搬型重大事故等対処設備（第３項 第一号）

可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成する。

「容量等」とは、必要となる機器のポンプ流量、タンク容量、発電機容量、蓄電容量及びボンベ容量、計装設備の計測範囲とする。

可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）の容量等は、系統の目的に応じて１セットで必要な容量等を有する設計とする。これを複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、１負荷当たり１セットに、発電所全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量等を確保する。ただし、保守点検が目視点検等であり保守点検中でも使用可能なものについては、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップを考慮する。

(3) 環境条件等

a. 環境条件（第１項 第一号）

蓄電池（３系統目）及び重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、

放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、電磁波による影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度、機械的荷重に加えて、自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。地震以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山による荷重の組合せを考慮する。地震を含む自然現象の組合せについては、「(1)(ⅱ)重大事故等対処施設の耐震設計」にて考慮する。

これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて、以下の設備分類毎に、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

原子炉補助建屋内の蓄電池（３系統目）及び、原子炉補助建屋内、緊急時対策棟（指揮所）内、緊急時対策棟内の重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとと

もに、可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。操作は中央制御室、異なる区画（フロア）又は離れた場所から若しくは設置場所で可能な設計とする。

屋外の重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は離れた場所から又は設置場所で可能な設計とするか、人が携行して使用可能な設計とする。また、地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山灰による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。

電磁波による影響に対しては、蓄電池（３系統目）及び重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災、溢水による波及的影響を考慮する。溢水に対しては、蓄電池（３系統目）及び重大事故等対処設備（緊急時対策所）が溢水によりその機能を喪失しないように、蓄電池（３系統目）及び常設重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、想定される溢水水位よりも高所に設置し、可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、必要により想定される溢水水

位よりも高所に保管する。

b. 重大事故等対処設備の設置場所（第１項 第六号）

蓄電池（３系統目）及び重大事故等対処設備（緊急時対策所）の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮へいの設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定し、設置場所で操作可能な設計とする。

放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮へいの設置により設置場所で操作可能な設計とするか、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）又は離れた場所から遠隔で、若しくは中央制御室遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。

c. 可搬型重大事故等対処設備の設置場所（第３項 第四号）

可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置、及び常設設備との接続に支障がないように、遮へいの設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定するが、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮へいの設置により、当該設備の設置、及び常設設備との接続が可能な設計とする。

(4) 操作性及び試験・検査性

a. 操作性の確保

(a) 操作の確実性（第１項 第二号）

想定される重大事故等が発生した場合においても、蓄電池（３系統目）及び重大事故等対処設備（緊急時対策所）

を確実に操作できるように、手順書の整備、訓練・教育による実操作及び模擬操作を行う。

手順に定めた操作を確実なものとするため、操作環境として、重大事故等時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする。(「1.1.8.3 環境条件等」) 操作するすべての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。

操作準備として、一般的に用いられる工具又は取付金具を用いて、確実に作業ができる設計とする。専用工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）の運搬、設置が確実に行えるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、設置場所にてアウトリガの設置又は固縛等により固定できる設計とする。

操作内容として、現場操作については、現場の操作スイッチは、運転員の操作性及び人間工学的観点を考慮した設計とし、現場での操作が可能な設計とする。また、電源操作は、感電防止のため電源の露出部への近接防止を考慮した設計とし、操作に際しては手順通りの操作でなければ接続できない構造の設計としている。現場で操作を行う弁は、手動操作が可能な弁を設置する。現場での接続作業は、ボルト締めフランジ、コネクタ構造又はより簡便な接続規格

等、接続規格を統一することにより、確実に接続ができる設計とする。

また、重大事故等に対処するために急速な手動操作を必要とする機器、弁の操作は、要求時間内に達成できるように中央制御室設置の制御盤での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性及び人間工学的観点を考慮した設計とする。

(b) 系統の切替性（第１項 第四号）

蓄電池（３系統目）及び重大事故等対処設備（緊急時対策所）のうち、本来の用途以外の用途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に使用する系統から系統構成を変更する必要のある設備は、速やかに切替操作可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

(c) 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性（第３項 第二号）

可搬型重大事故等対処設備（緊急時対策所）を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルは種別によって規格の統一を考慮したコネクタ又はより簡便な接続規格等を、配管は配管径や内部流体の圧力によって、高圧環境においてはフランジを、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続規格等を用いる設計とする。

(d) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保（第３項 第六号）

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（緊急時対策所）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、以下の設計とする。

屋内及び屋外において、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（緊急時対策所）の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、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。

屋内及び屋外アクセスルートは、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、地滑り、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・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、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水、地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、ダムの崩壊については、立地的要因により設

計上考慮する必要はない。

電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことから、屋外アクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートに対する、地震による影響（周辺構築物の倒壊、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ホイールローダを１台（予備１台）保管、使用する。また、地震による宮山池と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、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設計とする。

津波の影響については、基準津波による遡上高さに対して、十分余裕を見た防護堤以上の高さにアクセスルートを確保する設計とする。また、高潮に対して、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する設計とする。自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち近隣の産業施設の火災・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、漂流船舶の衝突及び飛来物（航空機落下）に対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。落雷に対しては避雷設備が必要となる箇所に設定しない設計とする。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。

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、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行い通行性を確保する設計とする。

アクセスルートの地盤については、基準地震動による地震力に対して、耐震裕度を有する地盤に設定することで通行性を確保する設計とする、又は、耐震裕度の低い地盤に設定する場合は、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、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する設計とする。不等沈下に伴う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。さらに、地下構造物の損壊が想定される箇所については、陥没対策を講じる設計とする。

屋内アクセスルートは、津波、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、降灰、生物学的事象、森林火災）及び外部人為事象（近隣産業施設の火災・爆発、航空機墜落による火災、火災の二次的影響、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下））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設計とする。

b.　試験・検査等（第１項　第三号）

蓄電池（３系統目）及び重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査

（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるよう、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする設計とするとともに非破壊検査が必要な設備については、試験装置を設置できる設計とする。

これらの試験及び検査については、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査、溶接安全管理検査の法定検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。

機能・性能の確認においては、所要の系統機能を確認する設備について、原則系統試験及び漏えい確認が可能な設計とする。系統試験においては、試験及び検査ができるテストラインなどの設備を設置又は必要に応じて準備する。また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するため個別に確認を実施するものは、特性及び機能・性能確認が可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中に待機状態にある蓄電池（３系統目）及び重大事故等対処設備（緊急時対策所）は、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りとしない設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあっては、その健全性並びに多様性及び多重性を確認するため、各々が独立して試験

又は検査ができる設計とする。

蓄電池（３系統目）は、系統の重要な部分として適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。

構造・強度を確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則分解・開放（非破壊検査含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

（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）

第五十三条　発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

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り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電気式水素燃焼装置による水素濃度低減機能と相まって、水素爆発を防止するとともに、貫通部からアニュラス内に漏えいし、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微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットを介して放射性物質を低減させたのち排出することでアニュラス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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。また、アニュラス空気浄化系弁（Ｂ系）は代替直流電源系統（大容量空冷式発電機、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）、直流電源用発電機、可搬型直流変換器）により制御用圧縮空気設備からの電磁弁を開弁することで窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）により開操作できる設計とする。大容量空冷式発電機、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

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、可搬型格納容器水素濃度計測装置は、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置にて供給された原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度を測定し、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Ｂ（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、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却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、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

事故後サンプリング設備の一部は、可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置にて水素濃度測定を行う場合において、管理区域内の移動をなくして作業時間の短縮を図り作業員の安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

共用によって原子炉格納容器内の水素濃度測定を必要としない号炉に対し悪影響を及ぼさないよう、隔離が可能な設計とする。また、１号炉及び２号炉が同時に被災した場合は、遠隔操作で切り替えることで号炉ごとに水素濃度を適宜計測可能な設計とする。

共用によって他号炉に悪影響を及ぼさないよう、汚染度の大きい原

子炉格納容器のサンプルガスを汚染度の小さい原子炉格納容器に流入させないために、放射性物質と水素を含むサンプルガスのパージ先となる原子炉格納容器を選択できる設計とする。また、号炉間をまたぐパージの際に、原子炉格納容器の自由体積に対してサンプルガス流量を十分小さくするとともに、戻り配管に逆止弁を設けることで、汚染度の大きい原子炉格納容器からの逆流を防止できる設計とする。

（電源設備）

第五十七条　２　発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、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、貯蔵槽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の常設の直流電源設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

２　について

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３系統目の所内常設蓄電式直流電源設備として、蓄電池（３系統目）を設置する。この設備は、負荷切り離し（中央制御室及び隣接する１次系継電器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。）を行わずに８時間、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、安全機能の重要度分類クラス１相当の設計とし、耐震設計においては、蓄電池（３系統目）及びその電路は、基準地震動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。

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、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、蓄電池（３系統目）は、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を用いた電源設備と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。

さらに、蓄電池（３系統目）は、蓄電池（重大事故等対処用）に対しても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。

蓄電池（３系統目）を使用した直流電源は、蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（重大事故等対処用）並びに直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を用いた電源系統に対して独立した設計とする。

（計装設備）

第五十八条　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

緊急時対策所（指揮所）内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に設置するSPDSデータ表示装置は、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータの計測結果を記録できる設計とする。

（監視測定設備）

第六十条　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）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ことができる設備を設けなければならない。

２　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、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ことができる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

１　について

可搬型モニタリングポストの指示値は、無線（携帯電話回線及び衛星回線を含む。）により伝送し、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。可搬型エリアモニタは、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側等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。可搬型エリアモニタの指示値は、無線により伝送し、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。

２　について

可搬型気象観測装置の指示値は、無線（衛星回線）により伝送し、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。

（緊急時対策所）

第六十一条　第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。

一　重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。

二　重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。

三　発電用原子炉施設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設備を設けたものであること。

2　緊急時対策所は、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ものでなければならない。

適合のための設計方針

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）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に必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な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。

緊急時対策所を設置する緊急時対策棟は、緊急時対策棟（指揮所）及び緊急時対策棟（休憩所）で構成する。

緊急時対策棟の設置工事において、緊急時対策棟（指揮所）と緊急時対策棟（休憩所）を接続する工事期間中は、緊急時対策所を代替緊急時対策所から緊急時対策棟（指揮所）内に移設し、緊急時対策所機能を確保する。なお、設置工事においては、アクセスルートの変更も含め、代替緊急時対策所の機能及び運用に影響がないよう配慮して施工する。

代替緊急時対策所は、その機能に係る設備を含め、必要な手続きを行った後、機能を緊急時対策所（指揮所）に移行する。緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）において引き続き使用する設備を除き、本移行をもって代替緊急時対策所の機能を廃止するが、緊急時対策所（緊急時対策棟内）において緊急時対策棟（休憩所）として使用する。

緊急時対策所（指揮所）と緊急時対策棟（休憩所）を合わせた緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、その機能に係る設備を含め、必要な手続きを行った後、緊急時対策所としての機能を持たせる。

(1)　緊急時対策所（指揮所）

緊急時対策所（指揮所）は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動に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、「1.4.2　重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.5.2　重大事故等対処施設の耐津波設計」に基づく設計とする。また、緊急時対策所（指揮所）の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするととも

に、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（指揮所）は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、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（指揮所）の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要員が緊急時対策所（指揮所）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設計とする。

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（指揮所）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（指揮所）の緊急時対策所遮へい、緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を使用する。

緊急時対策所（指揮所）の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所（指揮所）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要件においても、緊急時対策所（指揮所）にとどまる要員の実効線量が事故後７日間で 100mSv を超えないことを判断基準とする。

緊急時対策所（指揮所）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（指揮所）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（指揮所）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。

緊急時対策所（指揮所）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（指揮所）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（指揮所）の気密性及び緊急時対策所遮へい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（指揮所）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（指揮所）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。

緊急時対策所（指揮所）の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緊急時対策所加圧設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（指揮所）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エリアモニタ及び可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を保管する設計とする。

緊急時対策所（指揮所）には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、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内の運転員を介さずに緊急時対策所（指揮所）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（指揮所）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（指揮所）で表示できるよう、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置を設置する設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

緊急時対策所（指揮所）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（指揮

所）から中央制御室、屋内外の作業場所、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（指揮所）の通信連絡設備として、携帯型通話設備、衛星携帯電話設備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（指揮所）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の重大事故等対処設備（電源の確保）として、緊急時対策所用発電機車を使用する。

緊急時対策所用発電機車は、１台で緊急時対策所（指揮所）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。

緊急時対策所用発電機車は、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンクから緊急時対策所用発電機車用給油ポンプを用いて燃料を補給できる設計とする。

(2)　緊急時対策所（緊急時対策棟内）

緊急時対策所（緊急時対策棟内）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、「1.4.2　重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.5.2　重大事故等対処施設の耐津波設計」に基づく設計とする。また、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同

時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）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（緊急時対策棟内）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（緊急時対策棟内）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設計とする。

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（緊急時対策棟内）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（緊急時対策棟内）の緊急時対策所遮へい、緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を使用する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）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（緊急時対策棟内）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要件においても、緊急時対策所（緊急時対策棟内）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（緊急時対策棟内）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（緊急時対策棟内）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（緊急時対策棟内）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（緊急時対策棟内）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（緊急時対策棟内）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（緊急時対策棟内）の気密性及び緊急時対策所遮へい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（緊急時対策棟内）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、換気設計にあたっては、緊急時対策所（緊急時対策棟内）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。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の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緊急時対策所加圧設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）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エリアモニタ及び可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）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内の運転員を介さずに緊急時対策所（緊急時対策棟内）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（緊急時対策棟内）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（緊急時対策棟内）で表示できるよう、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置を設置する設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）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（緊急時対策棟内）から中央制御室、屋内外の作業場所、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（緊急時対策棟内）の通信連絡設備として、携帯型通話設備、衛星携帯電話設備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（緊急時対策棟内）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の重大事故等対処設備（電源の確保）として、緊急時対策所用発電機車を使用する。

緊急時対策所用発電機車は、１台で緊急時対策所（緊急時対策棟内）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。

緊急時対策所用発電機車は、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンクから緊急時対策所用発電機車用給油ポンプを用いて燃料を補給できる設計とする。

（通信連絡を行うために必要な設備）

第六十二条　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設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設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

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。

代替緊急時対策所の通信連絡設備は、緊急時対策所（指揮所）への機能の移行をもって廃止する。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（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）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携帯電話設備、無線連絡設備及び携帯型通話設備は、中央制御室、原子炉補助建屋、緊急時対策棟（指揮所）又は緊急時対策棟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、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）は、原子炉補助建屋に設置し、SPDSデータ表示装置は、緊急時対策棟（指揮所）又は緊急時対策棟に設置する設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）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。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）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大容量空冷式発電機及び緊急時対策所用発電機車から給電できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型）、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備の電源は、充電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電池を用いるものについては、予備の充電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電池は、中央制御室、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）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。

緊急時運転パラメータ伝送システム（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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。また、SPDSデータ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緊急時対策所用発電機車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携帯電話設備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、緊急時対策棟（指揮所）又は緊急時対策棟に設置又は保管

する設計とする。

データ伝送設備（発電所外）として、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）は、原子炉補助建屋に設置する設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）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。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）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緊急時対策所用発電機車から給電できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型）の電源は、充電池を使用しており、予備の充電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電池は、中央制御室、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の電源から充電することができる設計とする。

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緊急時対策所用発電機車から給電できる設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（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大容量空冷式発電機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。

大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

緊急時対策所用発電機車については、「10.10　緊急時対策所」にて記載する。

1.12.8 発電用原子炉設置変更許可申請（平成29年７月27日申請）に係る安全設計の方針

1.12.8.1 「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（平成25年６月19日制定）」に対する適合

（電源設備）

第五十七条　発電用原子炉施設には、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、貯蔵槽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に必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

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、貯蔵槽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、号炉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、大容量空冷式発電機を使用する。

大容量空冷式発電機は、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。

大容量空冷式発電機は、大容量空冷式発電機用燃料タンクから大容量空冷式発電機用給油ポンプを用いて燃料を補給できる設計とする。大容量空冷式発電機用燃料タンクは、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリ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、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）を使用する。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）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。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリ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、号炉間電力融通ケーブル又は予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用する。

号炉間電力融通ケーブルは、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のディーゼル発電機（燃料油貯油そう含む）から電力融通できる設計とする。

予備ケーブル（号炉間電力融通用）は、号炉間電力融通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のディーゼル発電機（燃料油貯油そう含む）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、重大事故等時に号炉間電力融通を行う場合のみ１号炉及び２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。

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）及び蓄電池（重大事故等対処用）を使用する。これらの設備は、負荷切り離し（中央制御室及び隣接する１次系継電器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。）を行わずに、８時間、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、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を使用する。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。

直流電源用発電機は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリ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、大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器受電盤、重大事故等対処用変圧器盤、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）、変圧器車及び可搬型分電盤を使用する。

代替所内電気設備は、大容量空冷式発電機を重大事故等対処用変圧

器受電盤に接続し、重大事故等対処用変圧器盤より電力を供給できる設計とする。また、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）を変圧器車に接続し、可搬型分電盤より電力を供給できる設計とする。

大容量空冷式発電機は、大容量空冷式発電機用燃料タンクから大容量空冷式発電機用給油ポンプを用いて燃料を補給できる設計とする。大容量空冷式発電機用燃料タンク及び発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

大容量空冷式発電機は、空冷式のガスタービン発電機とし、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。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）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。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）は、空冷式のディーゼル発電機とし、屋外の大容量空冷式発電機から 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、大容量空冷式発電機に対して多様性及び位置的分散を図る設計とする。

発電機車の接続箇所は、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。

号炉間電力融通ケーブルは、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。

予備ケーブル（号炉間電力融通用）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

炉補助建屋内の号炉間電力融通ケーブルに対して位置的分散を図る設計とする。

蓄電池（重大事故等対処用）は、原子炉補助建屋内の蓄電池（安全防護系用）に対して、高所の異なるフロアに設置することで、位置的分散を図る設計とする。

直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を使用した直流電源は、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）及び蓄電池（重大事故等対処用）に対して、直流電源用発電機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、可搬型直流変換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。

直流電源用発電機の接続箇所は、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。

重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を使用した代替所内電気設備は、電源を大容量空冷式発電機とし、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。

変圧器車及び可搬型分電盤を使用した代替所内電気設備は、電源を発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）とし、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所内電気設備である２系統の非常用母線に対して多様性及び位置的分散を図る設計とする。

タンクローリは、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。

大容量空冷式発電機を使用した代替電源系統は、大容量空冷式発電機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。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）を使用した代替電源は、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）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。

蓄電池（重大事故等対処用）を使用した直流電源は、蓄電池（重大事故等対処用）から直流コントロールセンタ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。

重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤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。

変圧器車及び可搬型分電盤を使用した代替所内電気設備は、可搬ケーブルにて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性を確保する設計とする。

号炉間電力融通ケーブル又は予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用した他号炉のディーゼル発電機（燃料油貯油そう含む）からの号炉間電力融通は、号炉間電力融通ケーブルを手動で１号炉及び２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となる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、１号炉及び２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、号炉間電力融通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と分離が可能な設計とする。

1.12.9 発電用原子炉設置変更許可申請（平成30年６月26日申請）に係る安全設計の方針

1.12.9.1 「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（平成25年6月19日制定）」に対する適合

（地震による損傷の防止）

第四条　設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。 5　炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの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。

適合のための設計方針

炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおり設計する。

1　について

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まる設計とする。

5　について

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。

なお、燃料の機械設計においては、燃料中心最高温度、燃料要素内圧、燃料被覆材応力、燃料被覆材に生じる円周方向引張歪の変化

量及び累積疲労サイクルに対する設計方針を満足するように燃料要素の設計を行うが、上記の設計方針を満足させるための設計に当たっては、これらのうち燃料被覆材への地震力の影響を考慮すべき項目として、燃料被覆材応力及び累積疲労サイクルを評価項目とする。評価においては、内外圧差による応力、ペレットの接触圧による応力、熱応力、地震による応力及び水力振動による応力を考慮し、設計疲労曲線としては、Langer and O'Donnell の曲線を使用する。

（溢水による損傷の防止等）

第九条　安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。 2　設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。

適合のための設計方針

1　について

安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

そのために、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに使用済燃料ピットにおいては、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。

なお、発電用原子炉施設内における溢水として、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動、使用済燃料ピット等のスロッシングその他の事象により発生した溢水を考慮する。

2　について

設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液

体を内包する容器、配管その他の設備（ポンプ、弁、使用済燃料ピット及び原子炉キャビティ（キャナルを含む。）等）から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。

（炉心等）

第十五条 ６　燃料体は、次に掲げるものでなければならない。 一　通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとすること。

適合のための設計方針

６の一　について

燃料体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重、核分裂生成物の蓄積による燃料被覆材の内圧上昇、熱応力等の荷重に耐える設計とする。

このため、燃料要素は所要の運転期間において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、以下の基準を満足できる設計とする。

(1) 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満であること。

(2) 燃料要素内圧は、通常運転時において、燃料被覆材の外向きのクリープ変形により燃料材と燃料被覆材のギャップが増加する圧力を超えないこと。

(3) 燃料被覆材応力は、燃料被覆材の耐力以下であること。

(4) 燃料被覆材に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して１％以下であること。

(5) 累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下であること。

1.12.10　発電用原子炉設置変更許可申請（平成30年11月１日申請）に係る安全設計の方針

1.12.10.1　「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（平成25年６月19日制定）」に対する適合

（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）

第五十条　発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器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設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

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噴霧できる設計とする。

重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、Ａ、Ｂ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、Ａ、Ｂ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、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復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、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噴霧できる設計とする。常設電動注入ポンプは、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大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器盤、重大事故等対処用変圧器受電盤については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

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、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、A、B海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、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、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。

（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）

第五十九条　発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

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、中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環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、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部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、中央制御室空調装置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。可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、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。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循環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。照明については、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。中央制御室空調装置及び可搬型照明（SA）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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

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、可搬型照明（SA）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。可搬型照明（SA）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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

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、アニュラス空気浄化設備は、アニュラス空気浄化ファンにより原子炉格納容器からアニュラスへ漏えいする放射性物質等を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットを介して放射性物質の濃度を低減させたのち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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

中央制御室及び中央制御室遮へいは、プラントの状況に応じた運転員の相互融通などを考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとしている。スペースの共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで安全性の向上が図れるため、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

各号炉の監視・操作盤は、共用によって悪影響を及ぼさないよう、一部の共通設備を除いて独立して設置することで、一方の号炉の監視・操作中に、他方の号炉のプラント監視機能が喪失しない設計とする。

中央制御室の換気空調系は、重大事故等時において中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットを電源復旧し使用するが、共用により自号炉の系統だけでなく他号炉の系統も使用することで安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号

炉で共用する設計とする。

１号炉及び２号炉それぞれの系統は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。

1.12.11　発電用原子炉設置変更許可申請（平成31年２月７日申請）に係る安全設計の方針

1.12.11.1　「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（平成25年６月19日制定）」に対する適合

（原子炉制御室等）

第二十六条

３　一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の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、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。

一　原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍　工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置

二　原子炉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原子炉制御室に出入りするための区域　遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対し換気設備を隔離するための設備その他の適切に防護するための設備

適合のための設計方針

３の一　について

万一事故が発生した際には、中央制御室内の運転員に対し、有毒ガスによる影響により、運転員の対処能力が著しく低下しないよう、運転員が中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができる設計とする。

想定される有毒ガスの発生において、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、敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び発電所構内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実施する。

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よう設計する。

可動源に対しては、中央制御室空調装置の隔離等の対策により運転員を防護できる設計とする。

3の二　について

原子炉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原子炉制御室に出入りするための区域に係る設計方針については、平成26年9月10日付け原規規発第1409102号をもって設置変更許可を受けた第26条第3項の設計方針に同じ。

（緊急時対策所）

第三十四条 ２　緊急時対策所及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍には、有毒ガスが発生した場合に適切な措置をとるため、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時対策所において自動的に警報するための装置その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

２　について

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）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、当該要員の対処能力が著しく低下しないよう、当該要員が緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）内にとどまり、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができる設計とする。

想定される有毒ガスの発生において、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。

そのために、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。

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（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の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。

（特定重大事故等対処施設）

第四十二条　工場等には、次に掲げるところにより、特定重大事故等対処施設を設けなければならない。 二　原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有するものであること。

適合のための設計方針

１の二　について

[　　]の有毒ガス防護に関して以下のとおり設計する。

[　　]は、有毒ガスが特重施設要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下しないよう、当該要員が[　　][　]内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができる設計とする。

想定される有毒ガスの発生において、有毒ガスが特重施設要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、特定重大事故等対処施設の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。

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、[　　]換気設備の隔離等の対策により特重施設要員を防護できる設計とする。

[　　]の有毒ガス防護以外に係る設計方針については、平成 29 年 4 月 5 日付け原規規発第 1704052 号をもって設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1.12.12 発電用原子炉設置変更許可申請（令和２年１月31日申請）に係る安全設計の方針

1.12.12.1 「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（平成25年6月19日制定）」に対する適合

（設計基準対象施設の地盤）

第三条　設計基準対象施設は、次条第二項の規定により算定する地震力（設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）及び兼用キャスクにあっては、同条第三項に規定する基準地震動による地震力を含む。）が作用した場合においても当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。ただし、兼用キャスクにあっては、地盤により十分に支持されなくてもその安全機能が損なわれない方法により設けることができるときは、この限りでない。

適合のための設計方針

廃棄物搬出設備は、耐震重要度分類Ｃクラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

（地震による損傷の防止）

第四条　設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。 ２　前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。

適合のための設計方針

１及び２　について

廃棄物搬出設備は、耐震重要度分類をＣクラスに分類し、それに応じた地震力に対しておおむね弾性範囲の設計を行う。

なお、廃棄物搬出設備のうち耐震重要度分類のＣクラスに該当する主な設備は、ベイラ、エリアモニタリング設備、試料採取装置、換気設備及び固体廃棄物搬出検査棟である。

（津波による損傷の防止）

第五条　設計基準対象施設（兼用キャスク及びその周辺施設を除く。）は、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全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。

適合のための設計方針

廃棄物搬出設備は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

（外部からの衝撃による損傷の防止）

第六条　安全施設（兼用キャスクを除く。）は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。 3　安全施設（兼用キャスクを除く。）は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。以下「人為による事象」という。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

1　について

廃棄物搬出設備は、安全重要度分類のクラス3施設として発電所敷地で想定される洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）又は地震及び津波を含む自然現象の組合せに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件においても安全機能を損なわない設計とする。

3　について

廃棄物搬出設備は、安全重要度分類のクラス3施設として発電所敷地又はその周辺において想定される飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害の発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそ

れがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわない設計とする。

（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）

第七条　工場等には、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。第二十四条第六号において同じ。）を防止するための設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

廃棄物搬出設備を含む発電用原子炉施設への人の不法な侵入等を防止するため、区域の設定、人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造の壁等の障壁による防護、巡視、監視、出入口での身分確認や持込み点検、施錠管理及び情報システムへの外部からのアクセス遮断措置を行うことにより、接近管理、出入管理及び不正アクセス行為の防止を行える設計とする。

核物質防護上の措置が必要な区域については、探知施設を設け、警報、映像等を集中監視するとともに、核物質防護措置に係る関係機関等との通信連絡を行う設計とする。さらに、防護された区域内においても、施錠管理により、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な接近を防止する設計とする。

また、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持

込みを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、持込み点検を行える設計とする。

さらに、不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為を受けることがないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。

（火災による損傷の防止）

第八条　設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。

適合のための設計方針

廃棄物搬出設備は、火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の措置を講じるものとする。

（１）火災の発生防止

廃棄物搬出設備は、不燃性又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものである場合若しくは他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合を除き、不燃性又は難燃性材料を使用した設計とする。

電気系統については、必要に応じて、過電流継電器等の保護装置と遮断器の組合せ等により、過電流による加熱、焼損の防止を図るとともに、必要な電気設備に接地を施す。

落雷や地震により火災が発生する可能性を低減するため、避雷設備を設けるとともに、安全上の重要度に応じた耐震設計を行う。

（２）火災の感知及び消火

廃棄物搬出設備の火災感知設備は、火災の影響を限定し、早期の感知及び消火が行えるように異なる種類の感知器を設置する設

計とする。

廃棄物搬出設備の消火設備は、自動消火設備、水消火設備及び消火器を設置する設計とし、火災発生時に煙の充満により消火が困難なところには、自動消火設備を設置する設計とする。

（３）火災の影響軽減

廃棄物搬出設備は、放射性廃棄物の貯蔵機能を有する構築物、系統及び機器を設置する耐火壁に囲まれた火災区域であり、他の火災区域と隣接しない設計とする。

（誤操作の防止）

第十条　設計基準対象施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。 ２　安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。

適合のための設計方針

１　について

廃棄物搬出設備は、運転員の誤操作を防止するため、盤の配置、操作器具等の操作性に留意するとともに、状態表示及び警報表示により廃棄物搬出設備の状態が正確、かつ迅速に把握できる設計とする。また、保守点検において誤りが生じにくいよう留意した設計とする。

２　について

廃棄物搬出設備の操作に必要な状態表示、操作器具等は圧縮固化処理棟の制御室に設け、機器等に対して色分けなどの識別管理や、操作性を考慮した設備等の配置を行い、運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とする。

（安全避難通路等）

第十一条　発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。

一　その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路

二　照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明

適合のための設計方針

一　廃棄物搬出設備には数箇所避難階段を設置し、それらに通じる避難通路を設ける。また、避難通路等には必要に応じて、標識並びに非常灯及び誘導灯を設け、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる設計とする。

二　廃棄物搬出設備の非常灯及び誘導灯は、灯具に蓄電池を内蔵し、照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない設計とする。

（安全施設）

第十二条　安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。 3　安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。 7　安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

1　について

廃棄物搬出設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて分類し、十分高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とする。

3　について

廃棄物搬出設備の設計条件を設定するに当たっては、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、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想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

7　について

廃棄物搬出設備は、１号炉及び２号炉に必要な貯蔵量を有しており、共用により発電用原子炉施設の安全性を損なわないことから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

（放射性廃棄物の処理施設）

第二十七条　工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物（実用炉規則第二条第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。以下同じ。）を処理する施設（安全施設に係るものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。 三　固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあっては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難いものとすること。

適合のための設計方針

三　廃棄物搬出設備は、圧縮固化処理棟に換気設備を設置することにより、空気中の放射性物質の除去低減を行うとともに、放射性廃棄物の処理過程におけるエリア内及びフード内を排気することで、放射性物質が散逸し難い設計とする。

（放射性廃棄物の貯蔵施設）

第二十八条　工場等には、次に掲げるところにより、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を貯蔵する施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。

一　放射性廃棄物が漏えいし難いものとすること。

二　固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備を設けるものにあっては、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとすること。

適合のための設計方針

廃棄物搬出設備は、雑固体廃棄物の年間製作量及び年間搬出予定量を考慮して200ℓドラム缶約4,500本相当を貯蔵保管できる設計とするとともに、放射性廃棄物が漏えいし難く、放射性廃棄物による汚染が広がらない設計とする。

（工場等周辺における直接線等からの防護）

第二十九条　設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による工場等周辺の空間線量率が十分に低減できるものでなければならない。

適合のための設計方針

通常運転時において、廃棄物搬出設備を含む発電用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周辺の空間線量率を、合理的に達成できる限り小さい値になるように施設を設計する。

具体的には、廃棄物搬出建屋内の固体廃棄物からのガンマ線による直接線量及びスカイシャイン線量を評価し、既設建屋を含めた川内原子力発電所の敷地境界外における線量が、年間50μGyを超えない設計とする。

（放射線からの放射線業務従事者の防護）

第三十条　設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。 一　放射線業務従事者（実用炉規則第二条第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。以下同じ。）が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとすること。 2　工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなければならない。 3　放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

1　について

一　廃棄物搬出設備は、放射線業務従事者の被ばくを低く抑えるために補助遮へい等を設ける設計とする。

換気系は、各区域の換気に必要な容量を有し、圧縮固化処理棟内の作業環境の浄化が行える設計とする。

2　について

廃棄物搬出設備には、放射線業務従事者の放射線被ばくを十分に監視及び管理するために、放射線管理施設として、エリアモニタリング設備、放射線サーベイ設備及び個人管理関係設備（警報付ポケット線量計等）を備えるほか、管理区域内への立入り及び物品の搬出入を管理するために出入管理設備及び汚染管理設備を設ける設計とする。

3　について

廃棄物搬出設備のエリアモニタリング設備は、圧縮固化処理棟内の空間線量率を中央制御室に指示記録し、異常時には中央制御室及びその他必要な箇所に警報を発する設計とする。

（通信連絡設備）

第三十五条　工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置（安全施設に属するものに限る。）及び多様性を確保した通信連絡設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

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廃棄物搬出設備内の者への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、警報装置及び多様性を確保した通信設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。

なお、警報装置及び通信設備（発電所内）については、非常用所内電源及び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。

1.12.13 発電用原子炉設置変更許可申請（令和３年４月26日申請）に係る安全設計の方針

1.12.13.1 「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（平成25年6月19日制定）」に対する適合

（設計基準対象施設の地盤）

第三条　設計基準対象施設は、次条第二項の規定により算定する地震力（設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）及び兼用キャスクにあっては、同条第三項に規定する基準地震動による地震力を含む。）が作用した場合においても当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。ただし、兼用キャスクにあっては、地盤により十分に支持されなくてもその安全機能が損なわれない方法により設けることができるときは、この限りでない。

2　耐震重要施設及び兼用キャスクは、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。

3　耐震重要施設及び兼用キャスクは、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。ただし、兼用キャスクにあっては、地盤に変位が生じてもその安全機能が損なわれない方法により設けることができるときは、この限りでない。

適合のための設計方針

1　について

耐震重要施設については、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

耐震重要施設以外の設計基準対象施設については、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

2　について

耐震重要施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

3　について

耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

（地震による損傷の防止）

第四条　設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。

2　前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。

3　耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全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。

4　耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全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。

5　炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの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。

適合のための設計方針

1　について

設計基準対象施設は、耐震重要度分類をＳクラス、Ｂクラス及びＣクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に対しておおむね弾性範囲の設計を行う。

炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化に生じるそれぞれの荷重と、

弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まる設計とする。

なお、耐震重要度分類及び地震力については、「２　について」に示すとおりである。

２　について

設計基準対象施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて、以下のとおり、耐震重要度分類をＳクラス、Ｂクラス及びＣクラスに分類し、それぞれに応じた地震力を算定する。

（1）　耐震重要度分類

Ｓクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の

喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの

Ｂクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がＳクラスの施設と比べ小さい施設

Ｃクラス：Ｓクラスに属する施設及びＢクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

(2)　地　震　力

上記（1）のＳクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物を除く。）、Ｂクラス及びＣクラスの施設に適用する地震力は以下のとおり算定する。

なお、Ｓクラスの施設については、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を適用する。

a.　静的地震力

静的地震力は、Ｓクラス、Ｂクラス及びＣクラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて次の地震層せん断力係数C_i及び震度に基づき算定する。

(a)　建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断力係数C_iに、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。

Ｓクラス　　3.0

Ｂクラス　　1.5

Ｃクラス　　1.0

ここで、地震層せん断力係数C_iは、標準せん断力係数C_0を 0.2 以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

Ｓクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度 0.3 以上を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

(b)　機器・配管系

耐震重要度分類の各クラスの地震力は、上記（a）に示す地震層せん断力係数C_iに施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び上記（a）の鉛直震度をそれぞれ 20％増しとした震度より求めるものとする。

なお、Ｓクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

b.　弾性設計用地震動による地震力

弾性設計用地震動による地震力は、Ｓクラスの施設に適用する。

弾性設計用地震動は、添付書類六「7.5 地震」に示す基準地震動に工学的判断から求められる係数を乗じて設定する。具体的には基準地震動 Ss－1 及び Ss－2 に対して係数 0.6 を乗じた地震動、基準地震動 Ss－3 に対して係数 0.5 を乗じた地震動を弾性設計用地震動として設定する。

また、弾性設計用地震動による地震力は、水平２方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。

なお、Ｂクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動に２分の１を乗じた地震動によりその影響についての検討を行う。当該地震動による地震力は、水平２方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。

３　について

耐震重要施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物を除く。）については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切な地震動、すなわち添付書類六「7.5 地震」に示す基準地震動による地震力に対して、安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。

また、屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物については、基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できるように設計する。

基準地震動による地震力は、基準地震動を用いて、水平２方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。

なお、耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわない設計とする。

4　について

耐震重要施設については、基準地震動による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

5　について

炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。

なお、燃料の機械設計においては、燃料中心最高温度、燃料要素内圧、燃料被覆材応力、燃料被覆材に生じる円周方向引張歪の変化量及び累積疲労サイクルに対する設計方針を満足するように燃料要素の設計を行うが、上記の設計方針を満足させるための設計に当たっては、これらのうち燃料被覆材への地震力の影響を考慮すべき項目として、燃料被覆材応力及び累積疲労サイクルを評価項目とする。評価においては、内外圧差による応力、ペレットの接触圧による応力、熱応力、地震による応力及び水力振動による応力を考慮し、設計疲労曲線としては、Langer and 0’Donnell の曲線を使用する。

（津波による損傷の防止）

第五条　設計基準対象施設（兼用キャスク及びその周辺施設を除く。）は、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全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。

適合のための設計方針

１　について

津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝ぱ特性及び浸水経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できる設計とする。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。

津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たっては、地震（本震及び余震）による影響を考慮する。

（火災による損傷の防止）

第八条　設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。

適合のための設計方針

1　について

設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の措置を講じるものとする。

(1)　火災発生防止

地震により火災が発生する可能性を低減するため、安全上の重要度に応じた耐震設計を行う。

(2)　火災感知及び消火

火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、地震による影響に対して、安全機能を有する構築物、系統及び機器の耐震クラスに応じて、機能を維持できる設計とする。

（溢水による損傷の防止等）

第九条　安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。 2　設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。

適合のための設計方針

1　について

安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

そのために、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに使用済燃料ピットにおいては、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。

なお、発電用原子炉施設内における溢水として、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動、使用済燃料ピット等のスロッシングその他の事象により発生した溢水を考慮する。

2　について

設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液

体を内包する容器、配管その他の設備（ポンプ、弁、使用済燃料ピット及び原子炉キャビティ（キャナルを含む。）等）から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。

（重大事故等対処施設の地盤）

第三十八条　重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める地盤に設けなければならない。

一　重大事故防止設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故防止設備」という。）であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの（以下「常設耐震重要重大事故防止設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）　基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

二　常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）　第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

三　重大事故緩和設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故緩和設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）　基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

四　特定重大事故等対処施設　第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合及び基準地震動による地震力が作用した場合においても当該特定重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

2　重大事故等対処施設（前項第二号の重大事故等対処施設を除く。

次項及び次条第二項において同じ。）は、変形した場合においても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地盤に設けなければならない。

3　重大事故等対処施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

適合のための設計方針

1　について

一　常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

二　常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

三　常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

四　特定重大事故等対処施設については、耐震重要度分類のＳクラスの施設に適用される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

２　について

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が設置される重大事故等対処施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、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地盤に設置する。

特定重大事故等対処施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、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が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

３　について

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が設置される重大事故等対処施設は、将来活動する可能性のある断層等の

露頭がない地盤に設置する。

特定重大事故等対処施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

（地震による損傷の防止）

第三十九条　重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。

一　常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）　基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故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あること。

二　常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。

三　常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）　基準地震動による地震力に対して重大事故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あること。

四　特定重大事故等対処施設　第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動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ものであること。

2　重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊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。

適合のための設計方針

1　について

重大事故等対処施設については、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用す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を目的として、施設区分に応じて耐震設計を行う。

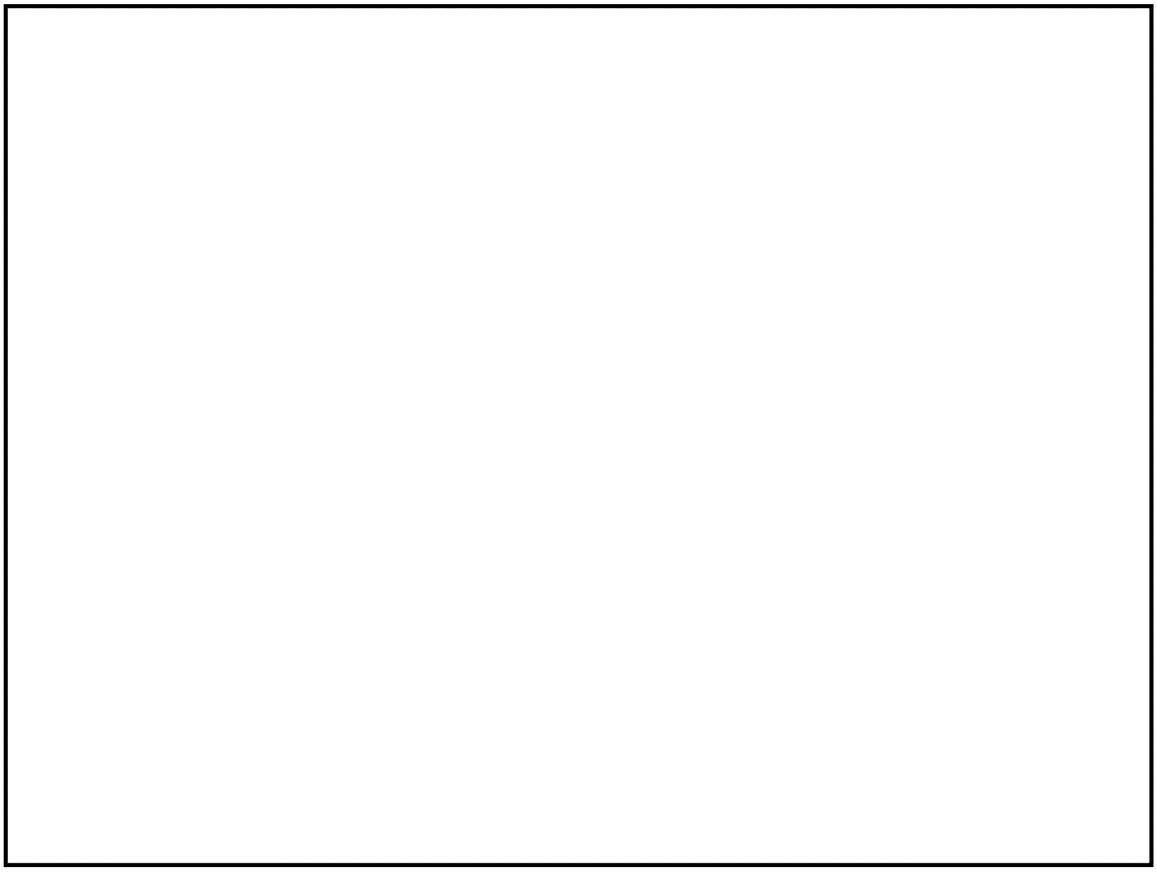
一　常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

二　常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備の耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。

三　常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故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ように設計する。

四　特定重大事故等対処施設は、耐震重要度分類のＳクラスの施設に適用される静的地震力又は弾性設計用地震動による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、かつ、基準地震動による地震力に対して、必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計し、

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



また、特定重大事故等対処施設の機能を維持するために必要な間接支持構造物等の関連する設備等は、上記の地震力に対してその機能を喪失しない設計とする。

2　について

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が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、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場所に設置する。

特定重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、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対し

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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場所に設置する。

（津波による損傷の防止）

第四十条　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。

適合のための設計方針

津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の機能の保持については、第５条の「適合のための設計方針」を適用する。

（火災による損傷の防止）

第四十一条　重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。

適合のための設計方針

重大事故等対処施設は火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災発生防止、火災感知及び消火の措置を講じるものとする。

(1)　火災発生防止

地震により火災が発生する可能性を低減するため、重大事故等対処施設の区分に応じた耐震設計を行う。

(2)　火災の感知及び消火

火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、地震による影響に対して、重大事故等対処施設の区分に応じて、機能を維持できる設計とする。

（特定重大事故等対処施設）

第四十二条　工場等には、次に掲げるところにより、特定重大事故等対処施設を設けなければならない。 一　原子炉建屋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が損なわれるおそれがないものであること。

適合のための設計方針

(1)　悪影響の防止

特重設備は、発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び重大事故等対処設備（当該の特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。））に対して悪影響を及ぼさないよう、以下の措置を講じた設計とする。

地震による影響に対して、特重設備は、地震により他の設備へ悪影響を及ぼさないように、また、地震による火災源及び溢水源とならないように、耐震設計を行う。

(2)　環境条件

特重設備は、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おける温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

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時の環境条件については、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時における温度（環境温度及び使用温度）、圧力（環境圧力及び使用圧力）、放射線及び荷重に加えて、その他の使用条件として湿度による影響、屋外の天候による影響、電磁波による影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重とし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おける環境圧力を踏まえた圧力、温度及び機械的荷重に加えて自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響）による荷重を考慮する。

（重大事故等対処設備）

第四十三条　重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。

一　想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

五　工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

3　可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

六　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、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

適合のための設計方針

1の一　について

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事

故等時に海水を通水する系統への影響、電磁波による影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度、機械的荷重に加えて、自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。

１の五　について

重大事故等対処設備は発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。）に対して悪影響を及ぼさないよう、以下の措置を講じた設計とする。

地震による影響に対しては、重大事故等対処設備は、地震により他設備に悪影響を及ぼさないように、また、地震による火災源、溢水源とならないように、耐震設計を行うとともに、可搬型重大事故等対処設備は、設置場所での固縛等による固定が可能な設計とする。

３の六について

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、以下の設計とする。

屋内及び屋外において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、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、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行い通行性を確保する設計とする。

アクセスルートの地盤については、基準地震動による地震力に対して、耐震裕度を有する地盤に設定することで通行性を確保する設計とする、又は、耐震裕度の低い地盤に設定する場合は、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、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する設計とする。不等沈下に伴う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。さらに、地下構造物の損壊が想定される箇所については、陥没対策を講じる設計とする。

（電源設備）

第五十七条 ２　発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、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、貯蔵槽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の常設の直流電源設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

２　について

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、安全機能の重要度分類クラス１相当の設計とし、耐震設計においては、蓄電池（３系統目）及びその電路は、基準地震動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。

（緊急時対策所）

第六十一条　第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。

一　重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。

二　重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。

三　発電用原子炉施設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設備を設けたものであること。

２　緊急時対策所は、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ものでなければならない。

適合のための設計方針

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）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。

1.12.14 発電用原子炉設置変更許可申請（令和６年１月17日申請）に係る安全設計の方針

1.12.14.1 「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（平成25年6月19日制定）」に対する適合

（地震による損傷の防止）

第四条　設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。 2　前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。 3　耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全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。

適合のための設計方針

１、２及び３　について

タービン動補助給水ポンプは、耐震重要度分類をＳクラスに分類し、それに応じた地震力に対しておおむね弾性範囲の設計を行い、基準地震動による地震力に対して、安全機能が損なわれない設計とする。

基準地震動による地震力は、基準地震動を用いて、水平２方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。

なお、タービン動補助給水ポンプが、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわない設計とする。

キャスクピット（１号及び２号炉共用、既設）は、核燃料物質取扱設備に設備区分を見直したことに伴い、本条文を含めた以降の適用する条文において安全機能を損なわない設計とする。また、使用

済燃料輸送容器（号炉間運搬時）（１号及び２号炉共用）は、新たに核燃料物質取扱設備として記載し、本条文を含めた以降の適用する条文において「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」に定める技術上の基準に適合する設計とする。

（津波による損傷の防止）

第五条　設計基準対象施設（兼用キャスク及びその周辺施設を除く。）は、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全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。

適合のための設計方針

核燃料物質取扱設備である使用済燃料輸送容器（号炉間運搬時）及びキャスクピットは、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

（外部からの衝撃による損傷の防止）

第六条　安全施設（兼用キャスクを除く。）は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。 3　安全施設（兼用キャスクを除く。）は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。以下「人為による事象」という。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

1　について

核燃料物質取扱設備である使用済燃料輸送容器（号炉間運搬時）及びキャスクピットは、発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。

3　について

核燃料物質取扱設備である使用済燃料輸送容器（号炉間運搬時）及びキャスクピットは、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわない設計とする。

（火災による損傷の防止）

第八条　設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。

適合のための設計方針

タービン動補助給水ポンプは、火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、火災発生防止の措置を講じるものとする。

(1)　火災発生防止

潤滑油等の発火性又は引火性物質を内包する機器は、漏えいを防止する構造とする。万一、潤滑油等が漏えいした場合に、漏えいの拡大を防止する堰等を設ける設計とする。

タービン動補助給水ポンプは、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものである場合若しくは他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合を除き、不燃性材料又は難燃性材料を使用した設計とする。

地震により火災が発生する可能性を低減するため、安全上の重要度に応じた耐震設計を行う。

なお、核燃料物質取扱設備である使用済燃料輸送容器（号炉間運搬時）及びキャスクピットは、設計基準対象施設ではあるが、防護対象施設ではない。

（溢水による損傷の防止等）

第九条　安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

安全施設であるタービン動補助給水ポンプは、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

なお、核燃料物質取扱設備である使用済燃料輸送容器（号炉間運搬時）及びキャスクピットは、設計基準対象施設ではあるが、防護対象施設ではない。

（安全施設）

第十二条　安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。 3　安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。 4　安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。 5　安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。 7　安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

1　について

タービン動補助給水ポンプ、核燃料物質取扱設備である使用済燃料輸送容器（号炉間運搬時）及びキャスクピットは、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて分類し、十分高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とする。

3　について

タービン動補助給水ポンプ、核燃料物質取扱設備である使用済燃料輸送容器（号炉間運搬時）及びキャスクピットの設計条件を設定

するに当たっては、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、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想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

4　について

タービン動補助給水ポンプ、核燃料物質取扱設備である使用済燃料輸送容器（号炉間運搬時）及びキャスクピットは、それらの健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、必要性及びプラントに与える影響を考慮して、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

5　について

発電用原子炉施設内部においては、内部発生エネルギの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断並びに高速回転機器の破損による飛来物が想定される。

タービン動補助給水ポンプは、タービンの回転機器に対して、その損壊によりプラントの安全を損なうおそれのある飛散物が発生する可能性を十分低く抑えるよう、機器の設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払う。

さらに、万一タービンの破損を想定した場合でも、回転体等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

7　について

燃料取扱建屋内の燃料取扱設備の一部、使用済燃料貯蔵設備の一

部及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備は１号及び２号炉共用とする。共用により他号炉の使用済燃料を取扱・貯蔵することとなるが、各号炉の燃料仕様は同じであり、共用化対象設備は未臨界性、遮蔽等の必要な機能を有していることから、安全性を損なわない設計とする。

共用する設備は以下のとおりである。

a. 使用済燃料ピット

・使用済燃料ラック

・破損燃料保管容器ラック

b. 使用済燃料ピット水浄化冷却設備

c. 燃料取扱建屋内キャナル

d. 使用済燃料ピットクレーン

e. 燃料取扱建屋クレーン

f. キャスクピット

g. 使用済燃料輸送容器（号炉間運搬時）

（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）

第十六条　発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。

一　燃料体等を取り扱う能力を有するものとすること。

二　燃料体等が臨界に達するおそれがないものとすること。

三　崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとすること。

四　使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとすること。

五　燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとすること。

２　発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。

一　燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。

イ　燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するもの及び放射性物質の放出を低減するものとすること。

ロ　燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものとすること。

ハ　燃料体等が臨界に達するおそれがないものとすること。

二　使用済燃料の貯蔵施設（キャスクを除く。）にあっては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。

イ　使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとすること。

ロ　貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであって、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとすること。

ハ　使用済燃料貯蔵槽（安全施設に属するものに限る。以下この項及び次項において同じ。）から放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであって、使用済燃料貯蔵槽から水が漏えいした場合において水の漏えいを検知することができるものとすること。

ニ　燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとすること。

適合のための設計方針

1　について

燃料取扱建屋内の燃料体等の取扱設備（一部1号及び2号炉共用、既設）は、下記事項を考慮した設計とし、核燃料物質取扱設備である使用済燃料輸送容器（号炉間運搬時）は、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」に定める技術上の基準に適合する設計とする。

なお、共用により他号炉の使用済燃料を取り扱うこととなるが、各号炉の燃料仕様は同じであり、設備及び取扱方法に変更がないことから、既許可の設計方針に変更はない。

一　燃料取扱設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連する機器間を連携し、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる設計とする。

二　燃料取扱設備は、燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。

三　燃料体等（新燃料を除く。）の移送は、全て水中で行い、崩壊熱により溶融しない設計とする。

四　使用済燃料の取扱設備は、取扱い時において、十分な水遮へい深さが確保される設計とする。

五　燃料取扱設備は、移送操作中の燃料体等の落下を防止するため十分な考慮を払った設計とする。

2　について

一　燃料取扱建屋内の燃料体等の貯蔵施設（一部１号及び２号炉共用、既設）は、以下のように設計する。

なお、共用により他号炉の使用済燃料を貯蔵することとなるが、各号炉の燃料仕様は同じであり、設備及び取扱方法に変更がないことから、既許可の設計方針に変更はない。

イ　燃料取扱建屋内の使用済燃料ピット水面には、補助建屋給気設備により外気を供給し、使用済燃料ピット水面から上昇する気体が建屋内に拡散するのを防止するとともに、使用済燃料ピット区域からの排気は補助建屋排気設備より原子炉補助建屋排気筒へ排出する設計とする。また、燃料体等の落下により放射性物質が放出された場合は使用済燃料ピット排気設備により、原子炉補助建屋排気筒へ排出する設計とする。

加えて、使用済燃料ピットには、使用済燃料ピット水浄化冷

却設備を設け、使用済燃料ピット水に含まれる固形分及びイオン性不純物を除去し、ピット水からの放射線量が十分低くなるように設計する。

ロ　使用済燃料の貯蔵設備は、使用済燃料及び貯蔵されている取替え燃料に加え、各号炉の１炉心分以上の燃料が各号炉の使用済燃料の貯蔵設備に貯蔵することができる貯蔵容量を有する設計とする。

ハ　使用済燃料ピット中の使用済燃料ラックは、燃料集合体の間隔を十分にとり、設備容量分の燃料を収容しても実効増倍率は、0.98（解析上の不確定さを含む。）以下となる設計とする。

二　燃料取扱建屋内の燃料体等の使用済燃料の貯蔵施設は、共用により他号炉の使用済燃料を貯蔵することによる使用済燃料ピットの線量及び崩壊熱の上昇を考慮して、以下のように設計する。なお、既設の設備の性能に包絡されるなど、設備変更がないことから、既許可の設計方針に変更はない。

イ　使用済燃料ピットの壁面及び底部はコンクリート壁による遮へいを有し、使用済燃料の上部は十分な水深を持たせた遮へいにより、放射線業務従事者の受ける線量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。

ロ　使用済燃料の貯蔵設備は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を冷却して、使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できる設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、原子炉補機冷却水設

備及び原子炉補機冷却海水設備を経て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。

また、浄化系は、使用済燃料ピット水を適切な水質に維持できる設計とする。

ハ　使用済燃料ピットは、冷却水の喪失を防止するため十分耐震性を有する設計とするとともに、冷却水の喪失を引き起こす可能性のあるドレン配管等は設けないようにする。また、内面はステンレス鋼でライニングし、漏えいを防止する。更に、ピットに接続する配管には、サイフォン現象により冷却水の喪失を招かないよう必要な個所にはサイフォンブレーカを設ける。

また、ピット内張りからの漏えい検知のための漏えい検知装置、ピット水位監視のための水位低及び水位高警報を設ける。

ニ　使用済燃料の貯蔵設備は、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時においても使用済燃料ピット水の著しい減少を引き起こすような損傷が生じない設計とする。

また、使用済燃料ピットクレーン本体等の重量物については、使用済燃料ピットに落下しない設計とする。

（重大事故等の拡大の防止等）

第三十七条 ３　発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

適合のための設計方針

３　について

重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、想定した事故に対して、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

（地震による損傷の防止）

第三十九条　重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。 一　常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）　基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故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あること。

適合のための設計方針

1　について

一　常設耐震重要重大事故防止設備であるタービン動補助給水ポンプについては、基準地震動による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故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設計とする。

（火災による損傷の防止）

第四十一条　重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。

適合のための設計方針

タービン動補助給水ポンプは、火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、火災発生防止の措置を講じるものとする。

(1)　火災発生防止

潤滑油等の発火性又は引火性物質を内包する機器は、漏えいを防止する構造とする。万一、潤滑油等が漏えいした場合に、漏えいの拡大を防止する堰等を設ける設計とする。

タービン動補助給水ポンプは、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものである場合若しくは他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合を除き、不燃性材料又は難燃性材料を使用した設計とする。

地震により火災が発生する可能性を低減するため、安全上の重要度に応じた耐震設計を行う。

（重大事故等対処設備）

第四十三条　重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。

一　想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

二　想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

三　健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

五　工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

六　想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

2　重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあっては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

三　常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

適合のための設計方針

1　について

一　タービン動補助給水ポンプは、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所に応じた耐環境性を有する設計とする。

二　想定される重大事故等が発生した場合においても、タービン動補助給水ポンプを確実に操作できるように、手順書の整備、訓練・教育による実操作及び模擬操作を行う。

三　タービン動補助給水ポンプは、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるよう、分解点検等ができる構造とする。

五　タービン動補助給水ポンプは、発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設だけでなく、他の重大事故等対処設備も含む。）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備への悪影響としては、地震、火災、溢水による影響、内部発生飛散物による影響を考慮する。

六　重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮へいの設置や線源からの離隔距離により放射線が高くなるおそれの少ない場所を選定し、設置場所で操作可能な設計とする。

タービン動補助給水ポンプは、設置場所を変更せず、蒸気

加減弁の現場での人力による操作を不要とする設計とする。

2　について

三　常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

タービン動補助給水ポンプの機能回復において、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁はハンドルを設けることで、常設直流電源を用いた弁操作に多様性を持つ設計とする。本取替による蒸気入口弁の変更はない。

タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は電源等のサポート系を必要としないばね力による駆動となり、現場での人力による操作を不要とする設計とすることから、蒸気加減弁に対する共通要因として考慮すべき事項はない。

（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）

第四十五条　発電用原子炉施設には、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設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

本申請における取替後のタービン動補助給水ポンプは、蒸気加減弁の機構を、電動油ポンプからの油圧により開弁する機構から、電源等のサポート系を必要としないばね力により開弁する機構に変更することにより、電源喪失時（全交流動力電源及び常設直流電源喪失時）においても現場での人力による操作を不要とする設計とする。

具体的には、タービン動補助給水ポンプ取替を実施することで以下の設計方針とする。

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及び保管する。

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次冷却系統のフィードアンドブリード及び蒸気発生器２次側による炉心冷却）を設ける。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び

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次冷却系統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充てん／高圧注入ポンプは、安全注入系統により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を行う設計とする。

復水タンクへの補給不能により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（蒸気発生器２次側による炉心冷却）として、海を水源としたＡ、Ｂ海水ポンプは、補助給水系統に海水を直接供給でき、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより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蒸気発生器２次側による炉心冷却ができる設計とする。蒸気発生器２次側による炉心冷却によって、１次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とし、その期間内に１次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。

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（蒸気発生器２次側による炉心冷却）として、復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水するため、現場での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タービン動補助給水ポンプの機能を回復し、蒸気発生器２次側による炉心冷却によって、１次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とし、その期間内に１次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。電動補助給水ポンプの電源については大容量空冷式発電機より給電することで機能を回復できる設計とする。主蒸気逃がし弁については、機能回復のため現場において人力で操作できる設計とする。

大容量空冷式発電機については「10.2　代替電源設備」にて記載する。

（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）

第四十六条　発電用原子炉施設には、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設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

本申請における取替後のタービン動補助給水ポンプは、蒸気加減弁の機構を、電動油ポンプからの油圧により開弁する機構から、電源等のサポート系を必要としないばね力により開弁する機構に変更することにより、電源喪失時（全交流動力電源及び常設直流電源喪失時）においても現場での人力による操作を不要とする設計とする。

具体的には、タービン動補助給水ポンプ取替を実施することで以下の設計方針とする。

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。

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次冷却系統の減圧及び１次冷却系統のフィードアンドブリード）を設ける。また、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた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（蒸気発生器２次側による炉心冷却）を設ける。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた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次冷却系統の減圧）として、加圧器逃がし弁は、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充てん／高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へほう酸水を注入できる設計とする。

復水タンクの補給不能により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（蒸気発生器２次側による炉心冷却）として、海を水源としたＡ、Ｂ海水ポンプは、補助給水系統に海水を直接供給でき、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより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蒸気発生器２次側による炉心冷却ができる設計とする。

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（蒸気発生器２次側による炉心冷却）として、復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蒸気発生器２次側での炉心冷却による１次冷却系統の減圧を行う設計とする。

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）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）として、現場での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タービン動補助給水ポンプの機能を回復できる設計とする。

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窒素ボンベ等の可搬型重大事故防止設備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）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（主蒸気逃がし弁の機能回復）として、主蒸気逃がし弁は、現場において可搬型コンプレッサー又は窒素ボンベ等を接続するのと同等以上の作業の迅速性、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ため、手動設備として設計する。

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、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）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可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復）として、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、かつ、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、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。

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、炉心溶融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（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、１次冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。

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の１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制、インターフェイスシステムLOCA発生時の１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制の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、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁及び１次系冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。

インターフェイスシステムLOCA時において、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。

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、減圧用の弁である加圧器逃がし弁は、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、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

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、減圧用の弁である主蒸気逃がし弁は、制御用空気が喪失した場合の手動操作も含めて、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。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＋破損蒸気発生器隔離失敗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補助建

屋内の区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から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。

（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）

第五十四条　発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

1　について

使用済燃料貯蔵ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵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貯蔵ピットの水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために必要な設備を設けることを要求する条文であり、本申請による設計変更が条文の要求対象施設（使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等）の設計条件に関係するが、要求対象施設の設計に変更はない。

なお、使用済燃料貯蔵ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵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貯蔵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、放射線を遮へいし、及び臨界を防止できることを第三十七条（重大事故等の拡大の防止等）にて確認している。

1.13　参考文献

(1)　「静的地震力の見直し（建築編）に関する調査報告書（概要)」
（社）日本電気協会　電気技術調査委員会原子力発電耐震設計特別調査委員会建築部会　平成６年３月

(2)　「原子力発電所の火災防護指針　JEAG4607-2010」
（社）日本電気協会 2010

(3)　「雷雨とメソ気象」大野久雄、東京堂出版、2001

(4)　「一般気象学」小倉義光、東京大学出版会

(5)　「広域的な火山防災対策に係る検討会（第３回）（資料２)」

(6)　「シラスコンクリートの特徴とその実用化の現状」武若耕司、コンクリート工学、vol.42、2004

(7)　「火山環境における金属材料の腐食」出雲茂人、末吉秀一他、防食技術 Vol.39、1990

(8) 町田　洋・新井房夫（2003)：新編　火山灰アトラス―日本列島とその周辺、東京大学出版会

(9)　「原田和典　建築火災のメカニズムと火災安全設計」
財団法人　日本建築センター

(10)「石油コンビナートの防災アセスメント指針」
消防庁特殊災害室（平成 25 年３月）

(11) DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES(FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE　(NEI-12-06 August 2012)

(12)「日本の自然災害」　国会資料編纂会　1998 年

(13) Specific Safety Guide(SSG-3) “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants” IAEA,April 2010

(14)「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」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）

(15) NUREG/CR-2300 “PRA Procedures Guide”,NRC,January 1983

(16)「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の解釈」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）

(17) ASME/ANS RA-S-2008“Standard for Level 1/Large Early Release Frequency probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”

(18) B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline
(NEI-06-12 December 2006) -2011.5 NRC 公表

(19) ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（1／46）

第４３条　重大事故等対処設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設／可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉冷却系統施設 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 原子炉格納施設 非常用電源設備 補機駆動用燃料設備 放射線管理施設 緊急時対策所 計測制御系統施設	ホイールローダ	アクセスルートの確保	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（2／46）

第４４条　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

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
計測制御系統施設	原子炉トリップスイッチ	手動による原子炉緊急停止	原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
計測制御系統施設	制御棒クラスタ		原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
計測制御系統施設	原子炉トリップ遮断器		原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
計測制御系統施設	多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）	原子炉出力抑制（自動）	制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
計測制御系統施設	加圧器逃がし弁		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2（クラス１）
計測制御系統施設	加圧器安全弁		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2（クラス１）
計測制御系統施設	主蒸気逃がし弁		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	主蒸気安全弁		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	電動補助給水ポンプ		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	タービン動補助給水ポンプ		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	復水タンク		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第1.1.1表　重大事故等対処設備の設備分類等（3／46）

第４４条　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

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
計測制御系統施設	蒸気発生器	原子炉出力抑制（自動）	制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2（クラス１、2）
計測制御系統施設	主蒸気隔離弁		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	主蒸気隔離弁	原子炉出力抑制（手動）	制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	電動補助給水ポンプ		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	タービン動補助給水ポンプ		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	復水タンク		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	加圧器逃がし弁		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2（クラス１）
計測制御系統施設	加圧器安全弁		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2（クラス１）
計測制御系統施設	主蒸気逃がし弁		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	主蒸気安全弁		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第1.1.1表　重大事故等対処設備の設備分類等（4／46）

第４４条　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

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
計測制御系統施設	蒸気発生器	原子炉出力抑制（手動）	制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2（クラス１、２）
計測制御系統施設	ほう酸タンク	ほう酸水注入（ほう酸タンク）	制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	ほう酸ポンプ		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	急速ほう酸補給弁		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	充てん／高圧注入ポンプ		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	ほう酸フィルタ		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	再生熱交換器		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	充てん／高圧注入ポンプ	ほう酸水注入（燃料取替用水タンク（安全注入ライン））	制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	ほう酸注入タンク		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（5／46）

第４４条　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

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
計測制御系統施設	燃料取替用水タンク	ほう酸水注入（燃料取替用水タンク（安全注入ライン））	制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	充てん／高圧注入ポンプ	ほう酸水注入（燃料取替用水タンク（充てんライン））	制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	燃料取替用水タンク		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
計測制御系統施設	再生熱交換器		制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤、原子炉保護系プロセス計装、原子炉核計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（6／46）

第４５条　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

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉冷却系統施設	充てん／高圧注入ポンプ	１次冷却系統のフィードアンドブリード	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	加圧器逃がし弁		主蒸気逃がし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2 （クラス１）
原子炉冷却系統施設	燃料取替用水タンク		復水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	ほう酸注入タンク		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	海水ポンプ	蒸気発生器２次側による炉心冷却 （海水ポンプ取水）	復水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	電動補助給水ポンプ		タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	タービン動補助給水ポンプ		タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	主蒸気逃がし弁		主蒸気逃がし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	蒸気発生器		蒸気発生器	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2 （クラス１、２）
原子炉冷却系統施設	海水ストレーナ		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	タービン動補助給水ポンプ	蒸気発生器２次側による炉心冷却 （ポンプ及び弁の機能回復）	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	電動補助給水ポンプ		タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	主蒸気逃がし弁		主蒸気逃がし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	復水タンク		復水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（7／46）

第４５条　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

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉冷却系統施設	蒸気発生器	蒸気発生器２次側による炉心冷却（ポンプ及び弁の機能回復）	蒸気発生器	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2（クラス１、２）
原子炉冷却系統施設	タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁		タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	蓄圧タンク	蓄圧注入	蓄圧タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	蓄圧タンク出口弁		蓄圧タンク出口弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	余熱除去ポンプ	炉心冷却（余熱除去ポンプ）	余熱除去ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	余熱除去冷却器		余熱除去冷却器	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	余熱除去ポンプ	再循環運転（余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ）	余熱除去ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	余熱除去冷却器		余熱除去冷却器	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	充てん／高圧注入ポンプ		充てん／高圧注入ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	格納容器再循環サンプ		格納容器再循環サンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
原子炉冷却系統施設	格納容器再循環サンプスクリーン		格納容器再循環サンプスクリーン	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（8／46）

第４６条　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉冷却系統施設	加圧器逃がし弁	１次冷却系統のフィードアンドブリード	主蒸気逃がし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2（クラス１）
原子炉冷却系統施設	充てん／高圧注入ポンプ		タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	燃料取替用水タンク		復水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	ほう酸注入タンク		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	海水ポンプ	蒸気発生器２次側による炉心冷却 （海水ポンプ取水）	復水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	電動補助給水ポンプ		タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	タービン動補助給水ポンプ		タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	主蒸気逃がし弁		主蒸気逃がし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	蒸気発生器		蒸気発生器	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2（クラス1、2）
原子炉冷却系統施設	海水ストレーナ		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	電動補助給水ポンプ	蒸気発生器２次側による炉心冷却	加圧器逃がし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	タービン動補助給水ポンプ		加圧器逃がし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	復水タンク		加圧器逃がし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	主蒸気逃がし弁		加圧器逃がし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第1.1.1表　重大事故等対処設備の設備分類等（9／46）

第４６条　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉冷却系統施設	蒸気発生器	蒸気発生器２次側による炉心冷却	加圧器逃がし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2（クラス１、２）
原子炉冷却系統施設	タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁	タービン動補助給水ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	タービン動補助給水ポンプ		タービン動補助給水ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	主蒸気逃がし弁	主蒸気逃がし弁の機能回復（手動）	主蒸気逃がし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
非常用電源設備	可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）	加圧器逃がし弁の機能回復	蓄電池（安全防護系用）	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
計測制御系統施設	窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）		制御用空気圧縮機	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉冷却系統施設	加圧器逃がし弁		加圧器逃がし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2（クラス１）
原子炉冷却系統施設	加圧器逃がし弁	１次冷却系統の減圧	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2（クラス１）
原子炉冷却系統施設	主蒸気逃がし弁	１次冷却系統の減圧（インターフェイスシステムLOCA発生時）	主蒸気逃がし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	加圧器逃がし弁		加圧器逃がし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2（クラス１）
原子炉冷却系統施設	余熱除去ポンプ入口弁	余熱除去系統の隔離（インターフェイスシステムLOCA発生時）	余熱除去ポンプ入口弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（10／46）

第４７条　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

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉冷却系統施設	格納容器スプレイポンプ	代替炉心注入（格納容器スプレイポンプ）	余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	燃料取替用水タンク		燃料取替用水タンク 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 １次冷却設備	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	格納容器スプレイ冷却器		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	常設電動注入ポンプ	代替炉心注入（常設電動注入ポンプ）	余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	燃料取替用水タンク		燃料取替用水タンク 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 １次冷却材設備	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	復水タンク		燃料取替用水タンク 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 １次冷却設備	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	可搬型電動低圧注入ポンプ	代替炉心注入（可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ）	余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
非常用電源設備	可搬型電動ポンプ用発電機		余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
原子炉冷却系統施設	可搬型ディーゼル注入ポンプ		余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉冷却系統施設	中間受槽		燃料取替用水タンク 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 １次冷却設備	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉冷却系統施設	格納容器スプレイポンプ	代替再循環（格納容器スプレイポンプ）	余熱除去ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（11／46）

第４７条　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

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉冷却系統施設	格納容器再循環サンプ	代替再循環（格納容器スプレイポンプ）	余熱除去系統ー格納容器再循環弁（外隔離弁）、格納容器再循環サンプ、１次冷却設備	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
原子炉冷却系統施設	格納容器再循環サンプスクリーン		格納容器再循環サンプ１次冷却設備	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	格納容器スプレイ冷却器		余熱除去冷却器	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	充てん／高圧注入ポンプ	炉心注入（安全注入ライン）	余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	燃料取替用水タンク		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１次冷却設備	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	ほう酸注入タンク		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	充てん／高圧注入ポンプ	代替炉心注入（自己冷却ライン、充てんライン）	余熱除去ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	燃料取替用水タンク		燃料取替用水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	再生熱交換器		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	余熱除去ポンプ	代替再循環（余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ（代替補機冷却））	余熱除去ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	充てん／高圧注入ポンプ		充てん／高圧注入ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	移動式大容量ポンプ車		海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉冷却系統施設	格納容器再循環サンプ		格納容器再循環サンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
原子炉冷却系統施設	格納容器再循環サンプスクリーン		格納容器再循環サンプスクリーン	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（12／46）

第４７条　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

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉冷却系統施設	余熱除去冷却器	代替再循環（余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ（代替補機冷却））	配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	ほう酸注入タンク		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	海水ストレーナ		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却水冷却器		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	電動補助給水ポンプ	蒸気発生器２次側による炉心冷却	余熱除去ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	タービン動補助給水ポンプ		余熱除去ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	復水タンク		１次冷却設備	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	主蒸気逃がし弁		余熱除去冷却器	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	蒸気発生器		余熱除去冷却器	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2（クラス1、2）
原子炉冷却系統施設	充てん／高圧注入ポンプ	炉心注入（充てんライン）	余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	燃料取替用水タンク		１次冷却設備	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	再生熱交換器		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	余熱除去ポンプ	代替再循環（余熱除去ポンプ（代替補機冷却））	余熱除去ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	移動式大容量ポンプ車		海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3

第1.1.1表　重大事故等対処設備の設備分類等（13／46）

第４７条　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

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉冷却系統施設	格納容器再循環サンプ	代替再循環（余熱除去ポンプ（代替補機冷却））	格納容器再循環サンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
原子炉冷却系統施設	格納容器再循環サンプスクリーン		格納容器再循環サンプスクリーン	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	余熱除去冷却器		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	海水ストレーナ		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却水冷却器		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	格納容器スプレイポンプ	格納容器スプレイ（残存溶融デブリ冷却）	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	燃料取替用水タンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	格納容器スプレイ冷却器		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	常設電動注入ポンプ	代替格納容器スプレイ（残存溶融デブリ冷却）	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	燃料取替用水タンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	復水タンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	充てん／高圧注入ポンプ	炉心注入（安全注入ライン）（下部溶融落下遅延及び防止）	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	燃料取替用水タンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	ほう酸注入タンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（14／46）

第４７条　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

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉冷却系統施設	充てん／高圧注入ポンプ	炉心注入（充てんライン）（下部溶融落下遅延及び防止）	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	燃料取替用水タンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	再生熱交換器		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	余熱除去ポンプ	炉心注入（下部溶融落下遅延及び防止）	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	燃料取替用水タンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	余熱除去冷却器		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	格納容器スプレイポンプ	代替炉心注入（下部溶融落下遅延及び防止）	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	燃料取替用水タンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	格納容器スプレイ冷却器		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	常設電動注入ポンプ	代替炉心注入（下部溶融落下遅延及び防止）	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	燃料取替用水タンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	復水タンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	充てん／高圧注入ポンプ	代替炉心注入（自己冷却ライン、充てんライン）（下部溶融落下遅延及び防止）	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	燃料取替用水タンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	再生熱交換器		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（15／46）

第４７条　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

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉冷却系統施設	余熱除去ポンプ	低圧再循環（余熱除去ポンプ）	余熱除去ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	余熱除去冷却器		余熱除去冷却器	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	格納容器再循環サンプ		格納容器再循環サンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
原子炉冷却系統施設	格納容器再循環サンプスクリーン		格納容器再循環サンプスクリーン	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第1.1.1表　重大事故等対処設備の設備分類等（16／46）

第４８条　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉冷却系統施設	電動補助給水ポンプ	蒸気発生器２次側による炉心冷却	海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	タービン動補助給水ポンプ		海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	復水タンク		海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	主蒸気逃がし弁		海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	蒸気発生器		海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2（クラス１、２）
原子炉格納施設	格納容器再循環ユニット	格納容器内自然対流冷却	海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	移動式大容量ポンプ車		海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉冷却系統施設	海水ストレーナ		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却水冷却器		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	移動式大容量ポンプ車	代替補機冷却	原子炉補機冷却水ポンプ	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉冷却系統施設	海水ストレーナ		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却水冷却器		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第1.1.1表　重大事故等対処設備の設備分類等（17／46）

第４９条　原子炉格納容器内の冷却等のための設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設／可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉格納施設	格納容器再循環ユニット	格納容器内自然対流冷却（原子炉補機冷却水加圧）	格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却水ポンプ		格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却水冷却器		格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却水サージタンク		格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）		格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉冷却系統施設	海水ポンプ		格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	海水ストレーナ		配管 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納施設	常設電動注入ポンプ	代替格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプ —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納施設	燃料取替用水タンク		燃料取替用水タンク —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納施設	復水タンク		燃料取替用水タンク —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	移動式大容量ポンプ車	格納容器内自然対流冷却（移動式大容量ポンプ車）	格納容器スプレイポンプ	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉格納施設	格納容器再循環ユニット		格納容器スプレイポンプ —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（18／46）

第４９条　原子炉格納容器内の冷却等のための設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉冷却系統施設	海水ストレーナ	格納容器内自然対流冷却（移動式大容量ポンプ車）	配管 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却水冷却器		配管 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納施設	格納容器スプレイポンプ	格納容器スプレイ（先行破損防止）	格納容器スプレイポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉格納施設	燃料取替用水タンク		燃料取替用水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉格納施設	格納容器スプレイ冷却器		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉格納施設	格納容器スプレイポンプ	再循環格納容器スプレイ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納施設	格納容器スプレイ冷却器		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納施設	格納容器再循環サンプ		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納施設	格納容器再循環サンプスクリーン		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（19／46）

第５０条　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉格納施設	格納容器スプレイポンプ	格納容器スプレイ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納施設	燃料取替用水タンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納施設	格納容器スプレイ冷却器		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納施設	格納容器再循環ユニット	格納容器内自然対流冷却（原子炉補機冷却水加圧）	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却水ポンプ		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却水冷却器		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却水サージタンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉冷却系統施設	海水ポンプ		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	海水ストレーナ		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納施設	常設電動注入ポンプ	代替格納容器スプレイ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納施設	燃料取替用水タンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納施設	復水タンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納施設	格納容器再循環ユニット	格納容器内自然対流冷却（移動式大容量ポンプ車）	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（20／46）

第５０条　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設／可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉冷却系統施設	移動式大容量ポンプ車	格納容器内自然対流冷却（移動式大容量ポンプ車）	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉冷却系統施設	海水ストレーナ		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却水冷却器		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（21／46）

第５１条　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉格納施設	格納容器スプレイポンプ	格納容器スプレイ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納施設	燃料取替用水タンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納施設	格納容器スプレイ冷却器		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納施設	常設電動注入ポンプ	代替格納容器スプレイ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納施設	燃料取替用水タンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納施設	復水タンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（22／46）

第５２条　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

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉格納施設	静的触媒式水素再結合装置	水素濃度低減	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納施設	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納施設	電気式水素燃焼装置	水素濃度低減	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納施設	電気式水素燃焼装置動作監視装置		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	可搬型格納容器水素濃度計測装置	水素濃度監視	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
原子炉冷却系統施設	可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
計測制御系統施設	可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉冷却系統施設	移動式大容量ポンプ車		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉冷却系統施設	海水ストレーナ		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却水冷却器		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（23／46）

第５３条　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

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設／可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉格納施設	アニュラス空気浄化ファン	アニュラスからの水素排出	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納施設	アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納施設	アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉格納施設	格納容器排気筒		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
計測制御系統施設	可搬型格納容器水素濃度計測装置	水素濃度監視	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
原子炉冷却系統施設	可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
計測制御系統施設	可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉冷却系統施設	移動式大容量ポンプ車		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉冷却系統施設	海水ストレーナ		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却水冷却器		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（24／46）

第５４条　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ	使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水ポンプ 使用済燃料ピットポンプ 使用済燃料ピット冷却器 ２次系補給水ポンプ	Ｓ、Ｂ、Ｃ	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
非常用電源設備	使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機		燃料取替用水ポンプ 使用済燃料ピットポンプ 使用済燃料ピット冷却器 ２次系補給水ポンプ	Ｓ、Ｂ、Ｃ	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	中間受槽		燃料取替用水タンク ２次系純水タンク	Ｓ、Ｃ	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	可搬型電動低圧注入ポンプ	使用済燃料ピットへのスプレイ	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
非常用電源設備	可搬型電動ポンプ用発電機		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	可搬型ディーゼル注入ポンプ		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料ピットスプレイヘッダ		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	中間受槽		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	移動式大容量ポンプ車	使用済燃料ピットへの放水	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	放水砲		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料ピット水位（SA）	使用済燃料ピットの監視	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料ピット水位（広域）		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料ピット温度（SA）		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（25／46）

第５４条　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設／可搬	設備分類	重大事故等クラス
放射線管理施設	使用済燃料ピット周辺線量率	使用済燃料ピットの監視	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料ピット状態監視カメラ		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（26／46）

第５５条　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設／可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉格納施設 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	移動式大容量ポンプ車	大気への拡散抑制 航空機燃料火災への泡消火	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉格納施設 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	放水砲		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	可搬型電動低圧注入ポンプ	大気への拡散抑制	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
非常用電源設備	可搬型電動ポンプ用発電機		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	可搬型ディーゼル注入ポンプ		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料ピットスプレイヘッダ		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	中間受槽		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉格納施設 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	放射性物質吸着剤	海洋への拡散抑制	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
原子炉格納施設 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	小型船舶		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
原子炉格納施設 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	シルトフェンス		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（27／46）

第５６条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設／可搬	設備分類	重大事故等クラス
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 原子炉冷却系統施設 原子炉格納施設	中間受槽	中間受槽への供給	復水タンク、燃料取替用水タンク 使用済燃料ピット	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 原子炉冷却系統施設 原子炉格納施設	取水用水中ポンプ		復水タンク、燃料取替用水タンク 使用済燃料ピット	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
非常用電源設備	取水用水中ポンプ用発電機		復水タンク、燃料取替用水タンク 使用済燃料ピット	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
原子炉冷却系統施設	燃料取替用水タンク	１次冷却系統のフィードアンドブリード （復水タンクの代替）	復水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	海水ポンプ	海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給 （復水タンクの代替）	復水タンク	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設 原子炉格納施設	中間受槽	中間受槽から復水タンクへの供給	復水タンク	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉冷却系統施設 原子炉格納施設	復水タンク補給用水中ポンプ		復水タンク	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
非常用電源設備	使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機		復水タンク	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
原子炉冷却系統施設 原子炉格納施設	復水タンク	代替炉心注入及び代替格納容器スプレイ （燃料取替用水タンクの代替）	燃料取替用水タンク —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（28／46）

第５６条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉冷却系統施設 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	中間受槽	代替炉心注入及び使用済燃料ピットへの補給 （燃料取替用水タンクの代替）	燃料取替用水タンク	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉冷却系統施設 原子炉格納施設	復水タンク	復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	燃料取替用水タンク —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	格納容器スプレイポンプ	代替再循環運転 （格納容器スプレイポンプ）	余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	格納容器スプレイ冷却器		余熱除去冷却器	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	格納容器再循環サンプ		格納容器再循環サンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
原子炉冷却系統施設	格納容器再循環サンプスクリーン		格納容器再循環サンプスクリーン	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	余熱除去ポンプ	代替再循環運転（余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ（代替補機冷却））	余熱除去ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	充てん／高圧注入ポンプ		充てん／高圧注入ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	移動式大容量ポンプ車		原子炉補機冷却水ポンプ	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉冷却系統施設	格納容器再循環サンプ		格納容器再循環サンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
原子炉冷却系統施設	格納容器再循環サンプスクリーン		格納容器再循環サンプスクリーン	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	余熱除去冷却器		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	ほう酸注入タンク		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（29／46）

第５６条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉冷却系統施設	海水ストレーナ	代替再循環運転（余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ（代替補機冷却））	配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却水冷却器		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	余熱除去ポンプ	代替再循環運転（余熱除去ポンプ（代替補機冷却）	余熱除去ポンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	移動式大容量ポンプ車		原子炉補機冷却水ポンプ	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉冷却系統施設	格納容器再循環サンプ		格納容器再循環サンプ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
原子炉冷却系統施設	格納容器再循環サンプスクリーン		格納容器再循環サンプスクリーン	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	余熱除去冷却器		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	海水ストレーナ		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却水冷却器		配管	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 原子炉冷却系統施設 原子炉格納施設	中間受槽	可搬型電動低圧注入ポンプ 可搬型ディーゼル注入ポンプ、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、復水タンク補給用水中ポンプの水源	燃料取替用水タンク 復水タンク ２次系純水タンク	S、C	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	中間受槽	使用済燃料ピットへのスプレイ	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	可搬型電動低圧注入ポンプ		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
非常用電源設備	可搬型電動ポンプ用発電機		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（30／46）

第５６条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設／可搬	設備分類	重大事故等クラス
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	可搬型ディーゼル注入ポンプ	使用済燃料ピットへのスプレイ	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料ピットスプレイヘッダ		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 原子炉格納施設	移動式大容量ポンプ車	格納容器及び使用済燃料ピットへの放水	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 原子炉格納施設	放水砲		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3

第1.1.1表　重大事故等対処設備の設備分類等（31／46）

第５７条　電源設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
非常用電源設備	大容量空冷式発電機	代替電源（交流）からの給電	ディーゼル発電機 ―	S ―	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
非常用電源設備	燃料油貯蔵タンク		ディーゼル発電機 ―	S ―	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
非常用電源設備	タンクローリ		ディーゼル発電機	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
非常用電源設備	大容量空冷式発電機用燃料タンク		ディーゼル発電機 ―	S ―	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
非常用電源設備	大容量空冷式発電機用給油ポンプ		ディーゼル発電機 ―	S ―	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
非常用電源設備	号炉間電力融通ケーブル	代替電源（交流）からの給電（他号炉からの電力融通）	ディーゼル発電機 ―	S ―	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	―
非常用電源設備	予備ケーブル（号炉間電力融通用）		ディーゼル発電機	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	―
非常用電源設備	ディーゼル発電機（他号炉）		ディーゼル発電機 ―	S ―	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
非常用電源設備	燃料油貯油そう（他号炉）		燃料油貯油そう ―	S ―	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
非常用電源設備	発電機車	代替電源（交流）からの給電	ディーゼル発電機	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	―
非常用電源設備	燃料油貯蔵タンク		ディーゼル発電機 ―	S ―	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
非常用電源設備	タンクローリ		ディーゼル発電機	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（32／46）

第５７条　電源設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
非常用電源設備	蓄電池（安全防護系用）	代替電源（直流）からの給電	ディーゼル発電機 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
非常用電源設備	蓄電池（重大事故等対処用）		ディーゼル発電機 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
非常用電源設備	蓄電池（３系統目）		ディーゼル発電機、蓄電池（安全防護系用） —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
非常用電源設備	直流電源用発電機	代替電源（直流）からの給電	ディーゼル発電機、蓄電池（安全防護系用）	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
非常用電源設備	燃料油貯蔵タンク		ディーゼル発電機、蓄電池（安全防護系用） —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
非常用電源設備	タンクローリ		ディーゼル発電機、蓄電池（安全防護系用）	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
非常用電源設備	可搬型直流変換器		ディーゼル発電機、蓄電池（安全防護系用）	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
非常用電源設備	大容量空冷式発電機	代替電源（交流）からの給電	所内電気設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
非常用電源設備	燃料油貯蔵タンク		所内電気設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
非常用電源設備	タンクローリ		所内電気設備	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
非常用電源設備	大容量空冷式発電機用燃料タンク		所内電気設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
非常用電源設備	大容量空冷式発電機用給油ポンプ		所内電気設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
非常用電源設備	重大事故等対処用変圧器受電盤		所内電気設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
非常用電源設備	重大事故等対処用変圧器盤		所内電気設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（33／46）

第５７条　電源設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設／可搬	設備分類	重大事故等クラス
非常用電源設備	発電機車	代替電源（交流）からの給電	所内電気設備	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
非常用電源設備	変圧器車		所内電気設備	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
非常用電源設備	可搬型分電盤		所内電気設備	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
補機駆動用燃料設備	燃料油貯蔵タンク	補機駆動用燃料の供給	ディーゼル発電機 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
補機駆動用燃料設備	タンクローリ		ディーゼル発電機	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
非常用電源設備	ディーゼル発電機	電源供給	ディーゼル発電機、蓄電池（安全防護系） —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
非常用電源設備	燃料油貯油そう		燃料油貯油そう —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用

第1.1.1表　重大事故等対処設備の設備分類等（34／46）

第５８条　計装設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備（代替計器）	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
計測制御系統施設	１次冷却材高温側温度（広域）	温度計測	１次冷却材低温側温度（広域）	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
計測制御系統施設	１次冷却材低温側温度（広域）		１次冷却材高温側温度（広域）	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
計測制御系統施設	１次冷却材圧力	圧力計測	加圧器圧力 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	加圧器水位	水位計測	ほう酸注入ライン流量 補助注入ライン流量 余熱除去ループ流量	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
計測制御系統施設	ほう酸注入ライン流量	注水量計測	燃料取替用水タンク水位 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	補助注入ライン流量		燃料取替用水タンク水位	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
計測制御系統施設	余熱除去ループ流量		燃料取替用水タンク水位 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量		燃料取替用水タンク水位 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	Ａ格納容器スプレイ冷却器出口積算流量		燃料取替用水タンク水位 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	格納容器内温度	温度計測	格納容器圧力 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	格納容器圧力	圧力計測	格納容器内温度 —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	AM用格納容器圧力		格納容器圧力 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	格納容器再循環サンプ広域水位	水位計測	格納容器再循環サンプ狭域水位 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	格納容器再循環サンプ狭域水位		格納容器再循環サンプ広域水位 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（35／46）

第５８条　計装設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備（代替計器）	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
計測制御系統施設	原子炉下部キャビティ水位	水位計測	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	原子炉格納容器水位		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	原子炉容器水位	水位監視	加圧器水位	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
放射線管理施設	格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ）	線量計測	格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ） —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
放射線管理施設	格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）		格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ） —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	出力領域中性子束	出力計測	中間領域中性子束	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
計測制御系統施設	中間領域中性子束		出力領域中性子束	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
計測制御系統施設	中性子源領域中性子束		中間領域中性子束	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
計測制御系統施設	蒸気発生器狭域水位	水位計測	蒸気発生器広域水位	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
計測制御系統施設	蒸気発生器広域水位		蒸気発生器狭域水位	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
計測制御系統施設	補助給水流量	注水量計測	復水タンク水位	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
計測制御系統施設	蒸気ライン圧力	圧力計測	１次冷却材低温側温度（広域）	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
計測制御系統施設	原子炉補機冷却水サージタンク水位	水位計測	格納容器スプレイ冷却器出口流量 —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）	圧力計測	格納容器スプレイ冷却器出口流量	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（36／46）

第５８条　計装設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備（代替計器）	耐震重要度分類	常設／可搬	設備分類	重大事故等クラス
計測制御系統施設	燃料取替用水タンク水位	水位計測	ほう酸注入ライン流量 補助注入ライン流量 余熱除去ループ流量 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	ほう酸タンク水位		中性子源領域中性子束	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
計測制御系統施設	復水タンク水位		補助給水流量 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）	温度計測	格納容器スプレイ冷却器出口流量	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
計測制御系統施設	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）		格納容器スプレイ冷却器出口流量	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
計測制御系統施設	格納容器水素濃度	水素濃度計測	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
計測制御系統施設	可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度圧力、水位及び流量（注水量）計測用）	温度、圧力、水位及び注水量計測	各計器（Ｓクラス計器含む）	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
計測制御系統施設	可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力水位及び流量（注水量）計測用）	圧力、水位及び注水量計測	各計器（Ｓクラス計器含む）	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
緊急時対策所計測制御系統施設	緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）	通信	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
緊急時対策所計測制御系統施設	SPDSデータ表示装置		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率	線量計測	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（37／46）

第５９条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
放射線管理施設	中央制御室遮へい	居住性の確保	中央制御室遮へい —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
放射線管理施設	中央制御室非常用循環ファン		中央制御室非常用循環ファン —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
放射線管理施設	中央制御室空調ファン		中央制御室空調ファン —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
放射線管理施設	中央制御室循環ファン		中央制御室循環ファン —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
放射線管理施設	中央制御室非常用循環フィルタユニット		中央制御室非常用循環フィルタユニット —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	可搬型照明（SA）		中央制御室照明	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
計測制御系統施設	酸素濃度計		酸素濃度計	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
計測制御系統施設	二酸化炭素濃度計		二酸化炭素濃度計	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
放射線管理施設	中央制御室空調ユニット		中央制御室空調ユニット —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（38／46）

第５９条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉格納施設	アニュラス空気浄化ファン	放射性物質の濃度低減	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納施設	アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納施設	アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
原子炉格納施設	格納容器排気筒		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第1.1.1表　重大事故等対処設備の設備分類等（39／46）

第６０条　監視測定装置

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
放射線管理施設	モニタリングステーション及びモニタリングポスト	放射線量の測定	—	—	常設	常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備以外の常設重大事故等対処設備	—
放射線管理施設	可搬型モニタリングポスト		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
放射線管理施設	可搬型エリアモニタ	放射線量の測定	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
放射線管理施設	放射能測定装置	放射性物質の濃度の測定	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
放射線管理施設	小型船舶	放射性物質の濃度及び放射線量の測定	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
放射線管理施設	放射能測定装置		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
放射線管理施設	電離箱サーベイメータ		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
放射線管理施設	可搬型気象観測装置	風向、風速その他の気象条件の代替測定	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—

第1.1.1表　重大事故等対処設備の設備分類等（40／46）

第６１条　緊急時対策所

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設／可搬	設備分類	重大事故等クラス
放射線管理施設 緊急時対策所	緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（指揮所））	居住性の確保 （緊急時対策所（指揮所））	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
放射線管理施設 緊急時対策所	緊急時対策所非常用空気浄化ファン		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
放射線管理施設 緊急時対策所	緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
放射線管理施設 緊急時対策所	緊急時対策所加圧設備		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
緊急時対策所	酸素濃度計		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
緊急時対策所	二酸化炭素濃度計		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
緊急時対策所 放射線管理施設	緊急時対策所エリアモニタ		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
緊急時対策所 放射線管理施設	可搬型エリアモニタ（加圧判断用）		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
緊急時対策所 計測制御系統施設	緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）	情報の把握 （緊急時対策所（指揮所））	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
緊急時対策所 計測制御系統施設	SPDSデータ表示装置		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
非常用電源設備 緊急時対策所	緊急時対策所用発電機車	電源の確保 （緊急時対策所（指揮所））	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
非常用電源設備 緊急時対策所	緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
非常用電源設備 緊急時対策所	緊急時対策所用発電機車用給油ポンプ		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（41／46）

第６１条　緊急時対策所

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設／可搬	設備分類	重大事故等クラス
緊急時対策所	衛星携帯電話設備	通信連絡（緊急時対策所（指揮所））	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
緊急時対策所	携帯型通話設備		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
緊急時対策所 計測制御系統施設	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（42／46）

第６１条　緊急時対策所

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設／可搬	設備分類	重大事故等クラス
放射線管理施設 緊急時対策所	緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（緊急時対策棟内））	居住性の確保 （緊急時対策所（緊急時対策棟内））	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
放射線管理施設 緊急時対策所	緊急時対策所非常用空気浄化ファン		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
放射線管理施設 緊急時対策所	緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
放射線管理施設 緊急時対策所	緊急時対策所加圧設備		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
緊急時対策所	酸素濃度計		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
緊急時対策所	二酸化炭素濃度計		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
緊急時対策所 放射線管理施設	緊急時対策所エリアモニタ		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
緊急時対策所 放射線管理施設	可搬型エリアモニタ（加圧判断用）		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
緊急時対策所 計測制御系統施設	緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）	情報の把握 （緊急時対策所（緊急時対策棟内））	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
緊急時対策所 計測制御系統施設	SPDSデータ表示装置		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
非常用電源設備 緊急時対策所	緊急時対策所用発電機車	電源の確保 （緊急時対策所（緊急時対策棟内））	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
非常用電源設備 緊急時対策所	緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用
非常用電源設備 緊急時対策所	緊急時対策所用発電機車用給油ポンプ		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	発電用火力設備に関する技術基準を準用

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（43／46）

第６１条　緊急時対策所

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
緊急時対策所	衛星携帯電話設備	通信連絡（緊急時対策所（緊急時対策棟内））	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
緊急時対策所	携帯型通話設備		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
緊急時対策所計測制御系統施設	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（44／46）

第６２条　通信連絡を行うために必要な設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設／可搬	設備分類	重大事故等クラス
緊急時対策所	衛星携帯電話設備	発電所内の通信連絡	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	衛星携帯電話設備		ページング装置他 —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	衛星携帯電話設備		ページング装置他	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
計測制御系統施設	無線連絡設備		ページング装置他	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
緊急時対策所 計測制御系統施設	携帯型通話設備		ページング装置他	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
緊急時対策所 計測制御系統施設	緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
緊急時対策所 計測制御系統施設	SPDSデータ表示装置		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
緊急時対策所	衛星携帯電話設備	発電所外（社内外）の通信連絡	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
計測制御系統施設	衛星携帯電話設備		—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
緊急時対策所	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備		—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
緊急時対策所	緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）		—	—	常設	常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備以外の常設重大事故等対処設備	—

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（45／46）

１次冷却設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉冷却系統施設 計測制御系統施設	蒸気発生器	１次冷却材設備	蒸気発生器 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2 （クラス１、２）
原子炉冷却系統施設 計測制御系統施設	１次冷却材ポンプ		１次冷却材ポンプ —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2 （クラス１）
原子炉冷却系統施設 計測制御系統施設	原子炉容器		原子炉容器 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2 （クラス１）
原子炉冷却系統施設 計測制御系統施設	加圧器		加圧器 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2 （クラス１）

原子炉格納施設

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
原子炉格納施設	原子炉格納容器	原子炉格納容器	原子炉格納容器 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	— （クラスMC）

燃料取扱及び貯蔵施設

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料ピット	使用済燃料貯蔵槽	使用済燃料ピット —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

第 1.1.1 表　重大事故等対処設備の設備分類等（46／46）

非常用取水設備

設備区分	設備（既設＋新設）	系統機能	代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
			設備	耐震重要度分類	常設可搬	設備分類	重大事故等クラス
非常用取水設備	取水口（貯留堰を除く）	非常用取水設備	取水口（貯留堰を除く） —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
非常用取水設備	貯留堰		貯留堰 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
非常用取水設備	取水路		取水路 —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
非常用取水設備	取水ピット		取水ピット —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

第1.3.1表　安全上の機能別重要度分類

機能による分類 / 重要度による分類		安全機能を有する構築物、系統及び機器		安全機能を有しない構築物、系統及び機器
		異常の発生防止の機能を有するもの（ＰＳ）	異常の影響緩和の機能を有するもの（ＭＳ）	
安全に関連する構築物、系統及び機器	クラス１ クラス２ クラス３	ＰＳ－１ ＰＳ－２ ＰＳ－３	ＭＳ－１ ＭＳ－２ ＭＳ－３	
安全に関連しない構築物、系統及び機器				安全機能以外の機能のみを行うもの

第1.3.1（1）表　安全上の機能別重要度分類を行う構築物、系統及び機器

（平成６年８月５日原子炉設置変更許可申請分）

構築物、系統及び機器
液体廃棄物処理系

（平成９年８月20日原子炉設置変更許可申請分）

構築物、系統及び機器
使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）

（平成 16 年 11 月 25 日原子炉設置変更許可申請分）

構築物、系統及び機器
燃料集合体
蒸気発生器
使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）
気体廃棄物処理系
固体廃棄物処理系

（平成21年11月５日原子炉設置変更許可申請分）

構築物、系統及び機器
固体廃棄物処理系

（平成28年３月25日　発電用原子炉設置変更許可申請分）

構築物、系統及び機器
開閉所設備
原子力発電所緊急時対策所

（令和２年１月 31 日　発電用原子炉設置変更許可申請分）

構築物、系統及び機器
固体廃棄物処理系

第1.3.2表　本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類

（平成６年８月５日原子炉設置変更許可申請分）

分　類	異　常　発　生　防　止　系			
	定　　義	機　　能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系＊
ＰＳ－３	異常状態の起因事象となるものであって、ＰＳ－１及びＰＳ－２以外の構築物、系統及び機器	放射性物質の貯蔵機能	液体廃棄物処理系	

＊：関連系については、「1.3.2 分類の適用の原則」参照

（平成９年８月20日原子炉設置変更許可申請分）

分　類	異　常　発　生　防　止　系			
	定　　義	機　　能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系＊
ＰＳ－２	その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）	使用済燃料ピット冷却系（使用済燃料ピット水浄化冷却設備）

＊：関連系については、「1.3.2 分類の適用の原則」参照

第1.3.2表　本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類

（平成 16 年 11 月 25 日原子炉設置変更許可申請分）

分　類	異　常　発　生　防　止　系			
	定　　義	機　能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系（注１）
ＰＳ－１	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損 を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	蒸気発生器	―――
		炉心形状の維持機能	燃料集合体（ただし、燃料を除く。）	
ＰＳ－２	その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量破損を直ちに引きおこすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）	―――
			気体廃棄物処理系	―――
ＰＳ－３	異常状態の起因事象となるものであって、ＰＳ－１及びＰＳ－２以外の構築物、系統及び機器	放射性物質の貯蔵機能	固体廃棄物処理系	―――
	原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料被覆管及び端栓	―――

分　類	異　常　影　響　緩　和　系			
	定　　義	機　能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系（注１）
ＭＳ－１	異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	原子炉停止後の除熱機能	蒸気発生器	
		原子炉の緊急停止機能	―――	燃料集合体の制御棒案内シンブル［MS-1］（注２）

（注１）関連系については、「1.3.2　分類の適用の原則」参照。
（注２）直接関連系に相当する。

第1.3.2表　本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類

（平成21年11月５日原子炉設置変更許可申請分）

分　類	異　常　発　生　防　止　系			
	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系＊
ＰＳ－３	異常状態の起因事象となるものであって、ＰＳ－１及びＰＳ－２以外の構築物、系統及び機器	放射性物質の貯蔵機能	固体廃棄物処理系	―――

＊：　関連系については、「1.3.2 分類の適用の原則」参照。

第1.3.2表　本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類

（平成25年7月8日発電用原子炉設置変更許可申請分）（1／7）

分　類	異　常　発　生　防　止　系			
	定　義	機　能	構築物，系統又は機器	特記すべき関連系（注1）
ＰＳ－１	その損傷又は故障により発生する事象によって， (a) 炉心の著しい損傷，又は (b) 燃料の大量の破損 を引き起こすおそれのある構築物，系統及び機器	1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する以下の機器・配管系（計装等の小口径配管・機器は除く。） 原子炉容器 蒸気発生器 １次冷却材ポンプ(原子炉冷却材圧力バウンダリになる範囲) 加圧器 配管及び弁並びに隔離弁（範囲は，原子炉冷却材圧力バウンダリ，原子炉格納容器バウンダリ） 制御棒駆動装置圧力ハウジング 炉内計装引出管	
		2)過剰反応度の印加防止機能	制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジング	
		3)炉心形状の維持機能	炉心支持構造物（炉心槽，上部炉心支持板，上部炉心支持柱，上部炉心板，下部炉心板，下部炉心支持柱及び下部炉心支持板） 燃料集合体（ただし，燃料を除く。）	

第1.3.2表　本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類

（平成25年7月8日発電用原子炉設置変更許可申請分）（2／7）

分　類	異　常　影　響　緩　和　系			
	定　義	機　能	構築物，系統又は機器	特記すべき関連系（注1）
MS－1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	1)原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系(制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置（トリップ機能）） 制御棒クラスタ 制御棒クラスタ案内管 制御棒クラスタ駆動装置（トリップ機能）	燃料集合体の制御棒案内シンブル ［MS－1］（注2）
		2)未臨界維持機能	原子炉停止系 制御棒クラスタ 化学体積制御設備（ほう酸水注入機能） 非常用炉心冷却設備（ほう酸水注入機能）	制御棒クラスタ駆動装置及び制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジング ［MS－1］（注2）
		3)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）	
		4)原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統 余熱除去設備 補助給水設備 蒸気発生器 蒸気発生器から主蒸気隔離弁までの主蒸気設備 主蒸気安全弁 主蒸気逃がし弁（手動逃がし機能） 蒸気発生器から主給水隔離弁までの給水設備	
		5)炉心冷却機能	非常用炉心冷却設備 低圧注入系 高圧注入系 蓄圧注入系	
		6)放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器（原子炉格納容器貫通部，エアロック及び機器搬入口を含む。） アニュラス 原子炉格納容器隔離弁及び原子炉格納容器バウンダリ配管系（範囲は，原子炉冷却材圧力バウンダリ，原子炉格納容器バウンダリ） 原子炉格納容器スプレイ設備 アニュラス空気浄化設備 安全補機室排気設備 外部遮へい	排気筒 ［MS－1］（注2）
	2)安全上必須なその他の構築物，系統及び機器	1)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 原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備(注4）	

第1.3.2表　本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類

（平成25年7月8日発電用原子炉設置変更許可申請分）（3／7）

分　類	異　常　影　響　緩　和　系			
	定　義	機　能	構築物，系統又は機器	特記すべき関連系（注１）
ＭＳ－１	2)安全上必須なその他の構築物，系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系 ディーゼル発電機 中央制御室及び中央制御室遮へい 中央制御室空調装置 原子炉補機冷却水設備 原子炉補機冷却海水設備 直流電源設備 計測制御用電源設備 制御用圧縮空気設備 （いずれも，ＭＳ－１関連のもの）	取水設備（原子炉補機冷却海水設備にかかわるもの） ［ＭＳ－１］（注２）

第1.3.2表　本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類

（平成25年7月8日発電用原子炉設置変更許可申請分）（4／7）

分　類	異常発生防止系			
	定　義	機　能	構築物，系統又は機器	特記すべき関連系（注１）
ＰＳ－２	1)その損傷又は故障により発生する事象によって，炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが，敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物，系統及び機器	1)原子炉冷却材を内蔵する機能（ただし，原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。）	化学体積制御設備の抽出ライン 化学体積制御設備の浄化ライン	
		2)原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって，放射性物質を貯蔵する機能	気体廃棄物処理設備 ガス減衰タンク 使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。） 新燃料貯蔵庫（臨界を防止する機能）	使用済燃料ピット浄化冷却設備 ［ＰＳ－３］（注３）
		3)燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備 燃料取替クレーン 燃料移送装置 使用済燃料ピットクレーン	
	2)通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって，その故障により，炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物，系統及び機器	1)安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	加圧器安全弁（吹き止まり機能） 加圧器逃がし弁（吹き止まり機能）	

第1.3.2表　本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類

（平成25年7月8日発電用原子炉設置変更許可申請分）（5／7）

分　類	異常影響緩和系			
	定　義	機　能	構築物，系統又は機器	特記すべき関連系（注１）
ＭＳ－２	1)ＰＳ－２の構築物，系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物，系統及び機器	1)燃料プール水の補給機能	燃料取替用水タンクからの使用済燃料ピット水補給ライン	
		2)放射性物質放出の防止機能	気体廃棄物処理設備の隔離弁	
	2)異常状態への対応上特に重要な構築物，系統及び機器	1)事故時のプラント状態の把握機能	原子炉計装の一部（注４） プロセス計装の一部（注４）	
		2)異常状態の緩和機能	加圧器逃がし弁（手動開閉機能） 加圧器後備ヒータ 加圧器逃がし弁元弁（閉機能）	
		3)制御室外からの安全停止機能	中央制御室外原子炉停止装置(安全停止に関連するもの)（注４）	

第1.3.2表　本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類

（平成25年7月8日発電用原子炉設置変更許可申請分）（6／7）

分　類	異常発生防止系			
	定　義	機　能	構築物，系統又は機器	特記すべき関連系（注１）
ＰＳ－３	1)異常状態の起因事象となるものであって，ＰＳ－１及びＰＳ－２以外の構築物，系統及び機器	1)原子炉冷却材保持機能（ＰＳ－１，ＰＳ－２以外のもの）	計装配管及び弁 試料採取設備の配管及び弁	
		2)原子炉冷却材の循環機能	１次冷却材ポンプ 化学体積制御設備の封水注入ライン	
		3)放射性物質の貯蔵機能	加圧器逃がしタンク 液体廃棄物処理設備（貯蔵機能を有する範囲） 固体廃棄物処理設備（貯蔵機能を有する範囲） 新燃料貯蔵庫	
		4)電源供給機能（非常用を除く。）	発電機及び励磁機設備（発電機負荷開閉器を含む。） 蒸気タービン設備 主蒸気設備（主蒸気隔離弁以後） 給水設備（主給水隔離弁以前） 復水設備（復水器及び循環水ラインを含む。） 所内電源系統（ＭＳ－１以外） 直流電源設備（ＭＳ－１以外） 計測制御用電源設備（ＭＳ－１以外） 制御棒クラスタ駆動装置用電源設備 送電線設備 変圧器設備 開閉所設備	
		5)プラント計測・制御機能（安全保護機能を除く。）	原子炉制御系の一部（注４） 原子炉計装の一部（注４） プロセス計装の一部（注４）	
		6)プラント運転補助機能	補助蒸気設備 制御用圧縮空気設備（ＭＳ－１以外） 原子炉補機冷却水設備（ＭＳ－１以外） 軸受冷却水設備 給水処理設備	
	2)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物，系統及び機器	1)核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料被覆管及び端栓	
		2)原子炉冷却材の浄化機能	化学体積制御設備の浄化ライン（浄化機能）	

第1.3.2表　本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類

（平成25年7月8日発電用原子炉設置変更許可申請分）（7／7）

分　類	異常影響緩和系			
	定　義	機　能	構築物，系統又は機器	特記すべき関連系（注１）
ＭＳ－３	1)運転時の異常な過渡変化があっても，ＭＳ－１，ＭＳ－２とあいまって，事象を緩和する構築物，系統及び機器	1)原子炉圧力の上昇の緩和機能	加圧器逃がし弁（自動操作）	
		2)出力上昇の抑制機能	タービンランバックインターロック（注４） 制御棒クラスタ引抜阻止インターロック（注４）	
		3)原子炉冷却材の補給機能	化学体積制御設備の充てんライン及びほう酸補給ライン 給水処理設備の１次系補給水ライン	
		4)タービントリップ機能	タービン保安装置 主蒸気止め弁（閉機能）	
	2)異常状態への対応上必要な構築物，系統及び機器	1)緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所 蒸気発生器ブローダウンライン（サンプリング機能を有する範囲） 試料採取設備（事故時に必要な１次冷却材放射性物質濃度及び原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度のサンプリング分析機能を有する範囲） 通信連絡設備 放射線監視設備の一部（注４） 原子炉計装の一部（注４） プロセス計装の一部（注４） 消火設備 安全避難通路 非常用照明	

（注１）関連系については，「1.3.2　分類の適用の原則」参照。
（注２）直接関連系に相当する。
（注３）間接関連系に相当する。
（注４）安全機能を有する計測制御装置の設計指針　JEAG 4611-1991に準拠する。

第1.3.2表　本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類

（平成 28 年 3 月 25 日発電用原子炉設置変更許可申請分）

分　類	異常発生防止系			
	定　義	機　能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系（注１）
ＰＳ－３	1)異常状態の起因事象となるものであって、ＰＳ－１及びＰＳ－２以外の構築物、系統及び機器	4)電源供給機能（非常用を除く。）	開閉所設備	

分　類	異常影響緩和系			
	定　義	機　能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系（注１）
ＭＳ－３	2)異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	1)緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所	

（注１）関連系については、「1.3.2　分類の適用の原則」参照。

第1.3.2表　本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類

（令和２年１月31日発電用原子炉設置変更許可申請分）

分　類	異　常　発　生　防　止　系			
	定　　義	機　　能	構築物，系統又は機器	特記すべき関連系（注１）
ＰＳ－３	1)異常状態の起因事象となるものであって，ＰＳ－１及びＰＳ－２以外の構築物，系統及び機器	3)放射性物質の貯蔵機能	固体廃棄物処理系	

（注１）関連系については，「1.3.2　分類の適用の原則」参照。

第1.3.2表　本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類

（令和６年１月17日発電用原子炉設置変更許可申請分）

分　類	異　常　発　生　防　止　系			
	定　義	機　能	構築物，系統又は機器	特記すべき関連系（注１）
ＰＳ－２	1)その損傷又は故障により発生する事象によって，炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが，敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物，系統及び機器	3)燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備 使用済燃料輸送容器（号炉間運搬時）	燃料取扱設備 キャスクピット

（注１）関連系については、「1.3.2　分類の適用の原則」参照。

第 1.4.1 表　クラス別施設（１／８）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備（注１）		補助設備（注２）		直接支持構造物（注３）		間接支持構造物（注４）		波及的影響を考慮すべき施設（注５）	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地震動（注６）	適用範囲	検討用地震動（注６）
Ｓクラス	（ｉ）原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系	・原子炉容器 ・原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁	Ｓ Ｓ	・隔離弁を閉とするに必要な電気及び計装設備	Ｓ	・原子炉容器・蒸気発生器・１次冷却材ポンプ・加圧器の支持構造物 ・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	Ｓ Ｓ	・内部コンクリート ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋	Ss Ss Ss	・格納容器ポーラクレーン ・１次冷却材ポンプモータ ・廃棄物処理建屋 ・タービン建屋	Ss Ss Ss Ss
	（ⅱ）使用済燃料を貯蔵するための施設	・使用済燃料ピット ・使用済燃料ラック	Ｓ Ｓ	－	－	－	－	・燃料取扱建屋	Ss	・使用済燃料ピットクレーン	Ss
	（ⅲ）原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設	・制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置（トリップ機能に関する部分） ・化学体積制御設備のうち、ほう酸注入系	Ｓ Ｓ	・炉心支持構造物及び制御棒クラスタ案内管 ・非常用電源及び計装設備	Ｓ Ｓ	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	Ｓ	・内部コンクリート ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・ディーゼル建屋	Ss Ss Ss Ss	・格納容器ポーラクレーン ・化学体積制御設備配管 ・耐火隔壁 ・燃料油貯蔵タンク南側斜面 ・廃棄物処理建屋 ・タービン建屋	Ss Ss Ss Ss Ss Ss
	（ⅳ）原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	・主蒸気・主給水設備（主給水逆止弁より蒸気発生器２次側を経て、主蒸気隔離弁まで） ・補助給水設備 ・復水タンク ・余熱除去設備	Ｓ Ｓ Ｓ Ｓ	・原子炉補機冷却水設備（当該主要設備に係わるもの） ・原子炉補機冷却海水設備 ・燃料取替用水タンク ・炉心支持構造物（炉心冷却に直接影響するもの） ・非常用電源及び計装設備	Ｓ Ｓ Ｓ Ｓ Ｓ	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	Ｓ	・内部コンクリート ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・主蒸気管室建屋 ・ディーゼル建屋 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・屋外タンク基礎	Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss	・格納容器ポーラクレーン ・燃料取替用水補助タンク ・循環水ポンプモータ ・原子炉補機冷却海水設備配管 ・消火設備配管 ・海水ポンプエリア防護ネット ・屋外タンクエリア防護壁防護ネット ・燃料油貯蔵タンク南側斜面 ・前面護岸 ・廃棄物処理建屋 ・タービン建屋 ・耐火隔壁	Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss

第 1.4.1 表　クラス別施設（２／８）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備（注１）		補助設備（注２）		直接支持構造物（注３）		間接支持構造物（注４）		波及的影響を考慮すべき施設（注５）	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地震動（注６）	適用範囲	検討用地震動（注６）
Ｓクラス	（ｖ）原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	・安全注入設備 ・余熱除去設備（低圧注入系） ・燃料取替用水タンク	Ｓ Ｓ Ｓ	・原子炉補機冷却水設備（当該主要設備に係わるもの） ・原子炉補機冷却海水設備 ・中央制御室の遮へいと空調設備 ・非常用電源及び計装設備	Ｓ Ｓ Ｓ Ｓ	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	Ｓ	・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・ディーゼル建屋 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・屋外タンク基礎	Ｓｓ Ｓｓ Ｓｓ Ｓｓ Ｓｓ	・燃料取替用水補助タンク ・循環水ポンプモータ ・空調用冷却水配管 ・原子炉補機冷却海水設備配管 ・消火設備配管 ・海水ポンプエリア防護ネット ・屋外タンクエリア防護壁防護ネット ・燃料油貯蔵タンク南側斜面 ・耐火隔壁 ・前面護岸 ・廃棄物処理建屋 ・タービン建屋	Ｓｓ Ｓｓ Ｓｓ Ｓｓ Ｓｓ Ｓｓ Ｓｓ Ｓｓ Ｓｓ Ｓｓ Ｓｓ Ｓｓ
	（ⅵ）原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設	・原子炉格納容器 ・原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁	Ｓ Ｓ	－	－	・機器・配管等の支持構造物	Ｓ	・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・主蒸気管室建屋	Ｓｓ Ｓｓ Ｓｓ	・廃棄物処理建屋 ・タービン建屋	Ｓｓ Ｓｓ
				・隔離弁を閉とするに必要な電気及び計装設備	Ｓ	・電気計装設備の支持構造物	Ｓ	・原子炉補助建屋 ・ディーゼル建屋 ・原子炉建屋 ・主蒸気管室建屋	Ｓｓ Ｓｓ Ｓｓ Ｓｓ	・廃棄物処理建屋 ・タービン建屋	Ｓｓ Ｓｓ

第 1.4.1 表　クラス別施設（３／８）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備（注１）		補助設備（注２）		直接支持構造物（注３）		間接支持構造物（注４）		波及的影響を考慮すべき施設（注５）	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地震動（注６）	適用範囲	検討用地震動（注６）
Ｓクラス	(vii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設であり、上記(vi)の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設	・原子炉格納容器スプレイ設備 ・燃料取替用水タンク ・アニュラスシール ・アニュラス空気浄化設備 ・格納容器排気筒 ・安全補機室排気設備	Ｓ Ｓ Ｓ Ｓ Ｓ Ｓ	・原子炉補機冷却水設備（当該主要設備に係わるもの） ・原子炉補機冷却海水設備 ・非常用電源及び計装設備	Ｓ Ｓ Ｓ	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	Ｓ	・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・原子炉格納容器 ・外部遮へい建屋 ・ディーゼル建屋 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・屋外タンク基礎	Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss	・燃料取替用水補助タンク ・循環水ポンプモータ ・海水ポンプエリア防護ネット ・屋外タンクエリア防護壁防護ネット ・原子炉補機冷却海水設備配管 ・消火設備配管 ・前面護岸 ・燃料油貯蔵タンク南側斜面 ・耐火隔壁 ・廃棄物処理建屋 ・タービン建屋	Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss
	(viii) 津波防護機能を有する設備及び浸水防止機能を有する設備	・海水ポンプエリア防護壁 ・貯留堰 ・海水ポンプエリア水密扉 ・中間建屋水密扉 ・制御建屋水密扉	Ｓ Ｓ Ｓ Ｓ Ｓ	－	－	－	－	・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・原子炉補助建屋	Ss Ss	・廃棄物処理建屋 ・タービン建屋 ・防護堤	Ss Ss Ss
	(ix)敷地における津波監視機能を有する施設	・津波監視カメラ ・取水ピット水位計	Ｓ Ｓ	・非常用電源及び計装設備	Ｓ	・機器、電気計装設備等の支持構造物	Ｓ	・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・原子炉補助建屋 ・ディーゼル建屋	Ss Ss Ss	・ロータリースクリーン ・燃料油貯蔵タンク南側斜面 ・廃棄物処理建屋 ・タービン建屋	Ss Ss Ss Ss

第 1.4.1 表　クラス別施設（４／８）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備（注１）		補助設備（注２）		直接支持構造物（注３）		間接支持構造物（注４）		波及的影響を考慮すべき施設（注５）	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地震動（注６）	適用範囲	検討用地震動（注６）
Ｓクラス	（ｘ）その他	・使用済燃料ピット水補給設備（非常用）	Ｓ	・非常用電源及び計装設備	Ｓ	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	Ｓ	・原子炉補助建屋 ・燃料取扱建屋 ・ディーゼル建屋	Ss Ss Ss	・使用済燃料ピット冷却設備配管 ・燃料取替用水設備配管 ・燃料油貯蔵タンク南側斜面 ・廃棄物処理建屋 ・タービン建屋	Ss Ss Ss Ss Ss
		・炉内構造物	Ｓ	－	－	－	－	－	－	－	－

第 1.4.1 表　クラス別施設（５／８）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備（注１）		補助設備（注２）		直接支持構造物（注３）		間接支持構造物（注４）		波及的影響を考慮すべき施設（注５）	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地震動（注６）	適用範囲	検討用地震動（注６）
Bクラス	（ｉ）原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、１次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	・化学体積制御設備のうち、抽出系と余剰抽出系	B	－	－	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉補助建屋 ・内部コンクリート ・原子炉建屋	SB SB SB	－	－
	（ⅱ）放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が周辺監視区域外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く）	・放射性廃棄物廃棄施設、ただし、Cクラスに属するものは除く	B	－	－	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・廃棄物処理建屋	SB SB SB	－	－
	（ⅲ）放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	・使用済燃料ピット水浄化冷却設備（浄化系） ・化学体積制御設備のうち、S及びCクラスに属する以外のもの ・放射線低減効果の大きい遮へい ・燃料取扱建屋クレーン ・使用済燃料ピットクレーン ・燃料取替クレーン ・燃料移送装置	B B B B B B B	－	－	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋 ・内部コンクリート ・原子炉補助建屋 ・燃料取扱建屋	SB SB SB SB	－	－

第 1.4.1 表　クラス別施設（６／８）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備（注１）		補助設備（注２）		直接支持構造物（注３）		間接支持構造物（注４）		波及的影響を考慮すべき施設（注５）	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地震動（注６）	適用範囲	検討用地震動（注６）
Bクラス	（ⅳ）使用済燃料を冷却するための施設	・使用済燃料ピット水浄化冷却設備（冷却系）	B	・原子炉補機冷却水設備（当該主要設備に係わるもの） ・原子炉補機冷却海水設備 ・電気計装設備	B B B	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	B	・原子炉補助建屋 ・燃料取扱建屋 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物	SB SB SB	－	－
	（ⅴ）放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Ｓクラスに属さない施設	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

第 1.4.1 表　クラス別施設（７／８）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備（注１）		補助設備（注２）		直接支持構造物（注３）		間接支持構造物（注４）		波及的影響を考慮すべき施設（注５）	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地震動（注６）	適用範囲	検討用地震動（注６）
Ｃクラス	（ｉ）原子炉の反応度を制御するための施設でＳ及びＢクラスに属さない施設	・制御棒クラスタ駆動装置（トリップ機能に関する部分を除く）	Ｃ	－	－	・電気計装設備の支持構造物	Ｃ	・内部コンクリート ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋	Ss Ss Ss	－	－
	（ⅱ）放射性物質を内蔵しているか、又はこれに関連した施設でＳ及びＢクラスに属さない施設	・試料採取設備 ・床ドレン系 ・洗浄排水処理系 ・固化処理装置より下流の固体廃棄物取扱い設備（貯蔵庫を含む） ・ベイラ ・化学体積制御設備のうち、ほう酸補給タンク廻り ・液体廃棄物処理設備のうち、ほう酸回収装置蒸留水側及び廃液蒸発装置蒸留水側 ・原子炉補給水設備 ・新燃料貯蔵設備 ・その他	Ｃ Ｃ Ｃ Ｃ Ｃ Ｃ Ｃ Ｃ Ｃ Ｃ	－	－	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	Ｃ	・内部コンクリート ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・燃料取扱建屋 ・固体廃棄物貯蔵庫 ・廃棄物処理建屋 ・廃棄物搬出建屋	Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss	－	－

第 1.4.1 表　クラス別施設（８／８）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備（注１）		補助設備（注２）		直接支持構造物（注３）		間接支持構造物（注４）		波及的影響を考慮すべき施設（注５）	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地震動（注６）	適用範囲	検討用地震動（注６）
Ｃクラス	（ⅲ）原子炉施設ではあるが、放射線安全に関係しない施設	・蒸気タービン設備 ・原子炉補機冷却水設備 ・補助ボイラ及び補助蒸気設備 ・消火設備 ・主発電機・変圧器 ・空調設備 ・蒸気発生器ブローダウン系 ・所内用圧縮空気設備 ・格納容器ポーラクレーン ・緊急時対策所（指揮所） ・緊急時対策所（緊急時対策棟内） ・その他	Ｃ Ｃ Ｃ Ｃ Ｃ Ｃ Ｃ Ｃ Ｃ Ｃ Ｃ Ｃ Ｃ	－	－	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	Ｃ	・タービン建屋 ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・内部コンクリート ・燃料取扱建屋 ・廃棄物処理建屋 ・廃棄物搬出建屋	Sc Sc Sc Sc Sc Sc Sc	－	－

（注１）主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。

（注２）補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。

（注３）直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物、若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。

（注４）間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物（建物・構築物）をいう。

（注５）波及的影響を考慮すべき施設とは、下位の耐震クラスに属するものの破損等によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある施設をいう。

（注６）Ss：基準地震動により定まる地震力

Sd：弾性設計用地震動により定まる地震力

S_B：Ｂクラス施設に適用される地震力

Sc：Ｃクラス施設に適用される静的地震力

第 1.4.2 表　重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（１／６）

設　備　分　類	定　　義	主　要　設　備 （〔　〕内は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備の属する耐震重要度分類）
Ⅰ.常設重大事故防止設備 （Ⅱ.を除く。）	重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は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において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの	(ⅰ)計測制御系統施設 ・格納容器圧力〔C〕 ・原子炉補機冷却水サージタンク水位〔C〕 ・衛星携帯電話設備〔C〕 (ⅱ)非常用取水設備 ・取水口（貯留堰を除く。）〔C〕 ・取水路〔C〕 ・取水ピット〔C〕

第 1.4.2 表　重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（２／６）

設　備　分　類	定　　義	主　要　設　備 （〔　〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）
Ⅱ.常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	(ⅰ)核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料ピット〔S〕 (ⅱ)原子炉冷却系統施設 ・原子炉容器〔S〕 ・蒸気発生器〔S〕 ・加圧器〔S〕 ・燃料取替用水タンク〔S〕 ・ほう酸注入タンク〔S〕 ・蓄圧タンク〔S〕 ・原子炉補機冷却水サージタンク〔S〕 ・復水タンク〔S〕 ・海水ストレーナ〔S〕 ・再生熱交換器〔S〕 ・余熱除去冷却器〔S〕 ・格納容器スプレイ冷却器〔S〕 ・原子炉補機冷却水冷却器〔S〕 ・格納容器再循環サンプスクリーン〔S〕 ・1 次冷却材ポンプ〔S〕 ・余熱除去ポンプ〔S〕 ・常設電動注入ポンプ ・格納容器スプレイポンプ〔S〕 ・充てん／高圧注入ポンプ〔S〕 ・海水ポンプ〔S〕 ・原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕 ・タービン動補助給水ポンプ〔S〕 ・電動補助給水ポンプ〔S〕 ・加圧器逃がし弁〔S〕 ・主蒸気逃がし弁〔S〕 ・余熱除去ポンプ入口弁〔S〕 ・蓄圧タンク出口弁〔S〕 ・タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁〔S〕 ・格納容器再循環サンプ〔S〕 (ⅲ)計測制御系統施設 ・原子炉容器〔S〕 ・蒸気発生器〔S〕 ・加圧器〔S〕 ・燃料取替用水タンク〔S〕 ・ほう酸注入タンク〔S〕 ・復水タンク〔S〕 ・再生熱交換器〔S〕 ・1 次冷却材ポンプ〔S〕 ・充てん／高圧注入ポンプ〔S〕 ・タービン動補助給水ポンプ〔S〕 ・電動補助給水ポンプ〔S〕 ・加圧器逃がし弁〔S〕 ・加圧器安全弁〔S〕 ・主蒸気逃がし弁〔S〕 ・主蒸気隔離弁〔S〕 ・主蒸気安全弁〔S〕 ・急速ほう酸補給弁〔S〕 ・ほう酸タンク〔S〕 ・ほう酸ポンプ〔S〕 ・ほう酸フィルタ〔S〕 ・多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備） ・制御棒クラスタ〔S〕 ・原子炉トリップ遮断器〔S〕 ・中性子源領域中性子束〔S〕 ・中間領域中性子束〔S〕 ・出力領域中性子束〔S〕 ・1 次冷却材圧力〔S〕 ・蒸気ライン圧力〔S〕

第 1.4.2 表　重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（３／６）

設　備　分　類	定　　義	主　要　設　備 （〔　〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）
Ⅱ.常設耐震重要重大事故防止設備		(iii)計測制御系統施設 ・AM 用格納容器圧力 ・1 次冷却材高温側温度（広域）〔S〕 ・1 次冷却材低温側温度（広域）〔S〕 ・格納容器内温度〔C〕 ・原子炉容器水位〔C〕 ・加圧器水位〔S〕 ・燃料取替用水タンク水位〔S〕 ・ほう酸タンク水位〔S〕 ・蒸気発生器広域水位〔S〕 ・蒸気発生器狭域水位〔S〕 ・格納容器再循環サンプ広域水位〔S〕 ・格納容器再循環サンプ狭域水位〔S〕 ・復水タンク水位〔S〕 ・A 格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 ・SA 用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量 ・余熱除去ループ流量〔S〕 ・ほう酸注入ライン流量〔S〕 ・補助注入ライン流量〔S〕 ・補助給水流量〔S〕 ・原子炉トリップスイッチ〔S〕 (iv)放射線管理施設 ・中央制御室空調ユニット〔S〕 ・中央制御室非常用循環フィルタユニット〔S〕 ・中央制御室循環ファン〔S〕 ・中央制御室空調ファン〔S〕 ・中央制御室非常用循環ファン〔S〕 ・格納容器内高レンジエリアモニタA （低レンジ）〔S〕 ・格納容器内高レンジエリアモニタB （高レンジ）〔S〕 ・中央制御室遮へい〔S〕 (v)原子炉格納施設 ・原子炉格納容器〔S〕 ・復水タンク〔S〕 ・燃料取替用水タンク〔S〕 ・格納容器スプレイ冷却器〔S〕 ・格納容器再循環ユニット〔C〕 ・格納容器スプレイポンプ〔S〕 ・常設電動注入ポンプ (vi)非常用電源設備 ・燃料油貯蔵タンク〔S〕 ・燃料油貯油そう〔S〕 ・燃料油貯油そう（他号炉）〔S〕 ・大容量空冷式発電機用燃料タンク ・大容量空冷式発電機用給油ポンプ ・ディーゼル発電機〔S〕 ・ディーゼル発電機（他号炉）〔S〕 ・大容量空冷式発電機 ・重大事故等対処用変圧器盤 ・重大事故等対処用変圧器受電盤 ・蓄電池（安全防護系用）〔S〕 ・蓄電池（重大事故等対処用） ・蓄電池（３系統目） ・号炉間電力融通ケーブル (vii)補機駆動用燃料設備 ・燃料油貯蔵タンク〔S〕 (viii)非常用取水設備 ・貯留堰〔S〕

第 1.4.2 表　重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（４／６）

設　備　分　類	定　　義	主　要　設　備 （〔　〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）
Ⅲ.常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	(ⅰ)核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料ピット〔S〕 ・使用済燃料ピット水位（SA） ・使用済燃料ピット温度（SA） ・使用済燃料ピット状態監視カメラ (ⅱ)原子炉冷却系統施設 ・原子炉容器〔S〕 ・蒸気発生器〔S〕 ・加圧器〔S〕 ・燃料取替用水タンク〔S〕 ・ほう酸注入タンク〔S〕 ・原子炉補機冷却水サージタンク〔S〕 ・復水タンク〔S〕 ・海水ストレーナ〔S〕 ・再生熱交換器〔S〕 ・余熱除去冷却器〔S〕 ・格納容器スプレイ冷却器〔S〕 ・原子炉補機冷却水冷却器〔S〕 ・1 次冷却材ポンプ〔S〕 ・余熱除去ポンプ〔S〕 ・格納容器スプレイポンプ〔S〕 ・常設電動注入ポンプ ・充てん／高圧注入ポンプ〔S〕 ・原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕 ・海水ポンプ〔S〕 ・加圧器逃がし弁〔S〕 (ⅲ)計測制御系統施設 ・原子炉容器〔S〕 ・蒸気発生器〔S〕 ・加圧器〔S〕 ・1 次冷却材ポンプ〔S〕 ・1 次冷却材圧力〔S〕 ・格納容器圧力〔S〕 ・AM 用格納容器圧力 ・格納容器内温度〔C〕 ・格納容器再循環サンプ広域水位〔S〕 ・格納容器再循環サンプ狭域水位〔S〕 ・燃料取替用水タンク水位〔S〕 ・復水タンク水位〔S〕 ・原子炉下部キャビティ水位 ・原子炉格納容器水位 ・原子炉補機冷却水サージタンク水位〔S〕 ・A 格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 ・SA 用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量 ・ほう酸注入ライン流量〔S〕 ・余熱除去ループ流量〔S〕 ・衛星携帯電話設備〔C〕 ・緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）〔C〕 ・SPDSデータ表示装置〔C〕 ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備〔C〕 (ⅳ)放射線管理施設 ・中央制御室空調ユニット〔S〕 ・中央制御室非常用循環フィルタユニット〔S〕 ・緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット

第 1.4.2 表　重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（５／６）

設　備　分　類	定　　義	主　要　設　備 （〔　〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）
Ⅲ.常設重大事故緩和設備		(ⅳ)放射線管理施設 ・中央制御室循環ファン〔S〕 ・中央制御室空調ファン〔S〕 ・中央制御室非常用循環ファン〔S〕 ・緊急時対策所非常用空気浄化ファン ・格納容器内高レンジエリアモニタA（低レンジ）〔S〕 ・格納容器内高レンジエリアモニタB（高レンジ）〔S〕 ・中央制御室遮へい〔S〕 ・緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（指揮所）） ・緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（緊急時対策棟内）） (ⅴ)原子炉格納施設 ・原子炉格納容器〔S〕 ・復水タンク〔S〕 ・燃料取替用水タンク〔S〕 ・格納容器スプレイ冷却器〔S〕 ・格納容器再循環ユニット〔C〕 ・アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット〔S〕 ・アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット〔S〕 ・格納容器排気筒〔S〕 ・格納容器スプレイポンプ〔S〕 ・常設電動注入ポンプ ・格納容器再循環サンプスクリーン〔S〕 ・アニュラス空気浄化ファン〔S〕 ・電気式水素燃焼装置 ・電気式水素燃焼装置動作監視装置 ・静的触媒式水素再結合装置 ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 ・格納容器再循環サンプ〔S〕 (ⅵ)非常用電源設備 ・燃料油貯蔵タンク〔S〕 ・燃料油貯油そう〔S〕 ・燃料油貯油そう（他号炉）〔S〕 ・大容量空冷式発電機用燃料タンク ・緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク ・大容量空冷式発電機用給油ポンプ ・緊急時対策所用発電機車用給油ポンプ ・ディーゼル発電機〔S〕 ・ディーゼル発電機（他号炉）〔S〕 ・大容量空冷式発電機 ・重大事故等対処用変圧器盤 ・重大事故等対処用変圧器受電盤 ・蓄電池（安全防護系用）〔S〕 ・蓄電池（重大事故等対処用） ・蓄電池（３系統目） ・号炉間電力融通ケーブル (ⅶ)補機駆動用燃料設備 ・燃料油貯蔵タンク〔S〕 (ⅷ)非常用取水設備 ・取水口（貯留堰を除く。）〔C〕 ・取水路〔C〕 ・取水ピット〔C〕 ・貯留堰〔S〕

第 1.4.2 表　重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（６／６）

設　備　分　類	定　　義	主　要　設　備 （〔　〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）
Ⅲ.常設重大事故緩和設備		(ix)緊急時対策所 ・緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク ・緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット ・緊急時対策所用発電機車用給油ポンプ ・緊急時対策所非常用空気浄化ファン ・衛星携帯電話設備〔C〕 ・緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）〔C〕 ・SPDSデータ表示装置〔C〕 ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備〔C〕 ・緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（指揮所）） ・緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（緊急時対策棟内））

第 1.5.1 表　入力津波高さ一覧表

	水位上昇側		水位下降側	
	取水ピット	放水ピット（２号炉[注2]）	取水ピット	取水口
循環水ポンプ停止中	T.P.+5.02m (T.P.+6.0m)[注1]	T.P.+6.26m (T.P.+7.0m)[注1]	T.P.-3.40m	T.P.-5.43m

注１　（ ）内は「バラツキを考慮した入力津波」であり、バラツキとして、①潮位のバラツキ（0.27m）、②入力津波の数値計算上のバラツキを考慮し安全側に評価した値。

注２　２号炉放水ピットの方が１号炉放水ピットと比べ、最大水位が大きいことから、保守的に２号炉放水ピット波形を代表として設定。

第 1.5.2 表　津波防護対策の設備分類と設置目的

津波防護対策		設備分類	設置目的
海水ポンプエリア防護壁		津波防護施設	・基準津波による遡上波が海水ポンプエリアに到達することを防止する。 ・取水路からの津波流入による海水ポンプエリアへの流入を防止する。
貯留堰			・引き波時において、海水ポンプによる補機冷却に必要な海水を確保し、海水ポンプの機能を保持する。
海水ポンプエリア	水密扉	浸水防止設備	・基準津波による遡上波が海水ポンプエリアに到達することを防止する。 ・取水路からの津波流入による海水ポンプエリアへの流入を防止する。
	貫通部止水処置		
	床ドレンライン逆止弁		・取水路からの津波流入による海水ポンプエリアへの床からの流入を防止する。
タービン建屋境界	水密扉		・地震によるタービン建屋内の循環水管損傷や2次系設備の損傷に伴う溢水及び損傷箇所を介しての津波の流入による溢水に対して、浸水防護重点化範囲への流入を防止する。
	貫通部止水処置		
	床ドレンライン逆止弁		
防護堤		津波影響軽減施設	・津波や漂流物の衝突に対する安全裕度を更に向上させる。
防波堤			・発電所周辺を波源とした津波の波力を軽減する。
津波監視カメラ		津波監視設備	・地震発生後、津波が発生した場合に、その影響を俯瞰的に把握する。
取水ピット水位計			

第 1.5.3 表　流入経路特定結果

系　　統		流　入　経　路
取　水　路	海水系	取水ピット、海水管ダクト
	循環水系	取水ピット、循環水管
放　水　路	海水系	放水ピット、1 次系海水戻り放水ピット、海水戻り管
	循環水系	放水ピット、循環水戻り管
屋外排水路		北側雨水排水路、 南側雨水排水路
その他		ケーブルダクト、配管ダクト

第 1.5.4 表　各経路からの流入評価結果

系統	流入経路	① 入力津波水位	②津波許容高さ	裕度（②－①）
取水路	取水ピット	T.P.+6.0m	T.P.+15.0m	9.0m
	海水管ダクト	T.P.+6.0m	T.P.+8.3m	2.3m
放水路	放水ピット側壁	T.P.+7.0m	T.P.+13.0m	6.0m
	1次系海水戻り放水ピット側壁	T.P.+7.0m	T.P.+13.3m	6.3m
屋外排水路	北側雨水排水路	T.P.+6.0m	T.P.+13.0m	7.0m
	南側雨水排水路	T.P.+6.0m	T.P.+13.0m	7.0m
その他	1号放水ピット側配管ダクト	T.P.+7.0m	T.P.+13.3m	6.3m
	2号1次系海水戻り放水ピット側配管ダクト	T.P.+7.0m	T.P.+13.3m	6.3m
	1号取水ピット側ダクト	T.P.+6.0m	T.P.+12.2m	6.2m
	2号取水ピット側ダクト	T.P.+6.0m	T.P.+12.1m	6.1m

第 1.5.5 表　津波防護対象範囲の分類

津波防護対象範囲	説明	対象
(1) 設計基準対象施設の津波防護対象範囲（重大事故等対処施設含む）	重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画と設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が同一範囲	原子炉建屋、原子炉補助建屋、燃料取扱建屋、タンクエリア、燃料油貯蔵タンク、海水ポンプエリア、海水管ダクト、非常用取水設備
(2) 可搬型重大事故等対処設備の津波防護対象範囲	(1)を除く可搬型重大事故等対処設備を内包する建屋及び区画	緊急用保管エリア、タンクローリ
(3) 重大事故等対処施設のみの津波防護対象範囲	(1)(2)を除く重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画	緊急時対策棟（指揮所）、緊急時対策棟、大容量空冷式発電機、モニタリングステーション、モニタリングポスト
(4) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備	津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、入力津波に対して機能を保持できることが必要	海水ポンプエリア防護壁、貯留堰、海水ポンプエリア水密扉、中間建屋水密扉、制御建屋水密扉、床ドレンライン逆止弁、貫通部止水処置、津波監視カメラ、取水ピット水位計

第1.5.6表　特定重大事故等対処施設の津波防護対象範囲※の分類

津波防護対象範囲	説　　明	対　　象
(3)津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備	津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、入力津波に対して機能を保持できることが必要	海水ポンプエリア防護壁、貯留堰、水密扉、床ドレンライン逆止弁、貫通部止水処置、津波監視カメラ、取水ピット水位計

※　「特定重大事故等対処施設の津波防護対象設備」とは、特定重大事故等対処施設、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を津波から防護する設備を示す。
なお、津波監視設備は、基準津波に対する防護措置として、地震発生後、津波が発生した場合にその影響を俯瞰的に把握することを目的に設置することから、津波防護対象設備としている。

：防護上の観点から公開できません

第 1.7.1 表　溢水評価上想定する起因事象
（運転時の異常な過渡変化）

起因事象	考慮要否	スクリーンアウトする理由
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	○	
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	○	
制御棒の落下及び不整合	○	
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	○	
原子炉冷却材流量の部分喪失	○	
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	－	停止ループの低温の冷却材が炉心に注入され、炉心に正の反応度が添加された後の反応度フィードバック効果により原子炉出力は低下し整定する。 このように、本事象では対処設備は不要であるため、溢水評価上考慮不要。
外部電源喪失	－	外部電源喪失により常用電源が喪失することから、「主給水流量喪失」及び「原子炉冷却材流量の喪失」に包絡される。
主給水流量喪失	○	
蒸気負荷の異常な増加	－	蒸気負荷が増加し、炉心に正の反応度が添加された後の反応度フィードバック効果により原子炉出力は抑制され整定する。 このように、本事象では対処設備は不要であるため、溢水評価上考慮不要。
２次冷却系の異常な減圧	○	
蒸気発生器への過剰給水	○	
負荷の喪失	○	
原子炉冷却材系の異常な減圧	○	
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	○	

第 1.7.2 表　溢水評価上想定する起因事象
（設計基準事故）

起因事象	考慮要否	スクリーンアウトする理由
原子炉冷却材喪失（LOCA）	○	※
原子炉冷却材流量の喪失	○	
原子炉冷却材ポンプの軸固着	－	溢水の発生によって原子炉冷却材ポンプの回転軸は固着しない。
主給水管破断	○	※
主蒸気管破断	○	※
制御棒飛び出し	○	※
蒸気発生器伝熱管破損	－	溢水の発生によって蒸気発生器の伝熱管は損傷しない。

※　溢水の原因となり得る事象であるため、対策として考慮する。

第 1.7.3 表　溢水評価上想定する事象とその対処系統

<table>
<tr><th>溢水評価上想定する事象</th><th>左記事象に対する
対処機能</th><th>対処系統</th></tr>
<tr><td>①「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」「制御棒の落下及び不整合」</td><td rowspan="8">・原子炉トリップ
・補助給水</td><td rowspan="8">・安全保護系
・原子炉停止系
（制御棒、ほう酸注入系統）
・補助給水系統

*1 主給水バイパス制御弁開
*2 復水ポンプ停止、主給水制御弁・隔離弁閉
*3 タービントリップ</td></tr>
<tr><td>②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈
（ほう素濃度制御系異常）</td></tr>
<tr><td>③「原子炉冷却材流量の部分喪失」及び「原子炉冷却材流量の喪失」
（原子炉冷却材ポンプの停止）</td></tr>
<tr><td>④蒸気発生器への過剰給水
（主給水制御弁開他*1）</td></tr>
<tr><td>⑤主給水流量喪失
（主給水ポンプ停止他*2）</td></tr>
<tr><td>⑥負荷の喪失
（主蒸気隔離弁閉他*3）</td></tr>
<tr><td>⑦出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動</td></tr>
<tr><td>⑧主給水管破断</td></tr>
<tr><td>⑨２次冷却系の異常な減圧
（タービンバイパス弁開他*4）</td><td rowspan="3">上記機能に加え、
・高圧注入</td><td rowspan="3">上記機能に加え、
・高圧注入系統
*4 主蒸気逃がし弁開
*5 加圧器スプレイ弁開、加圧器補助スプレイ弁開</td></tr>
<tr><td>⑩原子炉冷却材系の異常な減圧
（加圧器逃がし弁開他*5）</td></tr>
<tr><td>⑪主蒸気管破断</td></tr>
<tr><td>⑫「原子炉冷却材喪失(LOCA)」及び「制御棒飛び出し」</td><td>上記機能に加え、
・低圧注入
・格納容器スプレイ
・格納容器隔離</td><td>上記機能に加え、
・余熱除去系統
・格納容器スプレイ系統
・格納容器隔離弁</td></tr>
</table>

第 1.7.4 表　溢水から防護すべき系統設備

補助給水系統
化学体積制御系統
高圧注入系統
主蒸気系統
余熱除去系統
原子炉補機冷却水系統
原子炉補機冷却海水系統
制御用空気系統
換気空調系統
非常用電源系統（ディーゼル発電機含む。）
格納容器スプレイ系統
空調用冷水系統
電気盤(原子炉停止系、原子炉保護系含む。)

第 1.7.5 表 防護対象設備の機能喪失高さの考え方（例示）

機　　器	機　能　喪　失　高　さ
弁	①電動弁：取付け配管センタ位置又は電動弁駆動装置下端部を基に設定 ②空気作動弁：各付属品（アクチュエータ、電磁弁、減圧弁、リミットスイッチ）のうち、最低高さの付属品の下端部
ダ ン パ	各附属品（アクチュエータ、電磁弁、減圧弁、リミットスイッチ）のうち最低高さの付属品の下端部
ポ ン プ	①ポンプあるいはモータでいずれか低い箇所 ②ポンプは軸貫通部若しくは油タンクのエアブリーザ部の低い方 ③モータは下端部
フ ァ ン	電動機は下端部位又は端子箱下端の低い部位
盤 （操作盤含む。）	盤内の計器類の最下部（中央制御室及び現場の盤の下部に溢水影響を受けるカップリング部等はない。）
計　　器	計器本体又は伝送器の下端部

第 1.7.6 表　蒸気影響評価における配管の想定破損評価条件

系統		破損想定	隔離
補助蒸気系統	一般部（1B を超える。）	貫通クラック	自動/手動
	ターミナルエンド部 一般部(1B 以下)	完全全周破断	
化学体積制御系統（抽出）			手動
蒸気発生器ブローダウンサンプリング系統			

第 1.8.1 表　川内原子力発電所における設計飛来物

飛来物の種類	砂利	鋼製パイプ	鋼製材
寸法（m）	長さ×幅×奥行き 0.05×0.05×0.05	長さ×直径 2.0×0.05	長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2
質量（kg）	0.30	8.4	135
最大水平速度 （m／s）	60	49	57
最大鉛直速度 （m／s）	40	33	38

第 1.8.2 表　設計竜巻から防護する施設及び竜巻対策等

設計竜巻から防護する施設	竜巻の最大風速条件	飛来物対策	防護施設	想定する設計飛来物	手順等
海水ポンプ(配管、弁含む。) 海水ストレーナ 復水タンク（配管、弁含む。） 燃料取替用水タンク（配管、弁含む。）	100m／s	・固縛等の対策要 ・車両の退避等	竜巻防護ネット 防護壁 水密扉 防護扉	砂利	水密扉及び防護扉の閉止
使用済燃料ピット 使用済燃料ラック			施設を内包する施設	鋼製材 鋼製パイプ	－
ディーゼル発電機			施設を内包する施設 増厚した水密扉	－	水密扉の閉止
主蒸気管他			施設を内包する施設 竜巻防護ネット	砂利	－
格納容器排気筒 換気空調設備（アニュラス空気浄化系、中央制御室空調系、安全補機室給・排気系、ディーゼル発電機室給・排気系、制御用空気圧縮機室給・排気系、補助給水ポンプ室給・排気系、安全補機開閉器室空調系及び格納容器排気系のダクト・ダンパ）			施設を内包する施設	－	－
クラス１及び２のうち上記以外の建屋内の施設			施設を内包する施設	－	－
クラス３に属する施設			－	鋼製材 鋼製パイプ 砂利	代替設備・予備品の確保及び補修・取替等

第 1.8.3 表　竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設及び竜巻対策等

竜巻防護施設に 波及的影響を及ぼし得る施設	竜巻の最大 風速条件	飛来物対策	防護施設	想定する 設計飛来物	手順等
タービン建屋 廃棄物処理建屋	100m／s	・固縛等の対策要 ・車両の退避等	－	鋼製材 鋼製パイプ 砂利	－
ディーゼル発電機消音器 主蒸気逃がし弁消音器 主蒸気安全弁排気管 タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管 ディーゼル発電機燃料油貯油そうベント管 燃料油貯蔵タンクベント管			－	鋼製材 鋼製パイプ 砂利	－
ジブクレーン			－	鋼製材 鋼製パイプ 砂利	竜巻襲来が予測される場合の運転停止及びレスト位置への移動
換気空調設備（蓄電池室給・排気系）			施設を内包する施設	－	－
タンクローリ			車庫 入口扉	－	入口扉の閉止

第 1.8.4 表　竜巻防護施設を内包する施設及び竜巻対策等

竜巻防護施設を内包する施設	竜巻の最大風速条件	飛来物対策	防護施設	想定する設計飛来物	手順等
原子炉建屋 原子炉補助建屋 ディーゼル建屋 主蒸気管室建屋 燃料取扱建屋 ディーゼル発電機燃料油貯油そう基礎 燃料油貯蔵タンク基礎 海水ポンプエリア防護壁 海水ポンプエリア水密扉	100m／s	・固縛等の対策 ・車両の退避等	－	鋼製材 鋼製パイプ 砂利	－

第 1.9.1 表　降下火砕物に対する設計対象施設

	降下火砕物に対する設計対象施設
クラス１及びクラス２に属する施設のうち、屋外に設置されている施設	・復水タンク ・燃料取替用水タンク ・海水ポンプ
クラス１及びクラス２に属する施設のうち、屋外に開口しており降下火砕物を含む海水の流路となる施設	・海水ポンプ ・海水ストレーナ
クラス１及びクラス２に属する施設のうち、屋外に開口しており降下火砕物を含む空気の流路となる施設	・ディーゼル発電機機関、ディーゼル発電機吸気消音器 ・主蒸気逃がし弁消音器 ・主蒸気安全弁排気管 ・タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管 ・格納容器排気筒 ・換気空調設備（外気取入口） （中央制御室換気空調系、ディーゼル発電機室換気系、安全補機開閉器室空調系、補助給水ポンプ室換気系、制御用空気圧縮機室換気系、主蒸気配管室換気系、安全補機室給気系）
クラス１及びクラス２に属する施設のうち、屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設	・原子炉安全保護盤等 ・制御用空気圧縮機
クラス１及びクラス２に属する施設を内包し、降下火砕物から防護する建屋	・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・燃料取扱建屋 ・ディーゼル建屋 ・主蒸気管室建屋
クラス３に属する施設のうち、降下火砕物の影響を受ける可能性がある施設で、クラス１及びクラス２に属する施設に影響を及ぼし得る施設	・取水設備 ・補助建屋排気筒 ・換気空調設備（外気取入口） （補助建屋給気系、蓄電池室給気系、格納容器給気系、放射線管理室給気系）

第 1.10.1 表　外部火災にて想定する火災

火災種別	考慮すべき火災
森林火災	発電所敷地外10km以内に発火点を設定した発電所に迫る火災
近隣の産業施設の火災・爆発	発電所敷地外10km以内に存在する石油コンビナート施設の火災・爆発
	発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災
航空機墜落による火災	発電所敷地内への航空機墜落時の火災

第 1.10.2 表　外部火災防護施設

１．火災に対する直接的な影響を受ける施設

防護対象	外部火災防護施設
安全機能の重要度分類 「クラス１」「クラス２」に属する施設を内包する建屋	原子炉格納容器 原子炉補助建屋 燃料取扱建屋 中間建屋 制御建屋 ディーゼル発電機建屋 ※消火活動による防護手段を期待しない条件のもと、火元からの離隔距離及び障壁で防護
安全機能の重要度分類 「クラス１」「クラス２」に属する屋外施設	海水ポンプ 燃料取替用水タンク 復水タンク ※消火活動による防護手段を期待しない条件のもと、火元からの離隔距離で防護
安全機能の重要度分類 「クラス３」に属する施設	タービン建屋 特高開閉所 固体廃棄物貯蔵庫 モニタリングポスト他 ※屋内に設置されている施設については、建屋により防護することとし、屋外施設については、防火帯の内側に設置すること及び消火活動により防護

２．火災に対する二次的影響（ばい煙等）を受ける施設

防護対象	外部火災防護施設
安全機能の重要度分類 「クラス１」「クラス２」に属する施設	海水ポンプ 主蒸気逃がし弁、排気筒等 換気空調系統 ディーゼル発電機 原子炉安全保護盤等 制御用空気圧縮機

第 1.10.3 表　発電所敷地内に設置している屋外の
危険物タンク設置状況

タンク名	燃料	容量 (数量)	影響先	離隔 距離
補助ボイラ 燃料タンク	重油	500kℓ (１基)	１号炉ディーゼル発電機建屋	99m
			燃料取替用水タンク	78m
			復水タンク	65m
大容量空冷式 発電機用燃料タンク	重油	30kℓ (２基)	２号炉燃料取扱建屋	18m
油計量タンク	ﾀｰﾋﾞﾝ油	130kℓ (１基)	海水ポンプ	136m

第 1.10.4 表　落下事故のカテゴリと対象航空機

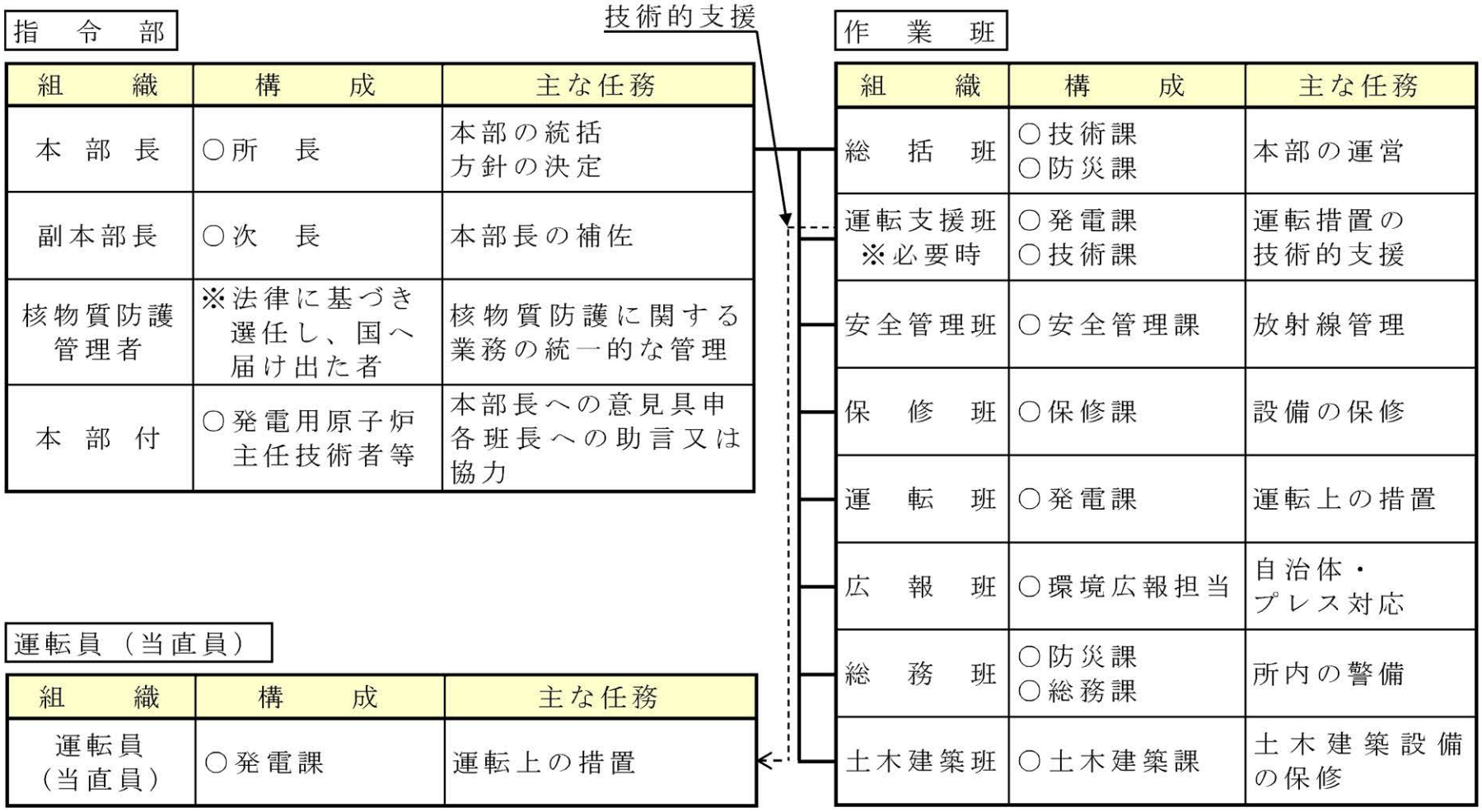
落下事故のカテゴリ			対象航空機	離隔[注2]距離	輻射強度
計器飛行方式民間航空機			B747-400	2,140m	4.7W/m^2
有視界飛行方式民間航空機[注1]			AS332L1	57m	－
自衛隊機又は米軍機	訓練空域内で訓練中及び訓練空域外を飛行中	空中給油機等、高高度での巡航が想定される大型固定翼機	KC-767	196m	382.8W/m^2
		その他の大型固定翼機、小型固定翼機及び回転翼機	F-15	35m	1,334W/m^2
	基地－訓練空域間往復時		P-3C	54m	1,102W/m^2

注１：自衛隊機又は米軍機のうち、「その他の大型固定翼機、小型固定翼機及び回転翼機」に包絡される。なお、有視界飛行方式民間航空機のうち、大型固定翼機は落下実績がないものの、燃料積載量が最大の航空機（B747-400）を用いて評価を行った結果、輻射強度が 145W/m^2 となり、自衛隊機又は米軍機の「その他の大型固定翼機、小型固定翼機及び回転翼機」に包絡される。

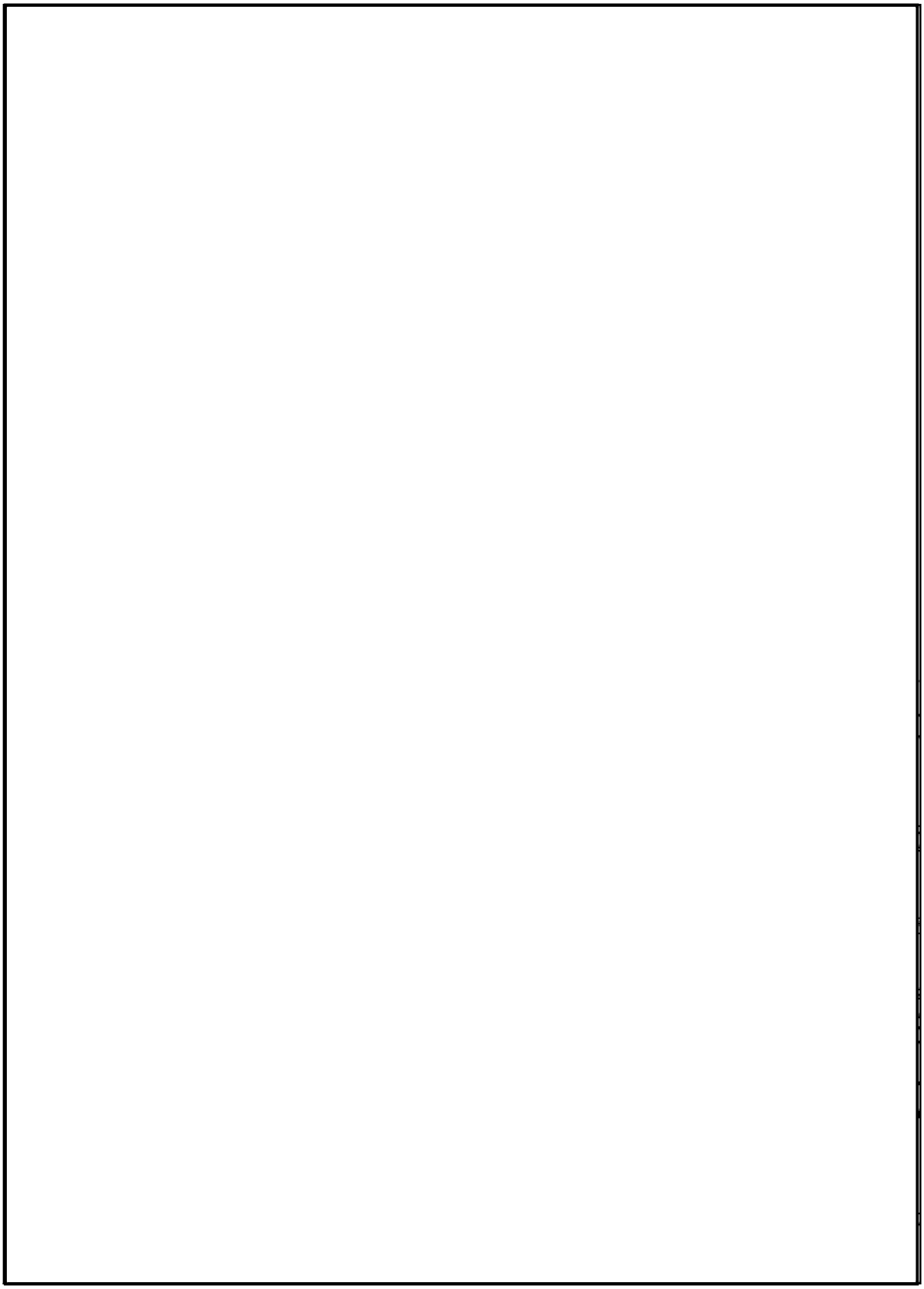
注２：離隔距離の設定に当たり、落下実績がない場合は、保守的に 0.5 件を用いた。

第 1.10.5 表　ばい煙等による影響評価

	分　　類	影響評価設備
機器への影響	外気を取り込む空調系統	換気空調系統
	外気を設備内に取り込む機器	ディーゼル発電機
		海水ポンプ
		主蒸気逃がし弁、排気筒等
	室内の空気を取り込む機器	原子炉安全保護盤等
		制御用空気圧縮機

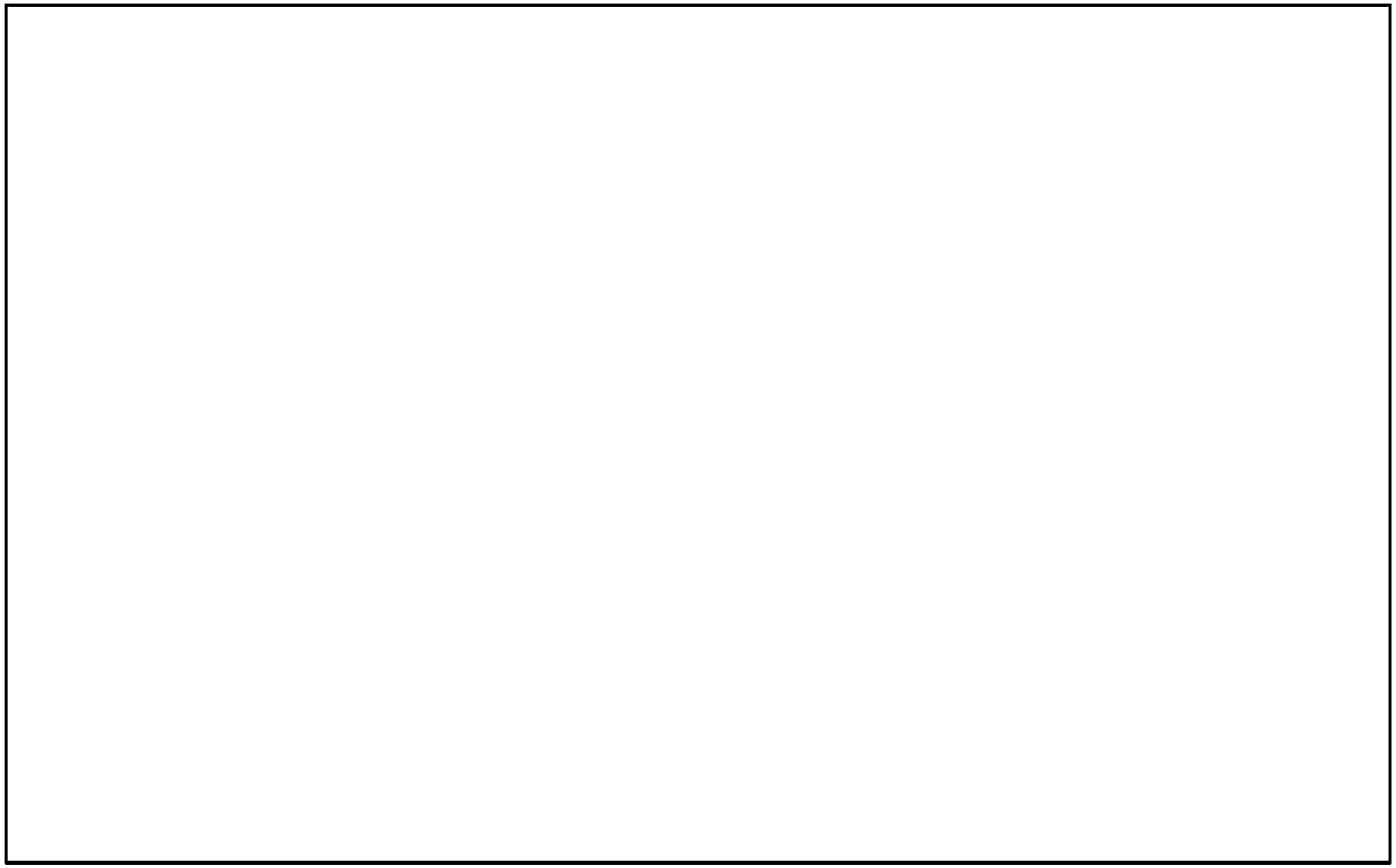


第1.1.1図　核物質防護に関する緊急時の体制図



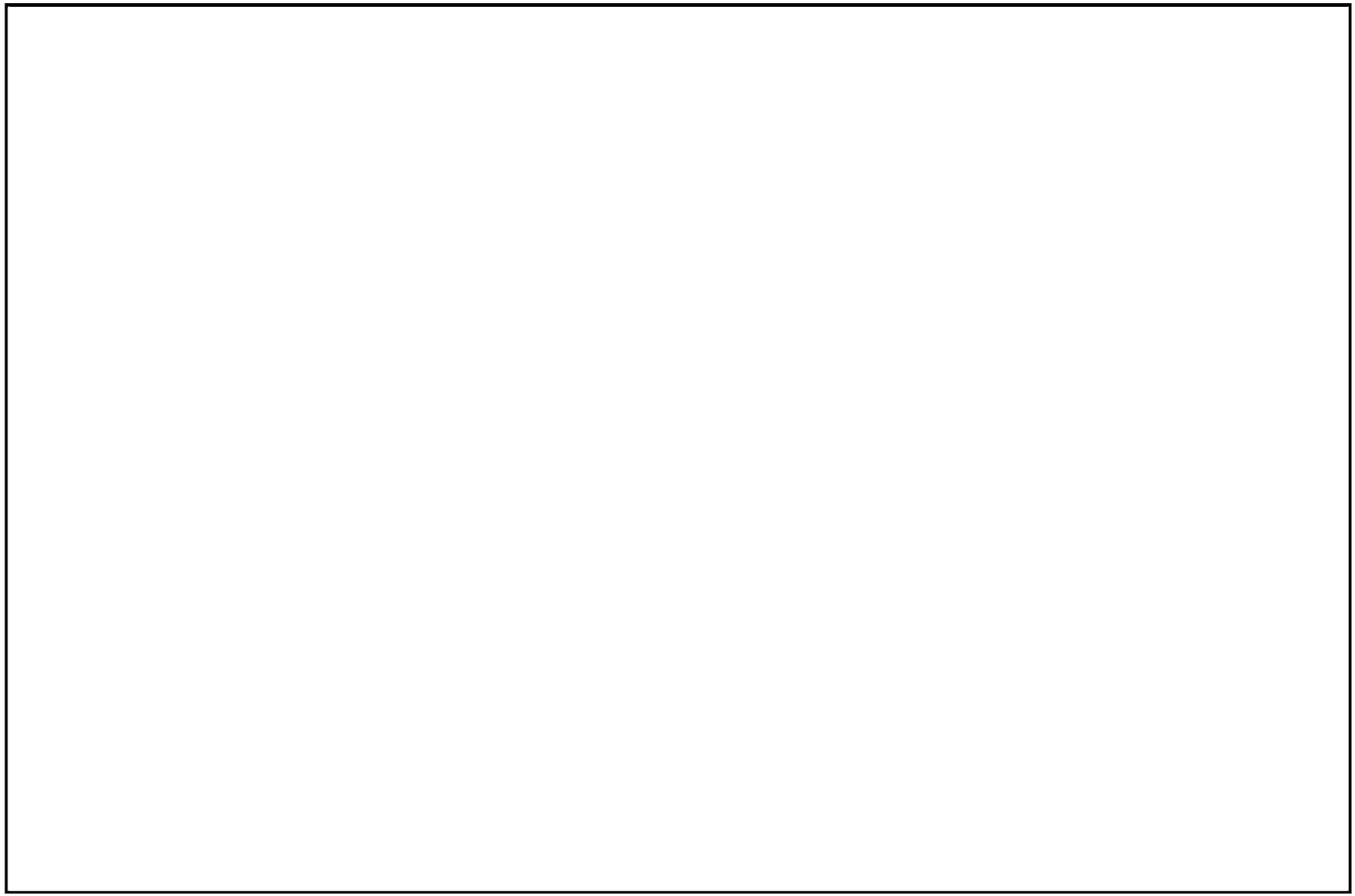
第 1.1.2 図　重大事故等対処設備配置及び保管場所図（発電所全体）

：防護上の観点から公開できません



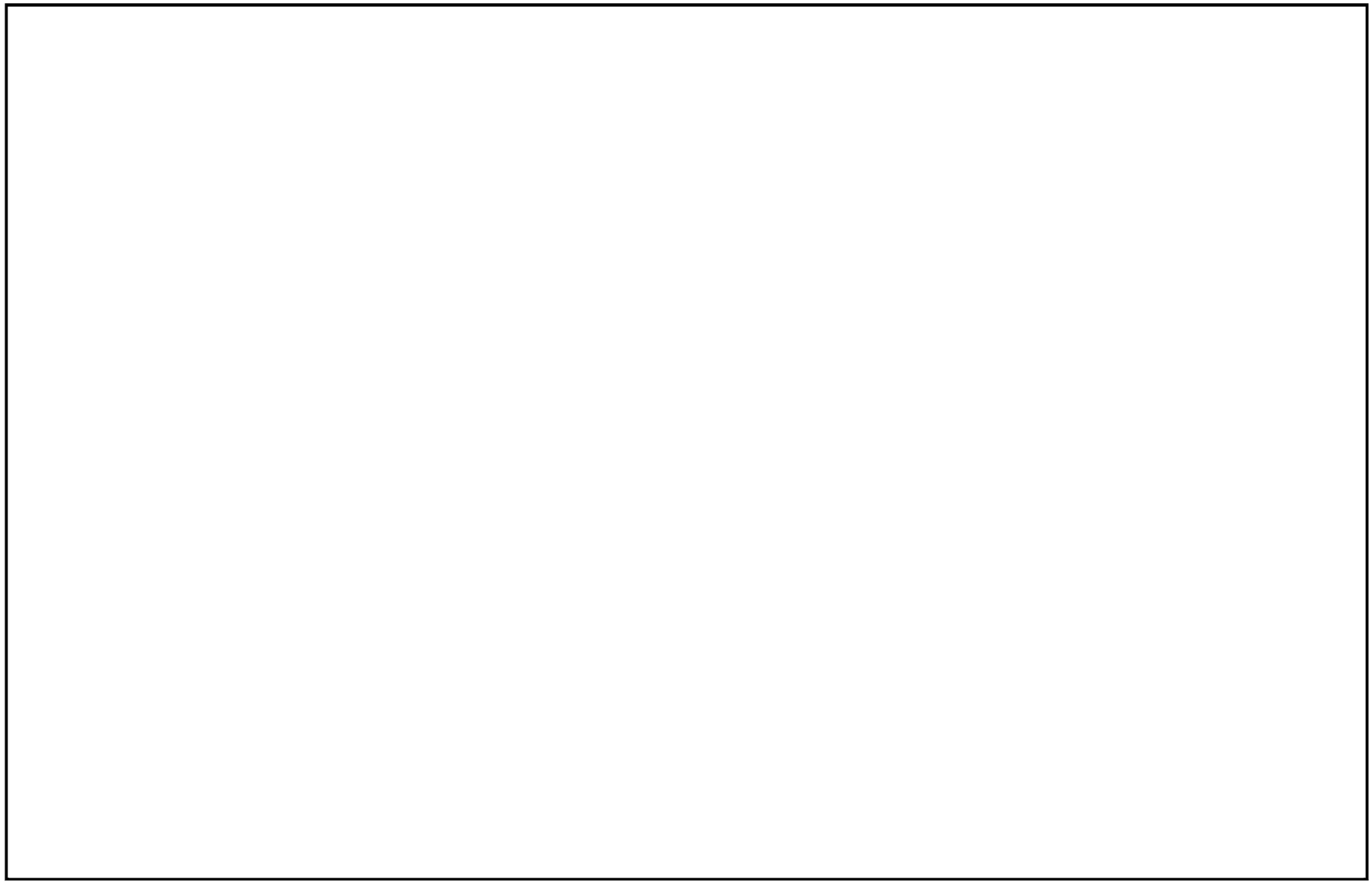
第 1.1.3 図　重大事故等対処設備配置及び保管場所図（地下３、４、５階）

：防護上の観点から公開できません



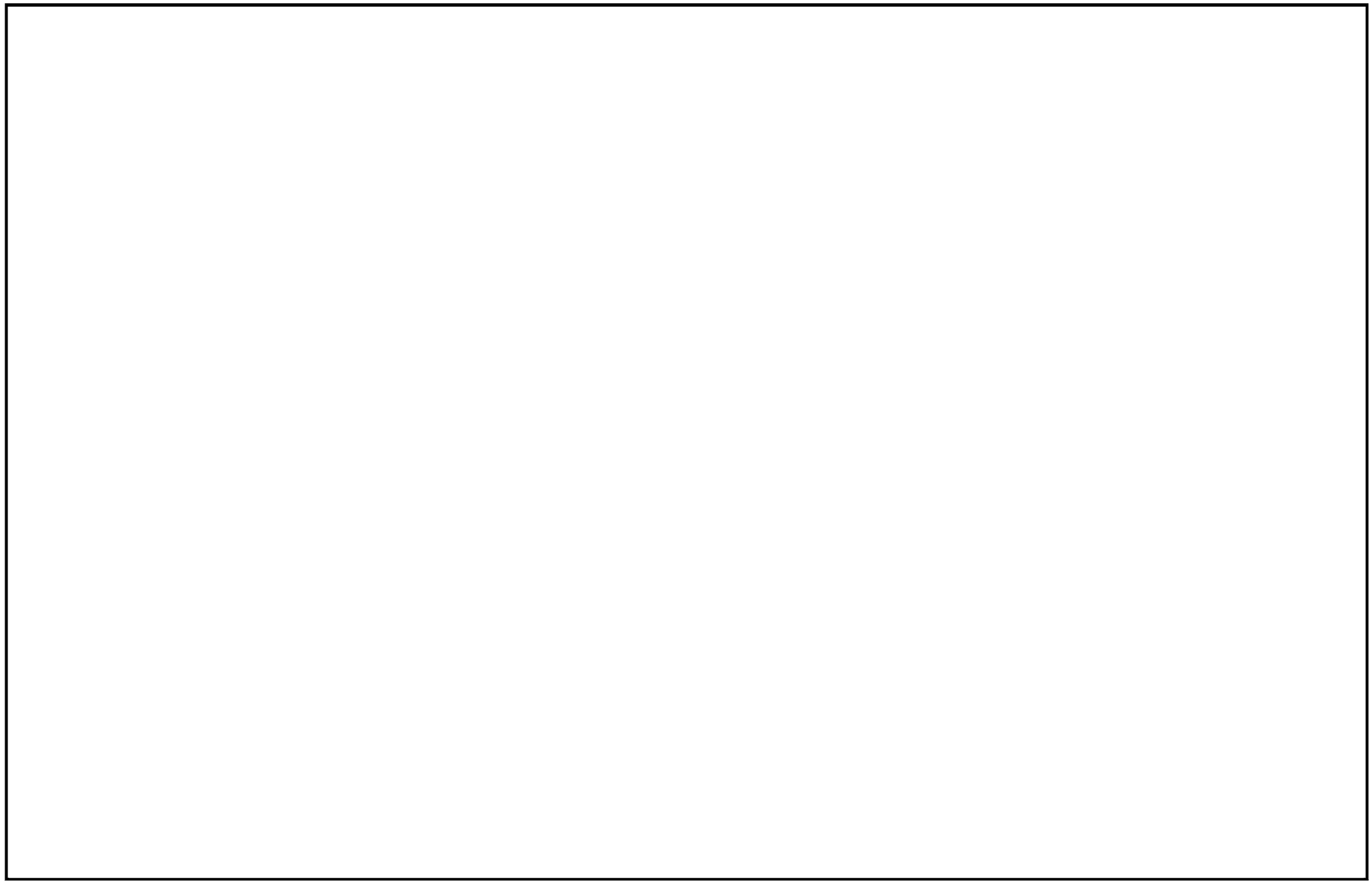
第 1.1.4 図　重大事故等対処設備配置及び保管場所図（地下２階）

：防護上の観点から公開できません



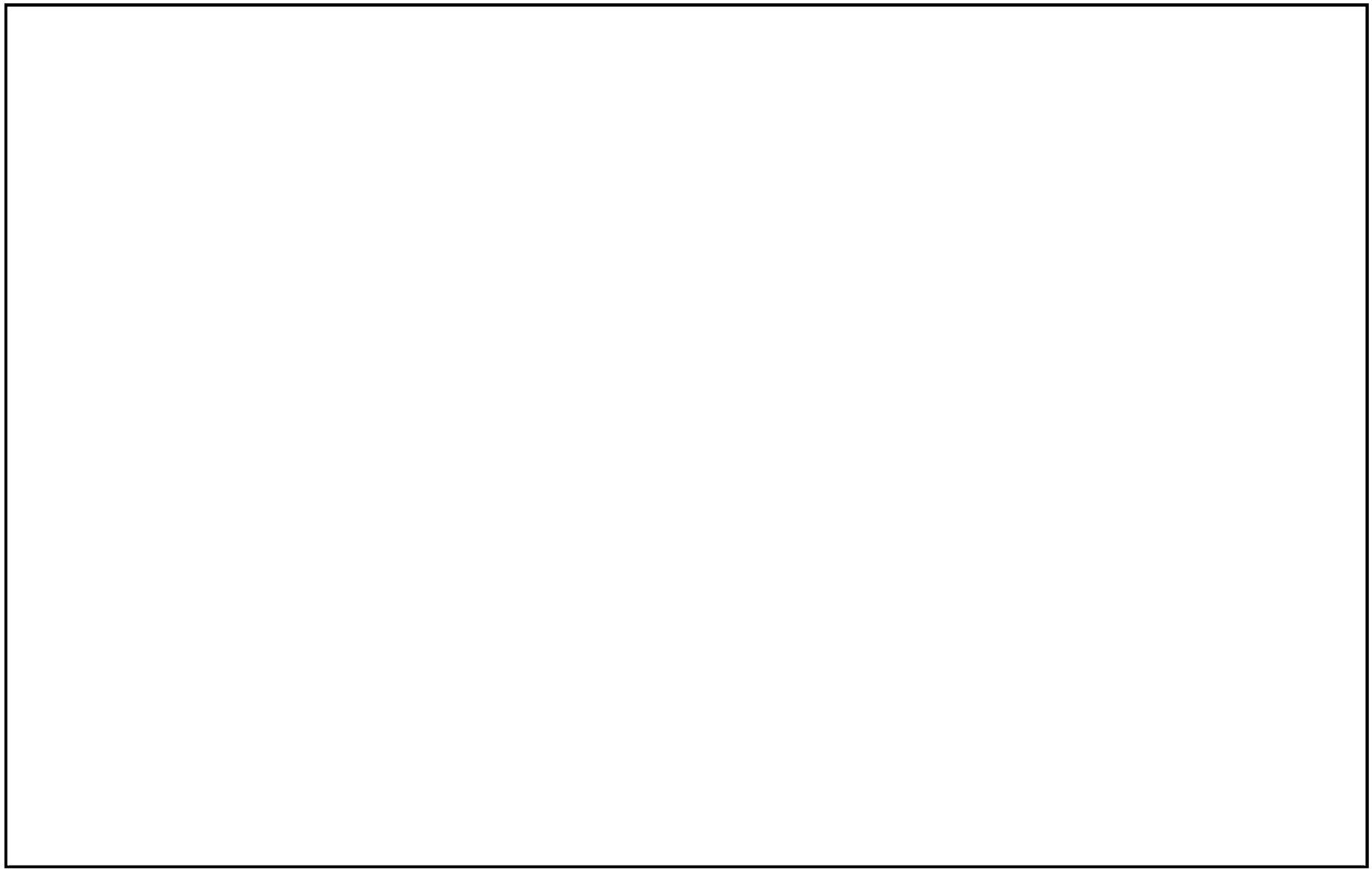
第 1.1.5 図　重大事故等対処設備配置及び保管場所図（地下１階）

：防護上の観点から公開できません



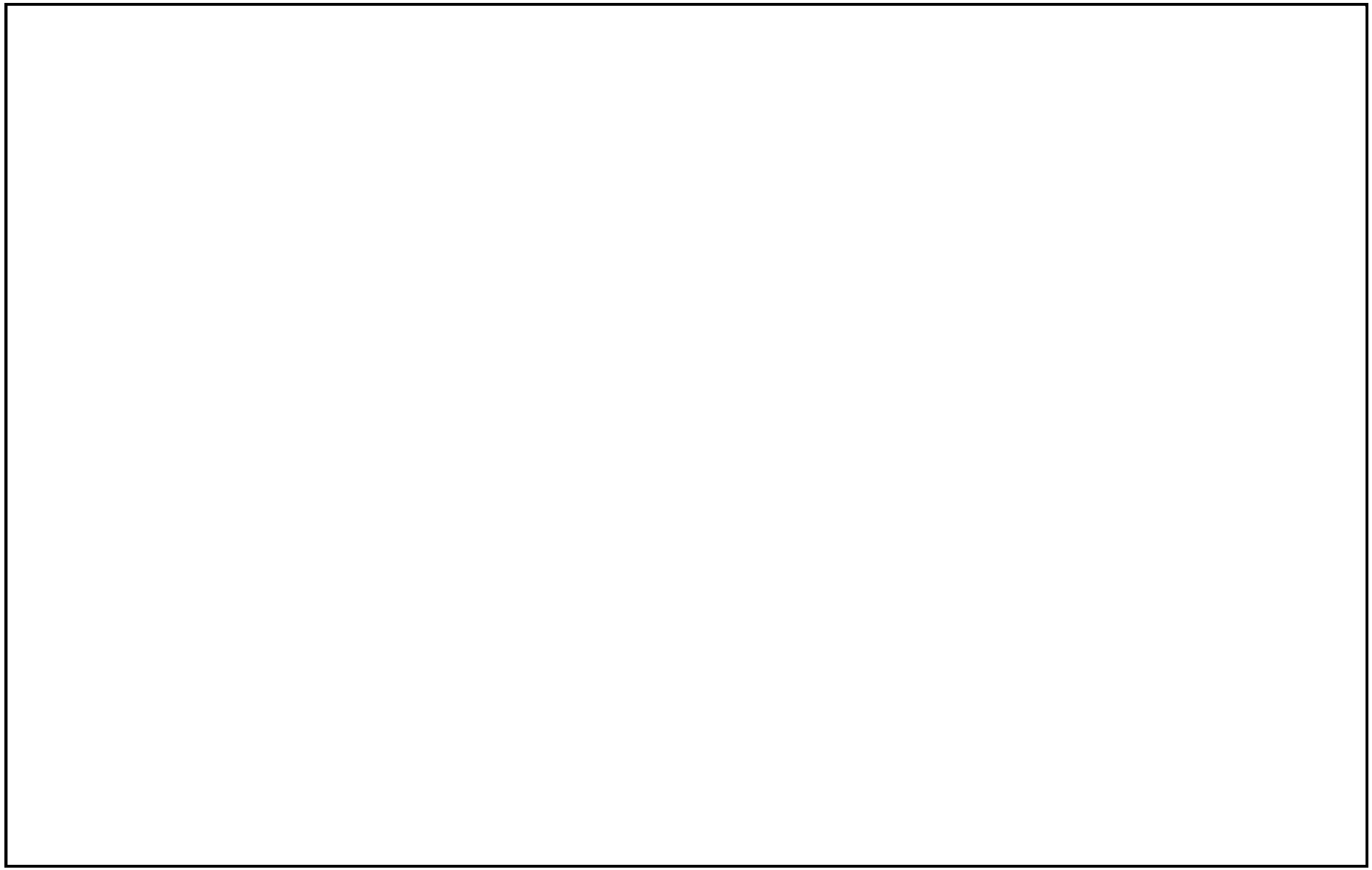
第 1.1.6 図　重大事故等対処設備配置及び保管場所図（１階）

：防護上の観点から公開できません



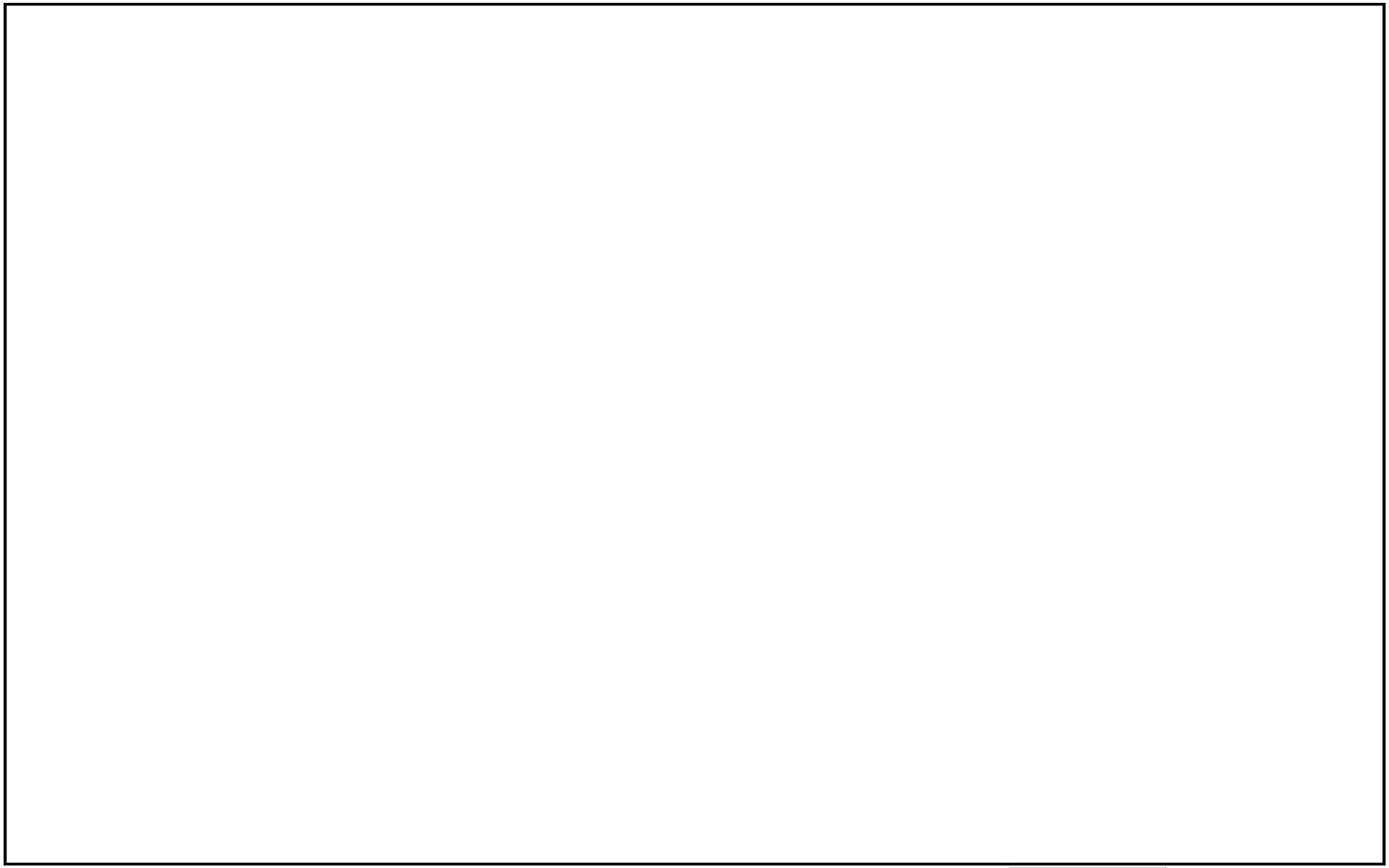
第 1.1.7 図　重大事故等対処設備配置及び保管場所図（２階）

：防護上の観点から公開できません



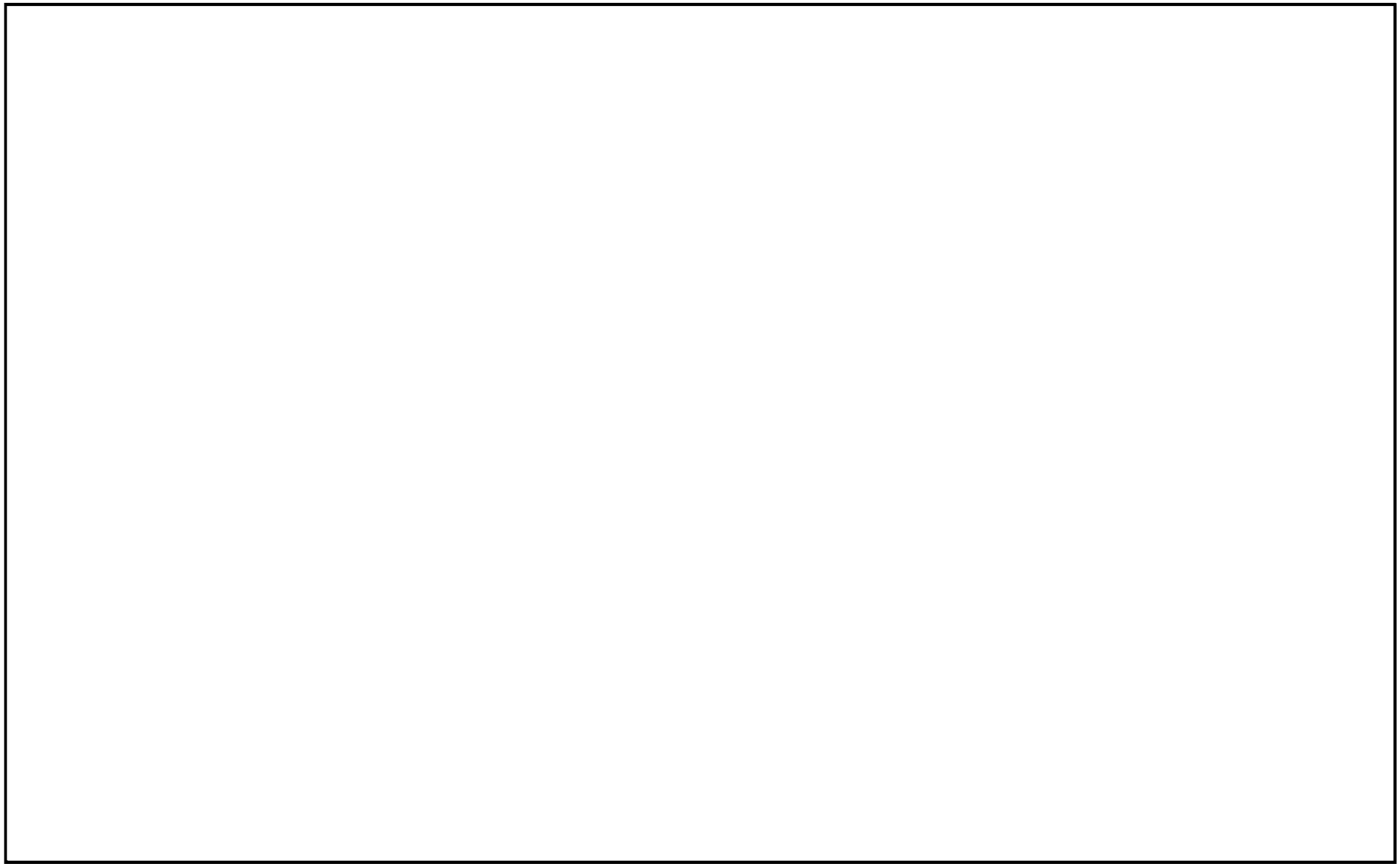
第 1.1.8 図　特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図

：防護上の観点から公開できません



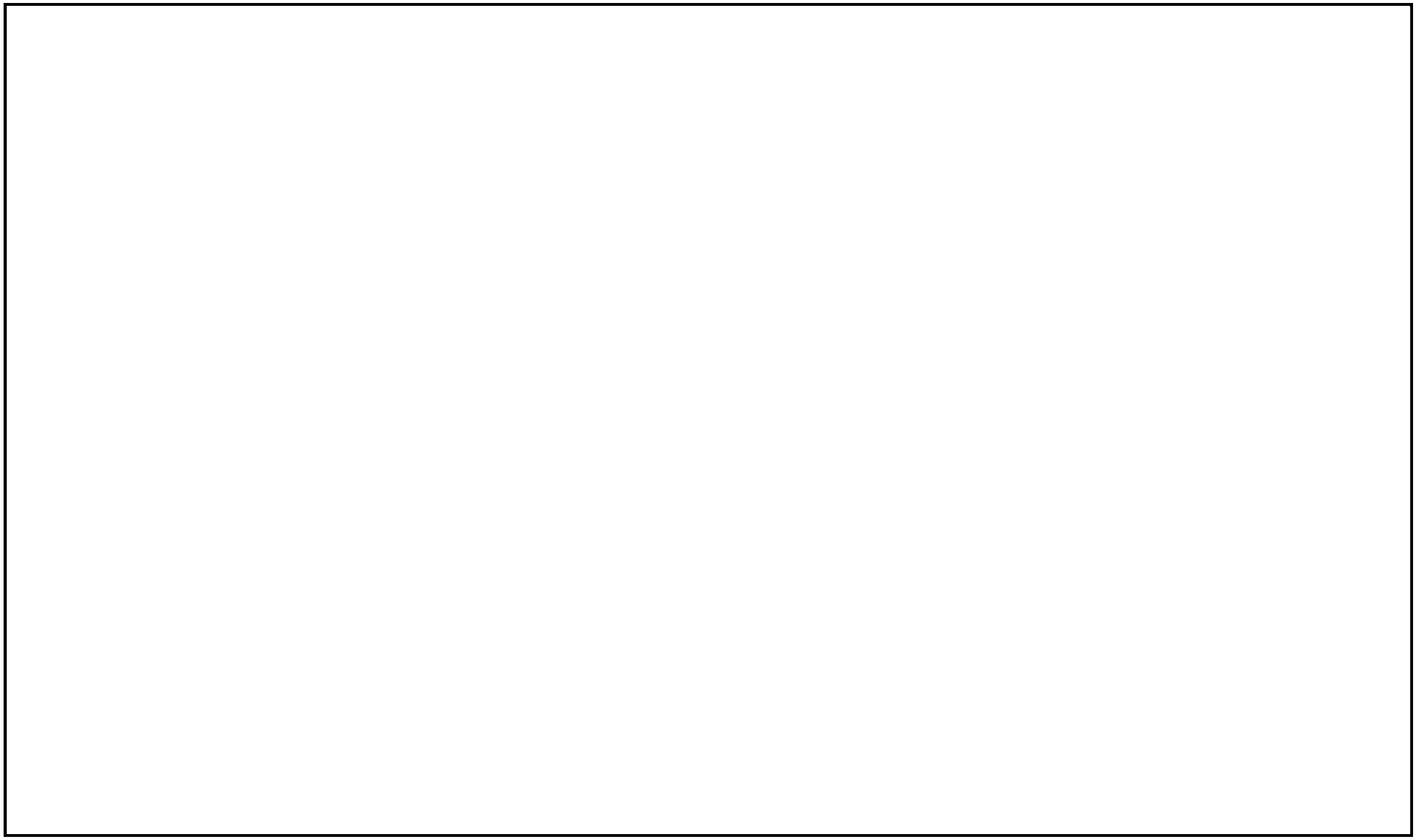
第 1.1.9 図　特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図

：防護上の観点から公開できません



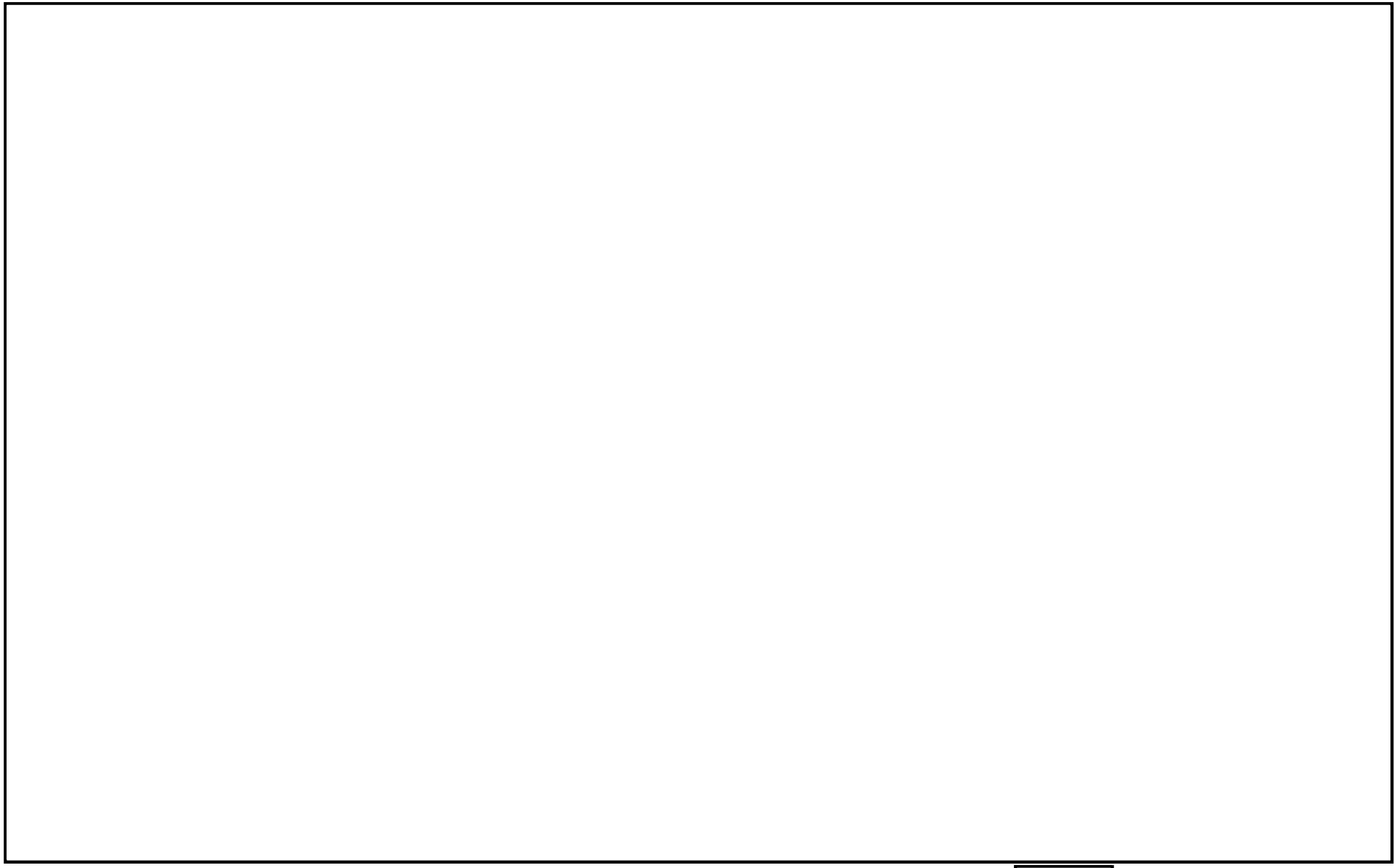
第 1.1.10 図　特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図

：防護上の観点から公開できません



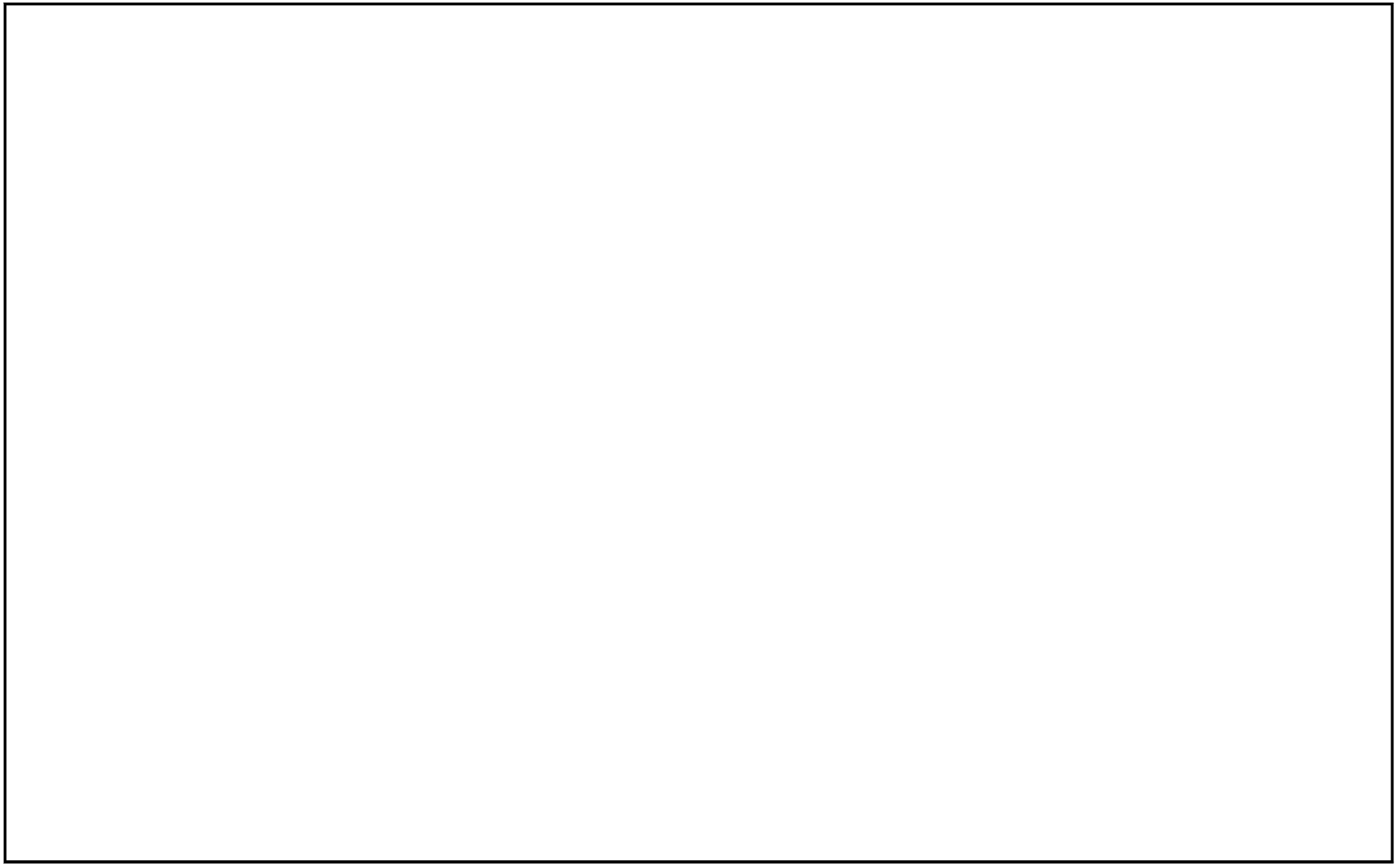
第 1.1.11 図　特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図 [redacted] (1/2)

[redacted] ：防護上の観点から公開できません



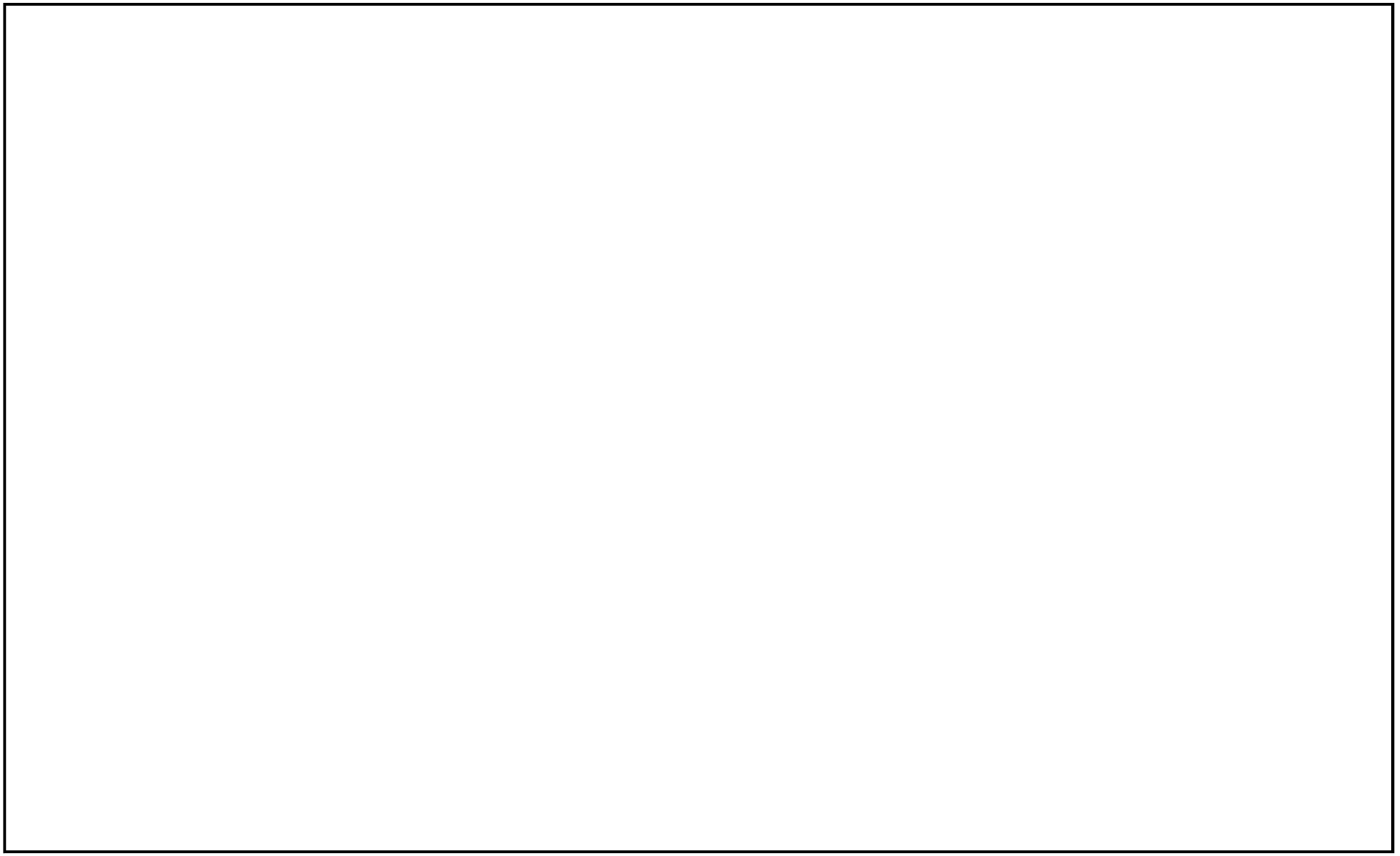
第 1.1.11 図　特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図 [　　] (2/2)

[　　] : 防護上の観点から公開できません



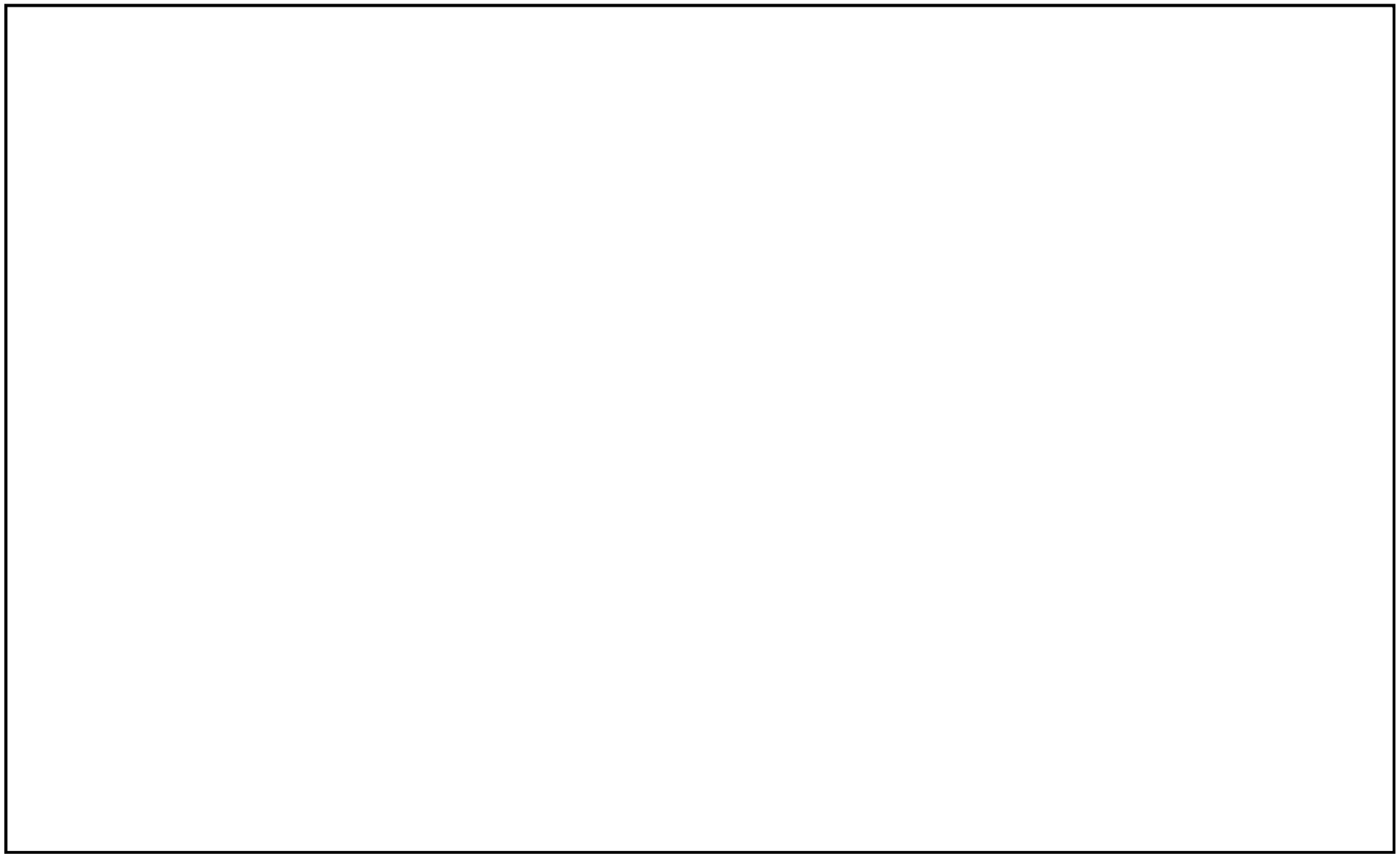
第 1.1.12 図　特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図

：防護上の観点から公開できません



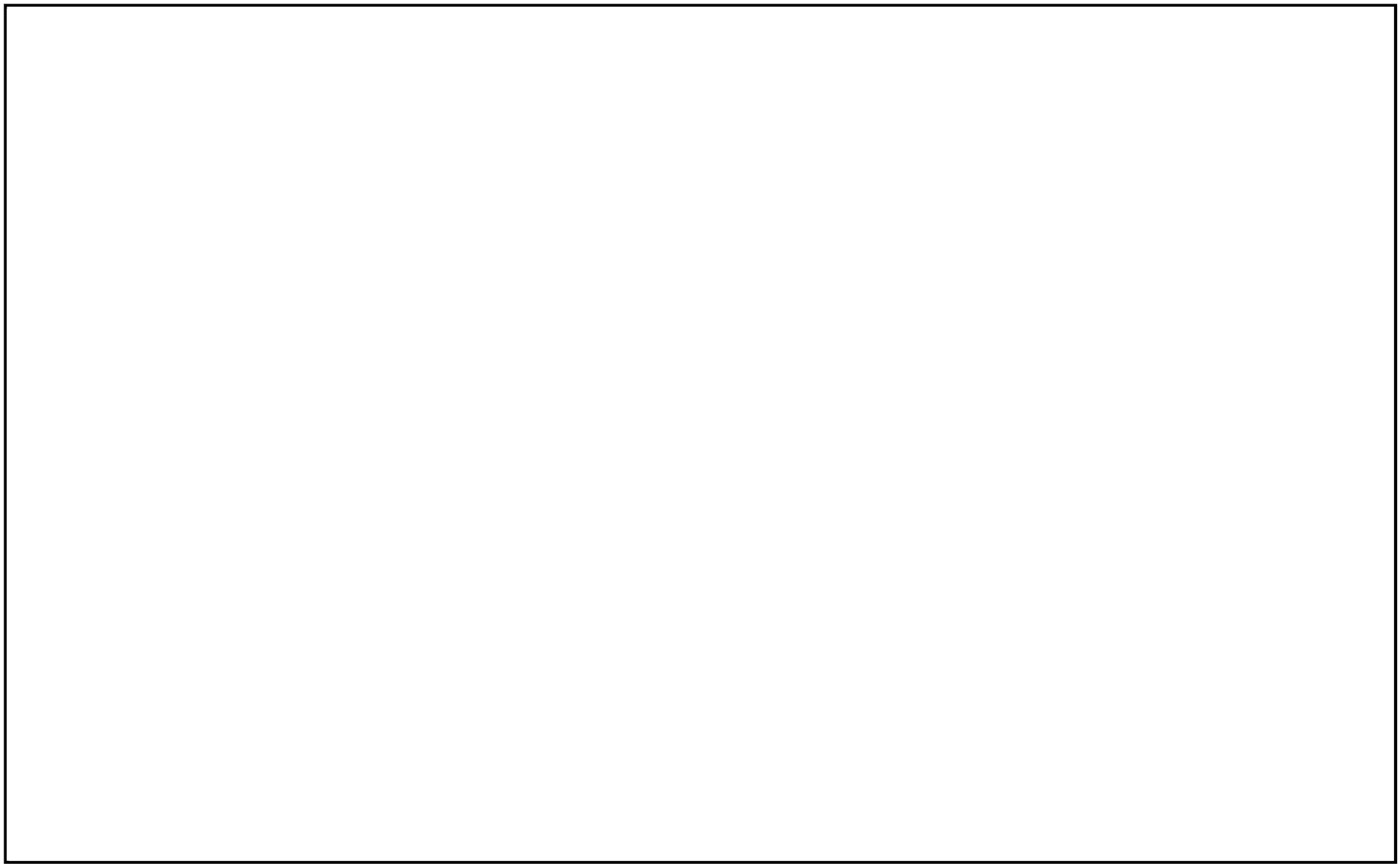
第 1.1.13 図　特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図

：防護上の観点から公開できません



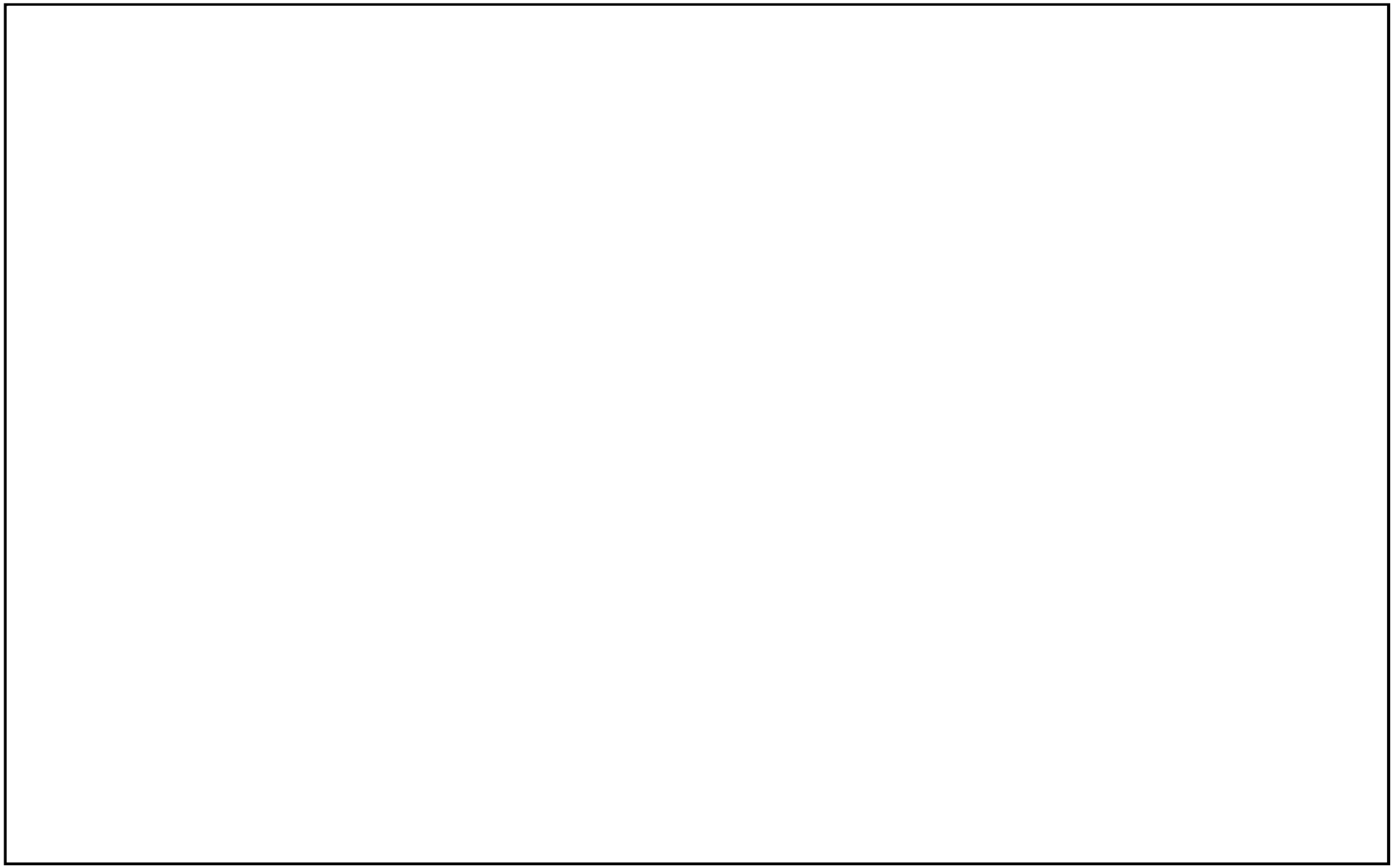
第 1.1.14 図　特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図

：防護上の観点から公開できません



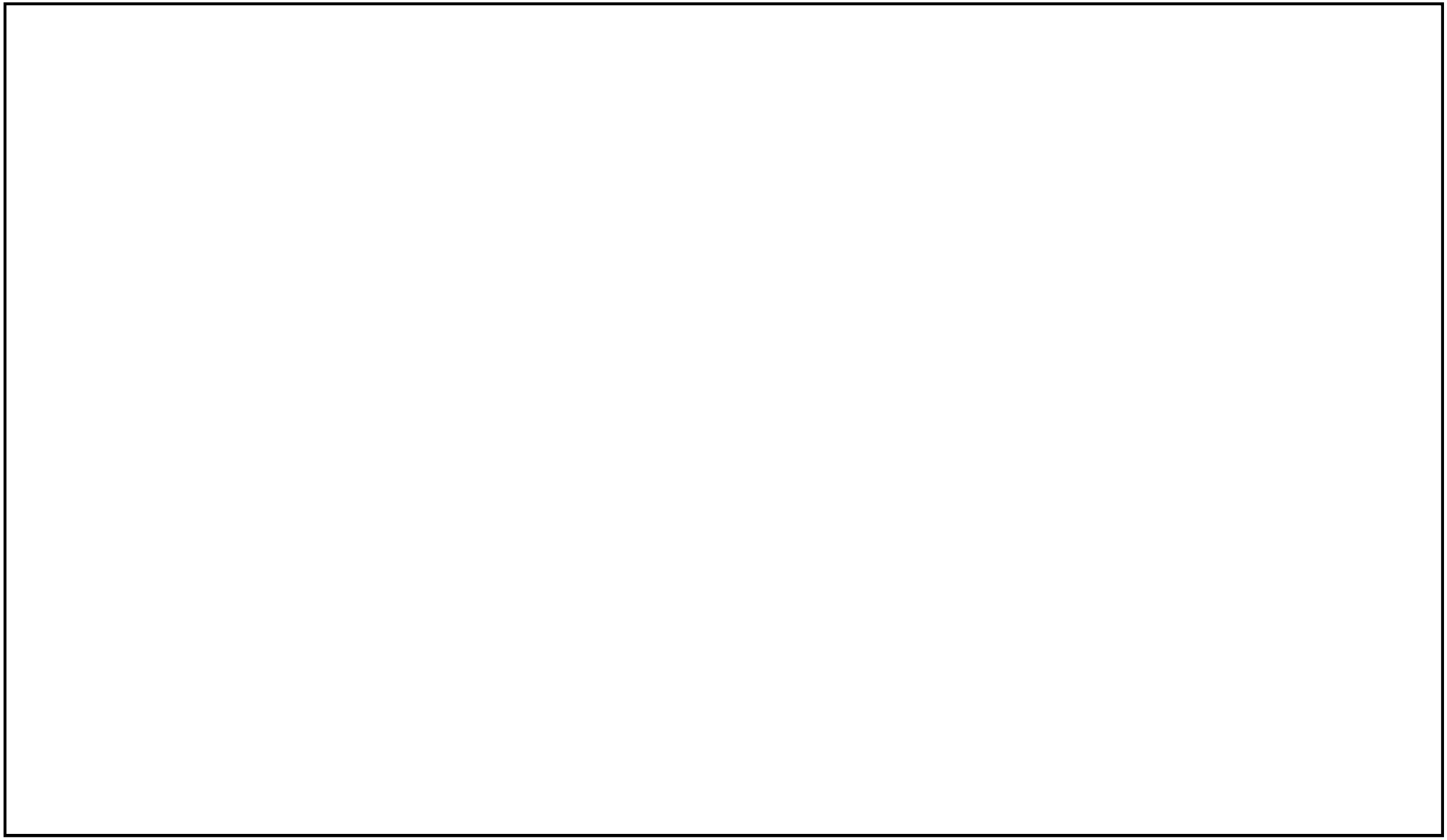
第 1.1.15 図　特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図

：防護上の観点から公開できません



第 1.1.16 図　特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図

：防護上の観点から公開できません



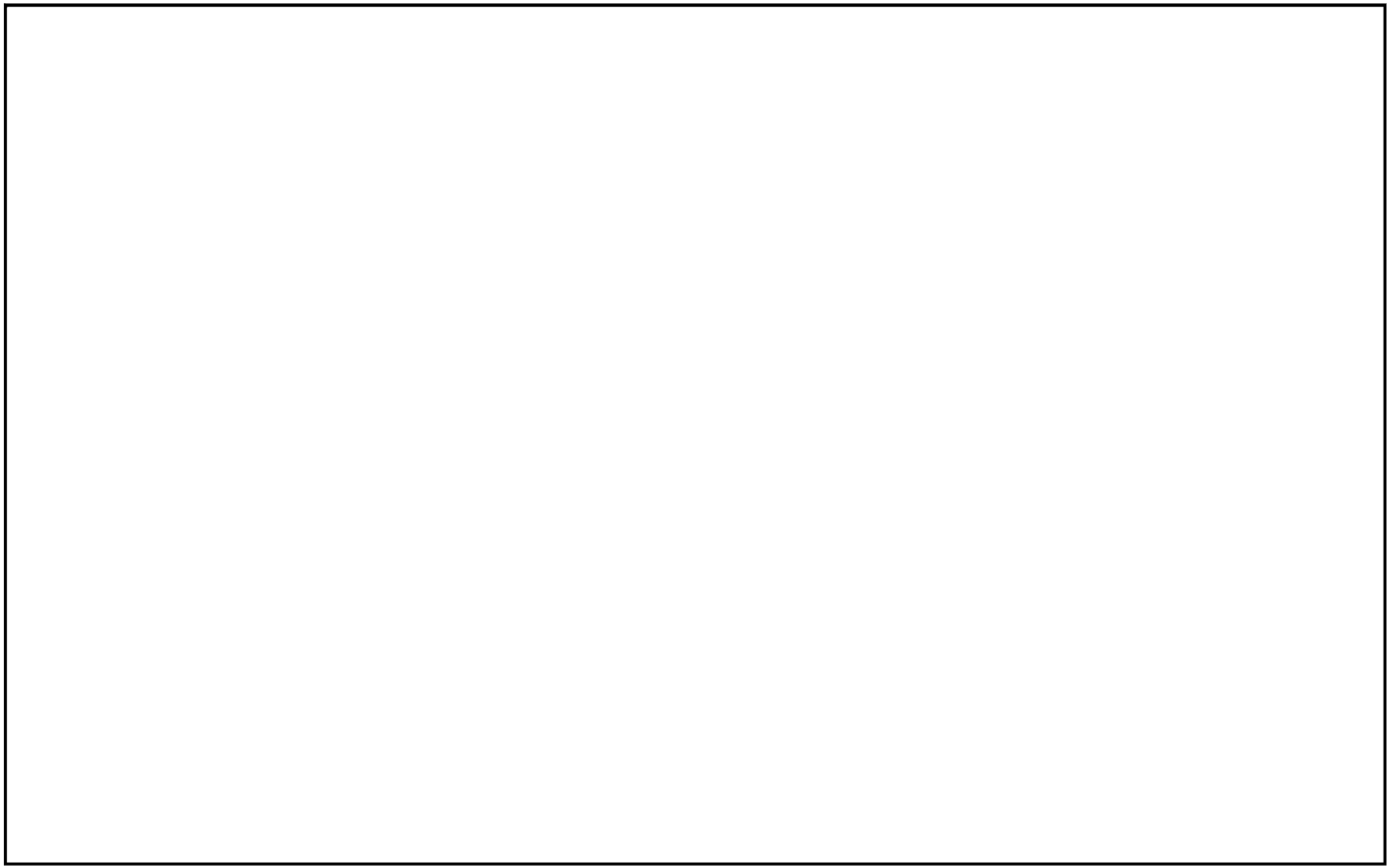
第 1.1.17 図　特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図

：防護上の観点から公開できません



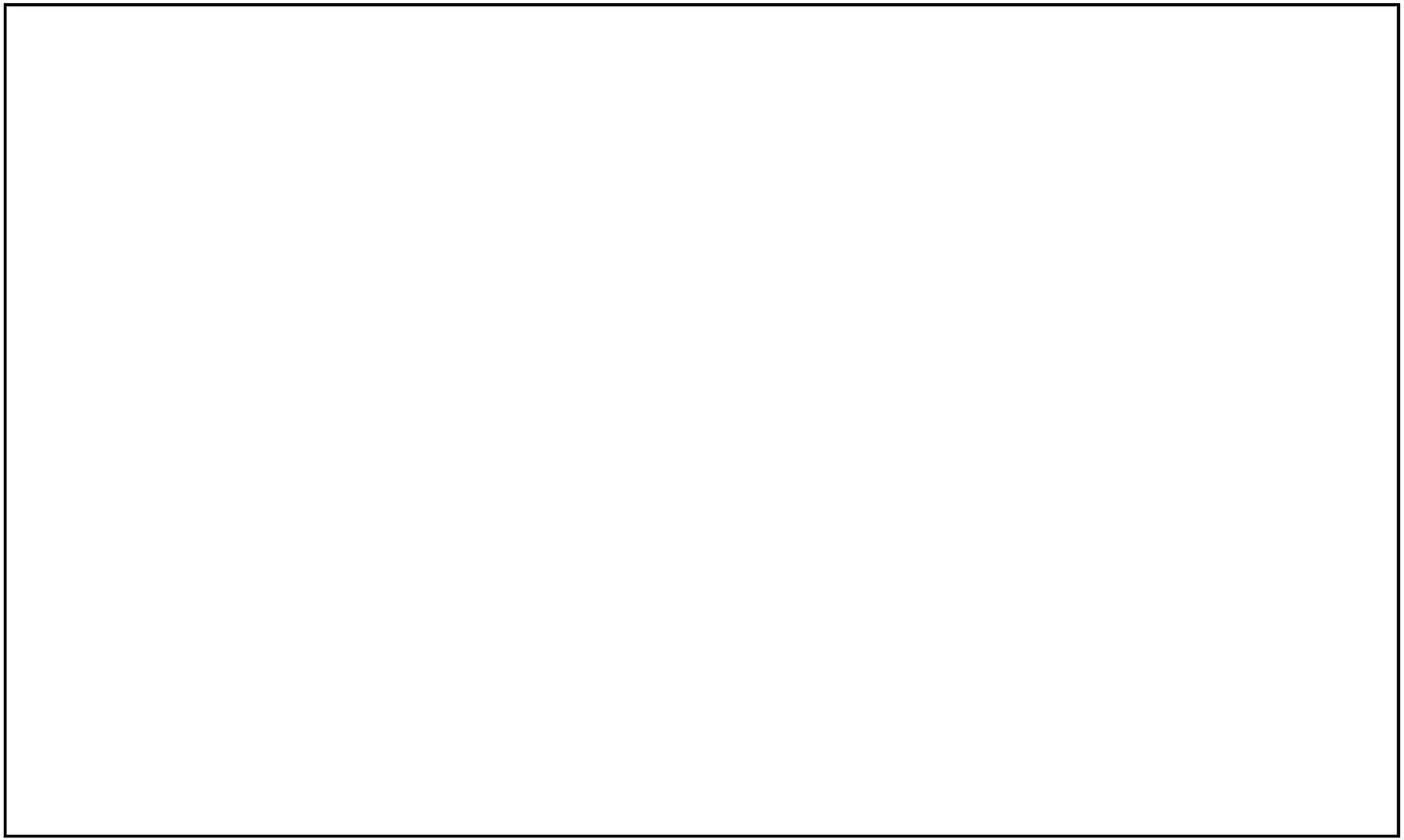
第 1.1.18 図　特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図

：防護上の観点から公開できません



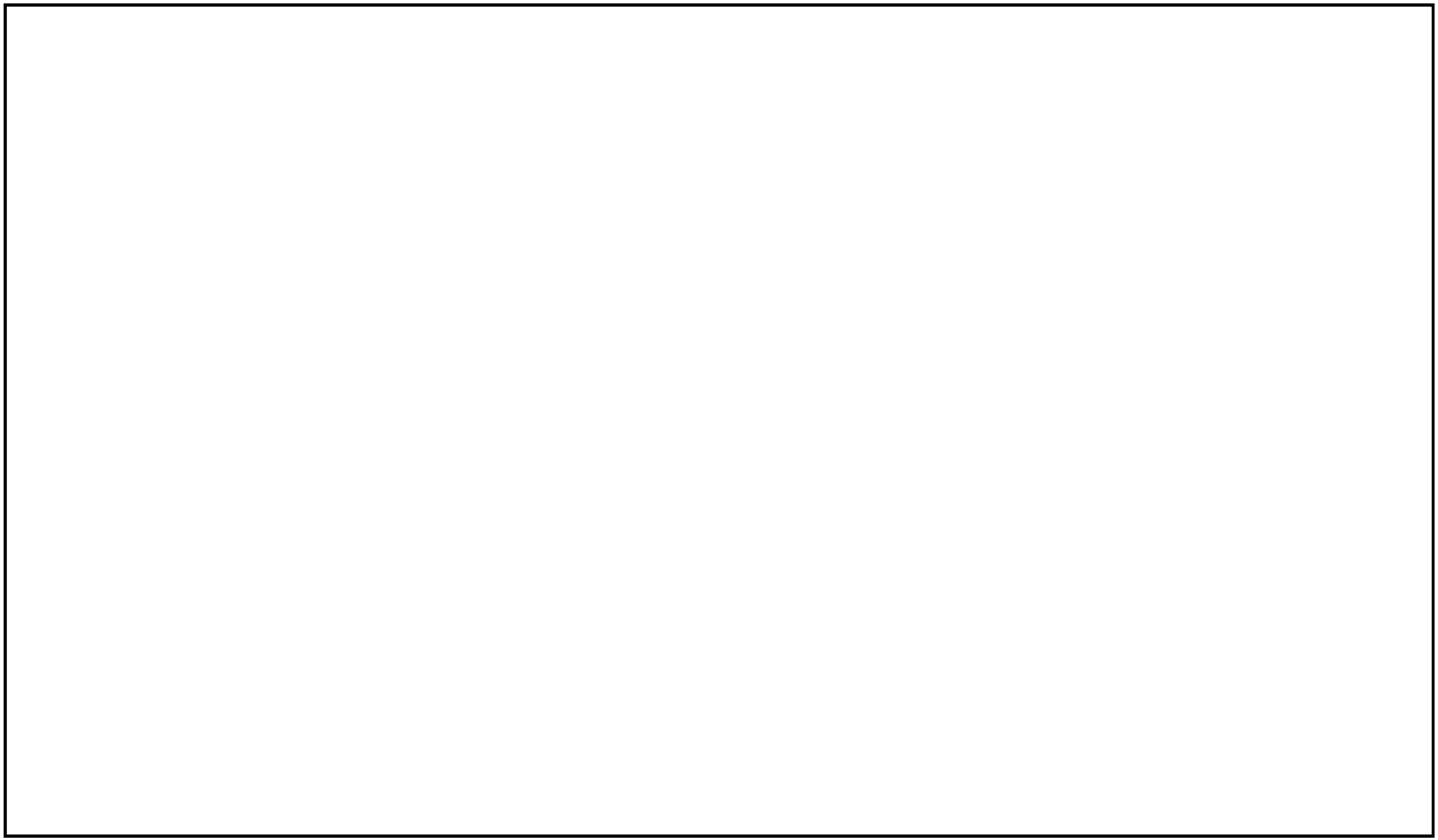
第 1.1.19 図　特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図

：防護上の観点から公開できません



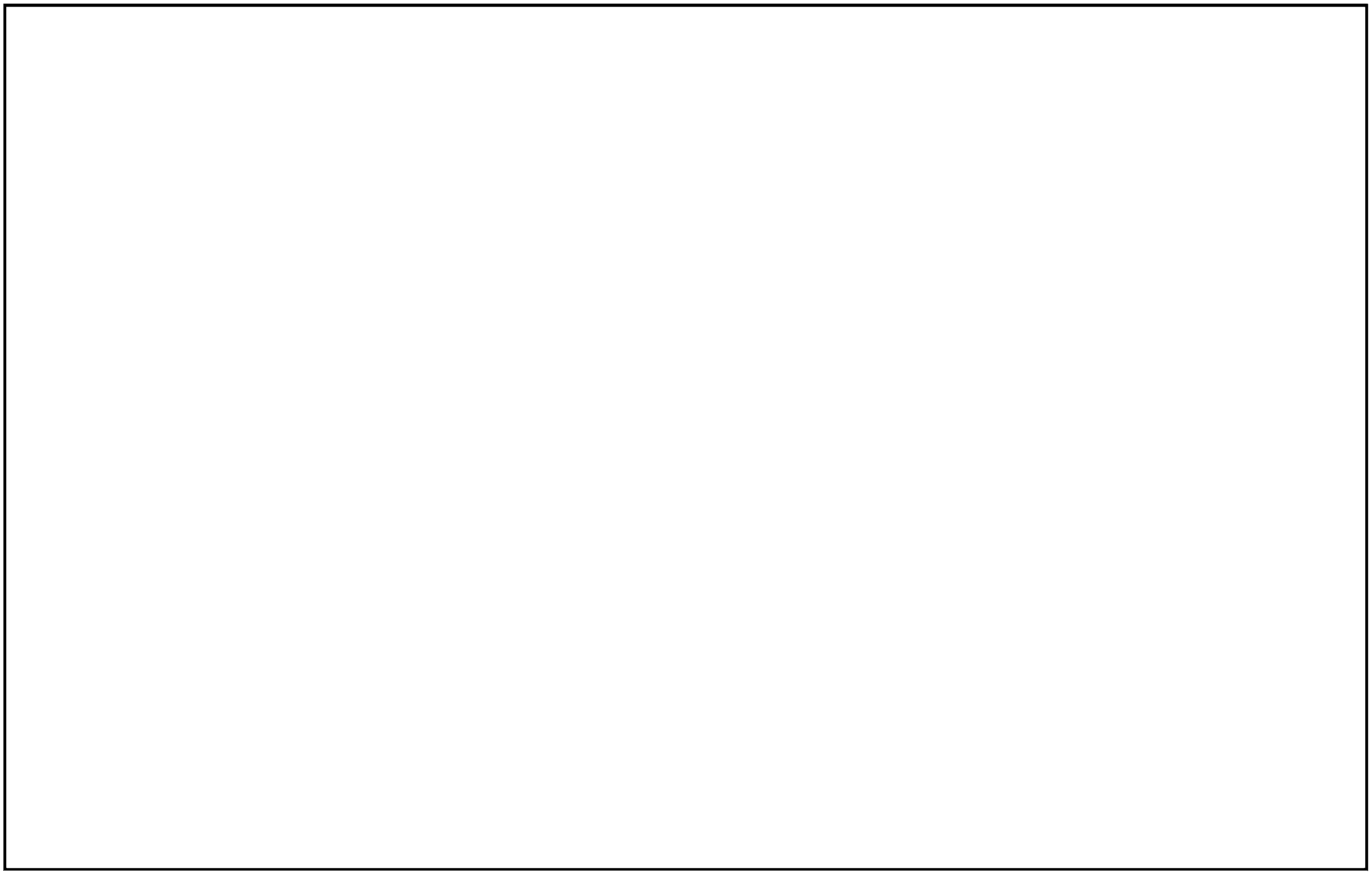
第 1.1.20 図　特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図

：防護上の観点から公開できません



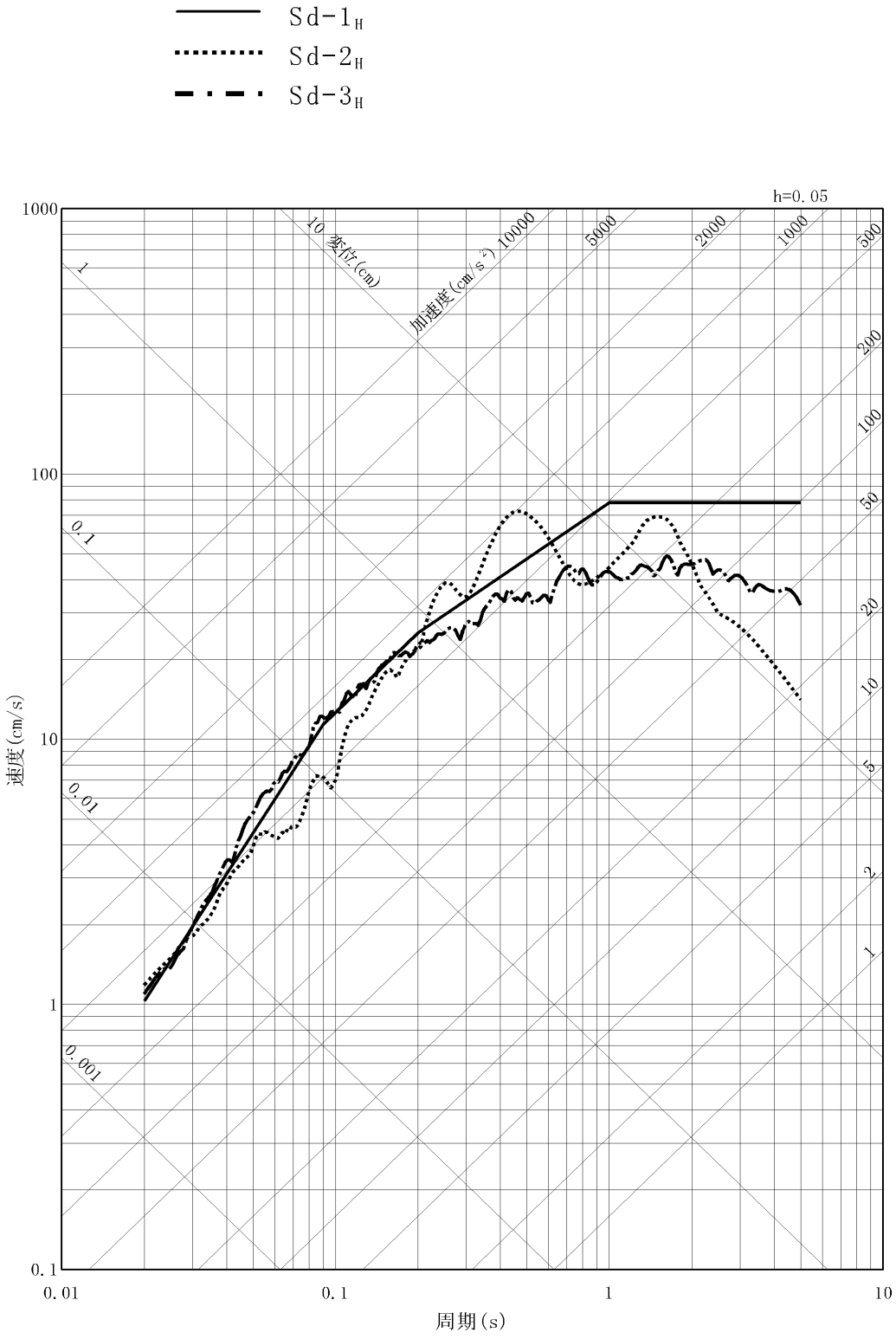
第 1.1.21 図　特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図

：防護上の観点から公開できません

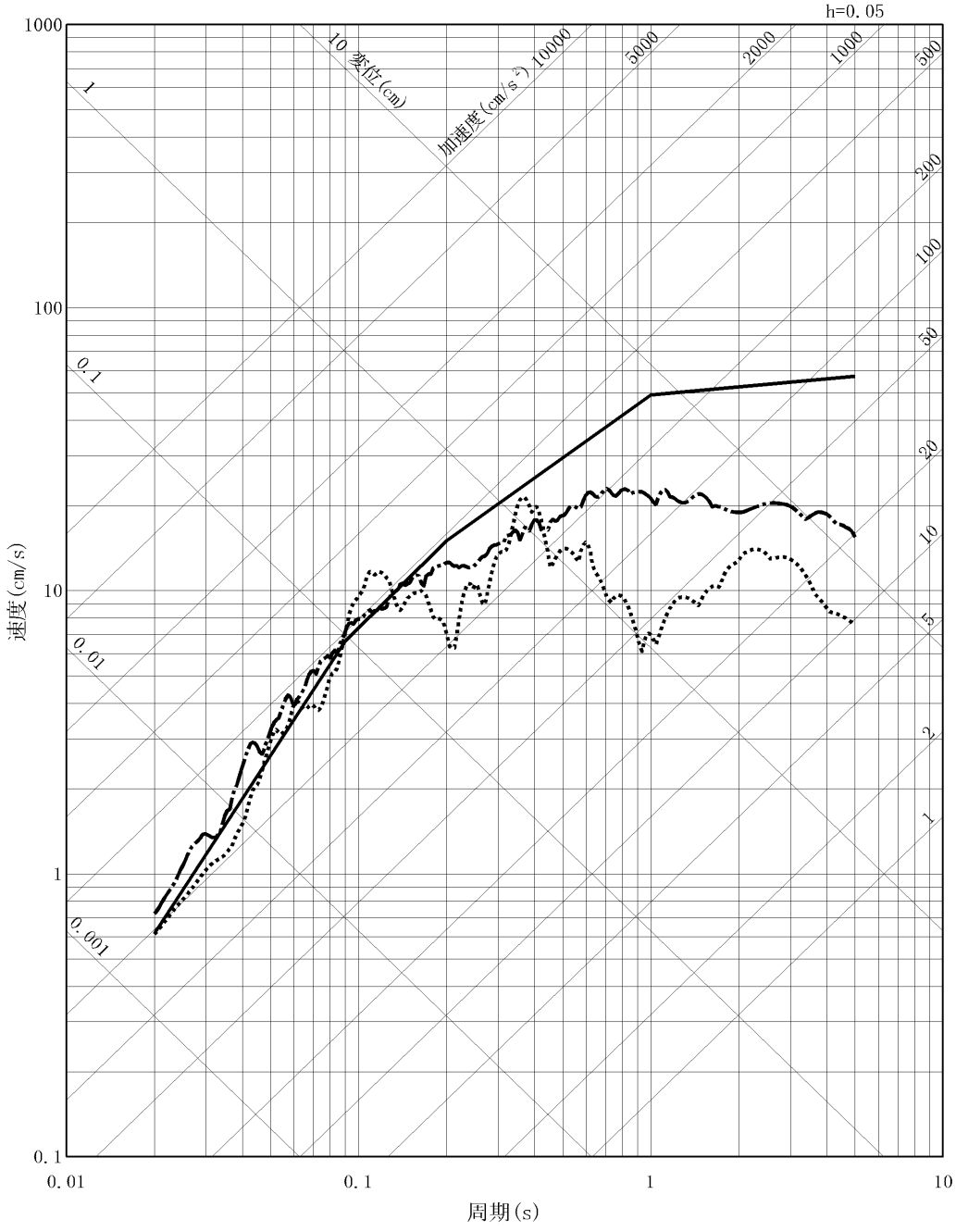


第 1.1.22 図　特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図

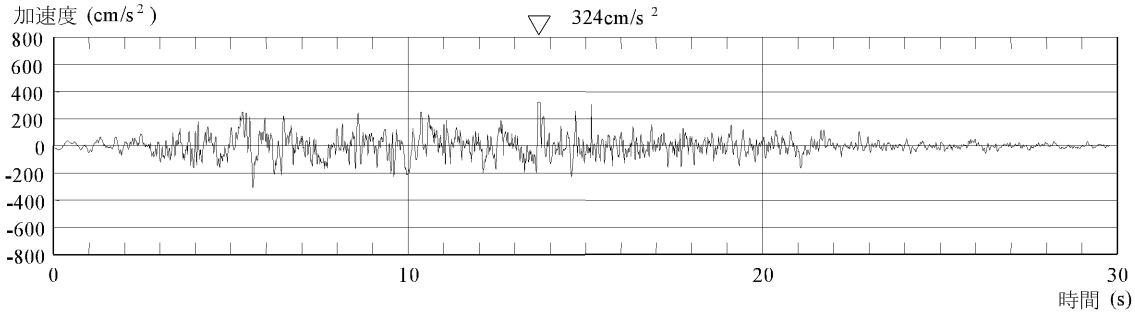
：防護上の観点から公開できません



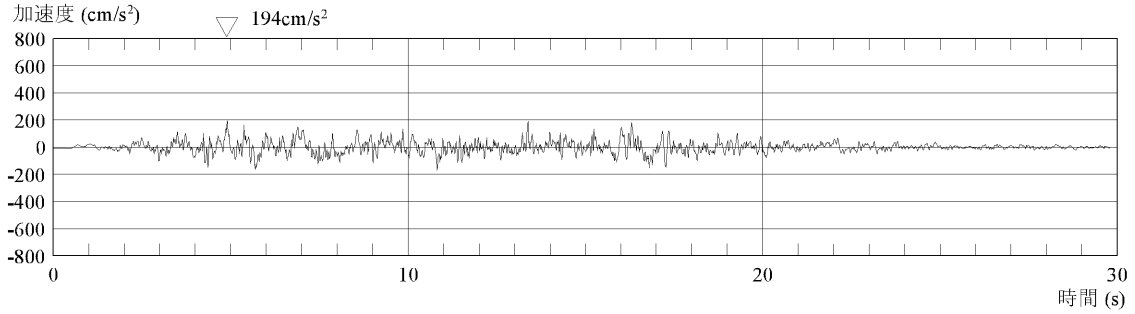
第 1.4.1 図　弾性設計用地震動の応答スペクトル（水平方向）



第 1.4.2 図　弾性設計用地震動の応答スペクトル（鉛直方向）

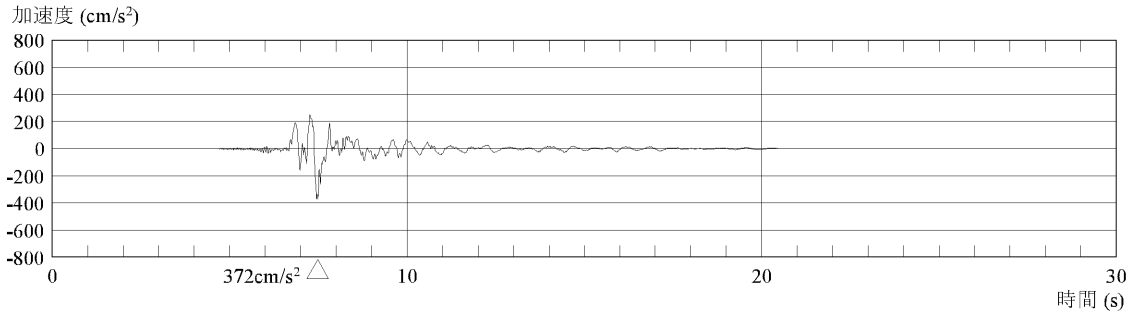


加速度（水平方向：$Sd\text{-}1_H$）

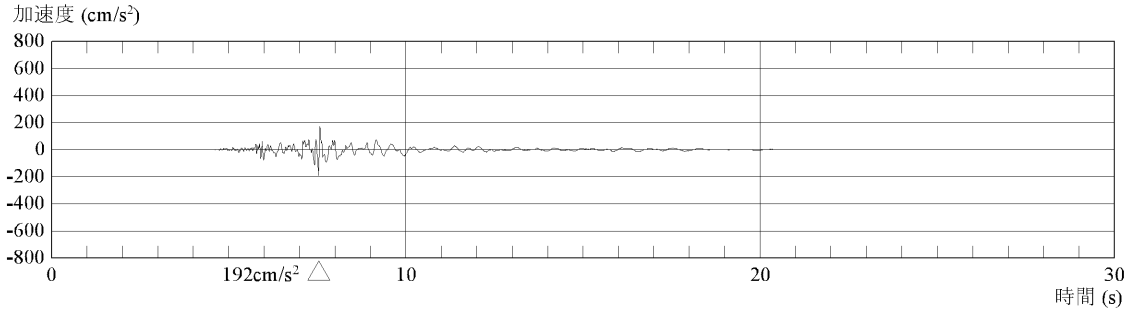


加速度（鉛直方向：$Sd\text{-}1_V$）

第 1.4.3 図　弾性設計用地震動 Sd-1 の設計用模擬地震波の時刻歴波形

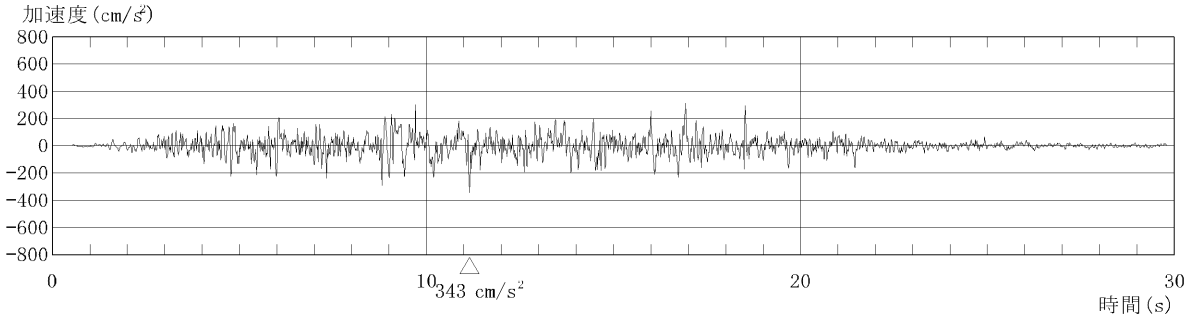


加速度（水平方向：$Sd-2_H$）

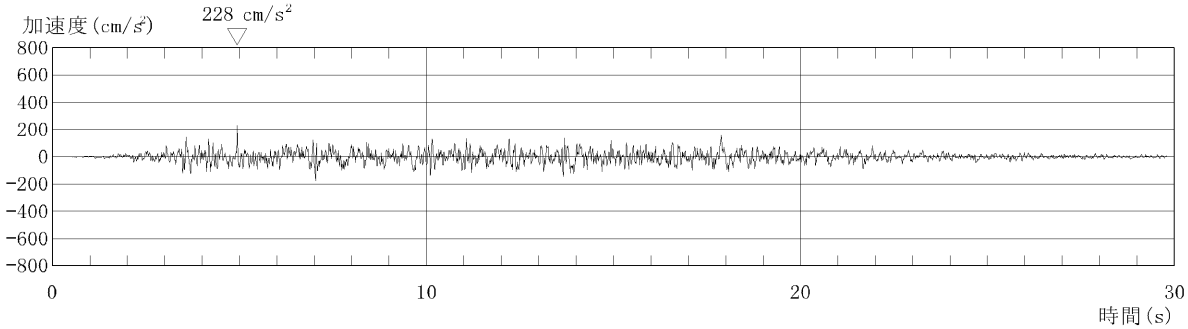


加速度（鉛直方向：$Sd-2_v$）

第 1.4.4 図　弾性設計用地震動 Sd-2 の時刻歴波形

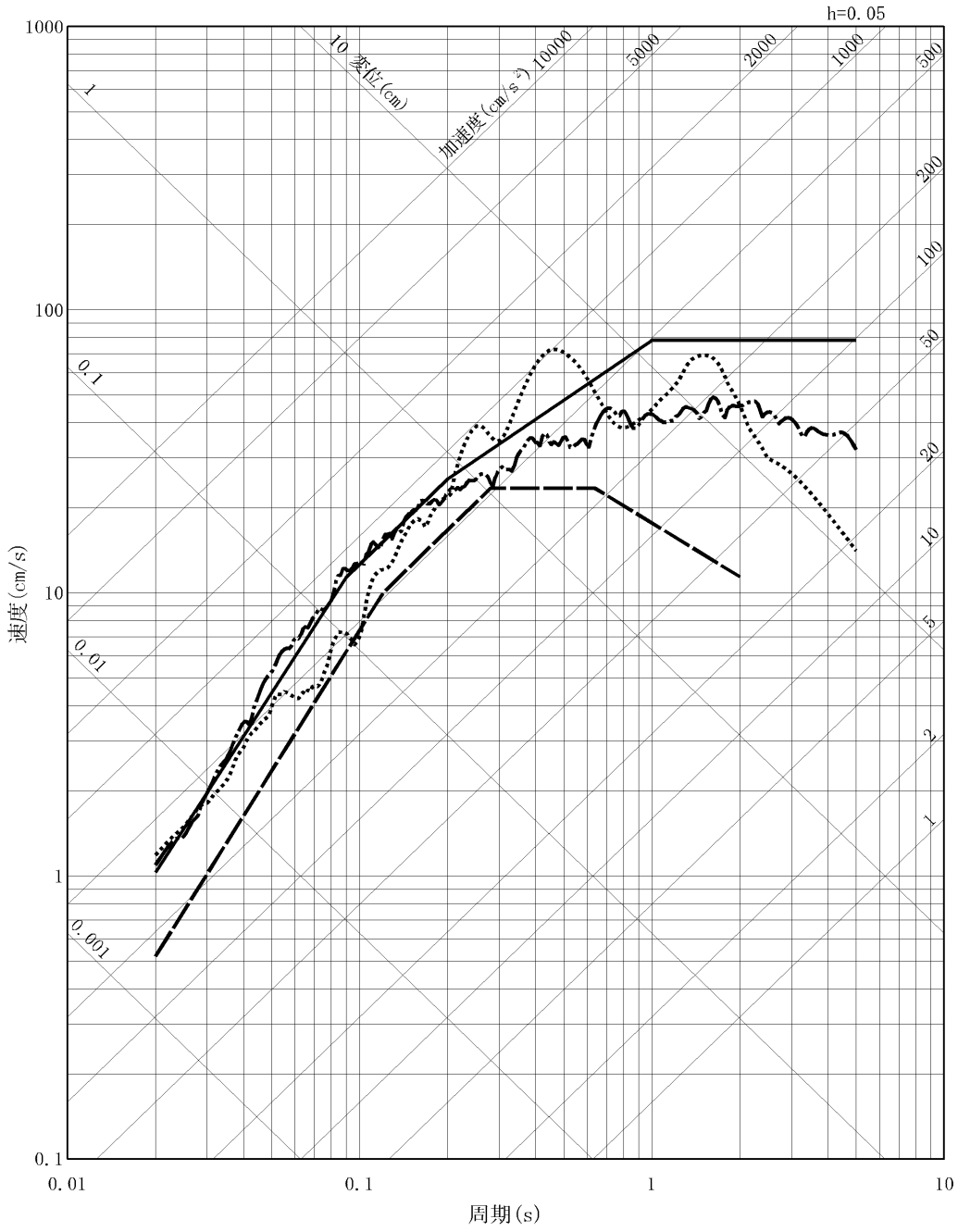


加速度（水平方向：$Sd\text{-}3_H$）

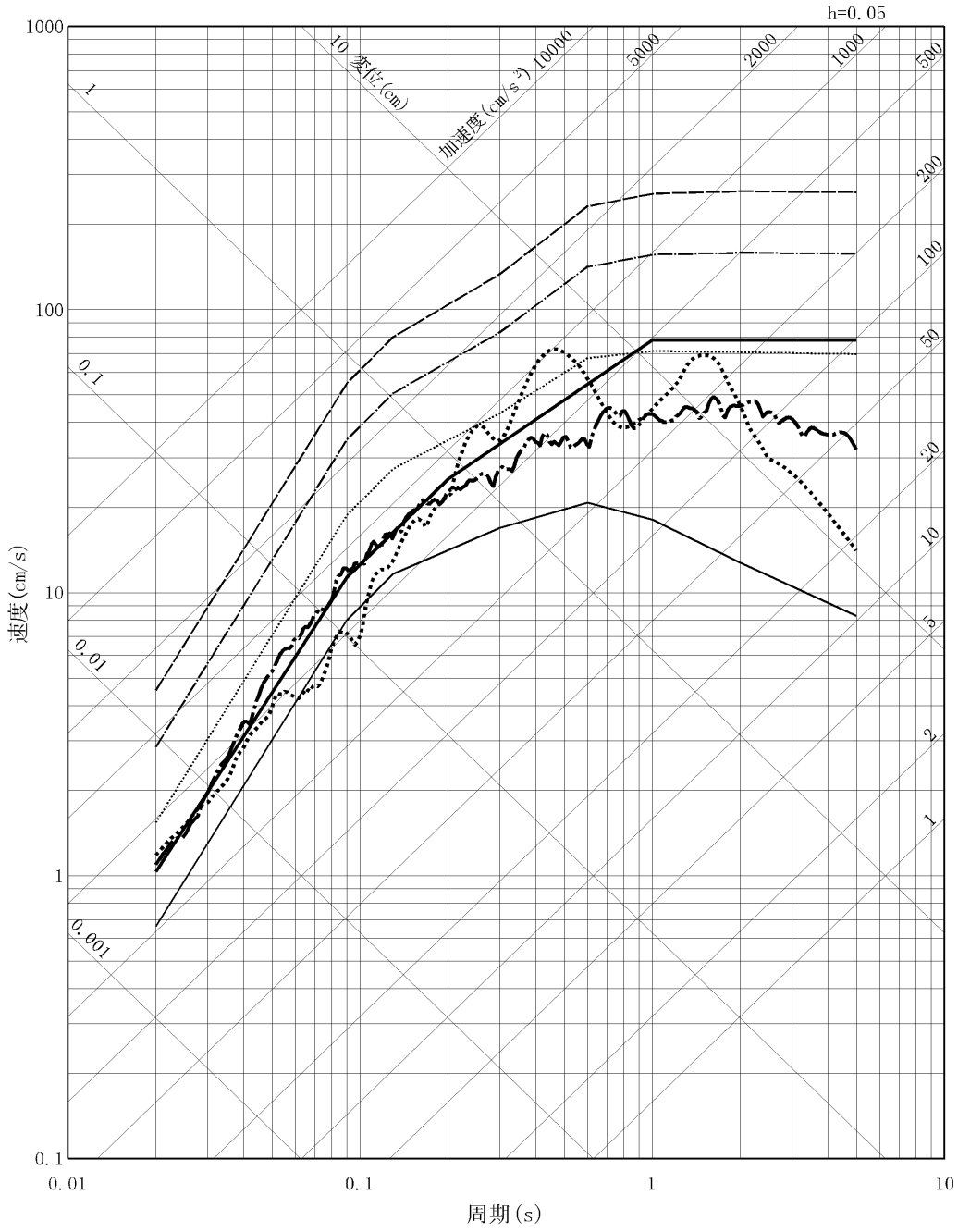


加速度（鉛直方向：$Sd\text{-}3_v$）

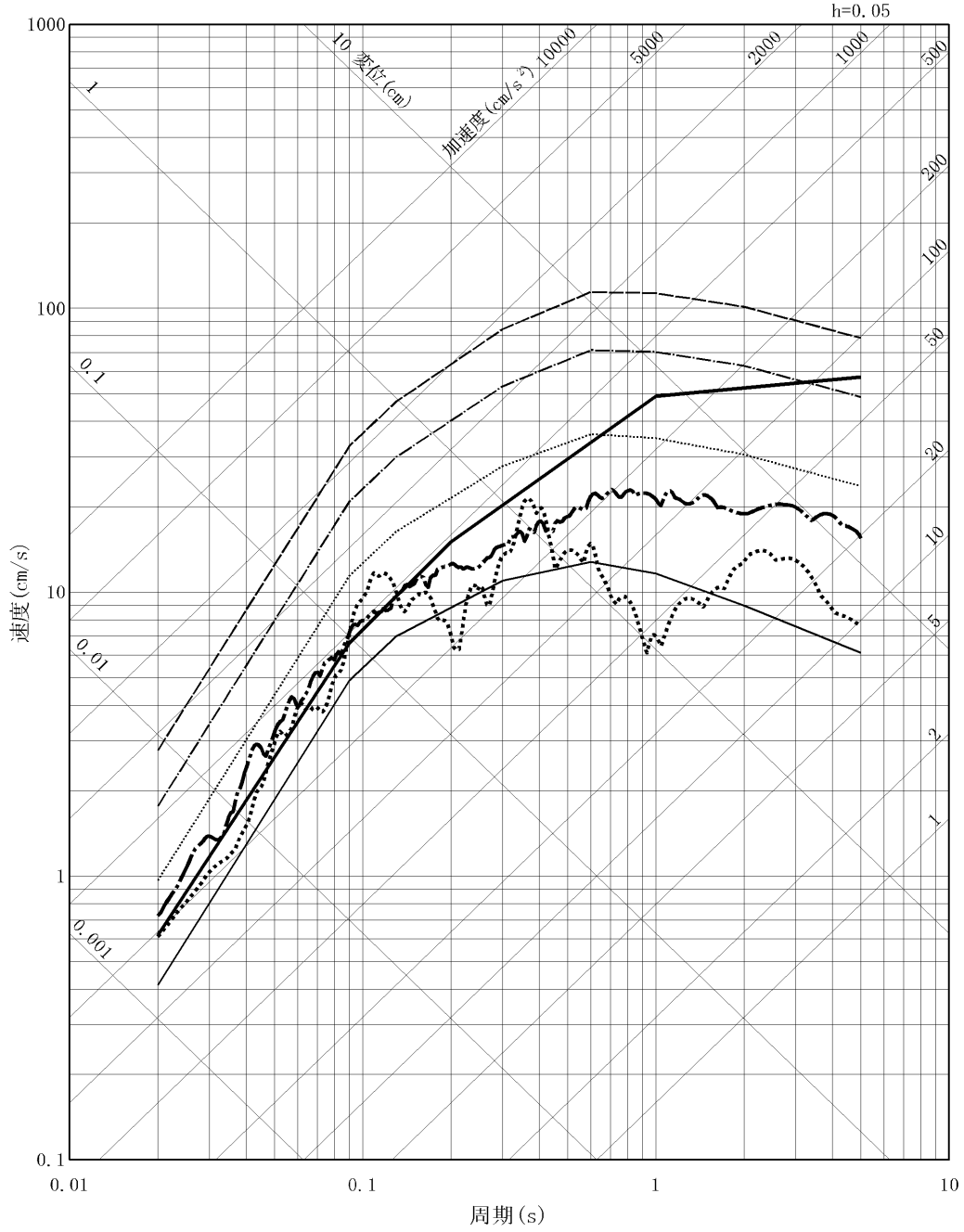
第 1.4.5 図　弾性設計用地震動 Sd-3 の時刻歴波形



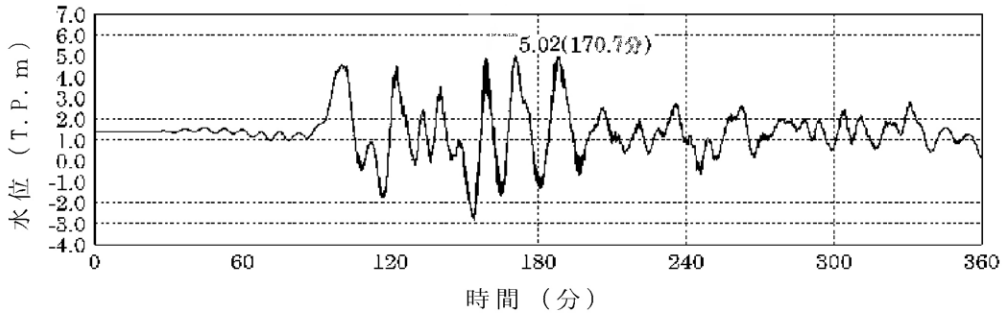
第 1.4.6 図　弾性設計用地震動と基準地震動 S_1 の応答スペクトルの比較（水平方向）



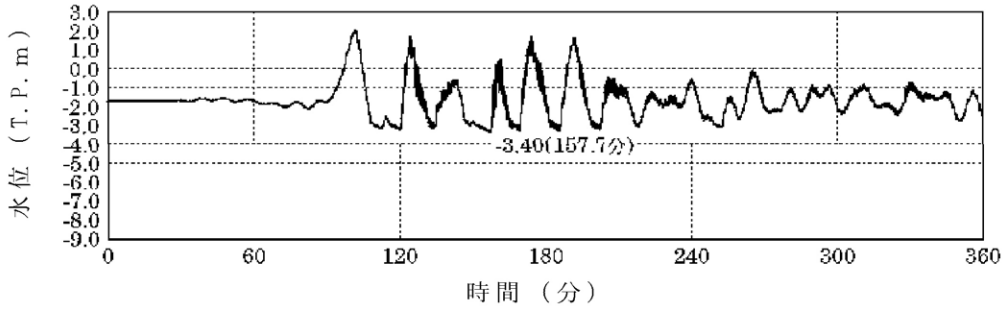
第 1.4.7 図　弾性設計用地震動の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一様ハザードスペクトル（水平方向）



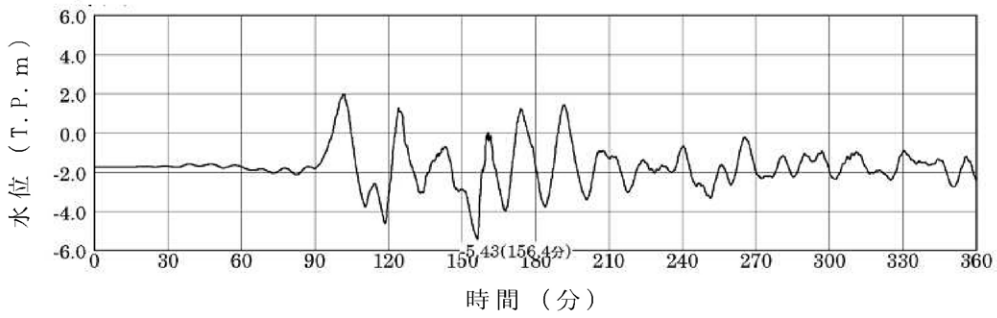
第 1.4.8 図　弾性設計用地震動の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一様ハザードスペクトル（鉛直方向）



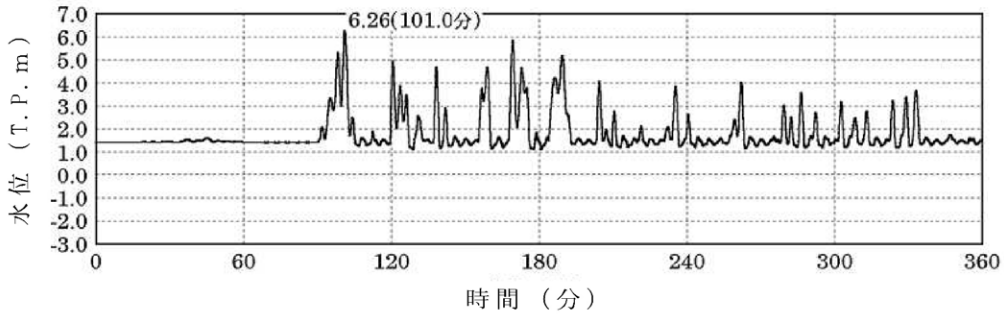
第 1.5.1 図　取水ピット時刻歴波形（上昇側）



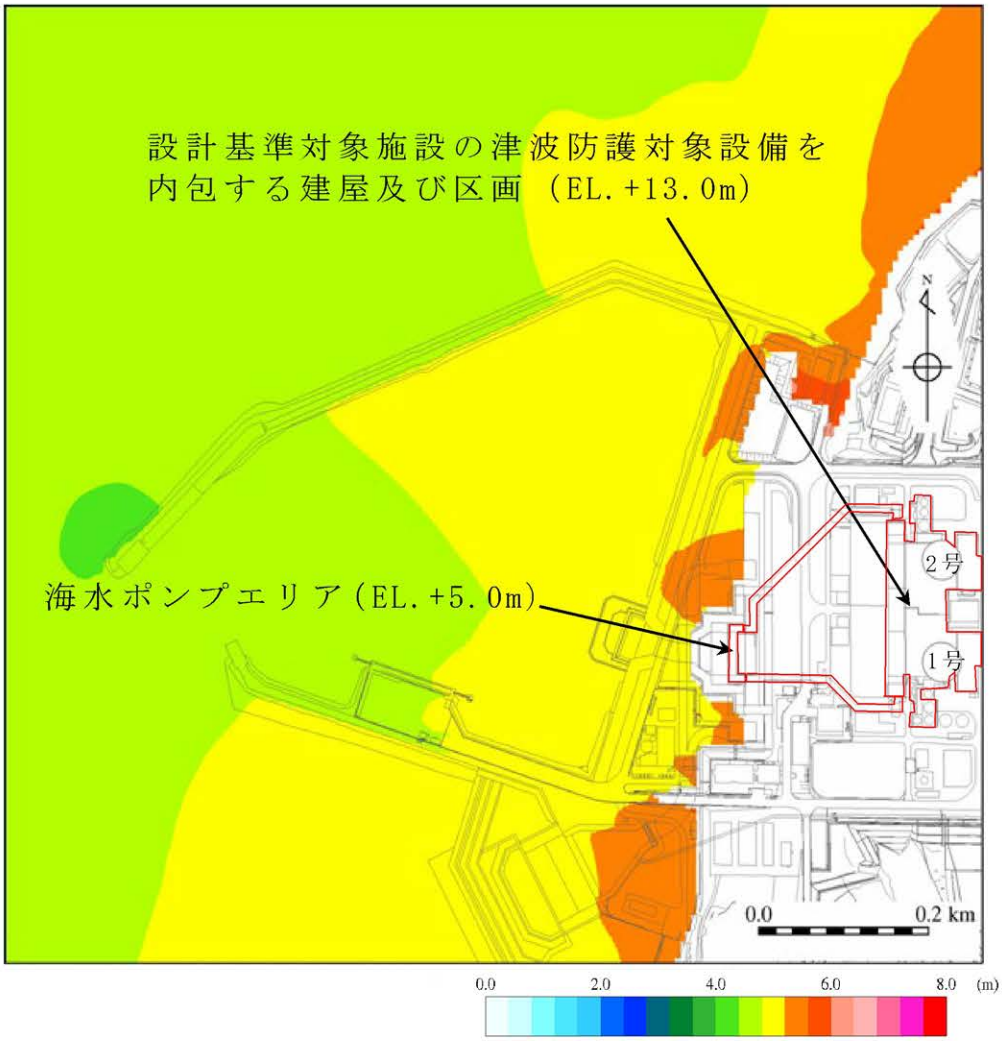
第 1.5.2 図　取水ピット時刻歴波形（下降側）



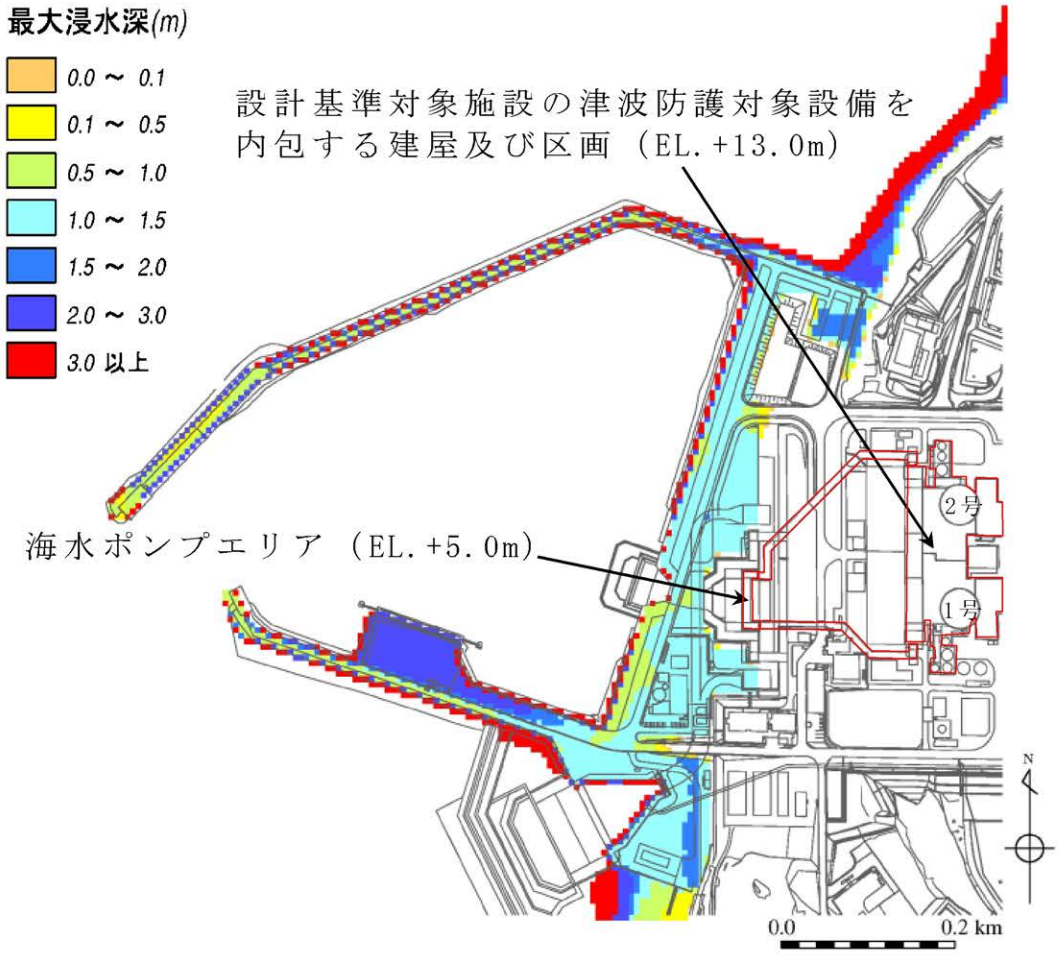
第 1.5.3 図　取水口時刻歴波形（下降側）



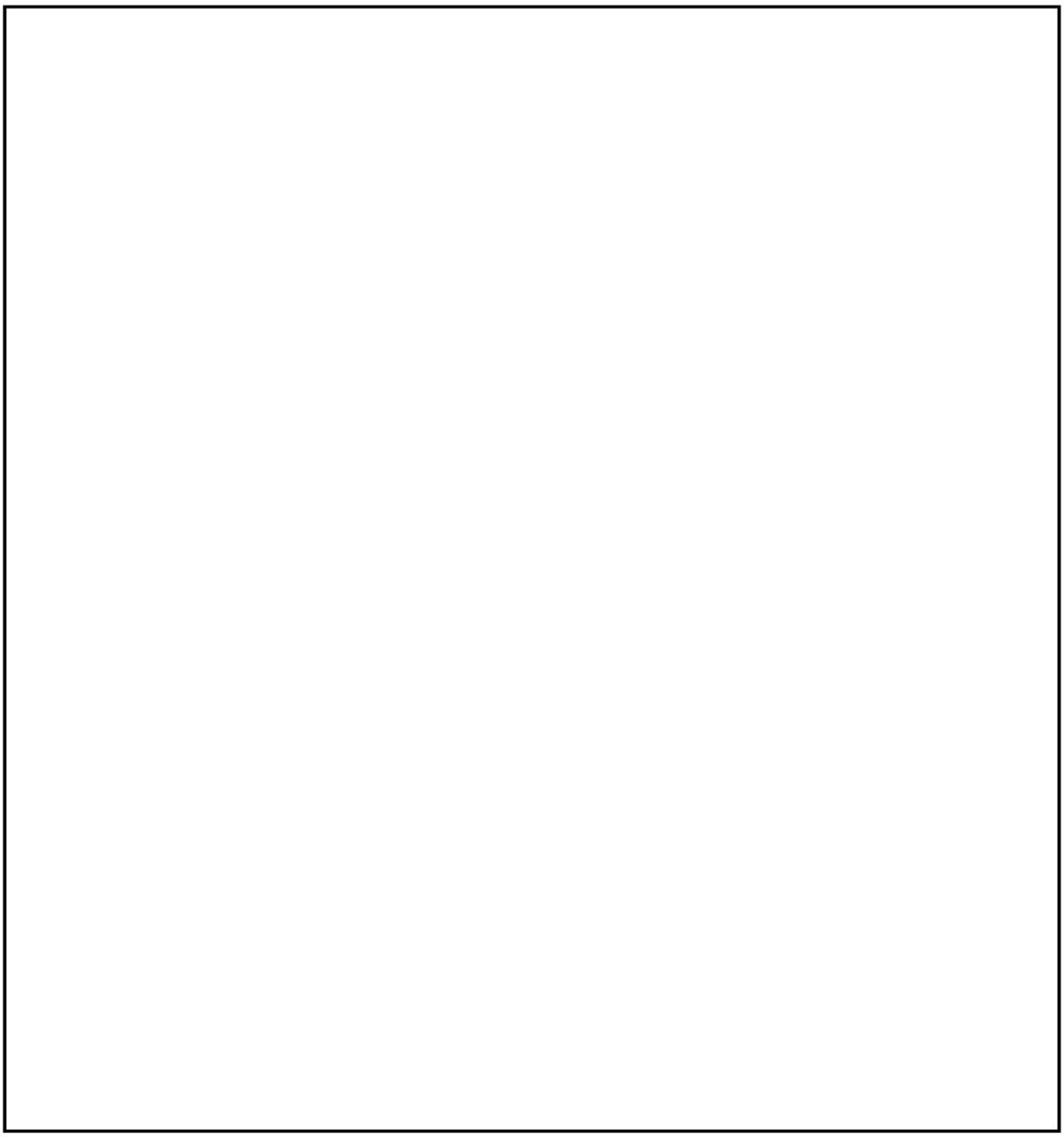
第 1.5.4 図　2 号炉放水ピット時刻歴波形（上昇側）



第 1.5.5 図　基準津波による最高水位分布

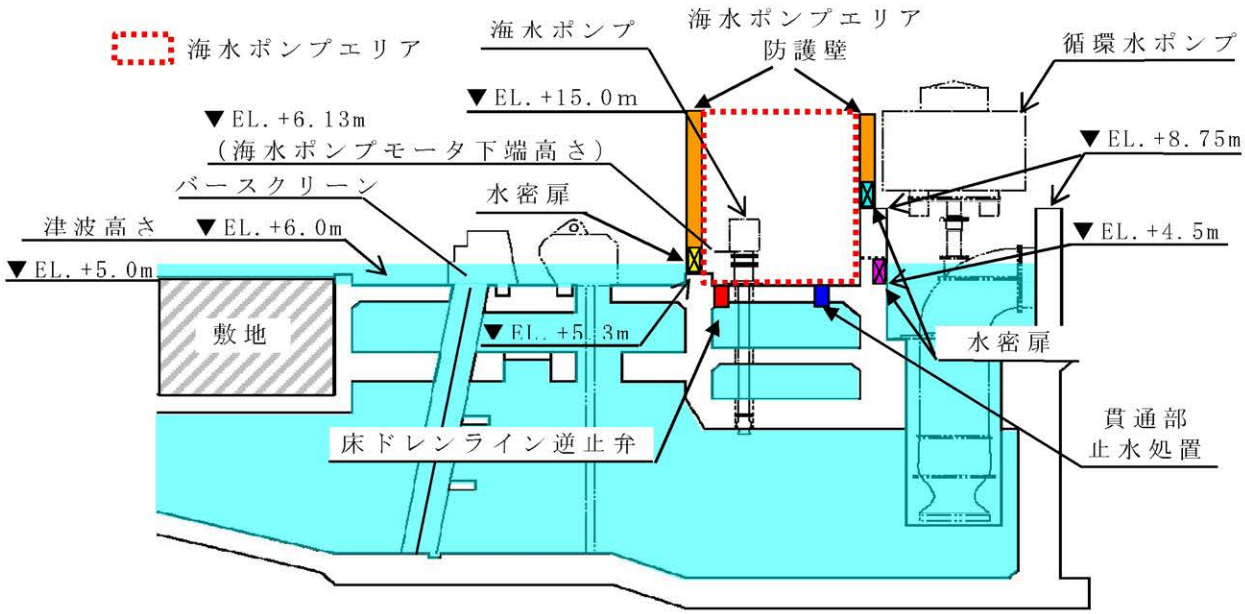


第 1.5.6 図　基準津波による最大浸水深分布

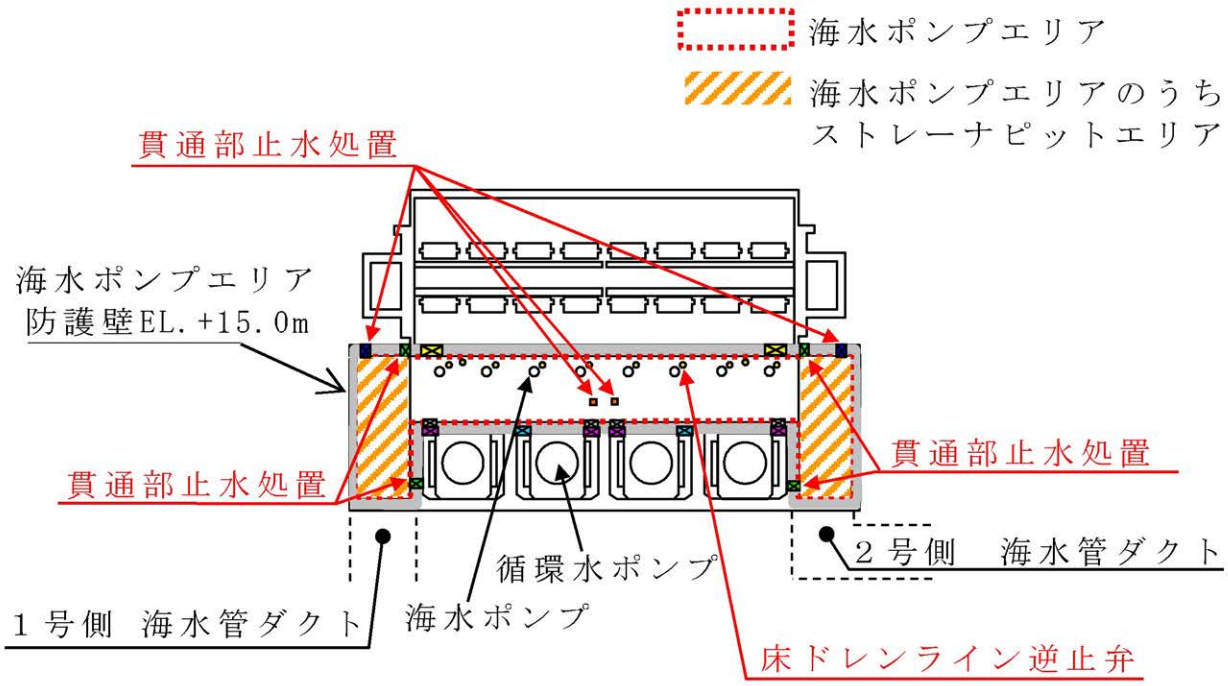


第 1.5.7 図　敷地の特性に応じた津波防護の概要

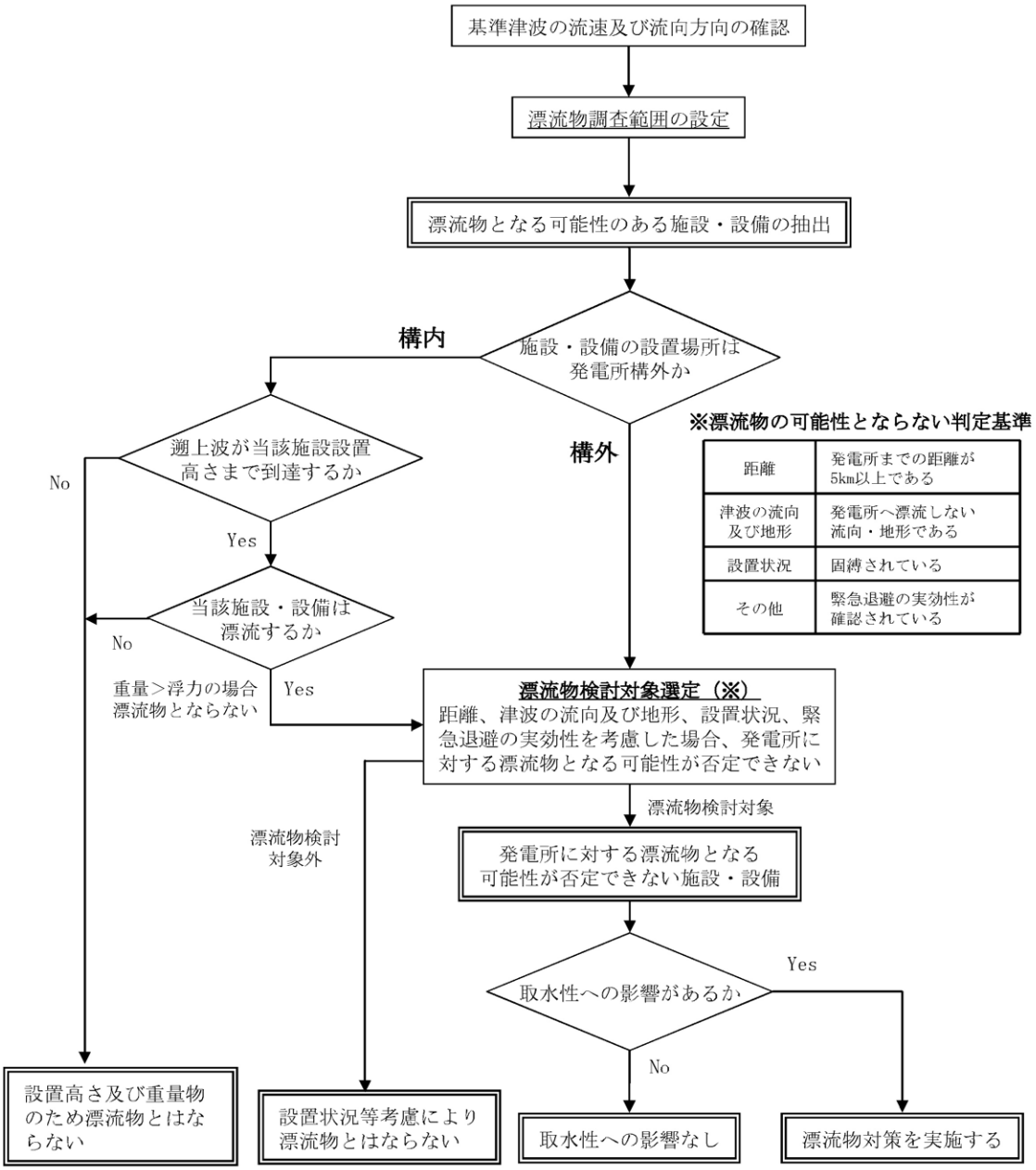
：防護上の観点から公開できません



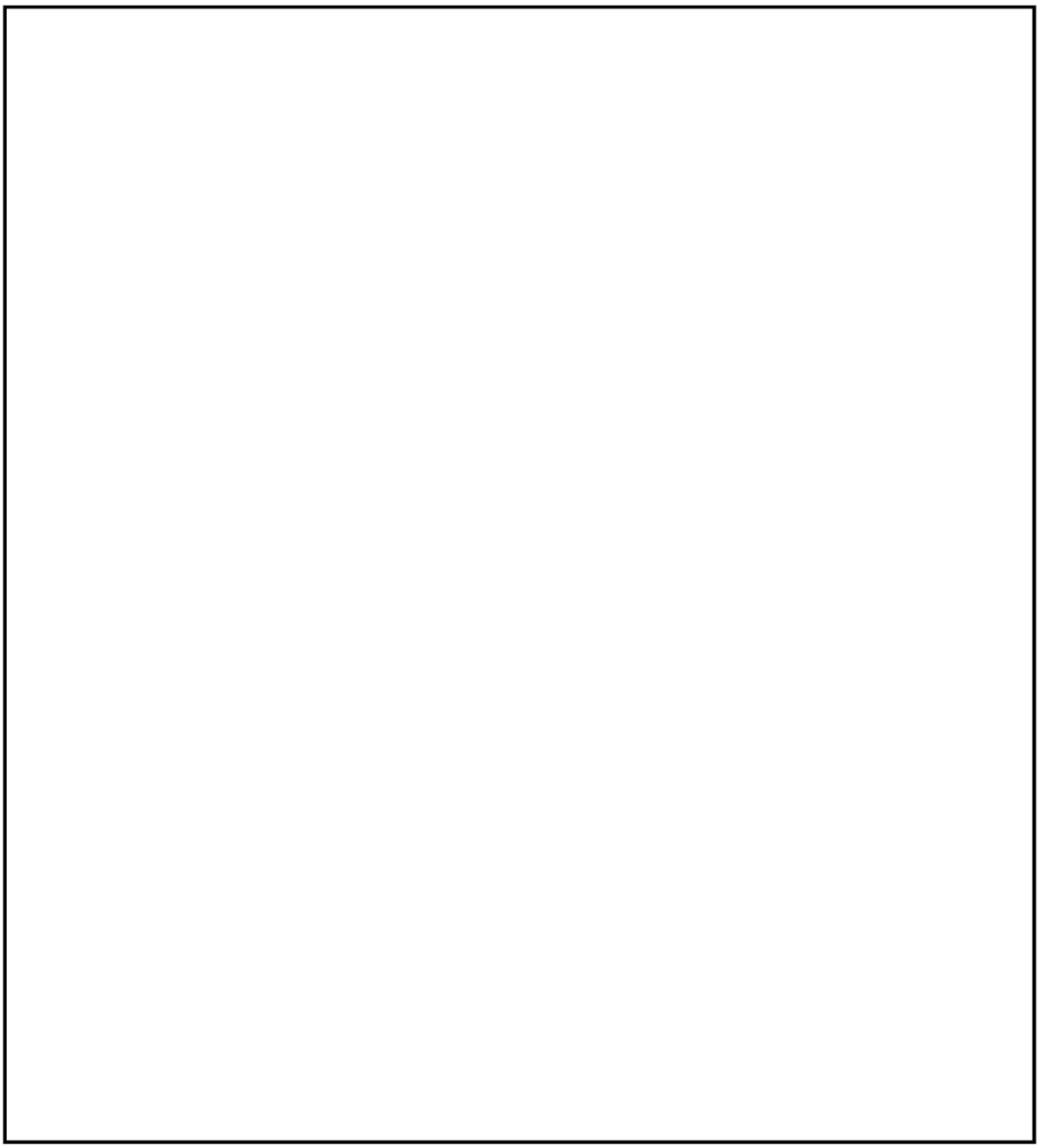
第 1.5.8 図　　海水ポンプエリアの浸水対策の概要



第 1.5.9 図　　海水ポンプエリアの浸水防止設備設置箇所の概要



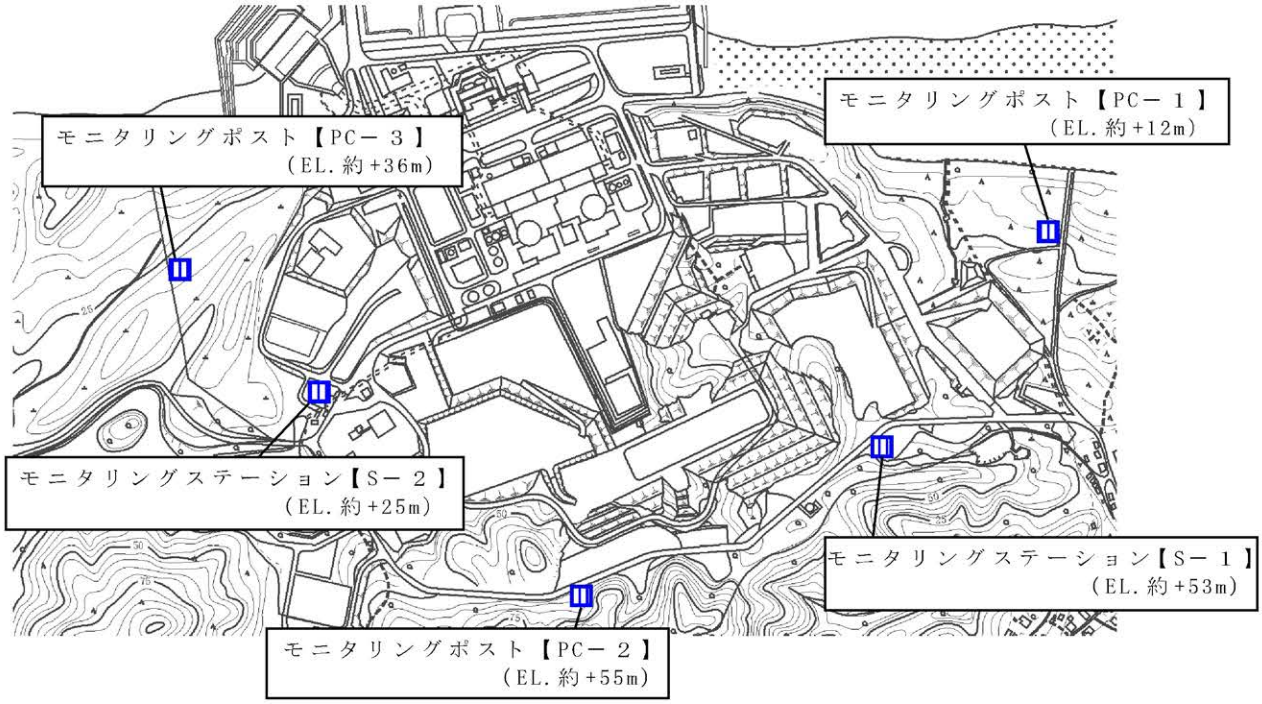
第 1.5.10 図　漂流物評価フロー



第 1.5.11 図　重大事故等対処施設の津波防護対象範囲

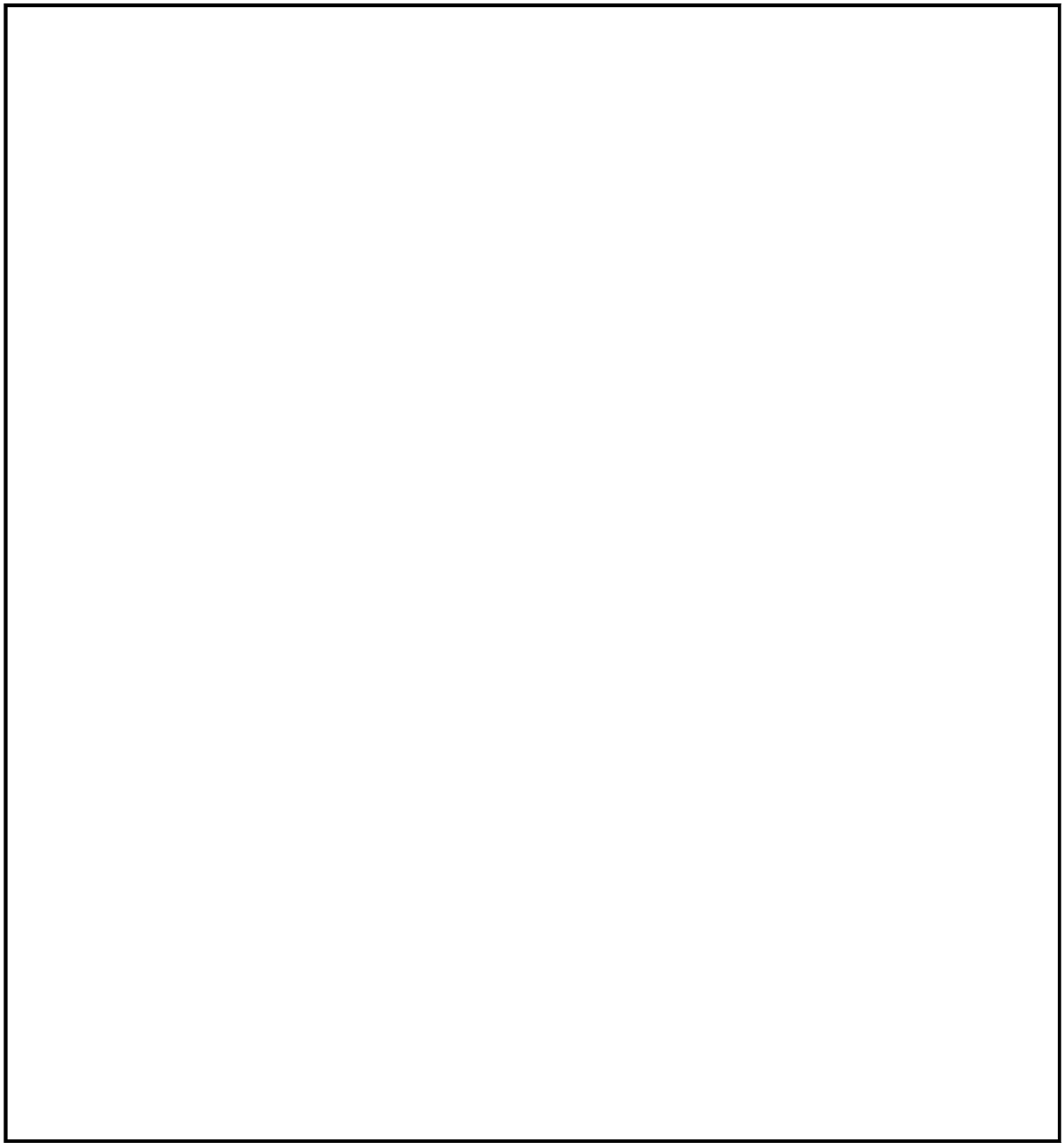
（発電所全体配置）

：防護上の観点から公開できません



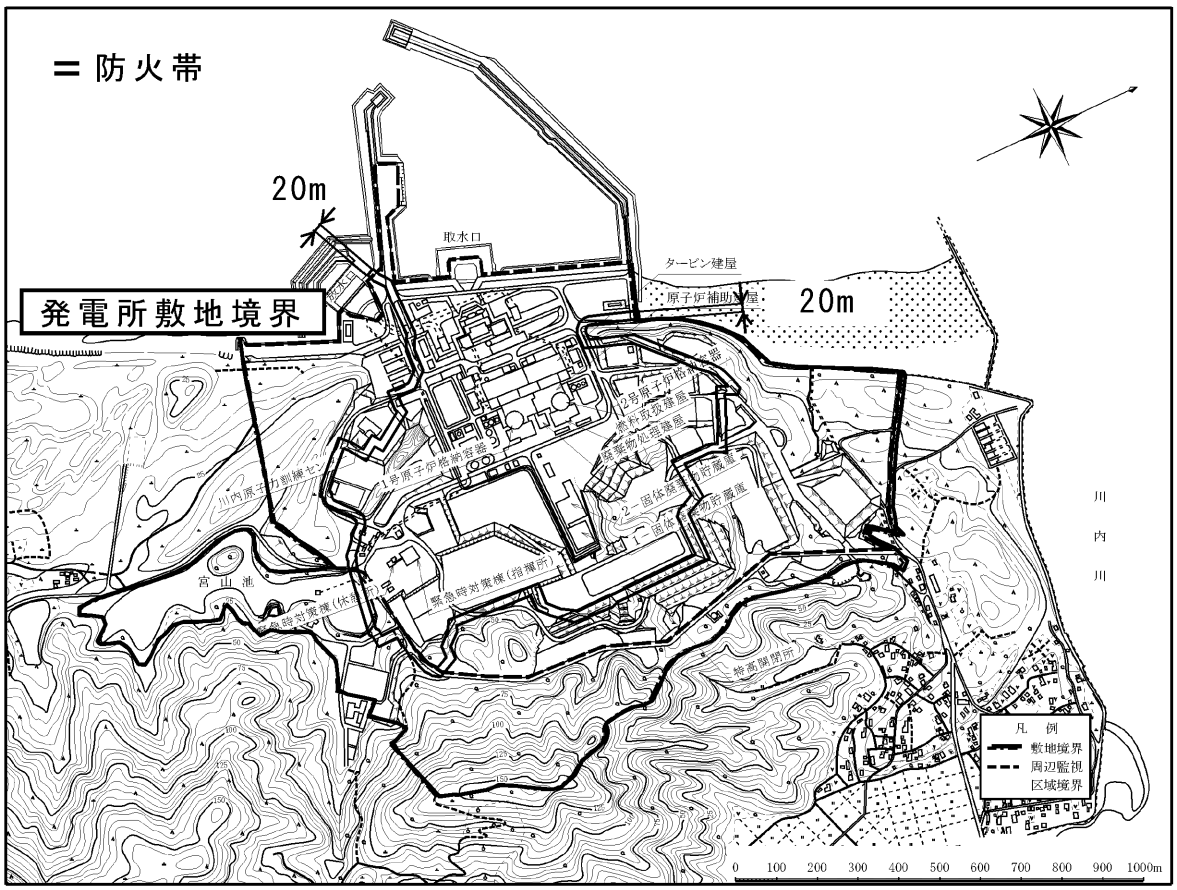
第 1.5.12 図　重大事故等対処施設の津波防護対象範囲

（発電所敷地近傍）

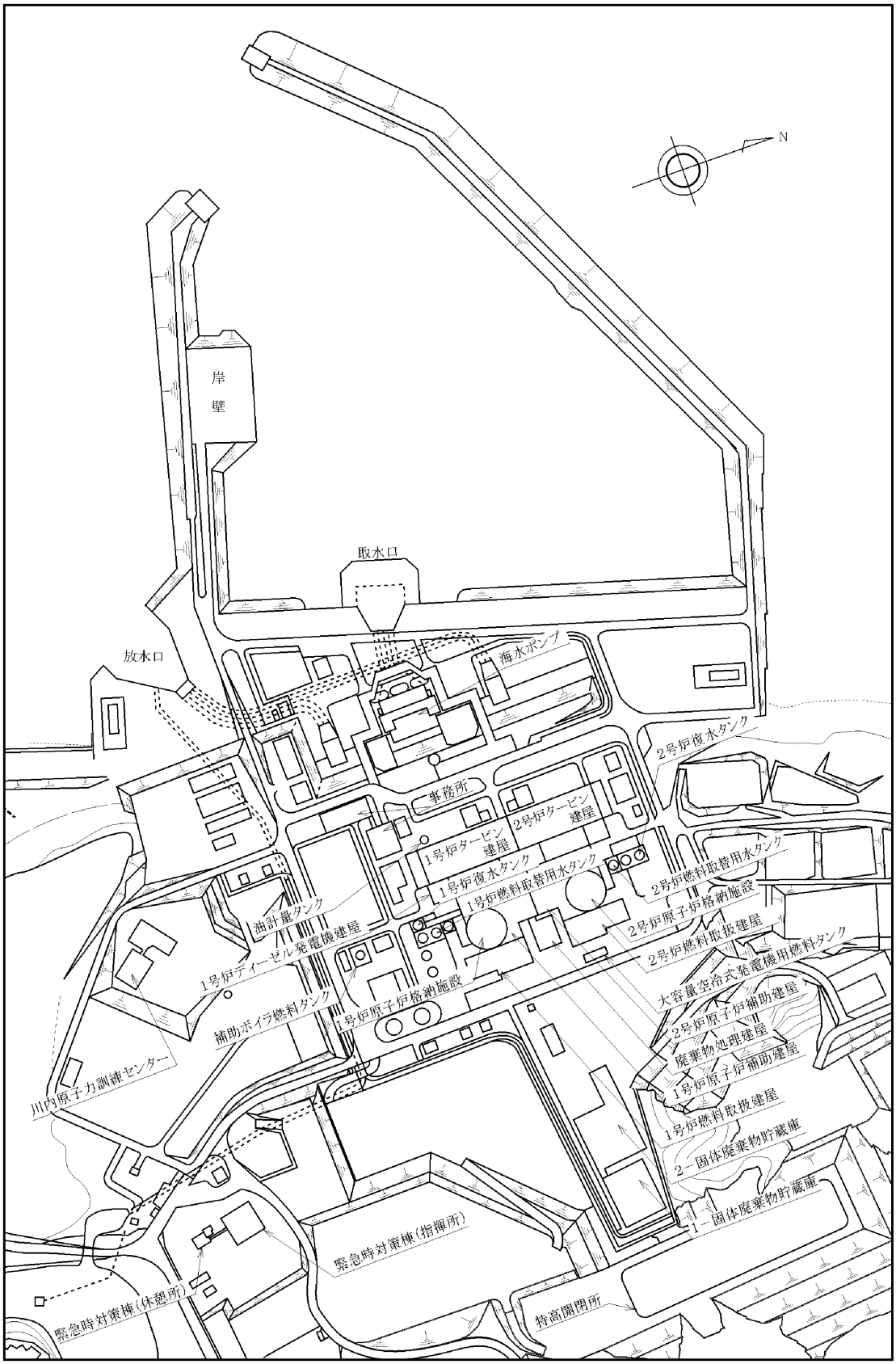


第 1.5.13 図　特定重大事故等対処施設の津波防護対象範囲

：防護上の観点から公開できません



第 1.10.1 図　防火帯設置図



第 1.10.2 図　危険物タンク配置図

技術的支援

指　令　部

組　織	構　成	主　な　任　務
本 部 長 【管理権原者】	○所　長	本部の統括及び方針の決定
副本部長	○次　長	本部長の補佐
統括管理者	○次　長	自衛消防隊の統括管理
本 部 付	○発電用原子炉主任技術者 等	本部長への意見具申 各班長への助言又は協力

運転員（当直員）

組　織	構　成	主　な　任　務
運転員 （当直員）	○発電課	運転上の措置

専属消防隊(委託員)

組　織	構　成	主　な　任　務
専属消防隊 （委託員）	○防災指揮者 ○機関員 ○操作員　等	消火活動

作　業　班

組　織	構　成	主　な　任　務
総　括　班	○技術課 ○防災課	本部の運営
運転支援班	○技術課 ○発電課	運転措置の技術的支援
安全管理班	○安全管理課	放射線管理
保　修　班	○保修課	設備の保修
運　転　班	○発電課	運転上の措置
広　報　班	○環境広報担当	自治体・プレス対応
総　務　班	○防災課 ○総務課	本部の設営・庶務
土木建築班	○土木建築課	土木建築設備の保修
原子力訓練センター班	○原子力訓練センター	避難者の誘導

第 1.10.3 図　自衛消防隊体制図

２．　プラント配置

2.1　概　　要

発電所敷地内の建屋及び構築物は、運転、保守及び安全性を十分考慮に入れた配置とする。

2.2　設計方針

(1)　平常運転時において、周辺監視区域境界での被曝線量が、「原子炉等規制法」に定められている許容基準を十分下回るとともに、重大事故及び仮想事故時における敷地境界での被曝線量が、「原子炉立地審査指針」のめやす線量を十分下回るように、発電用原子炉施設の位置は敷地境界から隔離する。

(2)　玄海原子力発電所の実績と川内地点の特異性を考慮に入れ、機能が十分発揮できる配置とする。

(3)　工事施工並びに工事工程を考慮した配置とする。

2.3　主要設備

(1)　原子炉格納施設及び原子炉格納容器排気筒

(2)　原子炉補助建屋及び原子炉補助建屋排気筒

(3)　燃料取扱建屋

(4)　タービン建屋

(5)　特高開閉所（１号及び２号炉共用）

(6)　廃棄物処理建屋（１号及び２号炉共用）

(7)　固体廃棄物貯蔵庫

・１－固体廃棄物貯蔵庫（１号及び２号炉共用）

・２－固体廃棄物貯蔵庫（１号及び２号炉共用）

（8）　給水処理設備（１号及び２号炉共用）

（9）　補助蒸気設備（１号及び２号炉共用）

（10）　港湾施設（１号及び２号炉共用）

（11）　取水施設（一部１号及び２号炉共用）

（12）　放水施設（一部１号及び２号炉共用）

（13）　事　務　所（１号及び２号炉共用）

（14）　緊急時対策所（１号及び２号炉共用）

・緊急時対策所（指揮所）

・緊急時対策所（緊急時対策棟内）

（15）　廃棄物搬出建屋（１号及び２号炉共用）

・圧縮固化処理棟

・固体廃棄物搬出検査棟

2.4　全体配置

発電所の全体配置を第 2.4.1 図に示す。

敷地中央部をＥＬ＋13ｍに整地造成し、主要構造物の敷地とする。陸地側から、燃料取扱建屋、原子炉格納施設、原子炉補助建屋、タービン建屋の順に設置する。

復水器冷却水は港湾内より深層取水し、放水ピットを経て港湾外へ放水する。

2.5　建屋及び構築物

2.5.1　概　　要

原子炉格納施設、原子炉補助建屋、燃料取扱建屋等の主要構造物の基礎は、堅硬な岩盤上に直接支持するか、又は岩盤上に打設

したコンクリートで支持する。

また、主要建物及び構築物は機器の運転、保守を考慮した配置とする。

原子炉格納施設、原子炉補助建屋、燃料取扱建屋、タービン建屋の機器配置を第 2.5.1 図～第 2.5.7 図に示す。

2.5.2 原子炉格納施設及び原子炉格納容器排気筒

原子炉格納施設は、原子炉格納容器、内部コンクリート及び外周コンクリート壁からなる。

原子炉格納容器は、内径約 40m、全高約 87mの上部半球、下部半だ円鏡円筒形の溶接構造で約ＥＬ－19mの堅硬な岩盤上に設置し、据付高さは器内主操作床面がＧＬ（ＥＬ＋13m）に合うようにする。

原子炉格納容器内壁コンクリートは設けず、ポーラ・クレーン架台を直接本体鋼板に取付ける構造とする。

原子炉容器のまわりに鉄筋コンクリート造り、ステンレス鋼板内張のキャビティを設け燃料取替作業が主操作床面から行えるようにし、燃料取替クレーン及びポーラ・クレーンを装備する。

また、原子炉格納容器への出入口として、通常用エヤロック、非常用エヤロック及び機器搬入口を設ける。

原子炉格納容器排気筒は、ステンレス鋼板製で外周コンクリート壁に沿わせて設置し、高さは地上より約 61mである。

また、原子炉格納容器換気設備の排気管は、原子炉補助建屋を経由し、原子炉格納容器排気筒に接続させる。

2.5.3　原子炉補助建屋及び原子炉補助建屋排気筒

原子炉補助建屋は、原子炉格納施設に隣接して設け、化学体積制御設備、余熱除去設備、放射性廃棄物廃棄施設、燃料取替用水設備、空調装置、試料採取設備、原子炉補機冷却水設備、中央制御室、電気室等を収容する。

主要構造は鉄筋コンクリート造りで、地上２階（地上高さ約 16ｍ）、地下５階であり、岩盤上に直接支持するか、又は岩盤上に打設したコンクリートで直接支持する。

原子炉補助建屋排気筒はステンレス鋼板製で外周コンクリート壁に沿わせて設置し、地上高さは約 61ｍである。

2.5.4　燃料取扱建屋

燃料取扱建屋は、原子炉格納容器に隣接して設け、燃料取扱及び貯蔵設備、使用済燃料ピット水浄化冷却設備等を収容する。主要構造は鉄筋コンクリート及び鉄骨造りで、地上１階（地上高さ約 23ｍ）、地下２階であり、岩盤上に直接支持するか、又は岩盤上に打設したコンクリートで支持する。

2.5.5　タービン建屋

タービン建屋は建屋１階面をＧＬに合せた半地下式とし、地下を鉄筋コンクリート造り、地上を鉄骨構造とする。

タービン建屋は約 42ｍ×約 106ｍ、地上高さ約 28ｍで、タービン発電機、復水器、給水加熱器、給水ポンプ及び補機類等を収容する。

また、主要機器の搬入、搬出を考慮し天井クレーンを装備する。

2.5.6　特高開閉所（１号及び２号炉共用）

特高開閉所は固体廃棄物貯蔵庫東側の敷地に、しゃ断器、線路開閉器、避雷器、計器用変圧器、計器用変流器等を設ける。

2.5.7　固体廃棄物貯蔵庫（１号及び２号炉共用）

１及び２－固体廃棄物貯蔵庫は、１号炉の原子炉格納施設の東側に設置する。

2.5.8　給水処理設備

原子炉補助建屋の南側に給水処理設備を設置し、各装置へはポンプにより送水する。給水処理設備へは、敷地内にある宮山池から原水ポンプにより原水タンクを経由して送水する。

2.5.9　補助蒸気設備

タービン建屋の南側に補助ボイラを、また、西側にスチーム・コンバータを設置する。

2.5.10　港湾施設

海岸は遠浅であるため、冷却海水の取水、建設中の重量物及び運開後の使用済燃料キャスクの海上輸送等を考慮し、港湾を設置する。港湾内には、3,000ｔ級の船舶が接岸可能なコンクリート・ケーソン重力式（天端高ＥＬ＋3m）の岸壁を設ける。バース長は約 106mであり、水深は約 6mである。

2.5.11　取水施設（一部１号及び２号炉共用）

港湾内南側に取水口を設け、ポンプピットより取水する。ポンプピットには、循環水ポンプ、海水ポンプ等を設置し、鋼管製の循環水管をタービン建屋まで埋設配管する。

原子炉補機冷却海水管は、原子炉補助建屋まで海水管ダクト内に配管する。

2.5.12　放水施設（一部１号及び２号炉共用）

ポンプピットに隣接して放水ピットを設置し、復水器冷却水、原子炉補機冷却海水等を放水口まで導き、港湾外に放出する。

2.5.13　事　務　所（１号及び２号炉共用）

１号炉タービン建屋の西側に、鉄筋コンクリート造の事務所（本館）及び地上４階の事務所（新館）を設け、その中に事務室等を設ける。

2.5.14　緊急時対策所（１号及び２号炉共用）

１号炉原子炉格納施設の南東側に設ける鉄筋コンクリート造の緊急時対策棟（指揮所）内又は緊急時対策棟内に、緊急時対策所を設ける。

代替緊急時対策所は、その機能に係る設備を含め、必要な手続きを行った後、機能を緊急時対策所（指揮所）に移行する。緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）において引き続き使用する設備を除き、本移行をもって代替緊急時対策所の機能を廃止するが、緊急時対策所（緊急時対策棟

内）において緊急時対策棟（休憩所）として使用する。

緊急時対策所（指揮所）と緊急時対策棟（休憩所）を合わせた緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、その機能に係る設備を含め、必要な手続きを行った後、緊急時対策所としての機能を持たせる。

2.5.15　廃棄物搬出建屋（１号及び２号炉共用）

廃棄物搬出建屋は、圧縮固化処理棟及び固体廃棄物搬出検査棟からなり、１及び２－固体廃棄物貯蔵庫の南側に設置する。

2.6　特定重大事故等対処施設に関するプラント配置

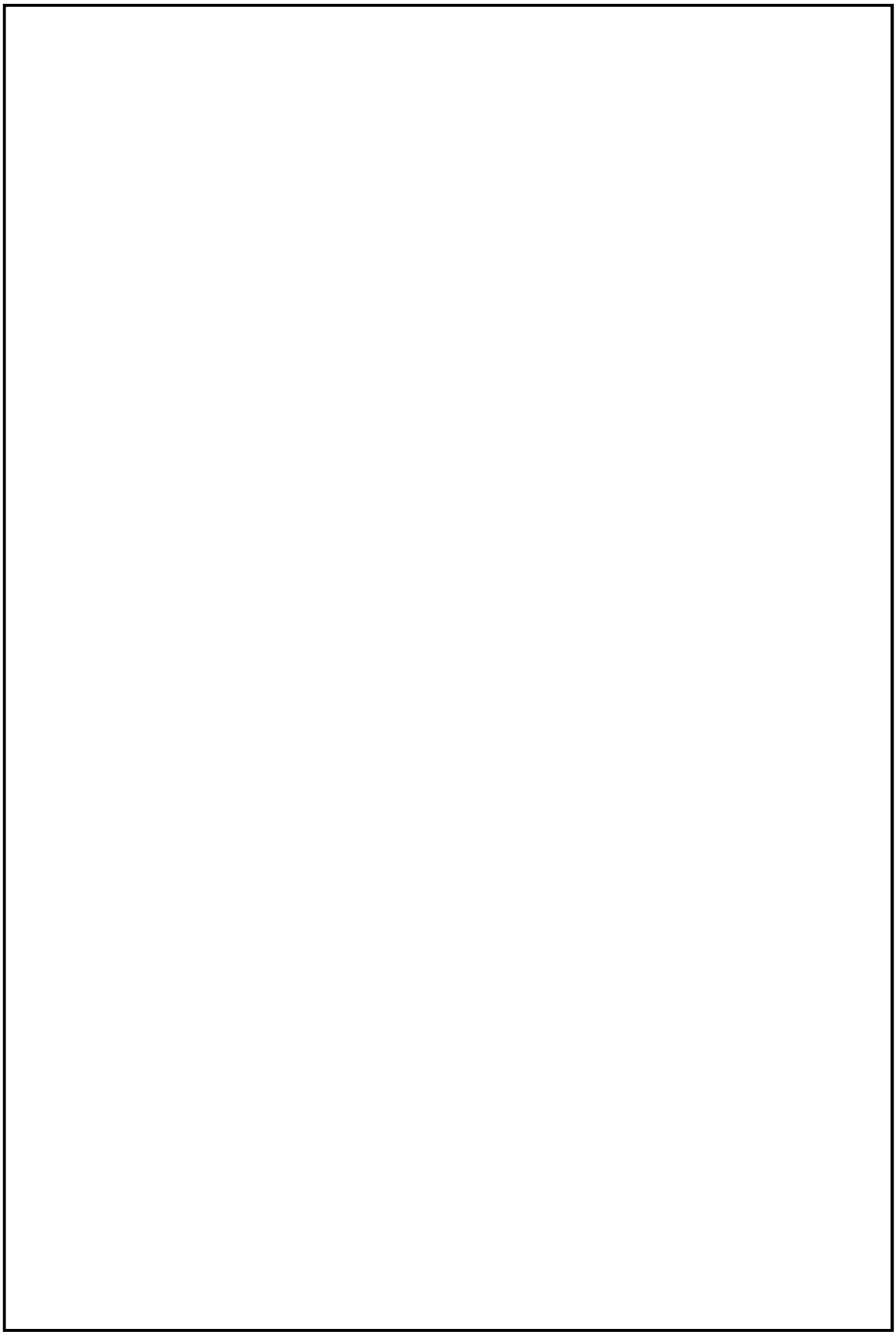
2.6.1　主要設備

2.6.2　全体配置

特定重大事故等対処施設を含む発電所の全体配置を第2.6.1図に示す。

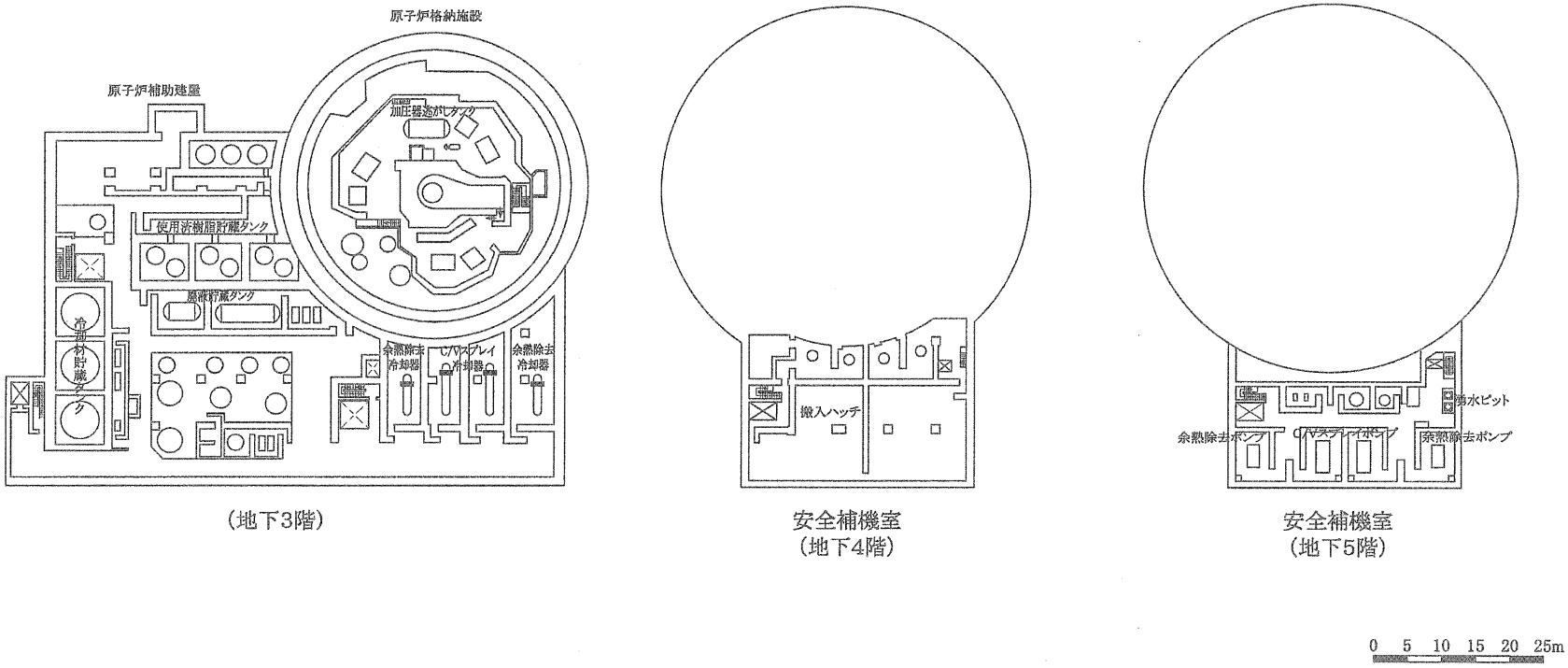
2.6.3　建物及び構造物

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

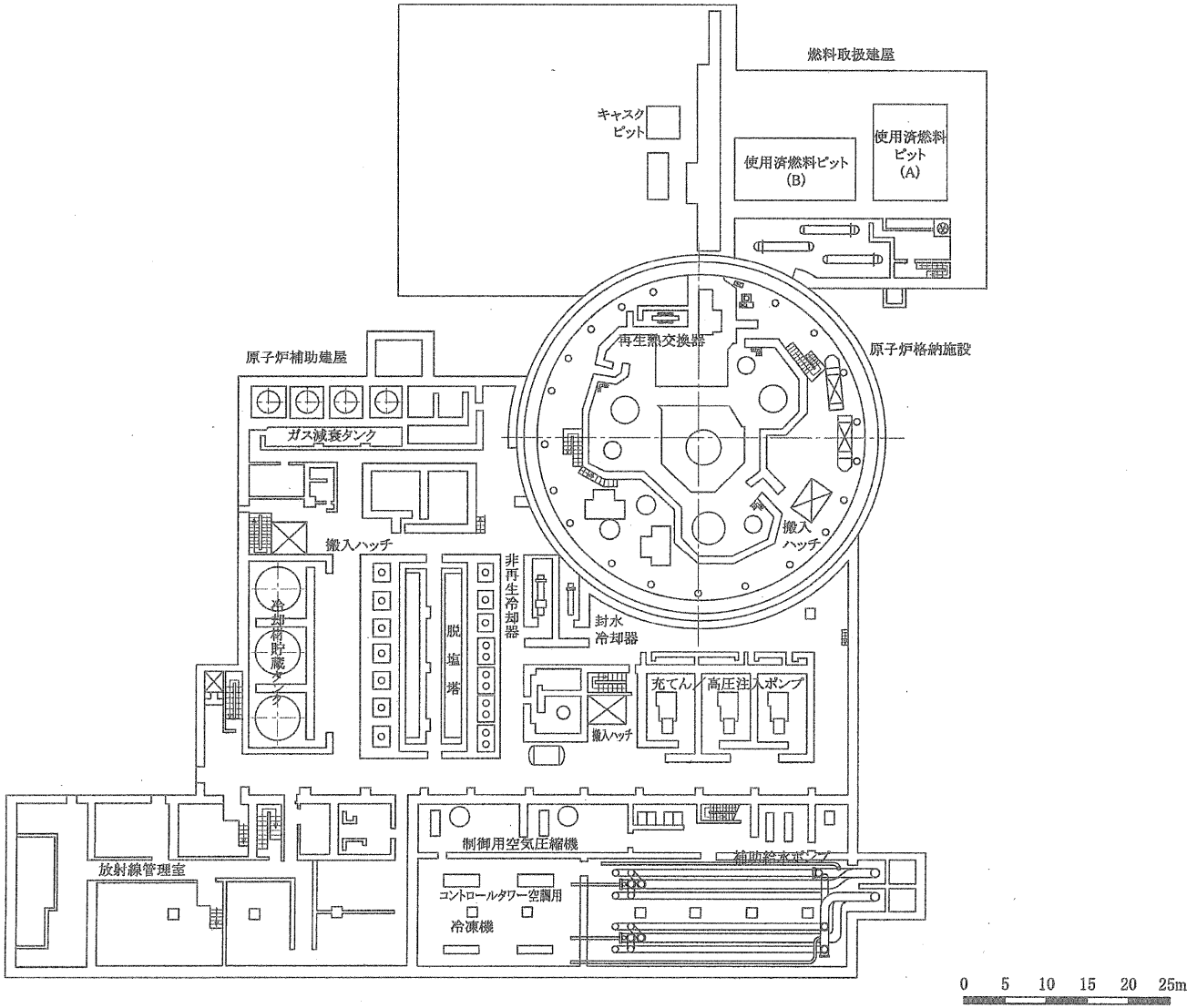


第 2.4.1 図　発電所全体配置図

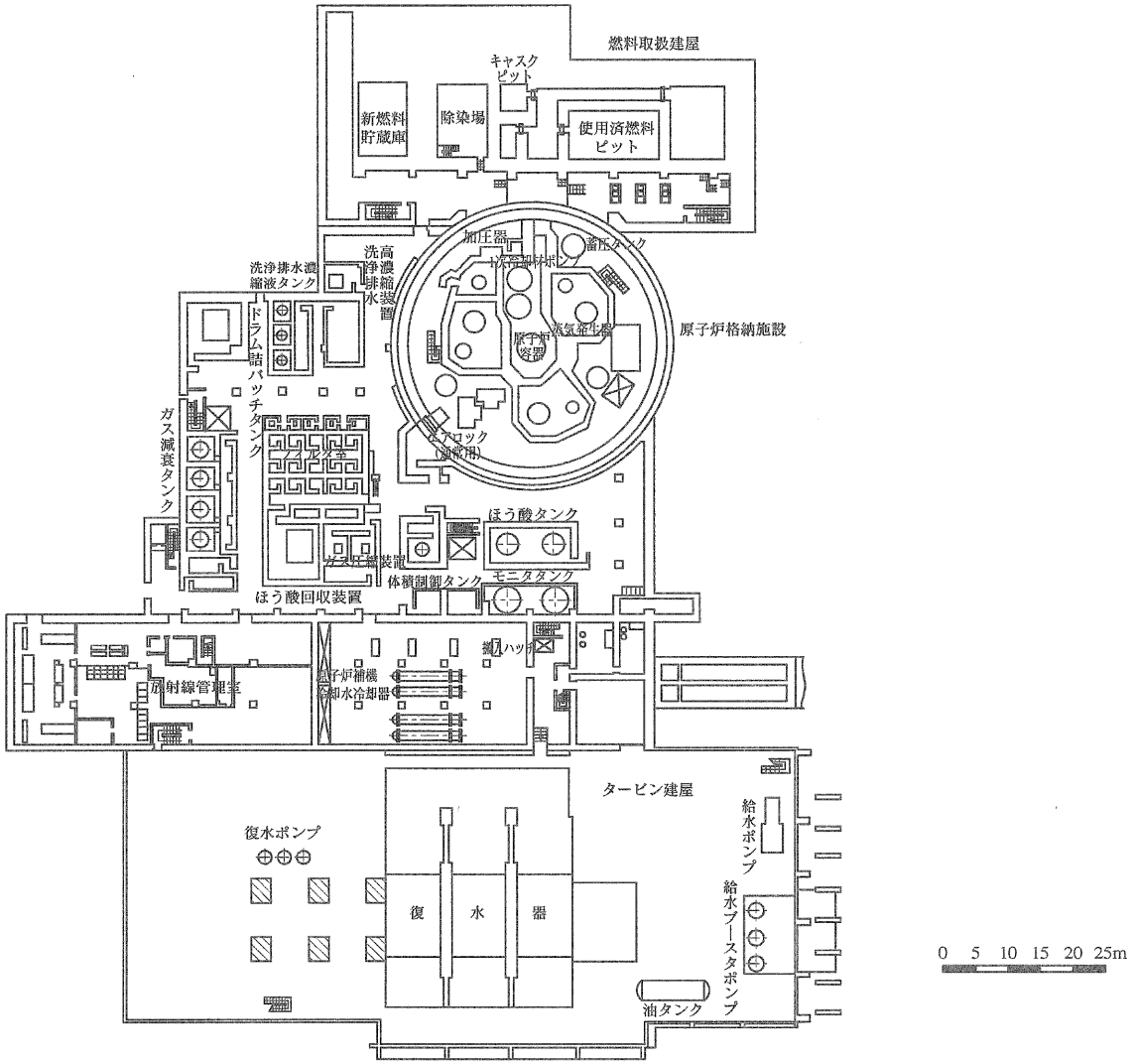
：防護上の観点から公開できません



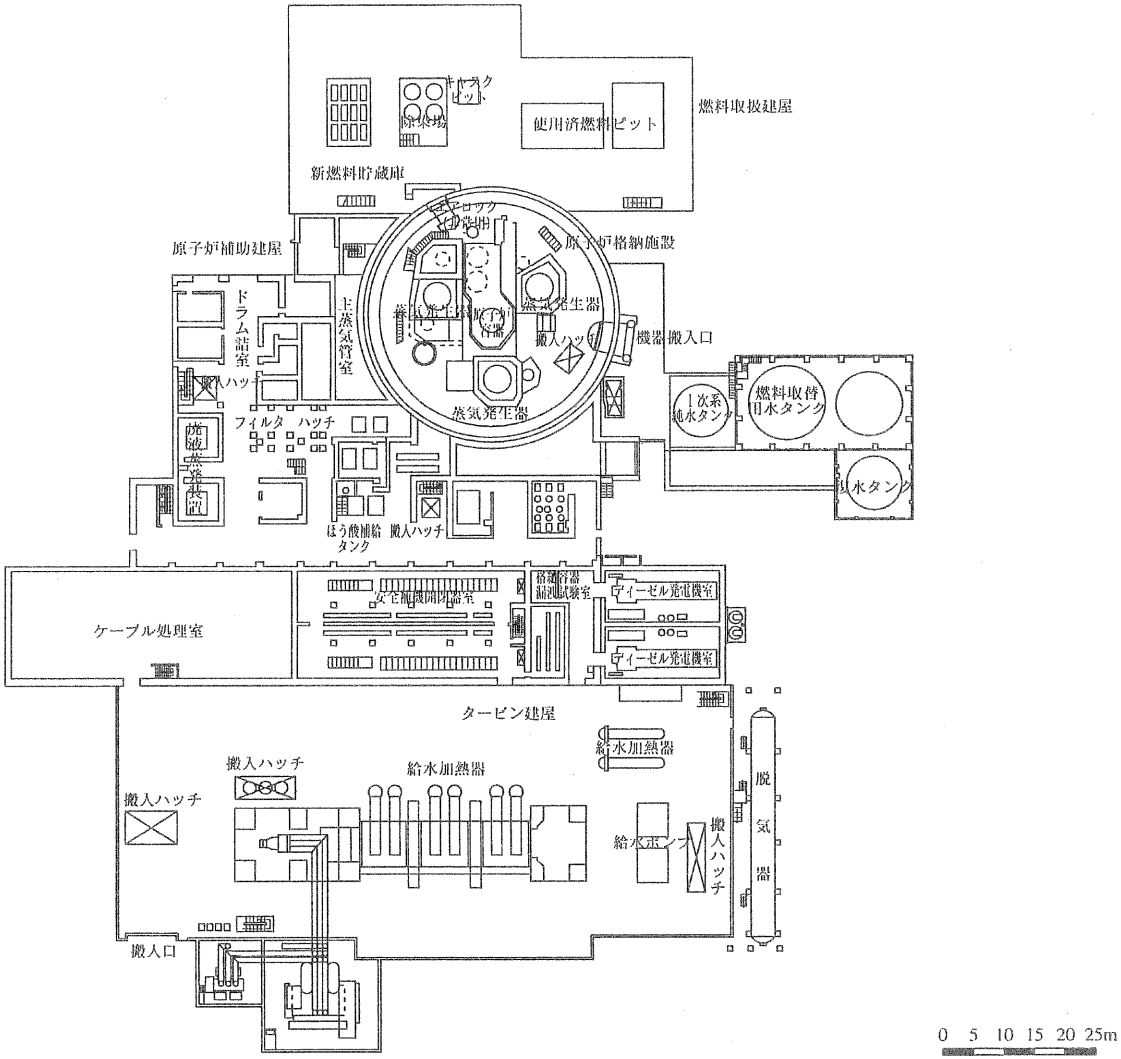
第2.5.1図　主要建屋平面図（地下３、４、５階）



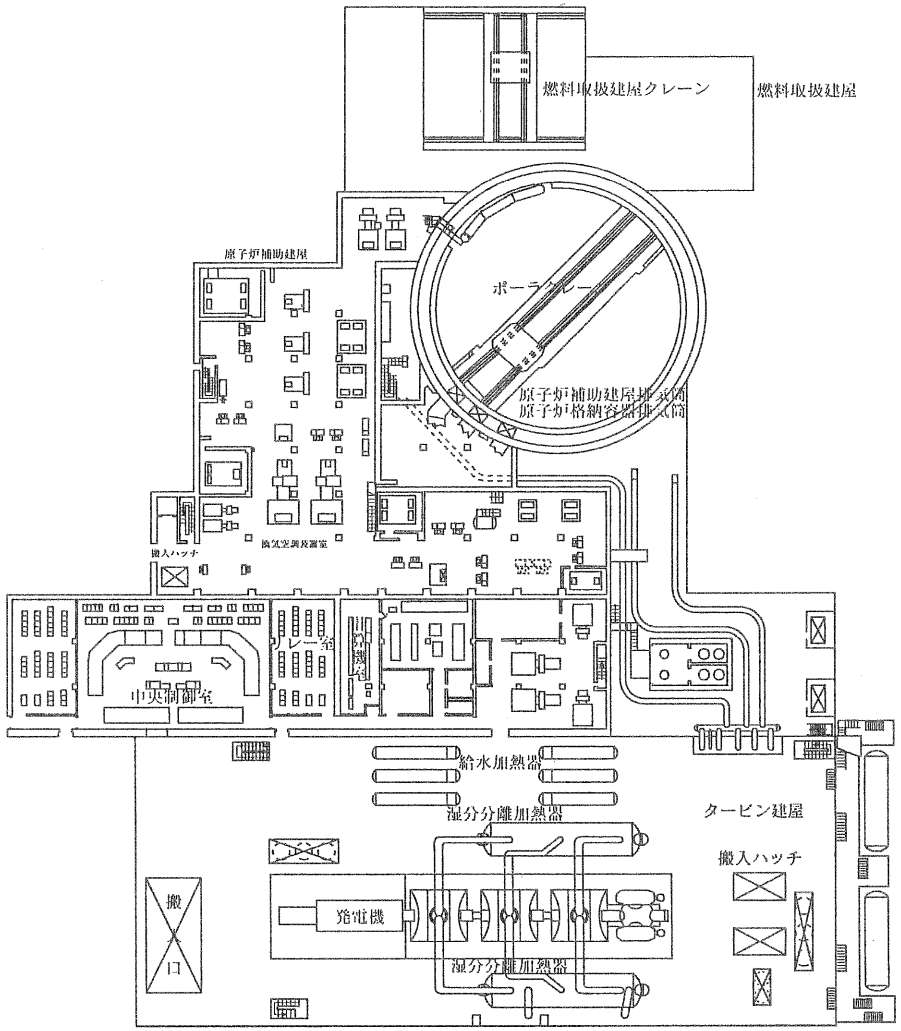
第2.5.2図　主要建屋平面図（地下２階）



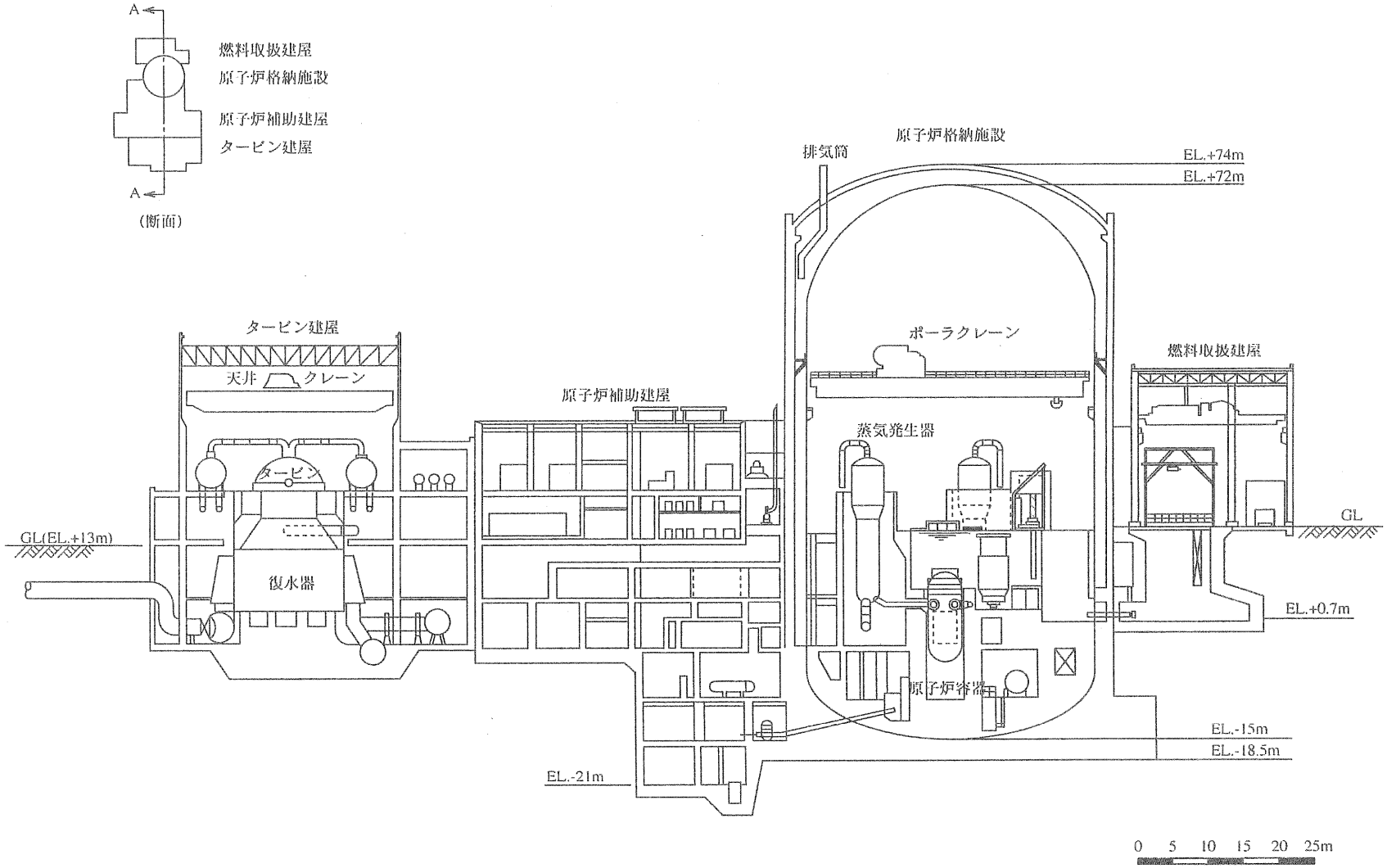
第2.5.3図　主要建屋平面図（地下１階）



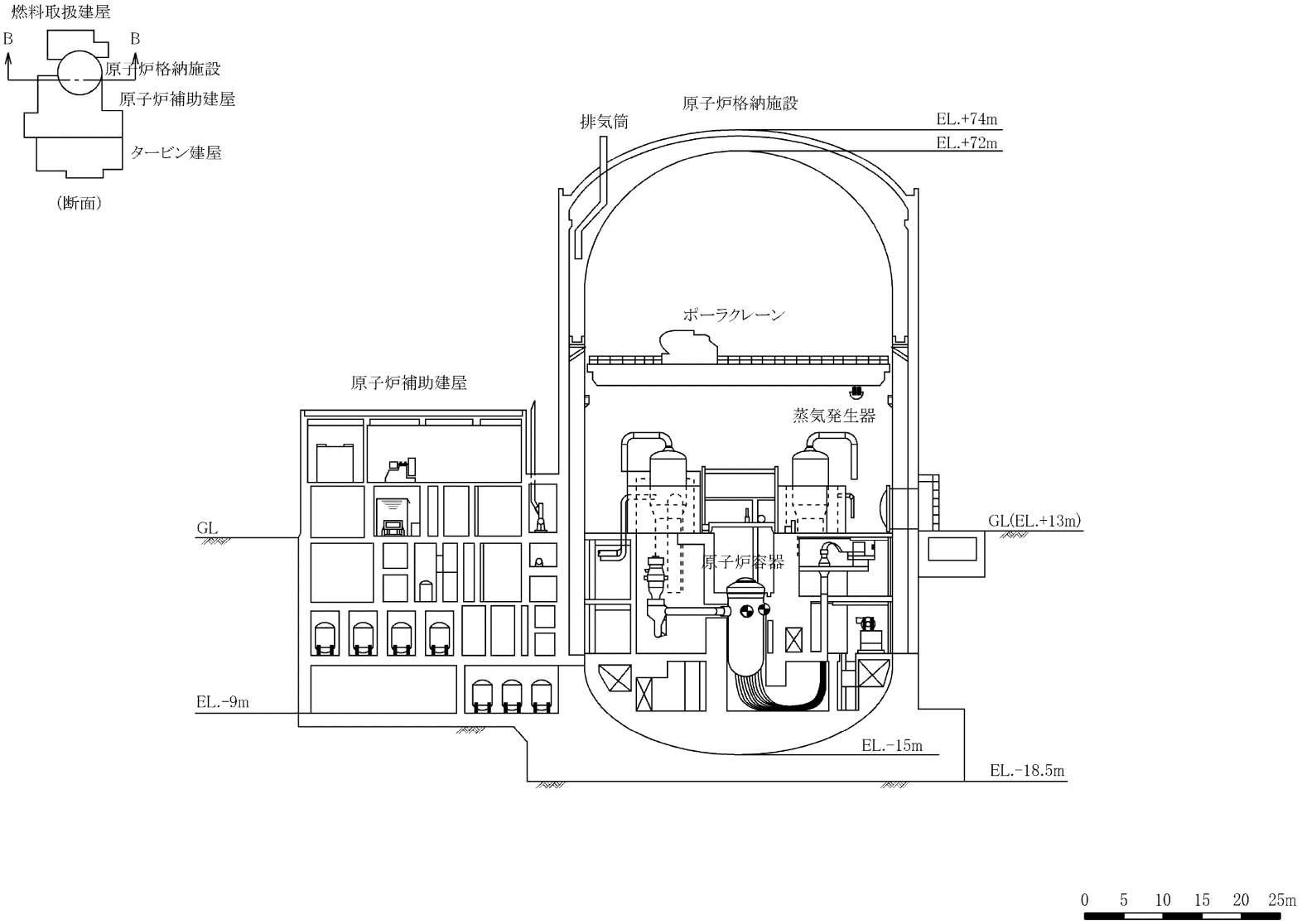
第2.5.4図　主要建屋平面図（１階）



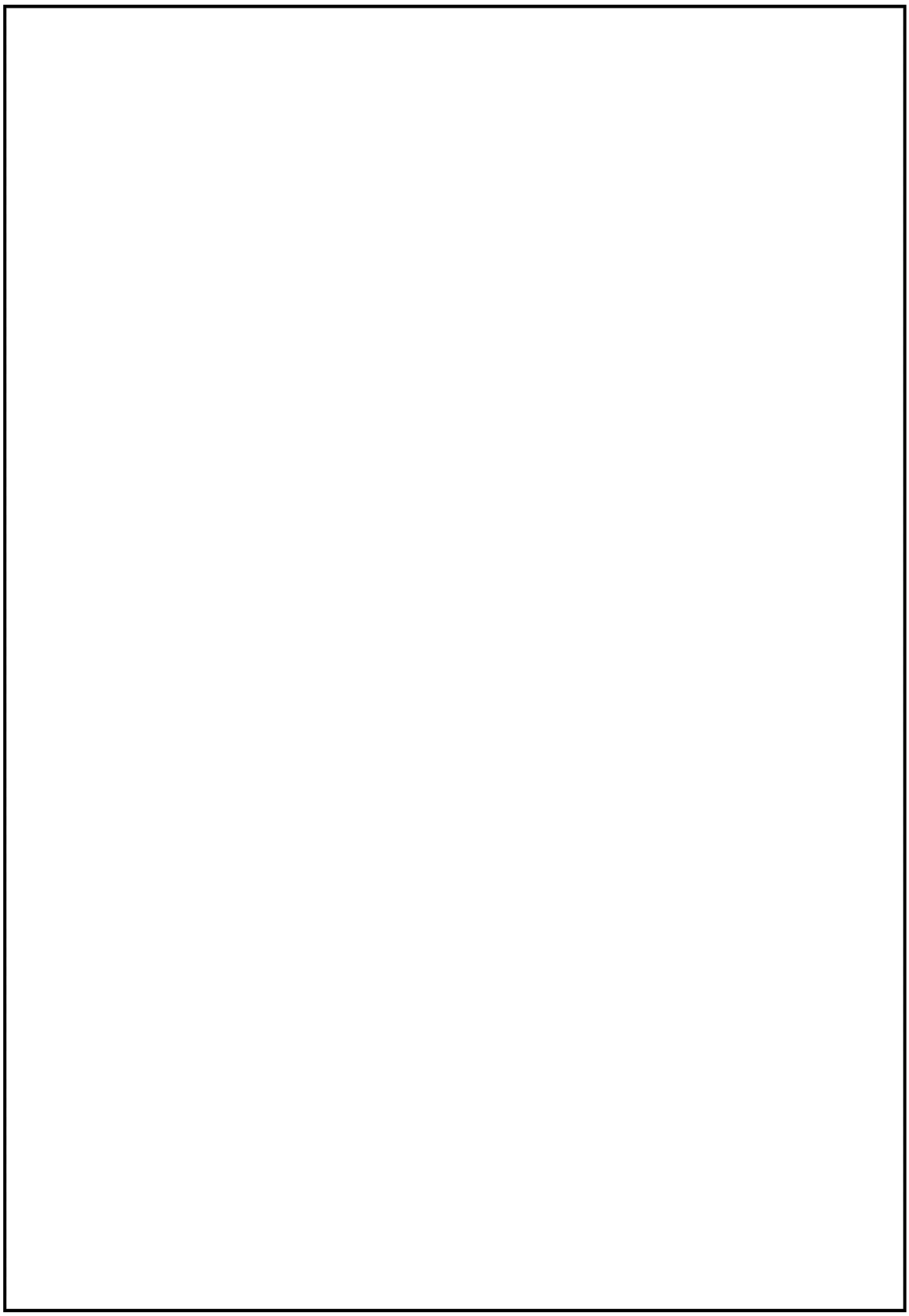
第2.5.5図　主要建屋平面図（２階）



第2.5.6図　主要建屋断面図（Ａ－Ａ断面）



第2.5.7図　主要建屋断面図（Ｂ－Ｂ断面）



第 2.6.1 図　発電所全体配置図（特定重大事故等対処施設を含む。）

：防護上の観点から公開できません

３．発電用原子炉及び炉心

3.1　概　　要

発電用原子炉を構成する要素としては、原子炉容器、燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ、制御棒クラスタ駆動装置等がある。発電用原子炉及び炉心の概要を第3.1.1図及び第3.1.2図に示す。

炉心は、157体の燃料集合体を円柱状に配列して構成し、初装荷炉心では、炉心を３領域に分け、それぞれ異なった濃縮度を採用する。

また、炉心は１次冷却設備の軽水により冷却、減速され、その減速材中には、中性子吸収材としてほう酸を入れる。

燃料集合体の燃料棒の配列は、17×17であり、そのうち264本が燃料棒、24本が制御棒案内シンブル、残り１本が炉内計装用案内シンブルである。制御棒案内シンブルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源又はプラギングデバイスの挿入に使用する。

燃料集合体を支持する炉内構造物は、大別して上部炉心構造物及び下部炉心構造物で構成する。

１次冷却材は、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器内に入り、炉心槽と原子炉容器間の円環部を下方に流れ、下部プレナム部で上向き流となり、ほぼ均一流量分布で炉心下部に入り、炉心内で発生する熱エネルギを吸収して高温となり、炉心上部プレナムで混合した後、原子炉容器出口ノズルを経て蒸気発生器に至り、熱エネルギはタービンを駆動する高温高圧の蒸気の発生に用いられる。

発電用原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタの操作及び１次冷却材中のほう素濃度調整の原理の異なる２つの方法によって行う。これらの制御方式に加えて、過剰反応度を抑制し、減速材温度係数を高温出力運転状態で負にするため、必要に応じてバーナブルポイ

ズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用する。

制御棒クラスタは、起動、停止、負荷変化等に伴う比較的急速な反応度変化を制御するのに用い、ほう素濃度調整は、燃料の燃焼に伴う反応度変化、キセノン、サマリウム等の変化に伴う反応度変化、常温から運転温度までの温度変化に伴う反応度変化等の比較的緩やかな反応度変化を制御するのに用いる。制御棒クラスタは、原子炉容器上部ふたに取り付けた磁気ジャック式制御棒クラスタ駆動装置により駆動する。ほう素濃度は、化学体積制御系による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り調整する。

核設計においては、制御棒クラスタ、燃料集合体及びバーナブルポイズンの配置、燃料の濃縮度、１次冷却材中のほう素濃度等のパラメータを決定し、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引抜位置のままで挿入できない場合でも、原子炉制御設備及び原子炉保護設備とあいまって、適切な反応度制御をできるようにする。また、出力分布振動に対し水平方向振動は固有の減衰特性を持ち、軸方向振動に対しては容易に抑制可能である設計とする。

熱水力設計においては、燃料被覆管と１次冷却材との間で適切な熱伝達が行われるように、燃料集合体の構造、出力分布、炉心流量分布等について適切な設計をするとともに、反応度制御設備、原子炉保護設備等とあいまって燃料の健全性を確保するようにする。

１次冷却材中の腐食生成物及びこれから生成する放射性物質をできるだけ少なくするため、１次冷却材に直接接触する部分には、耐食性材料を用いるか、又は表面を耐食性材料で被覆する。炉心には、耐食性とともに核特性の優れた材料を選択する。

発電用原子炉及び炉心の主要仕様を第3.1.1表に示す。

3.2 機械設計

3.2.1 燃　　料

(1) 概　　要

燃料集合体は、多数の二酸化ウラン焼結ペレット又はガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットを「ジルカロイ－４の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金」若しくは「ジルコニウム－ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金」又はジルカロイ－４で被覆した燃料棒、制御棒案内シンブル、炉内計装用案内シンブル、支持格子、上部ノズル、下部ノズル等で構成する。申請書本文における五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備　ハ．原子炉本体の構造及び設備　(ﾛ) 燃料体　(2)被覆材の種類に示す「ジルカロイ－４の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金」若しくは「ジルコニウム－ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金」（以下、3.2.1 では「ジルコニウム基合金」という。）の主成分は第 3.2.1 表のとおりである。[(1)(2)]　燃料棒の配列は、17×17 であり、そのうち 264 本が燃料棒、24 本が制御棒案内シンブル、残り１本が炉内計装用案内シンブルである。制御棒案内シンブルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源又はプラギングデバイスの挿入に使用する。

(2) 設計方針[(1)(3)]

燃料の機械設計においては、燃料材料、使用温度、圧力条件及び照射効果を考慮し、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉施設の各設備とあいまって燃料の健全性を確保するため、次の設計方針を満足するようにする。

a．燃　料　棒

燃料棒は、燃料温度、燃料棒内圧、被覆管の応力、歪及び疲労を制限することにより、その健全性を確保する。このため、燃料寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、以下の方針を満足するように燃料棒の設計を行う。

設計に当たっては、ペレットの熱膨張、スエリング及び焼きしまり、核分裂生成ガスの生成及び放出、被覆管の熱膨張、クリープ、弾性変形等の原子炉運転中に生じる諸現象を考慮する。また、濃縮度、ガドリニア濃度等を考慮する。

(a)　燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満となる設計とし、それぞれのペレットと被覆管との熱膨張差によって生じる応力を抑える。

(b)　燃料棒内圧は、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えない設計とする。

(c)　被覆管応力は、被覆材の耐力以下となる設計とする。被覆材の耐力は、使用温度及び放射線照射の効果を考慮すると、約 310N／mm^2～約 590N／mm^2 となる。

(d)　被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して 1%以下となる設計とする。

(e)　累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下となる設計とする。

設計疲労曲線としては、Langer and O'Donnell の曲線を使用する。

b．燃料集合体

燃料集合体の健全性は、種々の荷重に基づく応力及び変形を制

限することにより確保する。

また、燃料集合体が他の構成部品の機能に影響を与えないようにする。

このため、以下の方針で燃料集合体を設計する。

(a) 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加わる荷重に対して、各構成要素がＡＳＭＥ Sec.Ⅲの規格に準拠して十分な強度を有し、その機能が保持できる設計とする。

(b) 輸送及び取扱時に、燃料集合体に加わる荷重を設計上、軸方向について 6G、また、横方向についても各支持格子部固定の条件で 6G と設定し、構成部品がこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持できる設計とする。

(3) 主要設備

ａ．燃 料 棒

燃料棒は、第 3.2.1 図に示すように二酸化ウラン焼結ペレット又はガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットをジルコニウム基合金被覆管又はジルカロイー４被覆管に挿入し、輸送及び取扱時のペレットの移動を防ぐためにコイルばねを入れ、両端にジルカロイー４端栓を溶接した密封構造のもので、ヘリウムを加圧充てんする。

二酸化ウラン焼結ペレットの初期密度は理論密度の約 97%又は約 95%、ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットの初期密度は理論密度の約 96%又は約 95%とする。

ペレットの形状は円柱状であり、その両端は凹状に成型し、ペレット中央部の軸方向膨張を吸収する。さらに、端面角部の面取

り成型を行い、ペレットと被覆管の機械的相互作用を軽減する。ペレットから放出される核分裂生成ガス、ペレットと被覆管との熱膨張差、燃焼に伴うペレット密度変化等により被覆管やシール溶接部に過大な応力が加わるのを防止するため、ペレットと被覆管に適当な間隙を設け、燃料棒にはプレナムを設ける。

被覆管の１次冷却材定格運転圧力による圧縮応力及びクリープを低減するため、燃料棒にヘリウムを加圧充てんする。このヘリウム加圧及びペレットの焼きしまりへの考慮により、燃料寿命中、被覆管にコラプスが起こることはない。(1)(3)(4)(5)

初期加圧量の設定に当たっては、燃料棒内圧が、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないように考慮している。

ｂ．燃料集合体

燃料集合体には、二酸化ウラン燃料集合体とガドリニア入り二酸化ウラン燃料集合体がある。

燃料集合体は、第 3.2.2(1)図及び第 3.2.2(2)図に示すように、17×17 の正方配列を形成する燃料棒 264 本、炉内計装用案内シンブル１本、制御棒案内シンブル 24 本、支持格子９個（最上部及び最下部は、ニッケル・クロム・鉄合金、中間部はジルカロイー４又はニッケル・クロム・鉄合金を材料とする。）、上部ノズル及び下部ノズル各１個等で構成する。(1)(6)

二酸化ウラン燃料集合体は、すべての燃料棒が二酸化ウラン燃料棒であり、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料集合体は、燃料棒のうち 24 本又は 16 本がガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒である。ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒の配置を第 3.2.2(3)図及

び第 3.2.2(4)図に示す。

燃料集合体は、外側板のない、いわゆるキャンレスタイプで、１次冷却材の混合を良好にして熱除去効率を高める等の特徴を有する構造であり、燃料棒を各支持格子の単位格子当たり６点で支持することにより燃料棒相互の位置、すなわち水路間隔を保持している。

制御棒は、制御棒案内シンブルとの間に十分な間隙があり、容易に挿入又は引抜きができる。制御棒案内シンブルの下部は、径を小さくして内部の水によるダッシュポット効果により制御棒落下を緩衝する構造としている。

(4)　主要仕様

a．燃　料　棒

ペレット及び被覆管の仕様を第 3.2.1 表に示す。

b．燃料集合体

燃料集合体の仕様を第 3.2.1 表に示す。

(5)　評　　価

a．構成材料[(1)(2)]

二酸化ウラン焼結ペレット及びガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆材（ジルコニウム基合金又はジルカロイー４）及び充てんガス（ヘリウム及び空気、又はヘリウム）に対して化学的に不活性であり、高温水による腐食も無視し得る程度である。また、ガス状あるいは高い揮発性を有するものを含めて、核分裂生成物を保持する能力がある。

ジルコニウム基合金及びジルカロイー４は、小さな吸収断面積

を有し中性子経済性に優れ、ペレット－被覆管の相互作用や内外圧差による変形に十分耐える高い強度を有し、１次冷却材、二酸化ウラン、ガドリニア入り二酸化ウラン、核分裂生成物等に対して高い耐食性を示し、かつ、高い信頼性を有する材料である。

また、ニッケル・クロム・鉄合金及びステンレス鋼も、使用条件下で十分な強度、耐熱性、耐食性及び耐放射線性を有する。

b．照射効果

燃料の燃焼が進むとペレット及び被覆管の材料特性が影響を受ける。すなわち、被覆管は中性子の照射を受けると材料の強度が増加し、延性が低下する。ペレットは、燃焼の初期段階においてわずかながら体積が減少する。これを焼きしまりと呼んでいる。さらに燃焼が進むと核分裂による気体状及び固体状の核分裂生成物がペレット内に蓄積すること等により、ペレット体積が増大する。これを照射スエリングと呼んでいる。

ペレットの焼結に当たっては、二酸化ウラン焼結ペレットは理論密度の約 97％又は約 95％、ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットは理論密度の約 96％又は約 95％にするとともに、照射中の焼きしまりを小さくするような方法を採用する。これにより照射中の焼きしまりは十分小さく抑えられ、その核設計及び熱水力設計への影響は小さい。[(7)(8)(9)]

燃料寿命を通じて、熱膨張及び照射スエリングにより被覆管に過大な歪が生じないように、また、燃料温度が過大にならないように、ペレットと被覆管の間隙を決定している。

ペレットと被覆管の間隙の熱伝達率は、主として間隙中のガスの熱伝導率、間隙の大きさ及びペレットと被覆管が接触する場合

はその接触圧に依存する。

燃料が燃焼するにつれ、間隙中にはペレットから放出されたキセノン、クリプトン等の核分裂生成ガス及びペレット中に含まれる揮発性不純物が蓄積してくる。これらの核分裂生成ガス及び揮発性不純物は、一般的に間隙の熱伝達率を小さくするが、本原子炉の燃料では、間隙に充てんするヘリウムの圧力を高めて、核分裂生成ガス及び揮発性不純物の影響が小さくなるように考慮している。

また、後に述べる燃料の温度計算においては、核分裂生成物が燃料の溶融点及び熱伝導率に及ぼす影響も考慮している。

核分裂生成物が蓄積すると、燃料の溶融点はわずかな割合（10,000MWd／t 当たり約 32℃）で低下する傾向にある。また、燃焼に伴いペレット熱伝導率は低下する。[(1)(2)]

燃焼により発生する核分裂生成ガスの一部はペレットから放出され、燃料棒の内部圧力は燃焼が進むにつれて上昇する。燃料性能に影響を与えるこれらの照射効果を考慮して燃料の機械設計を行っている。

c．燃 料 棒[(1)(3)]

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料棒の寿命期間中の健全性は以下のように保たれている。

なお、燃料棒の性能評価には、計算値を実験により検証して、その妥当性が確認されている燃料棒挙動解析モデルを用いる。[(10)(11)]

(a) 燃料中心最高温度

二酸化ウランの溶融点は、実験結果[(12)]を基に、未照射二酸

化ウランでは約 2,800℃、燃焼に伴う溶融点の低下を 10,000 MWd／t 当たり 32℃とし、燃焼度 71,000MWd／t では約 2,570℃とする。燃料中心最高温度の解析上の制限値は、計算モデルの不確定性及び燃料の製造公差を考慮して、未照射燃料では 2,580℃、燃焼に伴う溶融点の低下を 10,000MWd／t 当たり 32℃とし、燃焼度 71,000MWd／t では 2,350℃とする。ただし、第１～第 21 領域の二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では 2,600℃、燃焼に伴う溶融点の低下を考慮して燃焼度 62,000MWd／t では 2,400℃とする。なお、3.2.1 における燃料中心最高温度の解析上の制限値は、便宜上厳しいものを使用する。

ガドリニア入り二酸化ウランの溶融点は、二酸化ウランに比し幾分低下することを考慮して、未照射燃料では約 2,700℃とし、燃焼に伴う溶融点の低下は 10,000MWd／t 当たり 32℃とする。ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は、計算モデルの不確定性及び燃料製造公差を考慮して、未照射燃料では 2,480℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約 10,000MWd／t ではさらに溶融点の燃焼に伴う低下を考慮して 2,440℃とする。ただし、第 10～第 21 領域のガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では 2,530℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約 10,000MWd／t では 2,490℃とする。なお、3.2.1 における燃料中心最高温度の解析上の制限値は、便宜上厳しいものを使用する。

このため、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒のウラン濃

縮度を同一集合体内の通常の二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度より 1.6wt％下げ、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒の線出力密度を低減させる設計としている。なお、第 10～第 21 領域燃料のガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度については、同一集合体内の通常の二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度より 1.5wt％下げる。

二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の評価が最も厳しくなるのは、燃料中心温度が最高となり、かつ、燃料中心温度と制限値との差が最も小さくなるペレット初期密度約 95％理論密度の場合の燃料寿命初期約 1,200MWd／t であり、その制限値は 2,570℃となるが、定格出力時の最大線出力密度 41.1kW／m 並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度 59.1kW／m に対する燃料中心最高温度は、第 3.2.3 図に示すようにそれぞれ約 1,770℃及び約 2,270℃であり、制限値を十分下回っている。

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、ウラン濃縮度を二酸化ウラン燃料よりも下げることにより、定格出力時の最大線出力密度は 31.9kW／m、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度は 44.3kW／m としているが、これらの線出力密度に対するガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度はそれぞれガドリニア濃度約 10wt％の場合の約 1,630℃及び約 2,040℃であり、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に対する解析上の制限値 2,440℃を十分下回っている。

したがって、いずれの燃料の燃料中心最高温度も、それぞ

れの溶融点より十分低い。

(b) 燃料棒内圧

燃料棒内圧は、燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積等により徐々に上昇するが、プレナムを十分大きくとっているので、最高燃焼度を有する燃料棒内圧でも、通常運転時において、第 3.2.4 図に示すように過大となることはなく、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力である約 18.6MPa～約 19.7MPa を超えることはない。

(c) 被覆管の応力

燃料寿命初期においては、1次冷却材定格運転圧力と燃料棒内圧との内外圧差によって被覆管には圧縮応力が生じるが、燃料棒をヘリウムガスで加圧しているため、定常状態での圧縮応力は小さい。燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積等により内外圧差は低下し、ペレットと被覆管の接触後はペレットのスエリングにより、また、その後内圧が上昇した場合は内圧によっても、被覆管には引張応力が生じるが、被覆管の外側への変形は非常に小さく、また、変形には長時間を要し、その間には被覆管のクリープによる応力緩和が起こるので、定常状態での引張応力は小さくなる。

被覆管の応力として、内外圧差による応力、ペレットの接触圧による応力、熱応力及び水力振動による応力を考えるが、これらの応力を組み合わせた場合でも被覆材の耐力を十分下回る。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、定常

状態からの線出力密度の増加は過大なものとはならず、被覆管の応力を被覆材の耐力以下に保つことができる。

(d) 被覆管の歪

燃料棒の内圧は、燃料寿命初期においては1次冷却材定格運転圧力より低いので、被覆管は内外圧差による圧縮荷重を受け、クリープにより徐々に径が減少し、ペレットとの接触に至る。ペレットと接触後は、第 3.2.5 図に示すように、ペレットのスエリングによる膨張速度、接触圧及び燃料棒内圧によるクリープ速度が釣り合った状態で、径が徐々に増加する。接触してから燃料寿命末期までの歪増加は極めて小さく問題にならない。なお、スエリングによる歪増加率は小さく、このような場合、被覆管は 10%以上の歪に至るまで定常クリープ領域にあり、不安定化は生じない。通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、定常状態からの線出力密度の増加は過大なものとはならず、被覆管の歪の増加量を3.2.1(2)の設計方針で示した1%以下に保つことができる。

(e) 疲労サイクル

被覆管には燃料寿命中、起動停止や負荷変化による応力サイクルがかかり、熱応力、内外圧差及び接触圧が変化する。燃料棒のヘリウム加圧は、外圧の影響を一部相殺し、被覆管のクリープ速度を減少させ、ペレットと被覆管の接触が生じる時点を遅らせるため、被覆管に生じる周期的な歪の回数及びその程度を減少させる。

このヘリウム加圧により、累積疲労サイクルは Langer and O'Donnell の曲線に基づく許容累積疲労サイクルを十分下回る。

その他の考慮事項として、被覆管には燃料寿命中、１次冷却材との反応により酸化膜が形成され、これに伴って被覆管肉厚は減少するが、その減肉は小さく、肉厚の減少による被覆管の応力増加は問題とならない。また、被覆管の腐食により発生する水素の一部は被覆管に吸収されるが、この水素吸収を考慮しても被覆管の延性は確保されている。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における線出力密度は、燃料棒破損の起きないことが確認されている範囲にあり、ペレット－被覆管相互作用による燃料棒破損は発生しない。

d．燃料集合体[(1)(3)]

燃料集合体には、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時並びに輸送及び取扱時に種々の荷重が加わるが、以下のようにその機能が維持されている。

燃料集合体の性能評価は、実験、有限要素法構造解析等により行う。

(a)　通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における健全性

支持格子のばね強度を適切に選ぶこと、又は支持格子が燃料棒の動きに追従することにより、燃料棒と制御棒案内シンブルとの相対変位による過度の応力及び燃料棒曲がりは発生しない。また、燃料集合体の全長並びに燃料棒と上部ノズル及び下部ノズル、又は燃料棒と上部ノズルとの間隙を適切に選ぶことにより、燃料集合体の照射による軸方向の伸び並びに燃料棒の照射成長及び熱膨張による軸方向の伸びを吸収できる。

１次冷却材の流動に伴って燃料集合体に生じる揚力は、上

部ノズル押えばねの変位による反力で抑えられている。これによって燃料集合体に生じる応力は十分小さい。

燃料棒は、適切に選ばれたばね強度を有する支持格子により単位格子当たり６点で支持されるとともに、支持格子は隣接する燃料集合体の支持格子と過大な位置ずれを起こさないことから、燃料棒の水力振動の振幅は小さく、燃料棒に発生する応力による疲労は無視できる程度に小さい。同様に燃料寿命中の水力振動によるフレッティング摩耗も問題とならない。

制御棒クラスタのトリップ挿入は、燃料寿命中の回数が少ないので、上部ノズル、下部ノズル及び制御棒案内シンブルの疲労に与える影響は小さい。

９個の支持格子数は、燃料棒のわん曲軽減対策として採用されたものである。熱水力設計では、燃料棒曲がりＤＮＢ試験の結果を踏まえて燃料寿命中の燃料棒のわん曲の程度及び頻度を考慮した設計としている。[13)(14)]

なお、燃料集合体の構成部品は、１次冷却材に対して高い耐食性を有するとともに、燃料棒を除き非発熱体であることから、その１次冷却材による腐食は問題とならない。

(b)　輸送及び取扱時の健全性

燃料取扱時のクレーンによる荷重は、上部ノズル及び下部ノズルに加わるが、荷重の大きさは、使用されるクレーンの特性で決まり 3G～4G 程度である。

また、輸送時には上部ノズル、下部ノズル及び各支持格子に荷重が加わるが、荷重の大きさを輸送容器に装備したショ

ック指示計又は加速度計で監視し、6G 以下であることを確認する。

以上より、輸送及び取扱時の荷重を、軸方向について 6G、横方向についても、各支持格子部固定の条件で 6G として設計しているので、構成部品はこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能は保持される。

なお、燃料集合体に 6G を超える荷重が加わったと考えられる場合には、健全性について再評価を行う。

(6) 燃料の製造及び検査

燃料集合体の製造工程の概要を第 3.2.6 図に示す。

品質管理は、燃料製造工程のすべての段階において厳しく行い、設計仕様を満たしているか確認する。各段階での品質管理は、製造工程書類及び品質管理計画書によって定める。

ペレットについては、ペレットの密度、化学成分、外観等の検査を行う。被覆管については、寸法検査、管壁欠陥を検出するための超音波探傷試験等を行い、さらに破壊試験として、化学分析、引張試験等を行う。端栓溶接部の健全性は、X 線検査又は超音波検査によって確認する。燃料棒については、ヘリウム漏えい試験を行い、被覆管及び端栓溶接部からのヘリウムの漏れがないことを確認する。燃料集合体の組立後には、燃料棒間隙のような重要部分についての寸法検査及び目視検査を行う。

発電所到着後は、燃料集合体の変形の有無等を検査し、その健全性を確認する。

また、燃料の使用中は、運転時の 1 次冷却材中の放射性物質濃度の監視及び燃料取替時の検査によりその健全性を確認する。

(7)　燃料の使用実績[15][16]

ジルカロイ被覆燃料は 1960 年代より商業用加圧水型原子炉で本格的に使用され、今日に至るまで多数の使用実績を有しており、それらの使用経験や多数の開発試験燃料の使用経験はその後の商業用加圧水型原子炉の燃料設計、運転条件、燃料製造技術等の向上に反映されている。国内における 2004 年３月までのジルカロイ被覆燃料の商業炉での使用実績は、約 460 万本に達している。このジルカロイと成分がほとんど同じジルコニウム基合金被覆燃料についても、海外の試験炉、商業炉で照射されており、さらに国内における先行照射が 1997 年から 2002 年にかけて実施されている。

試験燃料の中には、最大線出力密度約69kW／mで照射されたものやペレット最高燃焼度が約80,000MWd／tに達したものがあり、本原子炉の定格出力時における最大線出力密度41.1kW／m、燃料集合体最高燃焼度55,000MWd／t相当を十分に上回る照射実績が得られている。

3.2.2　炉内構造物

3.2.2.1　設計方針

炉内構造物は、下記の方針で設計する。

(1)　炉内構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、地震時及び１次冷却材喪失等の事故時に、それぞれ必要な強度及び機能を保持するように設計する。

(2)　炉内構造物は、燃料集合体とともに１次冷却材の炉心内での流量分布を均一にし、バイパス流量を少なくするとと

もに、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時においても適切な熱伝達が行えるよう設計する。また、原子炉容器上部の冷却を行って、原子炉容器ふたのフランジと原子炉容器上部の温度差を少なくし、過大な熱応力の発生及び原子炉運転中フランジからの漏洩を防止するように設計する。

(3)　１次冷却材自身の放射線遮蔽効果に加えて、熱遮蔽体を設置して原子炉容器への照射を少なくし、運転期間中使用材料のじん性が保たれるように設計する。

(4)　炉内計測設備を設けて、運転中監視できるようにし、また、原子炉容器材料の照射試験片を炉内構造物に挿入できるように設計する。

(5)　炉内構造物は、応力及び変形に対して配慮し、燃料集合体を所定位置に確実に保持し、ねじれ等の生じないように設計する。

(6)　炉内構造物は、燃料取替えを安全かつ迅速に行えるように設計する。また、炉内構造物は、供用期間中検査が可能なように、原子炉容器外に取出せるように設計する。

3.2.2.2　主要設備

原子炉容器内に取り付ける炉内構造物は、上部炉心支持構造物と下部炉心支持構造物から構成する。上部炉心支持構造物は、第3.2.7図のように、制御棒クラスタ案内管、上部炉心支持板、上部炉心支持柱、上部炉心板等から構成し、下記のような機能を持つ。

(1)　燃料集合体上端の位置決め及び整列を行う。

(2)　引抜かれた制御棒クラスタを横方向水流に対し保護する。

(3)　制御棒クラスタ及び駆動軸を案内する。

(4)　炉内計装用熱電対のコンジットを固定する。

下部炉心支持構造物は第3.2.8図のように下部炉心支持柱、下部炉心支持板、炉心槽、炉心バッフル、燃遮蔽体等から構成し、下記のような機能を持つ。

(1)　炉心重量を原子炉容器フランジに伝える。

(2)　燃料集合体下端の位置決め及び整列を行う。

(3)　制御棒クラスタの自重による落下の際、減速による荷重を原子炉容器フランジに伝達する。

(4)　原子炉容器内及び炉心内の１次冷却材の流路の案内を行う。

(5)　熱遮蔽体により、原子炉容器壁への放射線量を減少する。

(6)　可動小型中性子束検出器のシンブルが、燃料集合体内の炉内計装用案内シンブルに挿入できるように案内する。(第3.1.1図参照)

(7)　照射試験片用カプセルを保持する。(第5.1.13図参照)

炉内構造物は、原子炉容器内の熱的、化学的、圧力、放射線等の種々の厳しい条件下で、安全にその機能を果たすようステンレス鋼を使用する。

3.2.3　反応度制御設備

3.2.3.1　概　　要

発電用原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタの操作及び１次冷却材中のほう素濃度調整によって行う。その他に、反応度制御設備としてバーナブル・ポイズンを設ける。

制御棒クラスタは、高温零出力から高温全出力にわたる出力の変化に伴う反応度変化を制御し、原子炉容器上部ふたに取付けた磁気ジャック式駆動装置により駆動され、原子炉トリップ時には、自重により炉心に挿入される。

ほう素濃度調整により、低温から高温零出力までの１次冷却材温度変化に伴う反応度変化、キセノン、サマリウム等による反応度変化、燃料の燃焼による反応度変化等を制御する。

バーナブル・ポイズンは、過剰増倍率を抑制し減速材温度係数を負にするため、及び出力分布調整のため必要に応じて使用する。

ほう素濃度調整については、5.8化学体積制御設備において、詳細説明をする。

3.2.3.2　主要設備

(1)　制御棒クラスタ

制御棒クラスタは、第3.2.9図に示すように制御棒24本をスパイダ継手で対称位置に配置した構造で、各制御棒は、各燃料集合体内の24本の制御棒クラスタ案内シンブル内を、上下に移動する。

制御棒クラスタ案内シンブルの下部は、径を小さくするとともに数個の小孔を設け、原子炉トリップ動作の終りにダッシュポッ

ト効果による緩衝作用を行わせる。

制御棒は、中性子吸収材である銀・インジウム・カドミウム合金をステンレス鋼管で被覆し、両端に端栓を溶接したもので、上端はスパイダ継手により固定する。スパイダ継手と駆動軸はカップリングで連結する。

制御棒には、中性子吸収材を全長にわたって配置している。

制御棒クラスタの設備仕様の概略を第3.2.2表に示す。

(2) バーナブル・ポイズン

バーナブル・ポイズンは、ほうけい酸ガラス管をステンレス鋼で被覆し、クラスタ状に成形したもので、燃料集合体の制御棒クラスタ案内シンブルに挿入する。初装荷炉心のバーナブル・ポイズン棒の総数は1,072本で、第3.2.11図及び第3.2.12図に示すように20本、16本、12本の３種類を炉心全体に分布して配置する。

バーナブル・ポイズンの有する反応度抑制効果の分だけ、１次冷却材中のほう素濃度を小さくすることができ、したがって高温出力運転状態では、減速材温度係数が負になる。また、バーナブル・ポイズンの採用により、炉心水平面内の出力分布が更に平坦化する。

バーナブル・ポイズン中のほう素は、燃焼が進行するに伴って損耗するが、その損耗の割合は燃料の燃焼に比較して小さいので、第１サイクル全期間を通じて、１次冷却材中のほう素濃度は初期の値より小さくなり、したがって減速材温度係数も、より負側の値となる。続く各サイクルでは、燃料が一部損耗していること、サマリウム等の核分裂生成物が蓄積していること等のために、１次冷却材中のほう素濃度は小さくなると予想されるが、ほう素濃

度が高く、減速材温度係数を負にする必要がある場合又は出力分布調整が必要な場合は引き続いてバーナブル・ポイズンを使用することもあり得る。取替炉心でバーナブル・ポイズンを使用する場合は、良好な水平方向出力分布が得られるように1,072本以下を炉心全体に分布して配置する。

バーナブル・ポイズンの設計基準は、その使用期間を通じて、次の条件を満足することである。

(1)　ほうけい酸ガラスの温度は軟化点を超えないこと。

(2)　被覆管の応力はＡＳＭＥSec.Ⅲに準じた許容応力を超えないこと。

バーナブル・ポイズンの炉内における挙動をふまえて健全性評価を行った結果、長期にわたる使用でも、上記設計基準はもちろん、疲労及び歪等の許容基準を超えることはない。

バーナブル・ポイズンの構造説明図を、第3.2.13図に示す。

中性子吸収材であるほうけい酸ガラス以外の材料は、スプリングを除き、すべてステンレス鋼とする。スプリングは、ニッケル・クロム・鉄合金を使用する。

バーナブル・ポイズンの設備仕様の概略を、第3.2.3表に示す。

(3)　制御棒クラスタ駆動装置

制御棒クラスタは、原子炉容器上部ふたに取り付けた磁気ジャック式駆動装置により駆動する。この制御棒クラスタ駆動装置は第3.2.14図に示すように、圧力ハウジング、コイルアセンブリ、ラッチアセンブリ、駆動軸等から構成する。

原子炉容器上部ふたを取り外す場合は、全動作コイルを消磁して駆動軸とラッチを切り離し、制御棒クラスタを炉心内に放置す

る。次に、制御棒クラスタ動作用コイル及び位置指示用コイルの電源を切り離し、駆動軸以外の全装置を原子炉容器上部ふたとともに取り外す。

駆動軸とラッチの結合は、原子炉容器上部ふたを取り付けたのち、動作コイルを励磁することにより行う。

制御棒クラスタ駆動装置の設備仕様の概略を、第3.2.4表に示す。

a．圧力ハウジング

制御棒クラスタ駆動装置の可動部分は、すべて圧力ハウジング内に設ける。圧力ハウジングは、原子炉容器上部ふたに溶接で取り付ける。

b．コイルアセンブリ

圧力ハウジングの外側に、独立した3個のコイルからなるコイルアセンブリを設ける。コイルアセンブリの上に、外部配線と連結するターミナルを設け、取外しを容易にする。コイルアセンブリの運転中の発生熱を除去するため、制御棒クラスタ駆動装置冷却設備を設け、常時制御棒クラスタ駆動装置を冷却する。

c．ラッチアセンブリ

ラッチアセンブリは、圧力ハウジング内に収容するラッチ、プランジャ等から構成し、駆動軸に付けられた円環状のみぞとかみ合うラッチと、駆動軸周りのプランジャの動作により、駆動軸を上下に駆動する。プランジャは半導体式制御装置により、所定のシーケンスで励磁される動作コイルで作動する。

ラッチの動作は、常に機械的荷重のない状態で行い、駆動軸のみぞ及びラッチ先端の摩耗を最少にする。

通常運転時、駆動軸は、ステーショナリグリッパコイル及びム

ーバブルグリッパコイルを励磁して保持する。ステーショナリグリッパコイル及びムーバブルグリッパコイルへの電流が原子炉トリップ信号又は電源喪失のためしゃ断されると、ラッチが外れ、制御棒クラスタは、炉心内に自重で落下する。

ラッチアセンブリは、運転中は潤滑のため1次冷却材で浸されるが、高温高圧下でも完全に作動するように設計する。

d．駆 動 軸

駆動軸には、ラッチとかみ合う円環状のみぞを設け、その下端には制御棒クラスタと連結するカップリングを設ける。カップリングの連結及び取外しは、遠隔操作で行うことができる。

3.2.4 その他の設備

燃料集合体の制御棒クラスタ案内シンブルには、制御棒クラスタ、バーナブル・ポイズンの他にプラギング・デバイス及び中性子源を挿入する。プラギング・デバイスは、炉心内のバイパス流量を小さくするために使用し、中性子源は低中性子束における中性子束監視及び原子炉起動用に使用する。

3.2.4.1 プラギング・デバイス

制御棒、中性子源棒、バーナブル・ポイズン棒等が入らない制御棒クラスタ案内シンブルを通るバイパス流量を制限するため、プラギング・デバイスを挿入する。プラギング・デバイスは第3.2.17図に示すような構造であり、バーナブル・ポイズン棒と組み合わせて、使用する場合もある。炉心に装着する場合は、上部炉心板の底部と燃料集合体の上部ノズルにはさんで固

定する。

プラギング・デバイスの材料は、スプリング以外はステンレス鋼を使用する。スプリングはニッケル・クロム・鉄合金を使用する。

3.2.4.2　中性子源

中性子源には、１次中性子源と２次中性子源の２種類があり、１次中性子源は最初から放射性であるが、２次中性子源は、原子炉運転中に放射化されて中性子源としての機能を持つ。

本原子炉には、１次中性子源集合体２体と２次中性子源集合体２体を第3.2.12図に示すように、炉心内の対称な位置にある燃料集合体の制御棒クラスタ案内シンブルに挿入し、上部炉心板で固定する。１次中性子源集合体は、第3.2.18図に示すように１本の１次中性子源棒、16本のバーナブル・ポイズン棒及び７本のプラグから構成する。また、２次中性子源集合体は、第3.2.19図に示すように４本の２次中性子源棒、20本のシンブルプラグから構成する。１次中性子源の材料は、約0.4×10^{10}Bqの線源強度をもつカリフォルニウム－252であり、２次中性子源の材料はアンチモン・ベリリウムの混合物である。その他の材料は、１次冷却材にさらされるスプリング以外すべてステンレス鋼を用い、スプリングは、ニッケル・クロム・鉄合金を用いる。中性子源の設備仕様の概略を第3.2.6表に示す。

3.3 核 設 計

3.3.1 概　　要

発電用原子炉は、低濃縮二酸化ウランを燃料とする軽水減速の加圧水型原子炉であり、核分裂は、主として軽水で減速された熱中性子によるものである。核特性上の主要因子である減速材／ウラン体積比は約3.4～約3.6である。発電用原子炉は、起動時には高温状態まで加熱後臨界とし、停止時には高温状態で臨界未満とした後低温状態まで冷却する。

出力運転時における炉心内での蒸気ボイドの発生は無視できる。また、定格出力運転中は制御棒クラスタがほぼ全引抜状態にあり、燃料の燃焼に伴う反応度変化をほう素濃度調整により制御するため、燃料の燃焼に伴う炉心内出力分布の変化は小さい。燃料集合体の燃料棒は、約12.6mmのピッチで17×17の正方格子をなすように配列しており、そのうち25本は燃料棒が入らない水路等となるが、ピッチが小さいため局所的な出力ピーキングは大きくならない。さらに、燃料集合体を適切に配置し、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用することで出力ピーキングを適切な範囲に抑えることができる。

ドプラ係数は常に負であり、減速材温度係数は高温出力運転状態では負に保たれているため、発電用原子炉に固有の安全性を与えている。また、キセノンによる出力振動のうち、径方向振動は収束性であり、軸方向振動も炉心寿命中の大部分において収束性である。サイクル末期では軸方向振動が起こる可能性があるが、たとえ振動が生じても制御棒クラスタの操作によって容易に抑制可能である。

3.3.2　設計方針

(1)　発電用原子炉の安全上及び運転上の見地から次のことを考慮して設計する。

a．通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉施設の各設備の保護動作とあいまって燃料の健全性を確保できる炉心特性を有すること。

b．最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引抜状態であっても、常に炉心を臨界未満にすることができること。

c．原子炉制御設備により炉心を連続的に、かつ、安定に制御できること。

d．通常の運転制御を行うのに十分な負の反応度効果を有すること。

(2)　これらを基本とし、濃縮度、ガドリニア濃度等を考慮した上で、以下の方針に基づき具体的設計を行う。

a．反応度停止余裕

制御棒クラスタは、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引抜位置のまま挿入できない場合でも、高温停止状態では0.018△Ｋ／Ｋ以上の反応度停止余裕を与える設計とする。さらに、化学体積制御設備によるほう酸注入により、低温停止状態でも0.010△Ｋ／Ｋ以上の反応度停止余裕を確保できる設計とする。

b．制御棒クラスタの最大反応度価値及び最大反応度添加率

制御棒クラスタの最大反応度価値及び最大反応度添加率は、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なわず、炉内構造物が炉心冷却の機能を果せるように制限する。

すなわち、制御棒クラスタの最大反応度価値は制御棒クラスタ１本が挿入限界位置から飛び出した場合、高温全出力時0.0015△

Ｋ／Ｋ以下、高温零出力時サイクル初期で0.0090△Ｋ／Ｋ以下、サイクル末期で0.010△Ｋ／Ｋ以下となる設計とする。また、最大反応度添加率は２つのバンクの制御棒クラスタが引抜手順上可能な最大速度で引き抜かれても、86×10^{-5}（△Ｋ／Ｋ）／ｓ以下となる設計とする。さらに、高温全出力運転中全引抜位置から制御棒クラスタ1本が落下した場合の負の最大添加反応度は2.5×10^{-3}△Ｋ／Ｋを上回らない設計とする。

ｃ．反応度係数

炉心が負の反応度フィードバック特性を有するように、ドプラ係数は常に負であり、かつ、高温出力運転状態で減速材温度係数は負となる設計とし、これらを総合した反応度出力係数が運転時の異常な過渡変化時においても出力抑制効果を有する設計とする。

ｄ．出力分布

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料中心最高温度及び最小ＤＮＢＲの制限を満足するため、通常運転時の熱水路係数が3.3.5(3)のｂ．に記載する条件を満たす設計とする。

ｅ．安　定　性

出力分布の振動が生じないように、炉心に十分な減衰特性を持たせた設計とするか、又はたとえ振動が生じてもそれを検出し、容易に抑制できる設計とする。

ｆ．燃焼度

燃料集合体の最高燃焼度は、55,000MWd／t以下となる設計とする。ただし、第１～第９領域燃料については、燃料集合体の最高燃焼度は39,000MWd／t以下、第10～第21領域燃料については、48,000MWd／t以下となる設計とする。

3.3.3　解析方法[17][18][19][20][21]

発電用原子炉の核的性能を評価するための核設計計算には、多群中性子輸送理論及び少数群中性子拡散理論を使用する。

発電用原子炉の核的性能の計算は、少数群定数計算及び炉心核計算の２種類に大別される。

(1)　少数群定数計算

本計算は、ペレット、被覆管、減速材等で構成される燃料集合体の集合体単位又は各構成要素の単位セルごとの均質化した少数群定数（高速中性子群定数及び熱中性子群定数）を求める。少数群定数は燃料集合体の各物質の多群断面積を用いて燃料集合体を対象とした中性子輸送計算又は中性子拡散計算を行い、中性子スペクトル及び中性子束空間分布を計算し、これに基づいてスペクトル加重平均を行うことにより求める。燃料集合体単位の少数群定数を求める場合は、集合体均質化に伴う誤差を除去するための中性子束不連続因子を同時に求める。

(2)　炉心核計算

本計算は、炉心の出力分布、燃焼度、制御棒価値、停止余裕、炉心寿命等を求める。

本計算においては、少数群定数計算で得られた群定数及び中性子束不連続因子を用いて、少数群中性子拡散理論に基づく３次元拡散計算を行う。さらに、ピンパワーリカバリ法あるいは詳細出力分布合成法を用いて、燃料棒単位の詳細な出力分布を求める。

(3) 実測値との比較

前述の方法による計算結果と臨界実験との比較及び国内外の加圧水型軽水炉の運転試験結果や実績との比較があり、いずれも非常に良い一致を得ており、十分な計算の信頼性を確認している。

3.3.4 核設計値及び炉心内の配置

3.3.2の設計方針を満足させる核設計値を第3.3.1表に示す。

制御棒クラスタの配置を第3.3.1図に、さらに、取替炉心の代表的なケースとして平衡炉心の燃料集合体の配置を第3.3.3図に示す。

3.3.5 核設計の内容

(1) 反応度制御

炉心の反応度制御は、制御棒クラスタの操作及び1次冷却材中のほう素濃度調整の原理の異なる2つの方法によって行う。これらの制御方式に加えて、炉心の過剰反応度を抑制するため、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用する。炉心の実効増倍率及び反応度制御能力を第3.3.1表に示し、バーナブルポイズンの初装荷炉心内配置を第3.2.12図に示す。

a. 制御棒クラスタ

制御棒クラスタは、その機能によってA、B、C及びDの4バンクからなる制御グループと、S_A及びS_Bの2バンクからなる停止グループに分け、バンク単位で挿入又は引抜きを行う。制御グループは発電用原子炉の出力を制御し、停止グループは制御グル

ープとともに原子炉トリップを行う。原子炉トリップ時には、制御棒クラスタ48本が重力で炉心に落下する。制御棒クラスタは、第3.3.1図のように炉心内に配置し、次のような反応度制御能力を有する。

(a) 制御グループの制御棒クラスタは、原子炉出力が高温零出力から高温全出力まで変化したときの、１次冷却材温度変化、燃料温度変化、少量のボイド生成等による反応度変化を制御する。

(b) 制御グループの制御棒クラスタは、ほう素濃度、１次冷却材温度、キセノン濃度等が微少変化した時の反応度変化を制御する。

(c) 制御グループの制御棒クラスタは、タービン負荷が 5%／min のランプ状変化、10%ステップ状変化及びタービンバイパス制御系作動を伴う急激なステップ状減少をした時、発電用原子炉が安定に応答できるのに十分な反応度の微分価値を有する。

(d) 停止グループ及び制御グループの制御棒クラスタは、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引抜位置のまま挿入できない場合でも、残りの制御棒クラスタのみで、発電用原子炉を高温全出力から十分速く高温停止状態とする能力を有する。

制御棒クラスタは、以上の能力を有するとともに、中性子吸収材の減損等を考慮して、十分余裕がある設計とする。原子炉運転中は、出力分布の平坦化、反応度停止余裕の確保及び制御棒クラスタ飛出し時の添加反応度を制限するため、停止グループは全引

抜位置に保持し、制御グループは挿入限界以上に保持する。

上に述べたように、高温全出力から高温停止に移行する場合は、制御棒クラスタを用いて反応度制御を行うが、その際、3.3.2に述べた設計方針の反応度停止余裕が確保される必要がある。反応度停止余裕は、制御棒クラスタの反応度と制御棒クラスタにより制御すべき所要制御反応度との差であり、これらは3.3.3に述べた核設計計算により求める。

所要制御反応度は出力欠損とボイド減少による反応度の和となる。出力欠損による反応度は、高温全出力から高温零出力までの燃料温度低下、減速材温度低下及び中性子束再分布により添加される正の反応度である。また、ボイド減少による反応度は、高温全出力でわずかに発生しているボイドが出力低下により消滅することによって添加される正の反応度である。制御棒クラスタの反応度は、制御棒クラスタのバンクＤが挿入限界まで挿入されている状態から、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引抜位置のまま挿入できないものとし、さらに、計算上の不確定性を考慮して10％の余裕をみて評価している。

所要制御反応度は、主として減速材温度係数がより負側に移行するため、サイクル末期で最大となる。

代表的なケースとして、平衡炉心及び予定外取出しのある炉心における所要制御反応度及び制御棒クラスタの反応度は第3.3.2表に示すとおりであり、所要の反応度停止余裕を十分確保している。

制御棒クラスタ引抜きによる最大反応度添加率は、制御棒クラスタ最大駆動速度及び制御棒クラスタの各バンクの反応度価値で

定まる。制御棒クラスタ最大駆動速度は、約114cm／minであり、２つのバンクが同時に最大速度で引き抜かれた場合でも、最大反応度添加率は86×10^{-5}(△Ｋ／Ｋ)／ｓを十分下回っている。

また、定格出力運転中、全引抜位置から制御棒クラスタ１本が落下した場合の負の最大添加反応度は、2.5×10^{-3}△Ｋ／Ｋを上回ることはない。

さらに、制御棒クラスタ飛出し時の添加反応度は、高温全出力時0.0015△Ｋ／Ｋを、高温零出力時サイクル初期で0.0090△Ｋ／Ｋ、サイクル末期で0.010△Ｋ／Ｋを十分下回っている。

ｂ．ほう素濃度調整

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行い、次のような比較的緩やかな反応度変化を制御する。

(a)　高温状態から低温状態までの１次冷却材温度変化に伴う反応度変化

(b)　キセノン、サマリウム等の濃度変化に伴う反応度変化

(c)　燃料の燃焼に伴う反応度変化

本設備によるほう酸注入により、低温停止状態でも0.010△Ｋ／Ｋ以上の反応度停止余裕を確保できる。

ほう素希釈による正の反応度添加率は、ほう素希釈速度とほう素による反応度効果で定まり、ほう素濃度が高いほど反応度添加率は大きい。

１次冷却材のほう素濃度を高めに考慮し、充てん／高圧注入ポンプ３台を最大流量で運転して純水を１次冷却系に注入した場合でも、ほう素希釈速度は約8ppm／min以下であり、正の反応度添加率は0.8×10^{-3}(△Ｋ／Ｋ)／min以下である。一方、ほう酸ポン

プ１台及び充てん／高圧注入ポンプ１台使用時のほう素添加速度は、約16ppm／minであり、この場合、ほう素による反応度効果を低めに考慮しても、1.0×10^{-3}(△Ｋ／Ｋ)／min以上の負の反応度添加が可能である。

燃料取替時のほう素濃度は、2,700ppm以上であり、制御棒クラスタ全挿入の状態で実効増倍率を0.95以下に、また、制御棒クラスタなしでも炉心を臨界未満にできる。

(2)　反応度係数

反応度係数は、燃料温度、減速材温度、減速材密度、圧力、ボイド等の炉心状態量の変化に対する反応度の変化の割合を示すパラメータである。各反応度係数の値を第3.3.1表に示す。

ドプラ係数は、燃料実効温度の変化に対する反応度変化の割合であり、低濃縮二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り低濃縮二酸化ウラン燃料を使用している本原子炉では、常に負である。

減速材温度係数は、減速材温度の変化に対する反応度変化の割合であり、一般に負である。しかし、減速材中にほう素が存在する場合には、その濃度が高くなると減速材温度係数が正になることもあり得る。これは、温度上昇により減速材密度が減少すると炉心中のほう素の量が減ることになり、反応度に正の増分効果を及ぼすためであるが、バーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用することにより、減速材温度係数を高温出力運転状態において負の値とする。

減速材密度係数は、減速材密度の変化に対する反応度変化の割合であり、高温出力運転状態において減速材温度係数を負に保つ限り正である。

圧力係数及びボイド係数による反応度が炉心に与える影響は小さい。

このように、反応度変化を補償する主な２つの効果、ドプラ係数及び減速材温度係数は、高温出力運転中常に負に保たれており、発電用原子炉に固有の安全性を与えている。

(3)　出力分布[7][8][9][22]

a．熱水路係数の定義

核設計及び熱水力設計で定義する熱水路係数は次のとおりである。

(a)　核的エンタルピ上昇熱水路係数（$F^{N}_{\triangle H}$）

核的エンタルピ上昇熱水路係数は、炉心最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力の比である。

なお、定格出力時全制御棒クラスタ引抜状態における核的エンタルピ上昇熱水路係数は、水平方向出力分布に関する核設計上のパラメータ（水平方向ピーキング係数F^{N}_{XY}）である。

(b)　核的熱流束熱水路係数（F^{N}_{Q}）

核的熱流束熱水路係数は、設計仕様に基づいた炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比であり、以下の因子から成っている。

$$F^{N}_{Q} = Max\{P(X, Y, Z)\} \times F^{N}_{U}$$

ここで、

$P(X, Y, Z)$　：炉心位置（X，Y，Z）における局所相対出力

F^{N}_{U}　　：核的不確定性因子（1.05）

また、ペレット焼きしまりの効果を含める場合の核的熱流束熱水路係数は次式で表される。

$F_Q^N = Max\{P(X, Y, Z) \times S(Z)\} \times F_U^N$

ここで、

S（Z）：炉心高さZにおけるペレット焼きしまりによる出力スパイク係数

(c) 工学的熱流束熱水路係数（F_Q^E）

工学的熱流束熱水路係数は、燃料製造上の公差が熱流束熱水路係数に与える影響を考慮する因子である。ペレットの直径、密度、濃縮度、被覆管直径等の製造公差を統計的に組み合わせた設計値 1.03 を使用する。

(d) 熱流束熱水路係数（F_Q）

熱流束熱水路係数は、炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比であり、次式で表される。

$F_Q = F_Q^N \times F_Q^E$

b．通常運転時の出力分布

通常運転時の出力分布が以下を満足する設計とする。

$F_{\triangle H}^N \leqq 1.64 \times \{1 + 0.3(1 - P)\}$

$F_Q^N \leqq 2.25 / P$（ペレット焼きしまり効果を含まない）

ここで

P：相対出力

上記方針を満足させるため、次により出力分布を平坦化する。

(a) 初装荷炉心においては、炉心を３領域に分け、それぞれ異なった濃縮度を採用し、外周部の濃縮度を高くする。また、中央２領域は、チェッカーボード状に配置し、バーナブルポイズン配置と組み合わせて、良好な水平方向出力分布が得られるようにする。初装荷炉心の燃料集合体配置を第 3.3.2 図

に示す。取替炉心の新燃料集合体及び再使用燃料集合体の装荷位置は、出力分布の平坦化等を考慮して決定するが、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用することにより、良好な水平方向出力分布が得られるようにする。

(b) 出力分布の状態を示すパラメータとして、アキシャルオフセットがある。アキシャルオフセットは、炉外中性子束検出器の上部信号（ϕ_t）及び下部信号（ϕ_b）を用いて次のように定義する。

$$\text{アキシャルオフセット} = \frac{\phi_t - \phi_b}{\phi_t + \phi_b}$$

通常運転時は、アキシャルオフセットを適正な範囲に保つ。このため、通常運転時はアキシャルオフセットを常時炉外核計装で監視し、必要があれば制御グループの制御棒クラスタを操作して、アキシャルオフセットを定められた範囲内に抑える。

種々の出力分布におけるアキシャルオフセットと熱流束熱水路係数（F_Q）との対応を整理した結果によると、アキシャルオフセットをある範囲内に保てば熱流束熱水路係数もある範囲に保たれる。このため、アキシャルオフセットを定められた範囲内に抑えることによって、熱流束熱水路係数を上記に示す核的熱流束熱水路係数（F_Q^N）の上限値に工学的熱流束熱水路係数（F_Q^E）を乗じることで定まる許容値以下にすることができる。

c．運転時の異常な過渡変化時における出力分布

運転時の異常な過渡変化時において、出力分布は通常運転時と異なった分布となる。出力分布に影響を与え、かつ、燃料棒線出力密度が最も増大する運転時の異常な過渡変化としては、「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」がある。「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」が発生すると、制御棒クラスタが自動制御の場合、炉心熱出力は一定に保たれるが、通常運転時と異なった出力分布となる。また、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」が発生すると、炉心熱出力の上昇とともに出力分布が変化する。いずれの場合にも、出力分布の変化により、最大線出力密度は通常運転時に比べて増加する。これらの異常な出力分布状態においても、原子炉保護設備の働きにより、燃料中心最高温度及び最小ＤＮＢＲに対する制限を超えるような出力分布が起こらないようにする。

(4) 安 定 性[22][23]

キセノンによる出力分布の空間振動で問題となるのは、軸方向振動のみであり、水平方向振動は、炉心寿命中十分な減衰性を有する。軸方向振動に対しては、減速材温度係数による効果は小さいが、ドプラ係数が振動の抑制に大きな効果を有している。サイクル末期では軸方向振動が起こる可能性があるが、この軸方向振動は、制御グループの制御棒クラスタを操作して、アキシャルオフセットを適正な範囲に維持することにより、容易に避けることができるとともに、たとえ振動が生じてもそれを検出し、制御グループの制御棒クラスタの操作によって容易に抑制可能である。

もし、アキシャルオフセットが運転目標値から大きく逸脱した場合には、原子炉制御設備の作動による出力低下あるいは原子炉保護設備の作動による原子炉トリップを行う。

(5) 燃料取替えと取替炉心の安全性

燃料の燃焼に伴って炉心の過剰反応度が低下すると、比較的燃焼の進んだ燃料集合体を取り出し、同数の燃料集合体を装荷する。新燃料集合体及び再使用燃料集合体の装荷位置は、出力分布の平坦化等を考慮して決定する。

燃料取替えは、約400EFPD（全出力換算日）ごとに行う予定である。

炉心には仕様の一部異なる燃料が混在することもあるが、その共存性については問題ないことを確認している。[24]

a．燃料取替え

定期的な燃料取替えにおいては、設備利用率等の運転条件を考慮のうえ、所定のサイクル寿命を与えるのに必要な取替燃料の濃縮度及び燃料取替体数を決定する。取出燃料、炉心内の燃料配置等は、燃料取替時の燃焼度実績等を考慮したうえ決定する。標準的な燃料取替方式を想定した場合、取出燃料の体数は、多少の変動はあるが代表的なケースである平衡炉心で約48体であり、その際の取出燃料の平均燃焼度は、約49,000MWd／tである。

運転上の要求、燃料損傷等により、予定した定期的燃料取替以外の時期に燃料取替えを行う必要が生じることも考えられる。このような場合、取出燃料の平均燃焼度が変わることはあり得る。

b．取替炉心の安全性

取替炉心の安全性は、各取替サイクルにおいて、核的熱水路係

数等の炉心パラメータが本節に記載している安全解析使用値から逸脱しないことを実測あるいは計算により確認する。

燃料取替えの詳細は、最終的には実際の運転実績に応じて燃料取替時に決定するが、ここでは代表的なケースとして平衡炉心及び予定外取出しのある炉心の２ケースの燃料取替方式を想定し、各サイクルの炉心特性から取替炉心の安全性について示す。

想定したケースの炉心の主要パラメータを第3.3.3表に、燃料集合体配置図を第3.3.3図及び第3.3.4図に示す。

各ケースの炉心の安全性確認項目の評価結果は第3.3.4表に示すとおりであり、安全解析使用値を満足する炉心が設計できる。

3.4　熱水力設計

3.4.1　概　　要

炉心の熱水力設計は、3.3に記載した核設計とあいまって、炉心熱出力、熱流束、熱伝達面積、１次冷却材流量、原子炉圧力、１次冷却材温度、熱水路係数、燃料中心温度、最小ＤＮＢＲ等を勘案して決定される。

定格出力時の炉心熱出力約2,652MWは、157体の燃料集合体による実効熱伝達面積約4,515m^2と炉心の平均熱流束約572kW／m^2とによって達成される。

これを冷却する１次冷却材は、全流量約45.7×10^6kg／h、圧力約15.4MPa［gage］、原子炉容器入口温度約284℃、原子炉容器出口温度約321℃である。

3.4.2　設計方針

熱水力設計は炉心寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の健全性を確保するため、以下の方針の下に行う。

(1)　最小ＤＮＢＲは、許容限界値以上である設計とする。

ここで、ＤＮＢＲは、限界熱流束、すなわち沸騰熱伝達の過程において核沸騰からの離脱が起こるときの熱流束（これを「ＤＮＢ熱流束」という。）と実際の熱流束との比で定義される。

(2)　燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満となる設計とする。

ここで、二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は、未照射燃料で2,580℃、燃焼度71,000MWd／tで2,350℃とし、

この間は燃焼に伴って低下するものとする。ただし、第１～第21領域の二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では2,600℃、燃焼に伴う溶融点の低下を考慮して燃焼度62,000MWd／tでは2,400℃とする。なお、3.4における燃料中心最高温度の解析上の制限値は、便宜上厳しいものを使用する。

また、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は、未照射燃料で2,480℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約10,000MWd／tで2,440℃とする。ただし、第10～第21領域のガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では2,530℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約10,000MWd／tでは2,490℃とする。なお、3.4における燃料中心最高温度の解析上の制限値は、便宜上厳しいものを使用する。

このため、定格出力時に次の条件を満足する設計とする。

ａ．最小ＤＮＢＲ　　2.36

ｂ．燃料棒最大線出力密度　　41.1kW／m

3.4.3　解析方法

(1)　炉心の熱水力解析[25][26]

炉心の熱水力解析では、軸方向流路に沿って１次冷却材の密度、流量、エンタルピ、ボイド率、静圧等の熱水力パラメータを計算する。本解析は次の３段階に分けて行う。

ａ．炉心全体の解析

炉心入口流速分布及び炉心出口圧力を境界条件とし、炉心を燃

料集合体ごとに分け、各燃料集合体ごとの流量、エンタルピ、圧損、温度、ボイド率並びに燃料集合体間のエネルギの収支及び流量の収支を求める。

ｂ．熱水路を含む燃料集合体の解析

熱水路を含む燃料集合体を４つに分割し、入口流量条件、各軸方向高さにおける隣接燃料集合体との運動量の収支及びエネルギの収支等について炉心全体の解析で得られる値を境界条件として、ａ．と同様の熱水力特性諸量を求める。

ｃ．各水路ごとの解析

熱水路を含む1／4燃料集合体について各水路ごとの発熱量を入力し、ｂ．で得られる結果を境界条件として各水路ごとの熱水力パラメータを解析する。

ＤＮＢＲの評価には実際の熱流束に対応するものとして設計出力分布を用いるが、ＤＮＢ熱流束は冷却材の条件に応じて、3.4.5(1)に述べる相関式に基づいて計算する。

(2)　燃料温度解析[10][11]

燃料温度の解析は半径方向熱伝導モデルにより行う。

燃料温度に影響を与える因子、すなわち二酸化ウラン又はガドリニア入り二酸化ウランの熱伝導率、被覆管・１次冷却材熱伝達係数、ギャップコンダクタンスに影響を与える内部ガスの成分及び圧力、ギャップ寸法（又は接触圧）等は実験式又は半実験的モデルで適切に計算する。

この解析モデルによる温度計算値は、実験値と良い一致が得られている。

なお、燃料温度の解析においては、濃縮度、ガドリニア濃度等

を考慮する。

3.4.4　熱水力設計値

3.4.2に示す設計方針を満足する炉心の熱水力設計値は第3.4.1表のとおりである。

3.4.5　熱水力設計の内容

(1)　ＤＮＢＲ[(1)(6)(13)(14)(24)(25)(26)(27)(28)]

熱水力設計では、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最小ＤＮＢＲが許容限界値を下回ることを防ぐため、炉心運転限界を設定する。

ＤＮＢＲの評価には、実際の熱流束に対応するものとして設計出力分布を用い、ＤＮＢ熱流束は冷却材条件に応じてＤＮＢ相関式により求める。ＤＮＢ熱流束の値に影響を与える冷却材条件は、3.4.3(1)に述べた炉心の熱水力解析による結果を使用する。

本評価には、ＤＮＢ相関式として「ＭＩＲＣ－１相関式」又は「ＮＦＩ－１相関式」を使用する。

ＤＮＢは、水力的条件及び熱伝達現象の効果によって起こるもので、その場所での流量、圧力及び蒸気重量率の局所的条件のみならず、流路長さ、支持格子間隔等の上流の条件や流路の形状等の影響を受ける。

「ＭＩＲＣ－１相関式」及び「ＮＦＩ－１相関式」は、上記局所的パラメータ及びシステムパラメータの各種条件下における混合羽根付支持格子を用いた管群のＤＮＢ試験結果から求めたものであり、本原子炉のＤＮＢ熱流束を適切に求めることができる。

ＤＮＢ相関式に入力される炉心内局所的冷却材条件は、ＴＨＩＮＣ－Ⅳコード又は改良ＣＯＢＲＡ－３Ｃコードによるサブチャンネル解析により求められる。

「ＭＩＲＣ－１相関式」又は「ＮＦＩ－１相関式」を用いた最小ＤＮＢＲの評価には、改良統計的熱設計手法を使用する。改良統計的熱設計手法では、ＤＮＢ試験の結果より得られたＤＮＢ相関式の不確定性と、統計的に取り扱う入力パラメータの不確定性を一括して統計的に取り扱い、これらの不確定性は最小ＤＮＢＲの許容限界値の中で考慮する。

統計的に取り扱う入力パラメータについては、最確値を入力としてサブチャンネル解析を行い、得られた局所冷却材条件をＤＮＢ相関式に入力して求められるＤＮＢＲ最確値を最小ＤＮＢＲの評価値とする。

最小ＤＮＢＲの評価値は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、次式で与えられる最小ＤＮＢＲの許容限界値（$DNBR_{SL}$）以上である設計とする。

$$DNBR_{SL} = DNBR_{DL} \ / \ F^{M}_{DNBR,\,Z}$$

$$1.0 = DNBR_{DL} \times F^{U}_{DNBR,\,Z}$$

ここで、

$DNBR_{SL}$　：最小ＤＮＢＲの許容限界値

$DNBR_{DL}$　：ＤＮＢＲ設計限界値

$F^{M}_{DNBR,\,Z}$　：ＤＮＢペナルティのための余裕

$F^{U}_{DNBR,\,Z}$　：ＤＮＢ相関式の不確定性を表す確率分布と入力パラメータの不確定性に基づく最小ＤＮＢＲの確率分布を一括して統計的に取り扱った確率分布の不確

定性因子

本原子炉での改良統計的熱設計手法における最小ＤＮＢＲの許容限界値の設定については、以下のとおりとする。

ａ．ＤＮＢ相関式の不確定性

平均値を 1.0 とし、ＤＮＢ相関式の不確定性に基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

ｂ．統計的に取り扱う入力パラメータの不確定性

(a)　１次冷却材流量

定格流量を最確値とし、流量測定誤差に基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

なお、炉心入口流量の不均一性については、熱水路を含む燃料集合体への冷却材流量を平均より 5%減少させることにより考慮する。

(b)　炉心バイパス流量

炉心の冷却材流量には、熱除去に寄与しないバイパス流量として以下を考慮する。

ⅰ．原子炉容器ふた部へ向かう流れ

ⅱ．制御棒案内シンブルを通る流れ

ⅲ．原子炉容器と炉心槽の間隙を経て原子炉容器出口ノズルに至る流れ

ⅳ．炉心バッフルと炉心槽の間を通る流れ

これらのバイパス流路の定格寸法及び各部圧力損失に基づいて設定した最確値と、各バイパス流路の寸法公差及び各部圧力損失の不確定性による影響を考慮して設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

(c)　原子炉出力

定格値を最確値とし、熱出力校正誤差に基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

(d)　１次冷却材平均温度

定格値を最確値とし、温度測定誤差及び制御系による影響を考慮して設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

(e)　炉心圧力

炉心部分の圧力評価値に基づいて設定した最確値と、圧力測定誤差及び制御系による影響を考慮して設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

(f)　核的エンタルピ上昇熱水路係数（$F^{N}_{\triangle H}$）

炉心の出力分布は、主として濃縮度、燃料集合体装荷パターン、バーナブルポイズン配置、原子炉出力、制御棒クラスタ位置、燃焼度等によって変化する。ＤＮＢ熱流束の評価には水路に沿って出力を積分したエンタルピ上昇の水平方向分布すなわち核的エンタルピ上昇熱水路係数（$F^{N}_{\triangle H}$）が重要になる。$F^{N}_{\triangle H}$ の最確値は、水平方向ピーキング係数（F^{N}_{XY}）の上限値に基づいて設定し、実炉心及び臨界実験装置での測定結果を用いた誤差評価に基づいて標準偏差を設定することにより統計的に取り扱う。

なお、部分出力時における $F^{N}_{\triangle H}$ の最確値としては、定格出力時での値に係数：{1＋0.3（1－Ｐ）}（Ｐ：相対出力）を乗じたものを用いる。出力の低下に伴って $F^{N}_{\triangle H}$ の値を大きくするのは、制御棒クラスタを挿入することにより、水平方向出

力ピークが上昇するためであるが、「過大温度△Ｔ高」原子炉トリップ設定にこの影響を盛り込んでいるので、炉心の安全性は確保されている。

(g)　エンタルピ上昇に関する工学的熱水路係数

ペレットの直径、密度及び濃縮度の製造公差によるエンタルピ上昇への影響については、定格値（1.0）を最確値とし、製造公差及び燃料製造実績データに基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

なお、統計的に取り扱わない以下のものについては、固定値として取り扱う。

(a)　軸方向出力分布

軸方向出力分布は制御棒クラスタの動き、負荷変動、キセノン再分布等によって大幅に変化するが、運転中の出力分布変動に余裕を持って対処できるように最大と平均の比が 1.62 であるコサイン分布をＤＮＢ評価に用いる。

(b)　熱拡散係数

水路間のエンタルピの混合割合は、水路間エンタルピ差、１次冷却材の密度及び流速に比例する。この混合割合を無次元の熱拡散係数（ＴＤＣ）によって表現する。

９段の支持格子を持つ 17×17 燃料集合体を模擬したＴＤＣ実験等を行い、ＴＤＣの平均値として約 0.030 以上の値を得たが、設計には十分な余裕を見込んで 0.026 を使用する。

ｃ．最小ＤＮＢＲの許容限界値の設定

ＤＮＢ相関式の不確定性を表す確率分布と入力パラメータの不確定性に基づく最小ＤＮＢＲの確率分布を一括して統計的に取り

扱った確率分布に基づき、最小ＤＮＢＲの許容限界値（$DNBR_{SL}$）を設定する。

本原子炉における最小ＤＮＢＲの許容限界値は、上記の一括して統計的に取り扱った確率分布の 95％下限値が 1.0 となる時のＤＮＢＲ最確値、すなわちＤＮＢＲ設計限界値（$DNBR_{DL}$）に、燃料棒曲がりによるＤＮＢペナルティ及び支持格子の圧損係数の異なる燃料集合体が同一炉心に混在することにより生じ得るＤＮＢペナルティを見込んだ余裕（$F^{M}_{DNBR,\,Z}$）を考慮して 1.42 とする。

以上に述べた最小ＤＮＢＲの許容限界値に対し、定格出力時の最小ＤＮＢＲを求めると第 3.4.1 表に示すように 2.36 である。

(2)　燃料温度[(1)(3)(10)(11)]

燃料温度の解析は、3.4.3(2)で述べたように半径方向熱伝導モデルにより行うが、本解析に影響する諸因子については、以下のように取り扱う。

ａ．ペレット熱伝導率

二酸化ウランの熱伝導率は、その溶融点までの積分値が実験値と一致するように定めたモデルにより評価する。

ガドリニア入り二酸化ウランの熱伝導率は、ガドリニアの添加により若干低下するので、その効果を適切に考慮したモデルにより評価する。

また、燃焼に伴いペレット熱伝導率が低下するので、その効果を適切に考慮したモデルにより評価する。

ｂ．燃料棒内半径方向出力分布

燃料棒内半径方向出力分布は核設計コード等により計算され、

これを半径方向熱伝導モデルに適用してペレット内の温度分布を計算する。

半径方向出力係数ｆは次のように定義され、燃料棒内半径方向出力分布の形を表すものである。

$$\int_{Ts}^{Tc} K\ (t)\ dT \quad \frac{q' \cdot f}{4\pi}$$

ここで、

Ｋ（ｔ）：均一的な密度分布を持つペレット熱伝導率

（Ｗ／(m･℃)）

ｑ′　　：線出力密度（Ｗ／m）

Ｔｓ　　：ペレット表面温度（℃）

Ｔｃ　　：ペレット中心温度（℃）

ｃ．ギャップコンダクタンス

ペレット－被覆管ギャップにおける温度低下は、ギャップの寸法及びギャップ内のガスの熱伝導率の関数である。ギャップコンダクタンスの計算モデルは、ペレット熱伝導モデルと組み合わせて使用されるとき、燃料中心温度の計算値が実験値と一致するように定める。

ｄ．熱伝達係数

強制対流熱伝達係数は、よく知られたDittus-Boelterの式から得られ、レイノルズ数及びプラントル数各々の指数式として表される。

$$\frac{h \cdot De}{K} = a \cdot Re^{b} \cdot Pr^{c}$$

ここで、

ｈ　　：熱伝達率（W／(m^2・℃)）

Ｄｅ　　：水力的等価直径（m）

Ｋ　　：流体の熱伝導率（W／(m・℃)）

Ｒｅ　　：レイノルズ数

Ｐｒ　　：プラントル数

ａ、ｂ、ｃ　：定　　数

熱伝達係数は上式のａ、ｂ、ｃを実験により適切に定めることにより表される。

核沸騰が始まった後の被覆管表面温度は Thom の式で決定される。

$$\triangle Tsat = \alpha \cdot \exp(-\beta \cdot P) \cdot (q'')^{0.5}$$

ここで、

△Ｔｓａｔ　：Ｔｗ　－　Ｔｓａｔ（℃）

Ｐ　　：原子炉圧力（MPa）

ｑ″　　：局所熱流束（W／m^2）

Ｔｗ　　：被覆管表面温度（℃）

Ｔｓａｔ　：飽和温度（℃）

α、β　　：定　　数

以上により、二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度を求めると、燃料中心温度が最高となるのは、ペレット初期密度約 95％理論密度の場合の燃料寿命初期約 1,200MWd／ｔ であり、この場合の制限値は 2,570℃となるが、定格出力運転時の最大線出力密度 41.1kW／m 時の燃料中心最高温度は約 1,770℃、3.4.6 で述べる燃料の健全性確保のための安全保護系の二酸化ウラン燃料に対する設計上の目標値である最大線出力密度 59.1kW／m 時の燃料中心最高温度

は約 2,270℃であり、制限値を十分下回っている。

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心温度が最高となるのは、ガドリニア濃度約 10wt%の場合の燃焼度約 10,000MWd／t であり、この場合の制限値は 2,440℃となるが、定格出力運転時の最大線出力密度 31.9kW／m 時の燃料中心最高温度は約 1,630℃、3.4.6 で述べる燃料の健全性確保のための安全保護系のガドリニア入り二酸化ウラン燃料に対する設計上の目標値である最大線出力密度 44.3kW／m 時の燃料中心最高温度は約 2,040℃であり、制限値を十分下回っている。

3.4.6　運転時のＤＮＢ及び燃料過出力の防止

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の健全性を確保するため、ＤＮＢ及び燃料過出力の観点より次のような防護を行う。

(1)　運転時のＤＮＢ防護

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、最小ＤＮＢＲが許容限界値を下回ることを防ぐための炉心運転限界は、１次冷却材平均温度、原子炉圧力、１次冷却材温度差及び軸方向中性子束偏差の関数として定められる。この炉心運転限界は、3.4.5(1)で述べた設計出力分布に基づいて計算されているが、原子炉保護設備により、炉外核計装からの軸方向中性子束偏差が過大になると「過大温度△Ｔ高」原子炉トリップの設定点が自動的に下がる設計としているので、炉心の安全性は確保される。

したがって、3.4.2 に示すＤＮＢＲ設計方針は十分に満足される。

(2)　運転時の燃料過出力防護

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料中心最高温度が二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点以上となることを防ぐための炉心運転限界は、前項で記した「過大温度△Ｔ高」原子炉トリップと同様に「過大出力△Ｔ高」原子炉トリップにより保護される。

「過大出力△Ｔ高」原子炉トリップの設定は、二酸化ウラン燃料に対しては最大線出力密度59.1kW／m、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に対しては最大線出力密度44.3kW／mを目標として行われるので、3.4.2に示す燃料温度設計方針は十分に満足される。

3.5 動 特 性[29]

3.5.1 概　　要

加圧水型原子炉は、固有の自己制御性及び原子炉制御設備により、タービン負荷に応じて原子炉出力を追従させる制御方式としている。定格出力の15%以上での設計負荷変化による外乱に対し、発電用原子炉はトリップすることなく、主要諸変数を許容される制限値内に制御し、十分な減衰性を持って安定性を維持する設計とし、これを解析により確認している。

3.5.2 設計方針

加圧水型原子炉は、通常運転時において炉心内の体沸騰を許容しない設計としているので発電用原子炉の熱水力特性は安定であり、また、ドプラ係数は常に負であり、かつ、減速材温度係数は高温出力運転状態で負になる設計としていることから、発電用原子炉は固有の自己制御性を有する。

本原子炉は、この固有の自己制御性及び原子炉制御設備により、タービン負荷に応じて原子炉出力を追従させる制御方式とし、負荷変化時の外乱に対し安定性を維持する設計としている。

定格出力の15%以上での、通常運転時における発電用原子炉及び原子炉制御設備の設計方針は、次のとおりである。

(1) 負荷変化に対して、原子炉制御設備を含めた原子炉系の応答が安定で、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の主要諸変数が十分な減衰性を持って新たな平衡負荷に相当した設定値に制御される設計とする。

(2)　原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度等の主要諸変数は過渡時に許容される制限値内に収まり、通常運転時の偏差は適当な範囲内に制御される設計とする。

上記(1)及び(2)の設計方針を許容する負荷変化の範囲として、以下の設計負荷変化を設計条件とする。

ａ．±10％ステップ状負荷変化

（定格出力の15％から100％の範囲内）

ｂ．±5％／minのランプ状負荷変化

（定格出力の15％から100％の範囲内）

ｃ．急激な負荷減少

（タービンバイパス（約40％容量）制御系併用）

3.5.3　解析方法

応答解析は、加圧水型原子炉プラントの動特性を模擬した計算プログラムにより解析する。解析モデルは、原子炉動特性、燃料熱系、１次冷却系、蒸気発生器、加圧器、種々の制御系等を含んでいる。なお、解析は代表的なケースとして3.3で述べた平衡炉心を対象とする。

以下に解析モデルの概要を示す。

(1)　６群の遅発中性子並びに制御棒反応度、減速材温度及び燃料温度の反応度フィードバックを含む１点近似中性子動特性モデルを用いる。

(2)　燃料熱系は、ペレットを径方向に外部及び内部の２領域、被覆管を１領域として扱う。

(3)　１次冷却系は、炉心流路部、炉心出入口混合部、配管部、蒸気

発生器流路部等に分割した熱水力モデルとする。

(4) 蒸気発生器は、蒸気流量、給水流量及び1次側からの伝達熱量の影響を含めたモデルとする。

(5) 加圧器は、液相及び気相に分割した非平衡モデルとし、加圧器ヒータ、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁の制御系を模擬する。

(6) 制御系は、制御棒制御系、タービンバイパス制御系、加圧器圧力制御系、給水制御系等の主要な制御系を模擬する。

(7) 必要な安全保護系を模擬する。

これらは国内の加圧水型軽水炉プラントにおいてその妥当性を確認したものである。

シミュレーションモデルの全体構成を第3.5.1図に示す。

3.5.4 過渡応答

(1) ±10%ステップ状負荷変化

第3.5.2図は定格負荷状態から10%ステップ状負荷減少時の応答を示す。

負荷の急減により、制御棒クラスタが自動挿入され、原子炉出力は初期に急減するが、1次冷却材平均温度が低下するに従って、減少が緩やかとなり、1次冷却材平均温度が落ち着くと一定となる。

1次冷却材平均温度は原子炉出力の減少により初期に急速に低下するが、原子炉出力の減少が緩やかになるにつれて低下傾向も緩やかとなり、減少した負荷に対応する温度に向かって低下する。原子炉圧力は初期に加圧器への流入サージの影響により一時上昇するが、1次冷却材平均温度の低下が大きくなると、加圧器から

の流出サージの影響により低下する。原子炉圧力が加圧器液相温度に対応する飽和圧力に達すると、加圧器液相部は蒸発を開始し、圧力低下は抑制される。その後加圧器ヒータの動作により定格運転圧力に回復する。

第3.5.3図は90％定格負荷状態から10％ステップ状負荷増加時の応答を示す。１次冷却材平均温度は初期に低下し、これに伴って原子炉圧力も低下するが、その低下割合は加圧器圧力信号による加圧器ヒータの動作により緩和される。その後、１次冷却材平均温度の上昇に伴って原子炉圧力は上昇するが、加圧器スプレイ及び加圧器ヒータの動作により定格運転圧力に回復する。制御棒クラスタが自動的に引き抜かれるにつれて、１次冷却材平均温度は上昇し、増加した負荷に対応する温度に向かう。

以上のように原子炉出力、１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の主要パラメータは、原子炉固有の自己制御性、原子炉制御設備等により十分な減衰性を持って設定値に制御され、3.5.2に示す設計方針を満足して運転継続できることを示している。

(2)　±5％／minのランプ状負荷変化

第3.5.4図は、5％／minで15％定格負荷から定格負荷まで負荷を増加させた場合の応答を示す。１次冷却材平均温度は初期に低下するが、制御棒クラスタの自動引抜きにより原子炉出力が増加するにつれて定格負荷に対応する温度に近づく。原子炉圧力は加圧器からの流出サージ又は加圧器への流入サージ量に影響されるが、その程度は小さく１次冷却材平均温度が新たな平衡値に近づくにつれ定格運転圧力に回復する。

第3.5.5図は5％／minで定格負荷から15％定格負荷まで負荷を減

少させた場合の応答を示す。応答は第3.5.4図のほぼ逆応答となるが、原子炉圧力は温度の低下につれて低下し、その低下割合は加圧器ヒータの動作により緩和される。最終的には１次冷却材平均温度が整定した時点で定格運転圧力に回復する。

以上のように原子炉出力、１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の主要パラメータは、原子炉固有の自己制御性、原子炉制御設備等により、十分な減衰性を持って設定値に制御され、3.5.2に示す設計方針を満足して運転継続できることを示している。

(3)　急激な負荷減少

10％以上50％以下のステップ状負荷減少時には、タービンバイパス制御系が自動的に作動し、発電用原子炉はトリップすることなく新しい出力平衡値に達する。

第3.5.6図は、タービンバイパス制御系作動を伴う定格負荷からの50％ステップ状負荷減少時の応答を示す。負荷の急減により、制御棒クラスタが自動挿入されるとともに、定格主蒸気流量の約40％の設計容量を持つタービンバイパス制御系が自動的に作動する。タービンバイパス制御系は１次冷却系に過渡的に蓄えられる熱を除去し、負荷減少により１次冷却系に加わる影響を系自体と制御棒クラスタ動作によって対処し得る程度に緩和し、１次冷却材平均温度ピークを許容値内にとどめる。１次冷却材平均温度が低下するに従い、タービンバイパス流量は減少し、新しい定常状態ではタービンバイパス弁は完全に閉じている。

以上のように原子炉出力、１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の主要パラメータは、原子炉固有の自己制御性、原子炉制御設備等により、十分な減衰性を持って新しい平衡状態に制御され、

3.5.2に示す設計方針を満足して運転継続できることを示している。

3.6　参考文献

(1)　「三菱ＰＷＲ高燃焼度化ステップ２燃料の機械設計」
MHI-NES-1021　改7
三菱重工業　平成16年

(2)　「原燃工製ＰＷＲステップ２燃料の改良因子について」
NFK-8116　改4
原子燃料工業　平成15年

(3)　「原燃工製ＰＷＲステップ２燃料の機械設計について（川内１、２号）」
NFK-8132
原子燃料工業　平成16年

(4)　「燃料被覆管のクリープコラプスについて」
MAPI-1030
三菱原子力工業　昭和49年

(5)　「燃料被覆管のクリープコラプスの評価」
NFK-8026　改3
原子燃料工業　昭和56年

(6)　「原燃工製ＰＷＲステップ２燃料集合体の開発」
NFK-8114　改2
原子燃料工業　平成15年

(7)　「燃料ペレットの焼しまりについて」
MAPI-1032
三菱原子力工業　昭和50年

(8)　「燃料ペレット焼きしまりの評価」
NFK-8010　改6
原子燃料工業　平成14年

(9) 「燃料ペレット焼きしまりによるパワースパイクについて」

MHI-NES-1002 改1

三菱重工業 平成14年

(10) 「三菱ＰＷＲの燃料設計計算コードの概要」

MAPI-1019 改1

三菱原子力工業 昭和63年

(11) 「燃料棒性能解析コード（ＦＰＡＣ）」

NFK-8011 改8

原子燃料工業 平成16年

(12) 「Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide」

J.A.Christensen, R.J.Allio and A.Biancheria,

WCAP-6065 1965

(13) 「改良統計的熱設計手法について」

MHI-NES-1009 改1

三菱重工業 平成12年

(14) 「改良統計的熱設計手法について」

NFK-8107 改1

原子燃料工業 平成12年

(15) 「ＰＷＲ燃料の使用実績」

MHI-NES-1022 改2

三菱重工業 平成16年

(16) 「原燃工Ｂ型燃料の照射実績」

NFK-8049 改12

原子燃料工業 平成16年

(17)「ガドリニア入り燃料の核設計」

MAPI-1066　改6

三菱重工業　平成17年

(18)「三菱ＰＷＲの新核設計手法と信頼性」

MAPI-1087　改6

三菱重工業　平成16年

(19)「三菱ＰＷＲのＰＨＯＥＮＩＸ－Ｐ／ＡＮＣによる
核設計の信頼性」

MHI-NES-1025　改1

三菱重工業　平成16年

(20)「ＰＷＲ核設計手法と信頼性（改良ＮＵＬＩＦシステム)」

NFK-8102

原子燃料工業　平成7年

(21)「改良ＮＵＬＩＦシステムにおけるＰＷＲ核設計手法の信頼性」

NFK-8113　改2

原子燃料工業　平成15年

(22)「三菱ＰＷＲにおける出力分布制御について」

MHI-NES-1027　改2

三菱重工業　平成16年

(23)「ＰＷＲのキセノン振動制御」

原子力学会誌　Vol.19 No.1（1977)

(24)「Ａ型及びＢ型燃料集合体の共存する炉心特性
（３ループ17×17型ステップ２燃料集合体)」

NFK-8112　改1

原子燃料工業　平成16年

(25)「ＴＨＩＮＣ－Ⅳコードの概要」

MAPI-1044

三菱原子力工業　昭和51年

(26)「ＰＷＲ熱水力設計手法」

NFK-8024　改6

原子燃料工業　平成14年

(27)「三菱新ＤＮＢ相関式（ＭＩＲＣ－１）について」

MAPI-1075　改3

三菱重工業　平成12年

(28)「原燃工新ＤＮＢ相関式（ＮＦＩ－１）について」

NFK-8087　改1

原子燃料工業　平成12年

(29)「三菱ＰＷＲの過渡解析と実測の比較」

MAPI-1046　改1

三菱重工業　平成14年

第3.1.1表　発電用原子炉及び炉心の主要仕様

炉心熱出力	約2,652MW
１次冷却材全流量	約45.7×10^{6}kg／h
原子炉容器入口１次冷却材温度	約284℃
原子炉容器出口１次冷却材温度	約321℃
原子炉圧力	約15.4MPa［gage］
炉心有効高さ	約3.66m
炉心等価直径	約3.04m
炉心全ウラン量	約74t
冷却回路数	3

第3.2.1表　燃料の主要仕様

(1)　ペレット

材　　料	二酸化ウラン （一部ガドリニアを含む。）
濃　縮　度	
初装荷燃料	
第１領域	約2.1wt％
第２領域	約2.6wt％
第３領域	約3.1wt％
取替燃料	約4.8wt％以下 ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、濃縮度約3.2wt％以下、ガドリニア濃度約10wt％以下
ただし、第４領域	約3.2wt％
第５～第９領域	約3.4wt％
第10～第21領域	約4.1wt％～約3.4wt％ ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、濃縮度約2.6wt％～約1.9wt％、ガドリニア濃度約6wt％
初期密度	理論密度の約97％ ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、理論密度の約96％

ただし、第１～第21領域	理論密度の約95％
ペレット直径	約8.19mm又は約8.05mm
ペレット長さ	約11.5mm、約10.0mm、約9.2mm又は約9.0mm
ペレット最高燃焼度	約71,000MWd／ｔ
ペレット中心最高温度	
定格出力時	約1,770℃
	約1,630℃ （ガドリニア入り二酸化ウラン燃料）
最大線出力密度59.1kW／m時	約2,270℃
(ガドリニア入り二酸化ウラン燃料 については44.3kW／m時)	約2,040℃ （ガドリニア入り二酸化ウラン燃料）

(2)　被　覆　管

材　　料	ジルカロイー４の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金 ・Sn-Fe-Cr-Nb系ジルコニウム基合金 （Sn　：0.7～0.9wt％、 Fe　：0.18～0.24wt％、 Cr　：0.07～0.13wt％、 Fe+Cr：0.28～0.37wt％、 Nb　：0.45～0.55wt％、 Zr　：残り） ・Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金 （Sn　：0.90～1.15wt％、 Fe　：0.24～0.30wt％、 Cr　：0.13～0.19wt％、 Nb　：0.08～0.14wt％、 Ni　：0.007～0.014wt％、 Zr　：残り）

	ジルコニウムーニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金 ・Sn-Fe-Nb系ジルコニウム基合金 （Sn　：0.9～1.3wt％、 Fe　：0.08～0.12wt％、 Nb　：0.8～1.2wt％、 Zr　：残り）
ただし、第１～第21領域	ジルカロイー４
外　　径	約9.50mm
厚　　さ	約0.57mm
ただし、第６～第21領域	約0.57mm又は約0.64mm
被覆管ーペレット間隙(直径)	約0.17mm
表面最高温度	
定格出力時	約349℃
最大線出力密度59.1kW／m時	約350℃

(3)　燃料集合体

集合体数	157
燃料棒配列	17×17
集合体当たり燃料棒本数	264
全燃料棒本数	41,448
燃料棒全長(端栓とも)	約3.9m
燃料棒ピッチ	約12.6mm
集合体全長	約4.1m
集合体断面寸法	約214mm×約214mm
支持格子材料	
最上下部	ニッケル・クロム・鉄合金
中間部	ジルカロイー４又はニッケル・クロム・鉄合金

集合体当たり支持格子数		9
制御棒案内シンブル材料		ジルカロイ－４
集合体当たり制御棒案内シンブル本数		24
制御棒案内シンブル		
外径	上部	約12.2mm
	下部	約10.9mm（ダッシュポット部）
厚さ	上部	約0.41mm
	下部	約0.41mm（ダッシュポット部）
炉内計装用案内シンブル材料		ジルカロイ－４
集合体当たり炉内計装用案内シンブル本数		1
炉内計装用案内シンブル		
外径		約12.2mm
厚さ		約0.41mm
燃焼度		
取替燃料集合体平均		約49,000MWd／t （3.3で述べる平衡炉心）
燃料集合体最高		55,000MWd／t
ただし、第１～第９領域		39,000MWd／t
第10～第21領域		48,000MWd／t

第3.2.2表　制御棒クラスタの設備仕様

クラスタ当たり制御棒本数	24
被覆管材料	ステンレス鋼
吸収材材料	銀・インジウム・カドミウム（80%、15%、5%）合金
制御棒クラスタの数	48
制御棒クラスタ制御棒有効長さ	約3.6m
吸収材直径	約8.7mm
被覆管厚さ	約0.5mm
被覆管外径	約9.7mm

第3.2.3表　バーナブル・ポイズンの設備仕様

有　効　長		約3.6m
吸収材外径		約8.5㎜
吸収材材料		ほうけい酸ガラス
被覆管材料		ステンレス鋼
被覆管外径		約9.7㎜
バーナブル・ポイズン棒の総数		
	初装荷炉心	1,072本
	取替炉心	1,072本以下

第3.2.4表　制御棒クラスタ駆動装置の設備仕様

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
駆動装置数		48
駆動速度（最大）		約114cm/min
挿入時間（トリップ時、全ストロークの85%挿入までの時間）		2.2s以下
１ステップ移動距離		約16mm
電源の種類		交流260Ｖ

第3.2.6表　中性子源の設備仕様

(1)　1次中性子源

中性子源材料	カリフォルニウム－252
線源強度	約0.4×10^{10}Bq（1本当たり）
本　　数	2
線源外径	約8.4㎜
線源長さ	約38㎜
被覆管材料	ステンレス鋼
被覆管外径	約9.7㎜

(2)　2次中性子源

中性子源材料	アンチモン・ベリリウム
本　　数	8
線源外径	約8.6㎜
線源長さ	約2,235㎜
被覆管材料	ステンレス鋼
被覆管外径	約9.7㎜

第3.3.1表　核設計値

(1)　炉　　心	
有効高さ	約3.66m
等価直径	約3.04m
減速材／ウラン体積比(低温時)	約3.4～約3.6
燃料集合体数	157
燃料集合体中の燃料棒配列	17×17
燃料集合体中の燃料棒本数	264
濃　縮　度	
初装荷燃料	
第１領域	約2.1wt％
第２領域	約2.6wt％
第３領域	約3.1wt％
取替燃料	約4.8wt％以下 ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、濃縮度約3.2wt％以下、ガドリニア濃度約10wt％以下
ただし、第４領域	約3.2wt％
第５～第９領域	約3.4wt％
第10～第21領域	約4.1wt％～約3.4wt％ ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、濃縮度約2.6wt％～約1.9wt％、

ガドリニア濃度約6wt％

平均燃焼度

取替燃料集合体（平衡炉心）　約49,000MWd／t

(2)　核的熱水路係数（定格出力時）

F^N_Q	2.25以下	（ペレット焼きしまり効果を含まない。）
$F^N_{\triangle H}$	1.64以下	

(3)　線出力密度

定格出力時平均	約17.1kW／m	
定格出力時最大	39.6kW／m	（ペレット焼きしまり効果を含まない。）
	30.7kW／m（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料）	（ペレット焼きしまり効果を含まない。）

(4)　実効増倍率（取替炉心サイクル初期）

燃料取替停止（全制御棒クラスタ挿入）	0.95（約2,000ppm）
低温停止（全制御棒クラスタ引抜き）	0.99（約2,100ppm）
高温停止（全制御棒クラスタ引抜き）	0.98（約2,100ppm）
高温全出力（全制御棒クラスタ引抜き）	1.00（約1,600ppm）
高温全出力（全制御棒クラスタ引抜き キセノン、サマリウム平衡）	1.00（約1,200ppm）

(5)　反応度制御能力（取替炉心）

制御棒クラスタ（最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本挿入不能時）	約0.05△Ｋ／Ｋ
ほう素濃度調整	0.17△Ｋ／Ｋ以上（約2,700ppm）
バーナブルポイズン（サイクル初期）	約0.07△Ｋ／Ｋ以下

(6)　反応度係数

減速材温度係数	$(+0.8 \sim -7.8) \times 10^{-4}$	（△Ｋ／Ｋ）／℃
（減速材温度係数は、高温出力運転状態では負である。）		
ドプラ係数	$(-1.8 \sim -5.2) \times 10^{-5}$	（△Ｋ／Ｋ）／℃
ボイド係数	$(+0.6 \sim -2.5) \times 10^{-3}$	（△Ｋ／Ｋ）／％ボイド
圧力係数	$(+7.3 \sim -0.7) \times 10^{-4}$	（△Ｋ／Ｋ）／(MPa)
減速材密度係数	(+0.43～0)	（△Ｋ／Ｋ）／$(g／cm^3)$

(7)　実効遅発中性子割合と即発中性子寿命

実効遅発中性子割合	0.75～0.43（％）
即発中性子寿命	21～9（μ sec）

第3.3.2表　反応度停止余裕

	平衡炉心 サイクル末期	予定外取出炉心 サイクル末期
１．所要制御反応度	約2.81%△K／K	約2.74%△K／K
出力欠損	約2.76%△K／K	約2.69%△K／K
ボイド減少	約0.05%△K／K	約0.05%△K／K
２．制御棒クラスタの反応度（注）	約5.08%△K／K	約5.29%△K／K
３．反応度停止余裕	約2.27%△K／K	約2.55%△K／K

（注）制御棒クラスタのバンクＤが挿入限界まで挿入されている状態から、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引抜位置のまま挿入できないものとし、他の制御棒クラスタを全挿入させて反応度を求め、さらに、設計裕度10％を差し引いた値。

第3.3.3表　炉心の主要パラメータ

領域＼サイクル			第Nサイクル（平衡炉心）	第N+1サイクル（予定外取出炉心）
燃料集合体装荷体数	第(M-3)領域	A　4.8wt％（Gd入り）(注)		
		B　4.8wt％	13	
	第(M-2)領域	A　4.8wt％（Gd入り）(注)	24	
		B　4.8wt％	24	13
	第(M-1)領域	A　4.8wt％（Gd入り）(注)	24	24
		B　4.8wt％	24	24
	第M領域	A　4.8wt％（Gd入り）(注)	24	24
		B　4.8wt％	24	16
	第(M+1)領域	A　4.8wt％（Gd入り）(注)		32
		B　4.8wt％		24
サイクル燃焼度（MWd／t）			14,800	14,800
バーナブルポイズン棒本数			0	0
サイクル初期臨界ほう素濃度（ppm）			1,590	1,510
取出燃料集合体の平均燃焼度（MWd／t）			48,600	48,200

（注）3.2wt％^{235}U－10wt％Gd_2O_3入りUO_2燃料棒を24本含む。

第3.3.4表　炉心の安全性確認項目

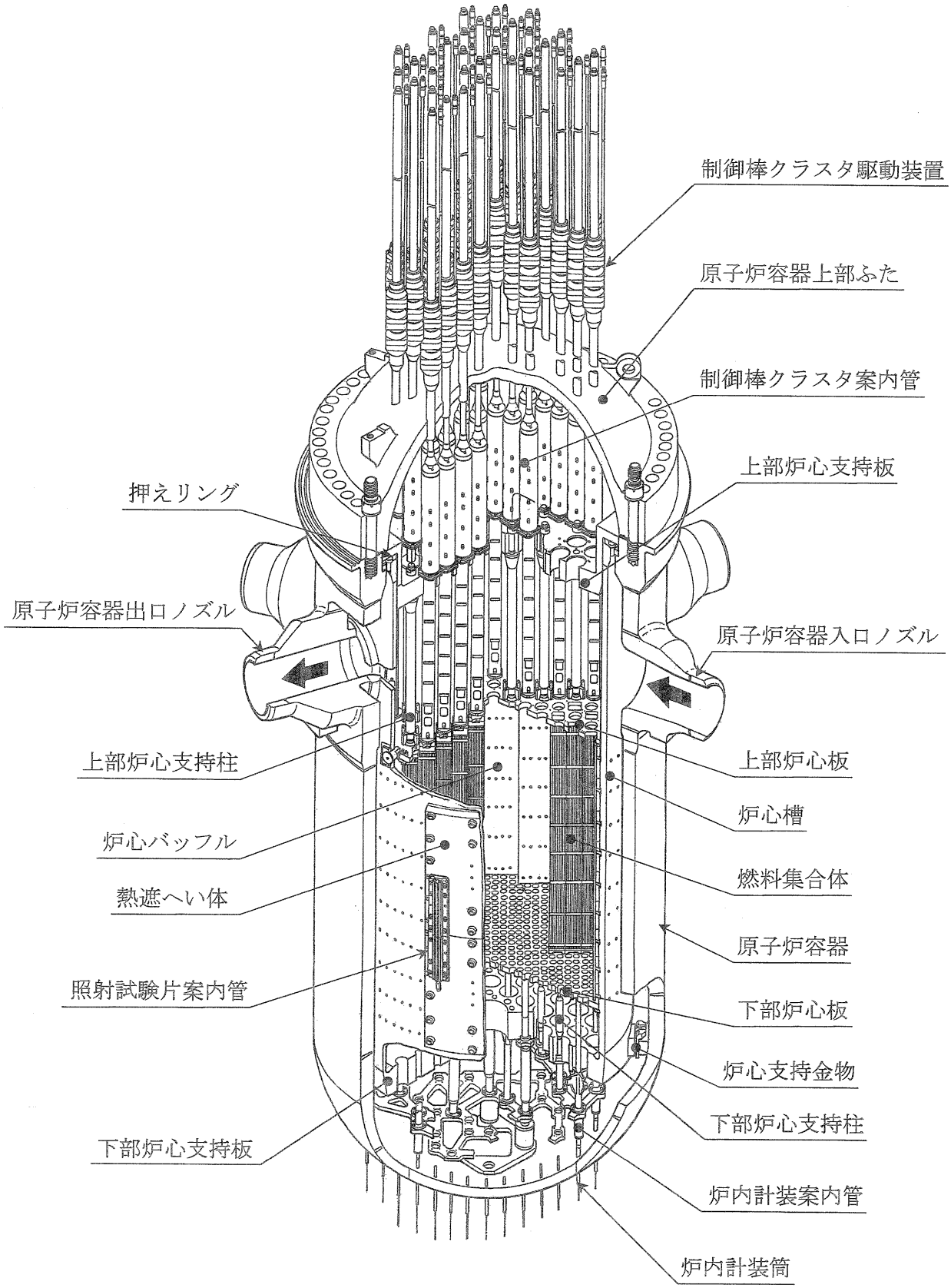
項　　目			単　　位	安全解析使用値	第Nサイクル（平衡炉心）	第N+1サイクル（予定外取出炉心）
反応度停止余裕（サイクル末期）			%△K／K	≦1.8	2.27	2.55
最大線出力密度(注1)			kW／m	≦39.6	34.5	33.9
燃料集合体最高燃焼度			MWd／t	≦55,000	54,700	53,100
F^N_{XY}			－	≦1.52	1.46	1.40
減速材温度係数 $\frac{\delta\rho}{\delta Tm}$			10^{-5}(△K/K)/℃	-78～+8	-63～-8.1	-63～-8.2
ドプラ係数 $\frac{\delta\rho}{\delta Tf}$			10^{-5}(△K/K)/℃	-5.2～-1.8	-3.5～-2.4	-3.4～-2.4
制御棒落下時	落下制御棒価値		%△K／K	≦0.25	0.17	0.17
制御棒落下時	$F^N_{\triangle H}$		－	≦1.84	1.73	1.67
制御棒飛出し時 F_Q	サイクル初期	HZP(注2)	－	≦14	10.2	5.7
制御棒飛出し時 F_Q	サイクル初期	HFP(注3)	－	≦5.0	2.2	2.1
制御棒飛出し時 F_Q	サイクル末期	HZP	－	≦26	11.5	12.8
制御棒飛出し時 F_Q	サイクル末期	HFP	－	≦5.0	2.0	2.0
飛出し制御棒価値	サイクル初期	HZP	%△K／K	≦0.90	0.62	0.31
飛出し制御棒価値	サイクル初期	HFP	%△K／K	≦0.15	0.02	0.02
飛出し制御棒価値	サイクル末期	HZP	%△K／K	≦1.0	0.42	0.53
飛出し制御棒価値	サイクル末期	HFP	%△K／K	≦0.15	0.03	0.03
最大反応度添加率			10^{-5}(△K/K)／s	≦86	50	43

(注1) ペレット焼きしまり効果を含まない。
(注2) ＨＺＰ：高温零出力時
(注3) ＨＦＰ：高温全出力時

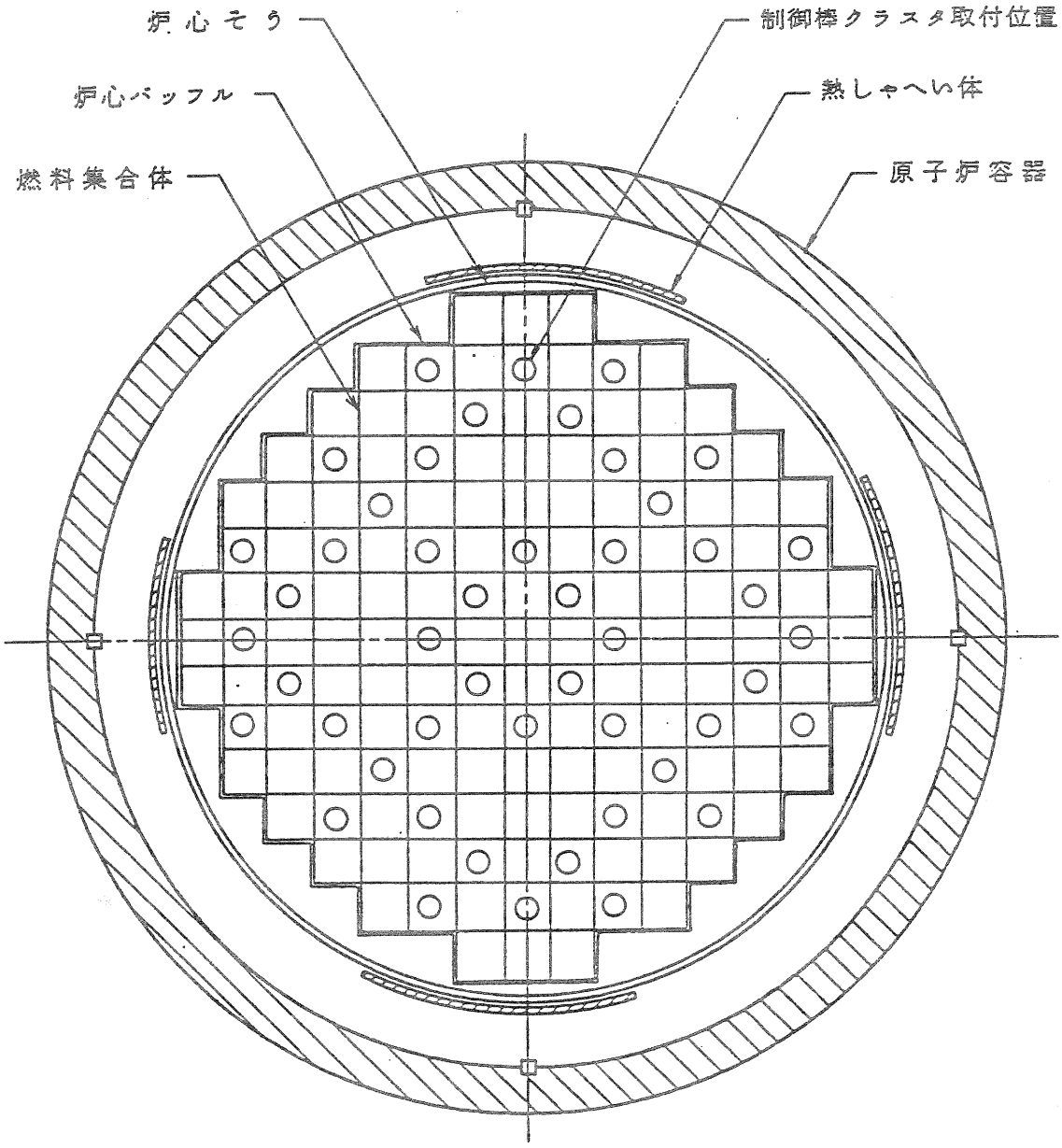
第3.4.1表　熱水力設計値

炉心熱出力	約2,652MW
燃料棒からの熱発生割合	約97.4%
１次冷却材圧力	約15.4MPa[gage]
１次冷却材流量	約45.7×10^6kg／h
炉心バイパス流量割合	約4.0%
実効熱伝達面積	約4,515m^2
原子炉容器入口１次冷却材温度	約284℃
原子炉容器出口１次冷却材温度	約321℃
平均出力密度	約100kW／ℓ
熱　流　束	
定格出力時平均	約572kW／m^2
定格出力時最大	約1,379kW／m^2
線出力密度	
定格出力時平均	約17.1kW／m
定格出力時最大	41.1kW／m
	31.9kW／m（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料）
熱水路係数（定格出力時）	
F_Q	2.41
$F^N_{\triangle H}$	1.64
燃料中心最高温度	
定格出力時	約1,770℃
	約1,630℃（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料）

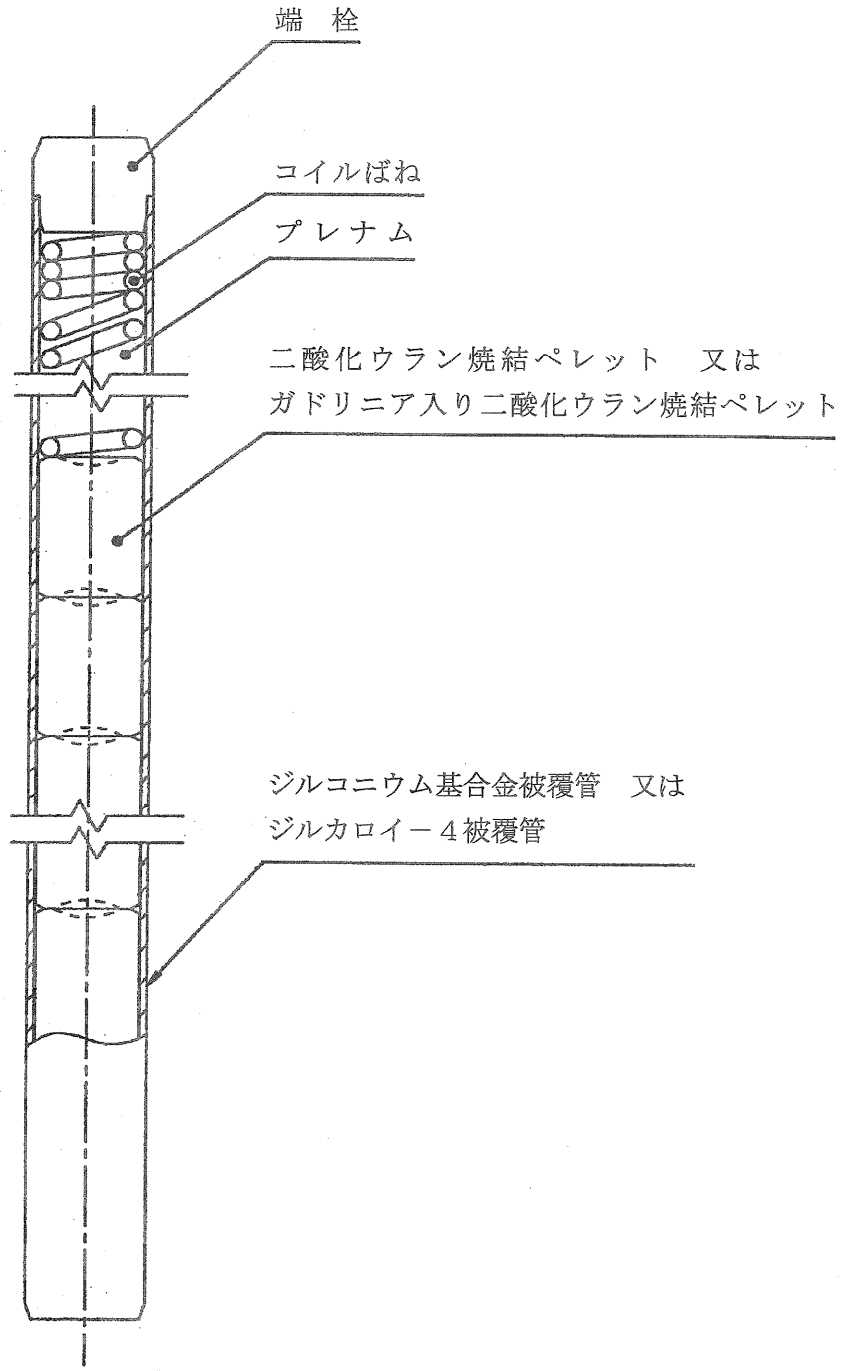
最大線出力密度59.1kW／m時	約2,270℃
（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については44.3kW／m時）	約2,040℃（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料）
最小ＤＮＢＲ	
定格出力時	2.36
運転時の異常な過渡変化時	1.42以上（ＭＩＲＣ－１相関式、ＮＦＩ－１相関式）



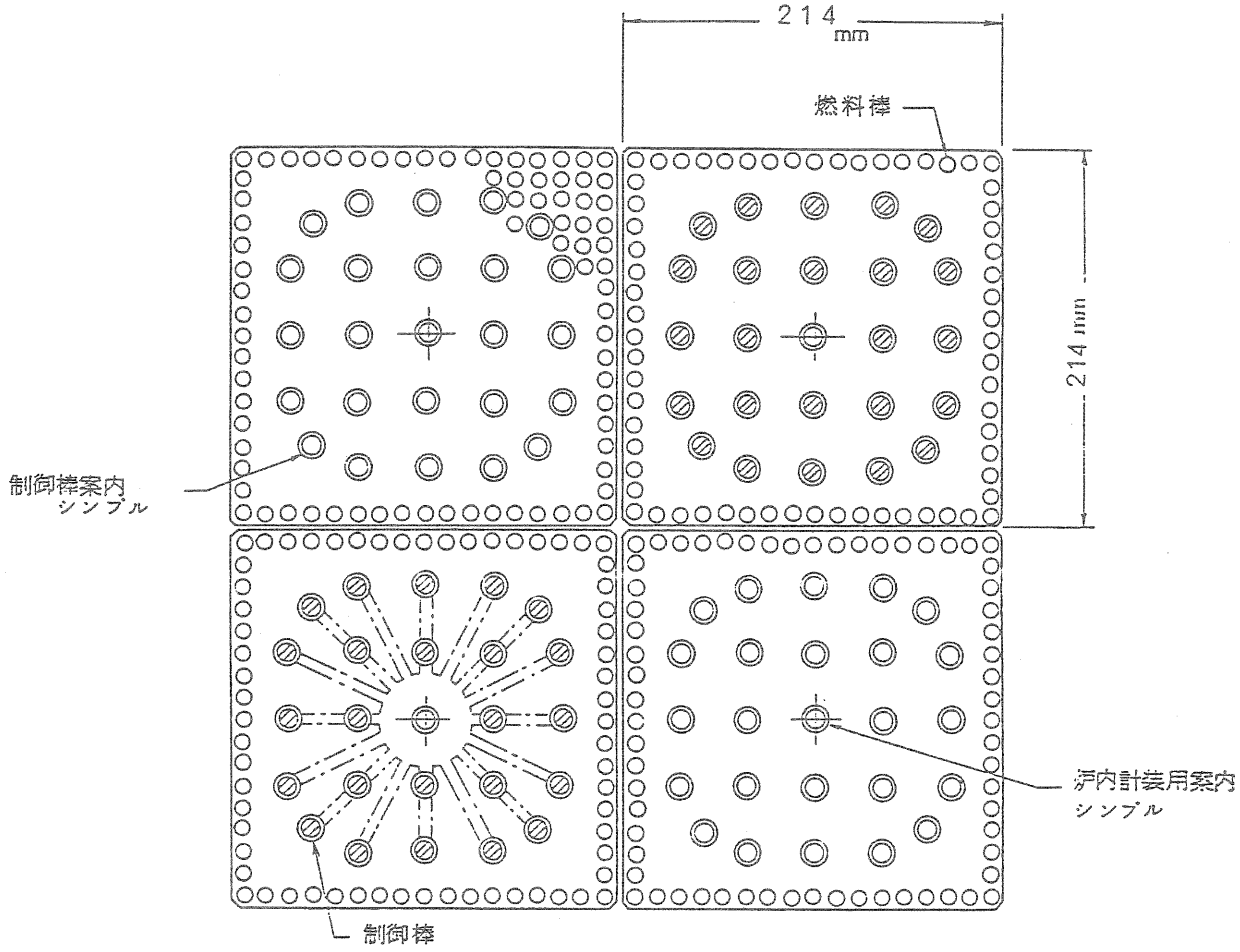
第3.1.1図　原子炉容器内構造説明図



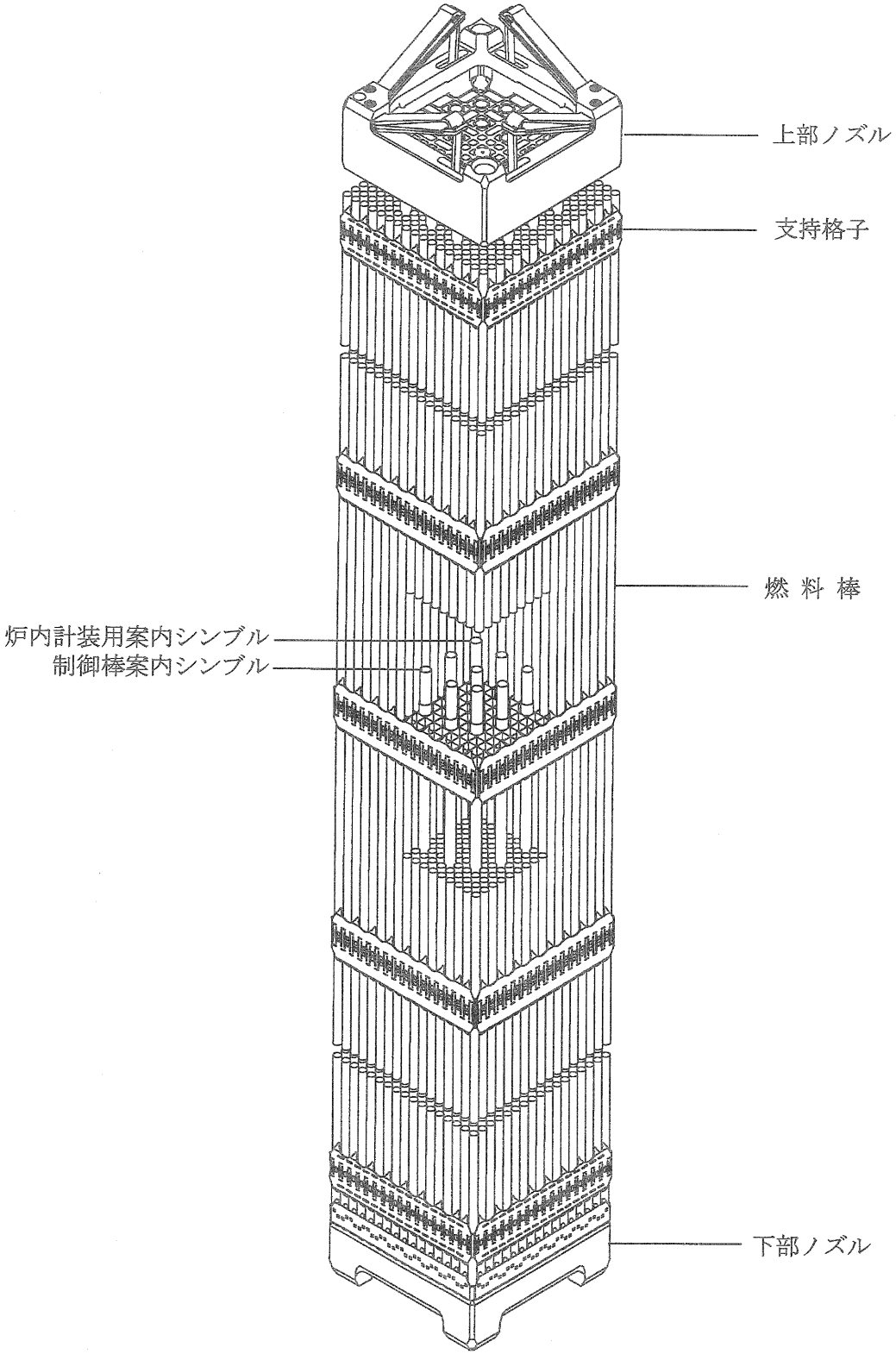
第3.1.2図　炉心断面説明図



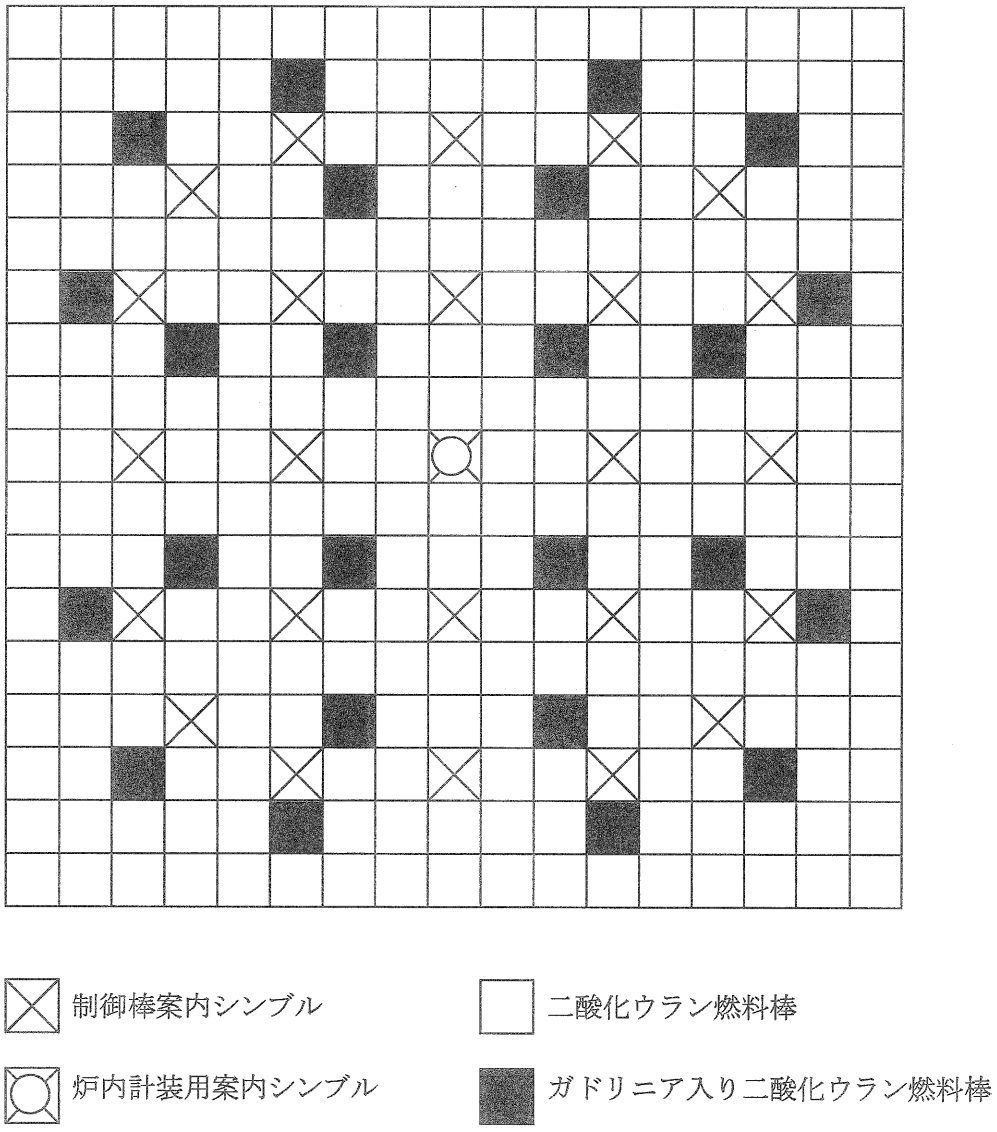
第3.2.1図　燃料棒断面図



第3.2.2(1)図　燃料集合体断面説明図

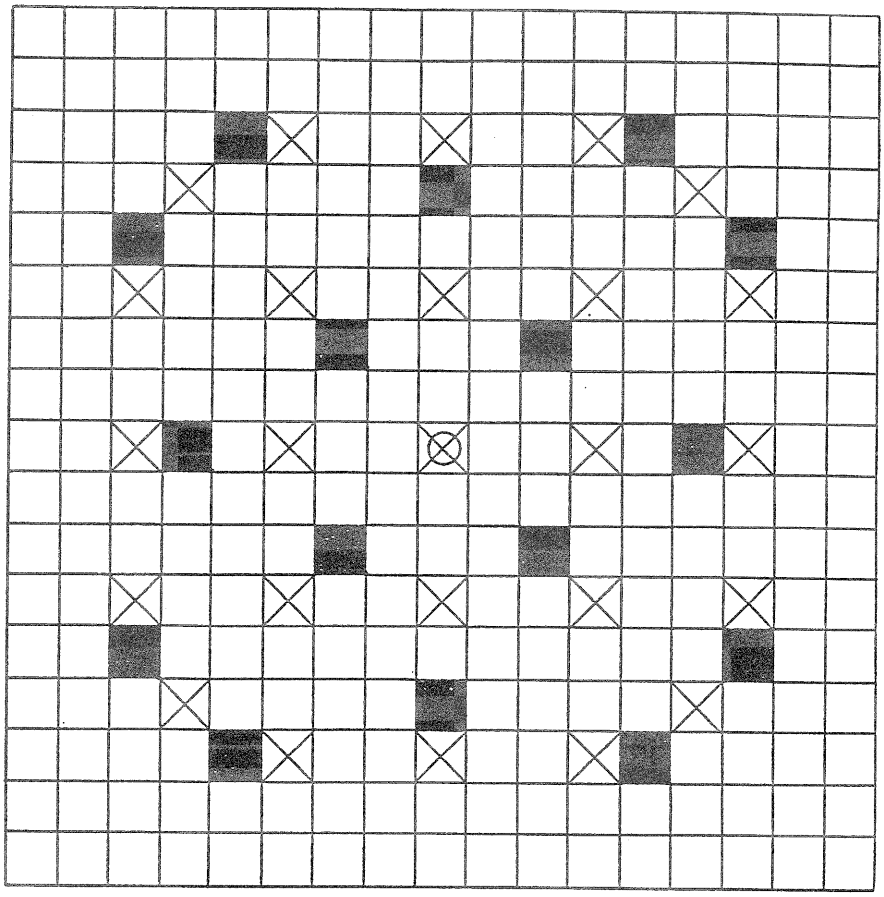


第3.2.2(2)図　燃料集合体構造概要図



第3.2.2(3)図　集合体内ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒配置図(1)

（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒本数：24本）

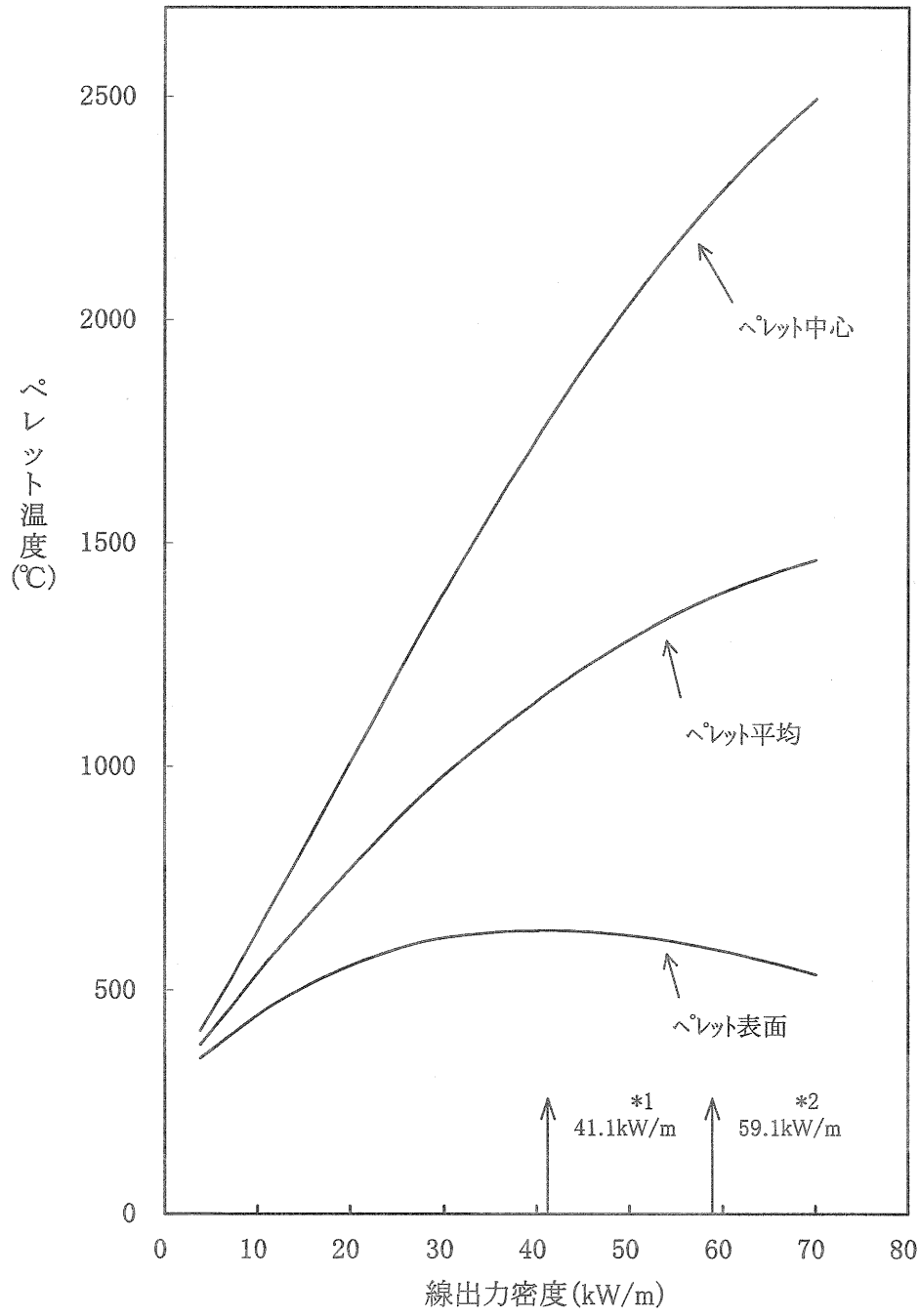


炉内計装用案内シンブル　　ガドリニア入り燃料棒

制御棒案内シンブル

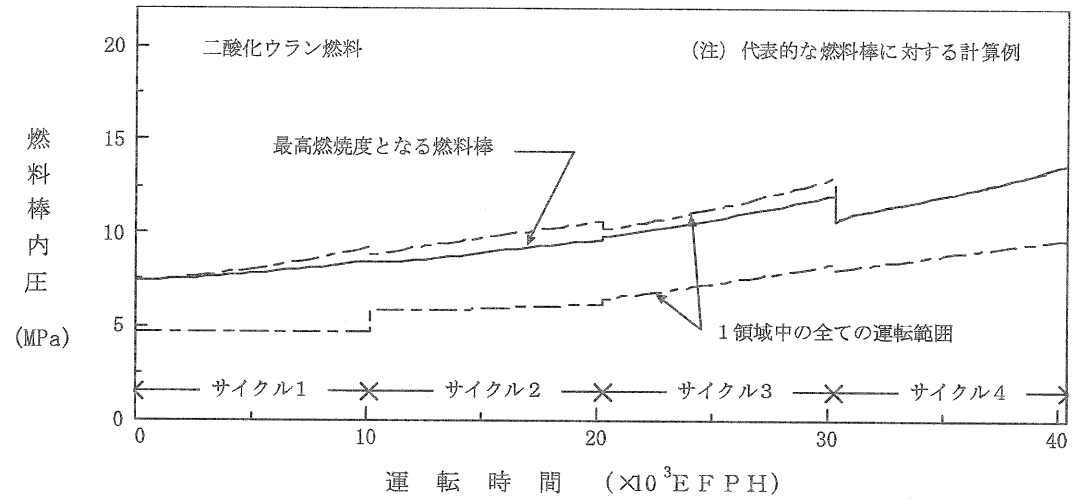
第3.2.2(4)図　集合体内ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒配置図(2)

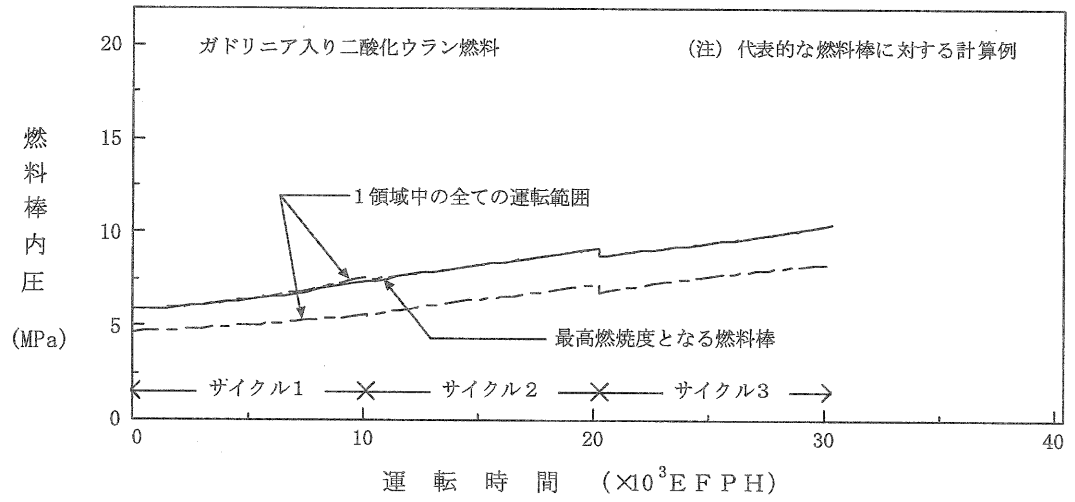
（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒本数：16本）

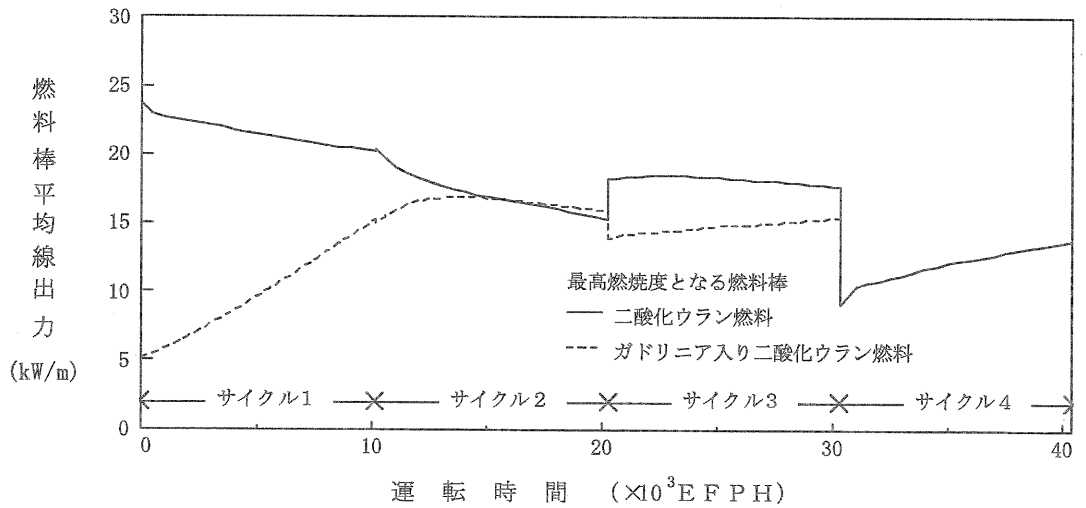


*1:定格出力時の最大線出力密度
*2:通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度

第3.2.3図　ペレットの中心、平均及び表面温度対線出力密度
（寿命中の最高温度、参考文献(1)及び(10)のモデルで計算）



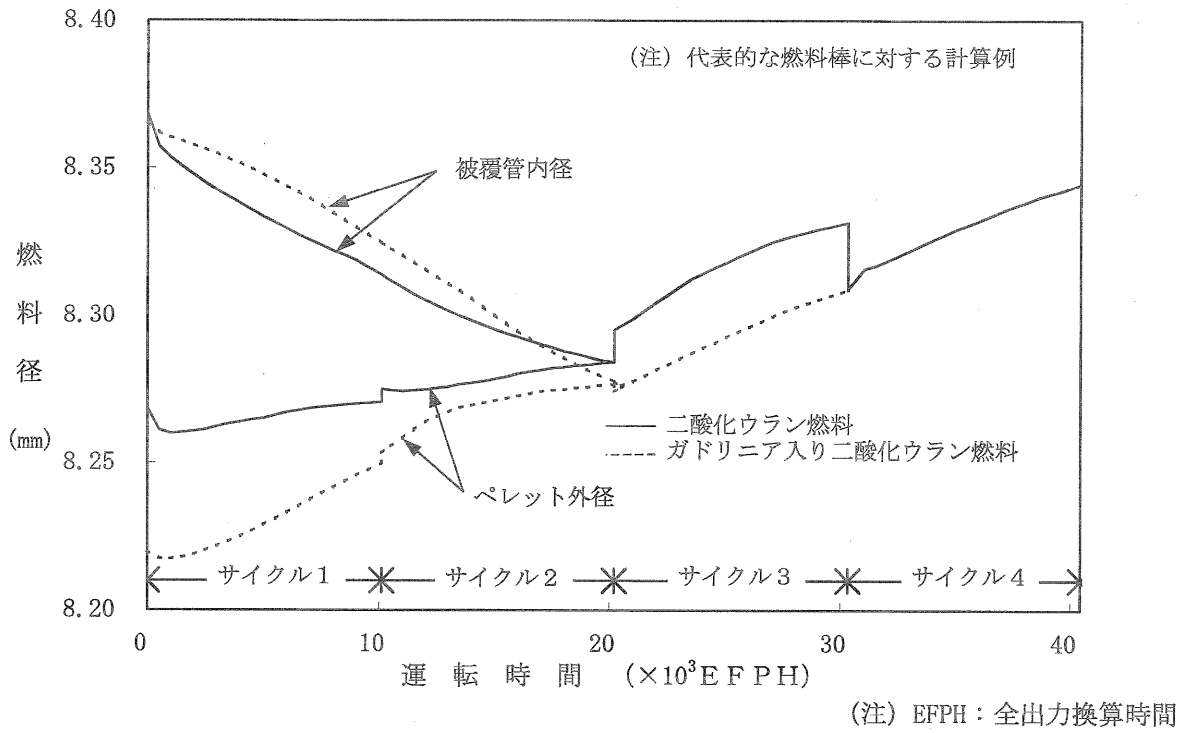




（注）EFPH：全出力換算時間

第3.2.4図　燃料棒内圧の燃焼度変化

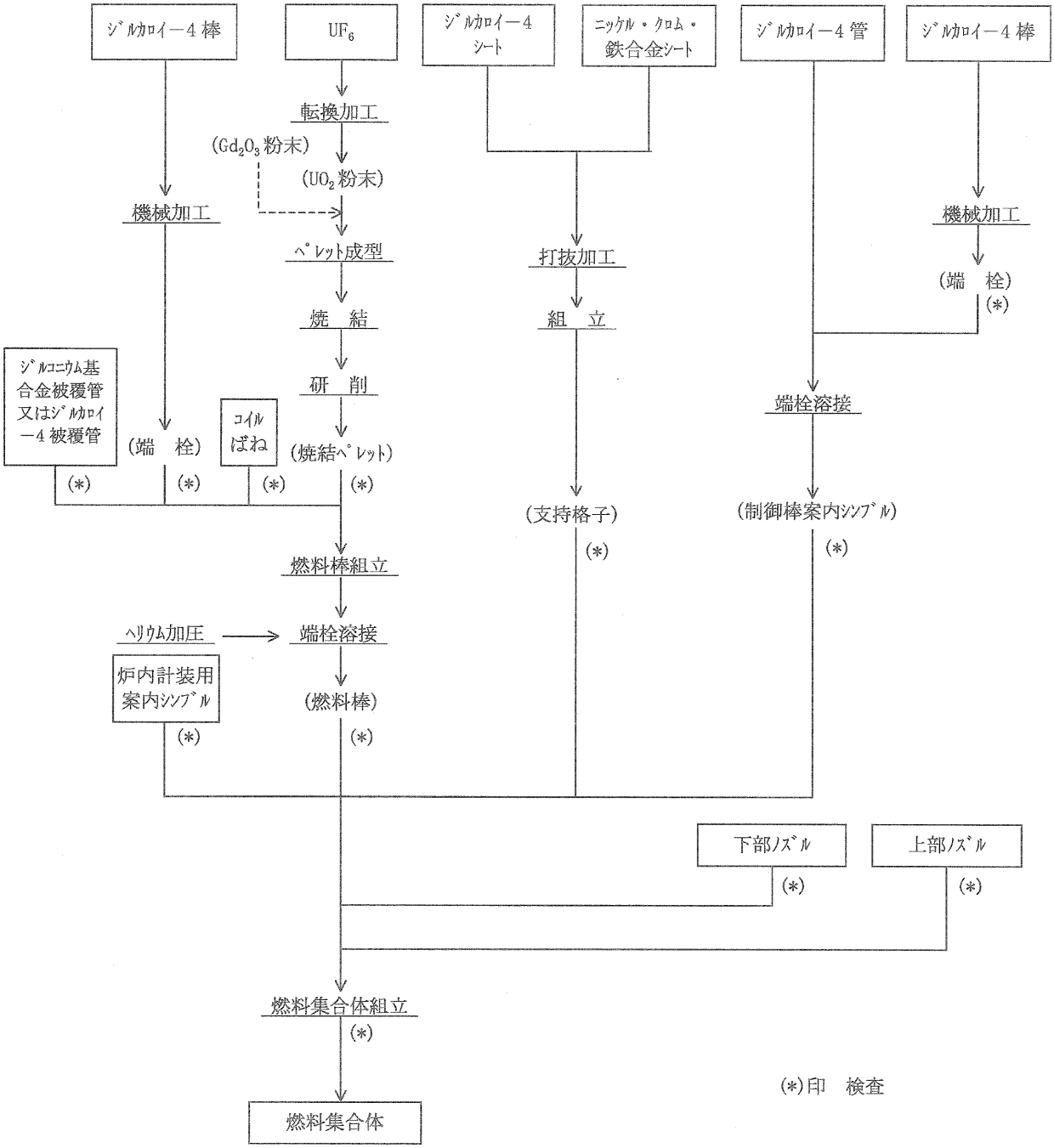
（参考文献(1)及び(10)のモデルで計算）



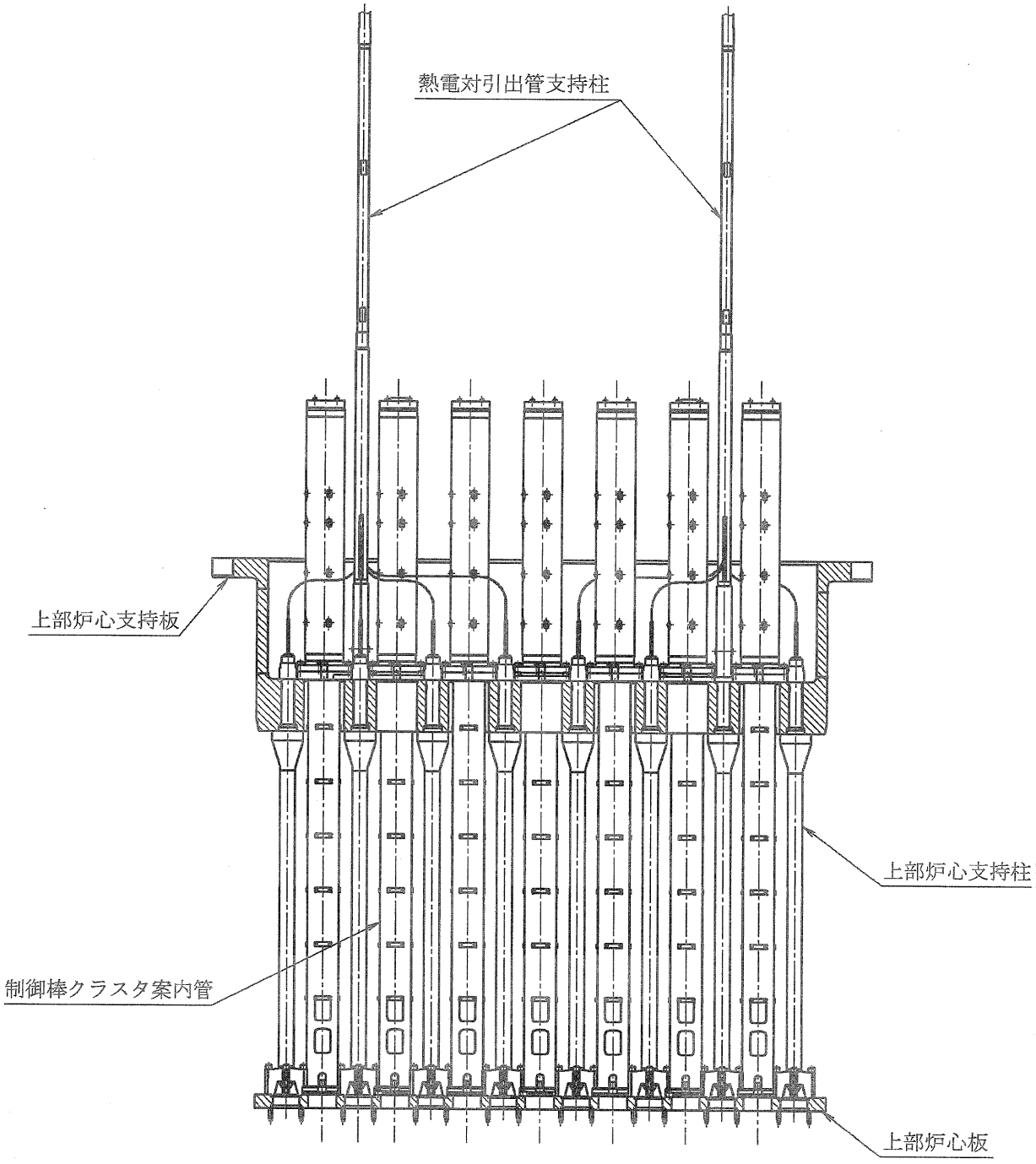
(注) EFPH：全出力換算時間

第3.2.5図　燃料径の燃焼度変化

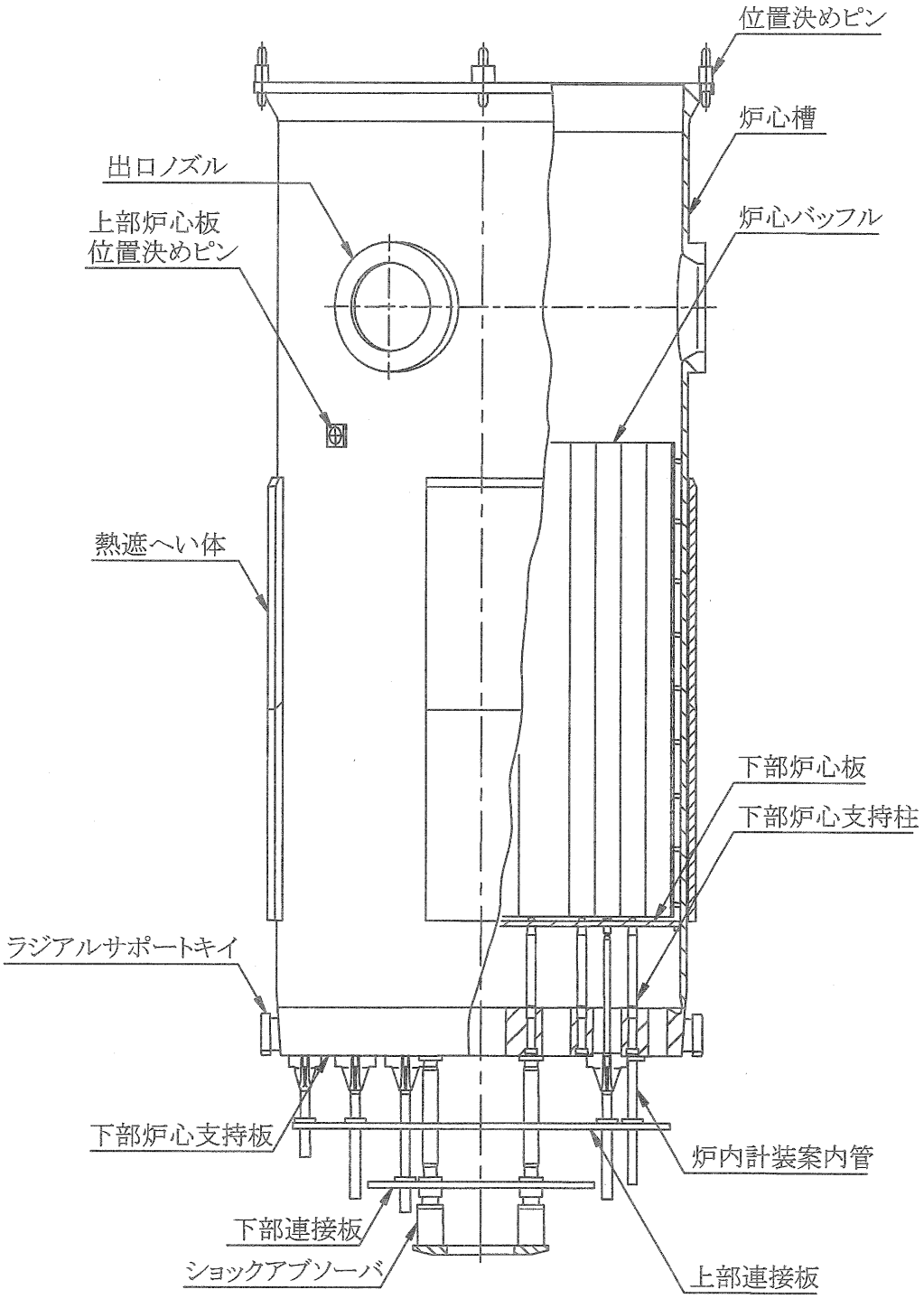
(参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)



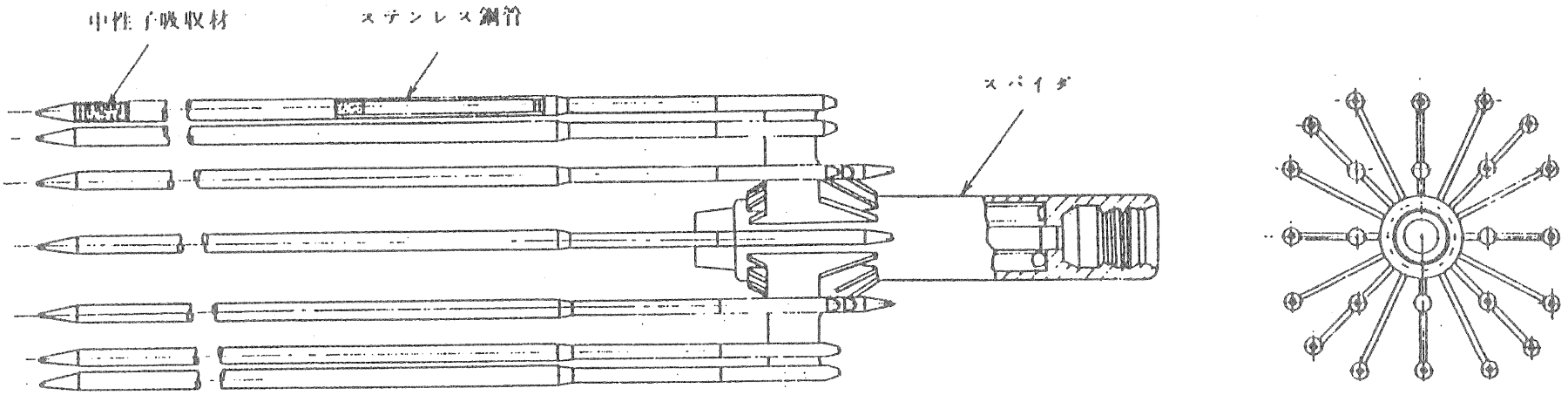
第3.2.6図　燃料の製造工程概要図



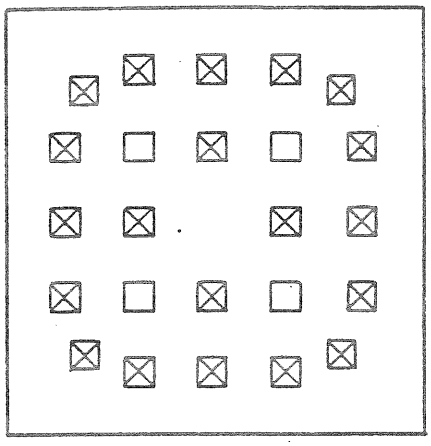
第3.2.7図　上部炉心支持構造物構造説明図



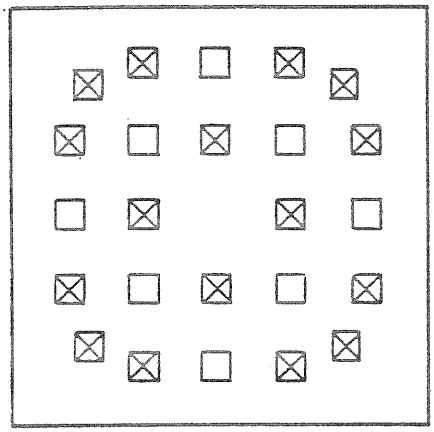
第3.2.8図　下部炉心支持構造物構造説明図



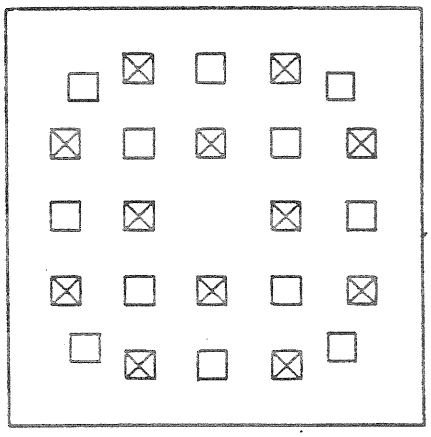
第3.2.9図　制御棒クラスタ構造説明図



20バーナブル・ポイズン棒



16バーナブル・ポイズン棒

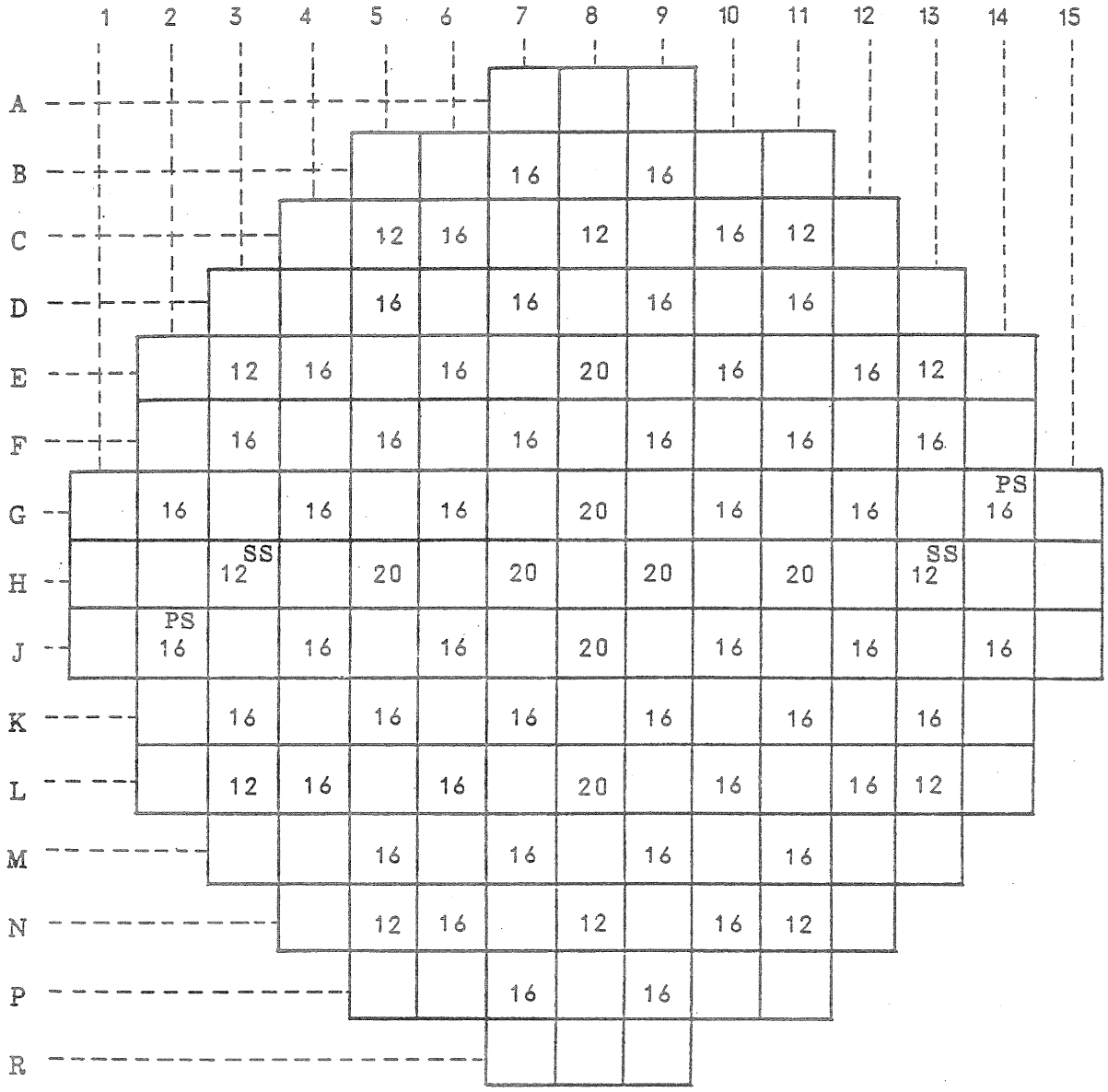


12バーナブル・ポイズン棒

⊠ バーナブル・ポイズン棒

□ プラグ

第3.2.11図　バーナブル・ポイズン棒配置説明図

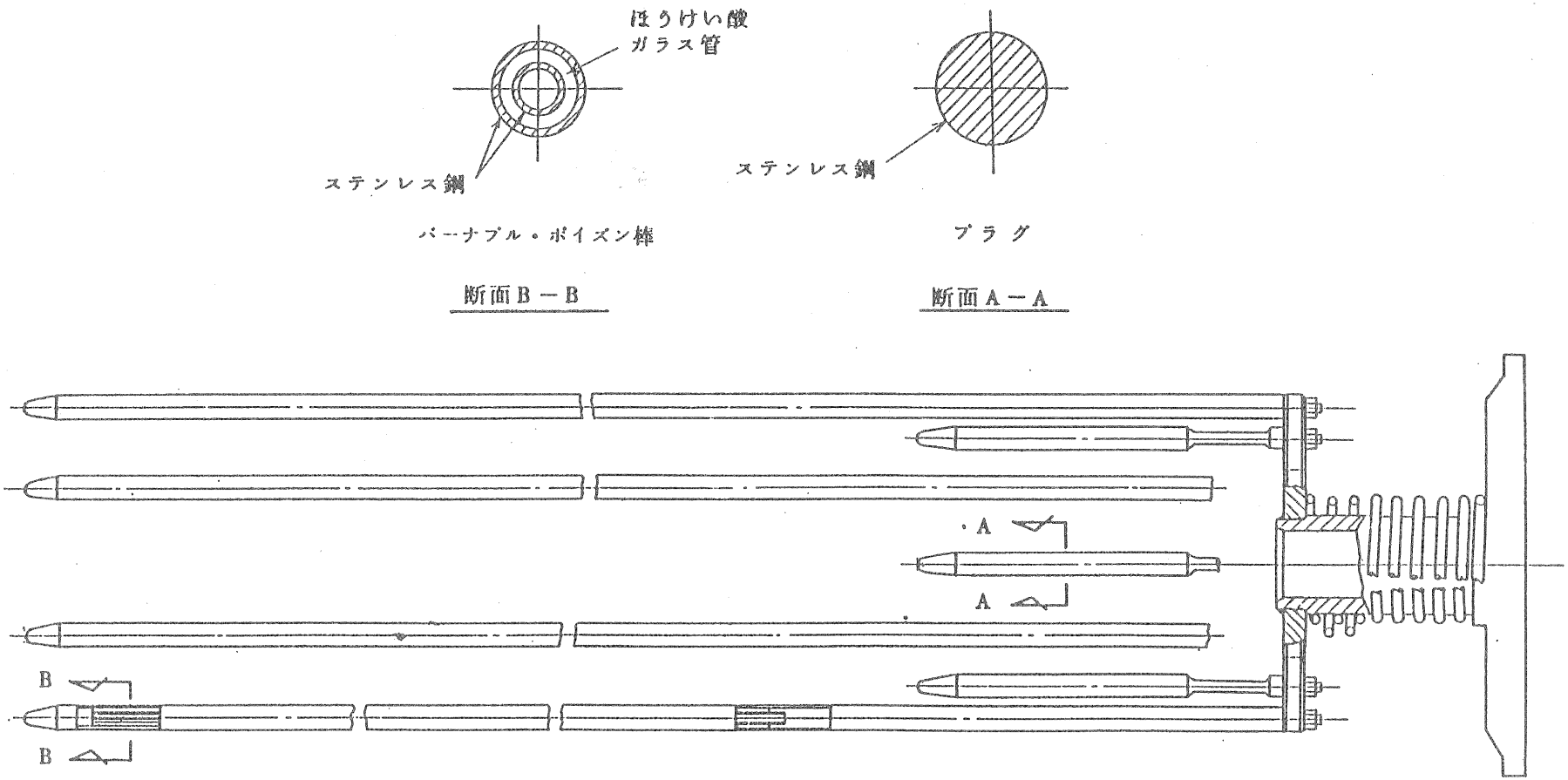


数字はバーナブルポイズン棒の本数を示す。

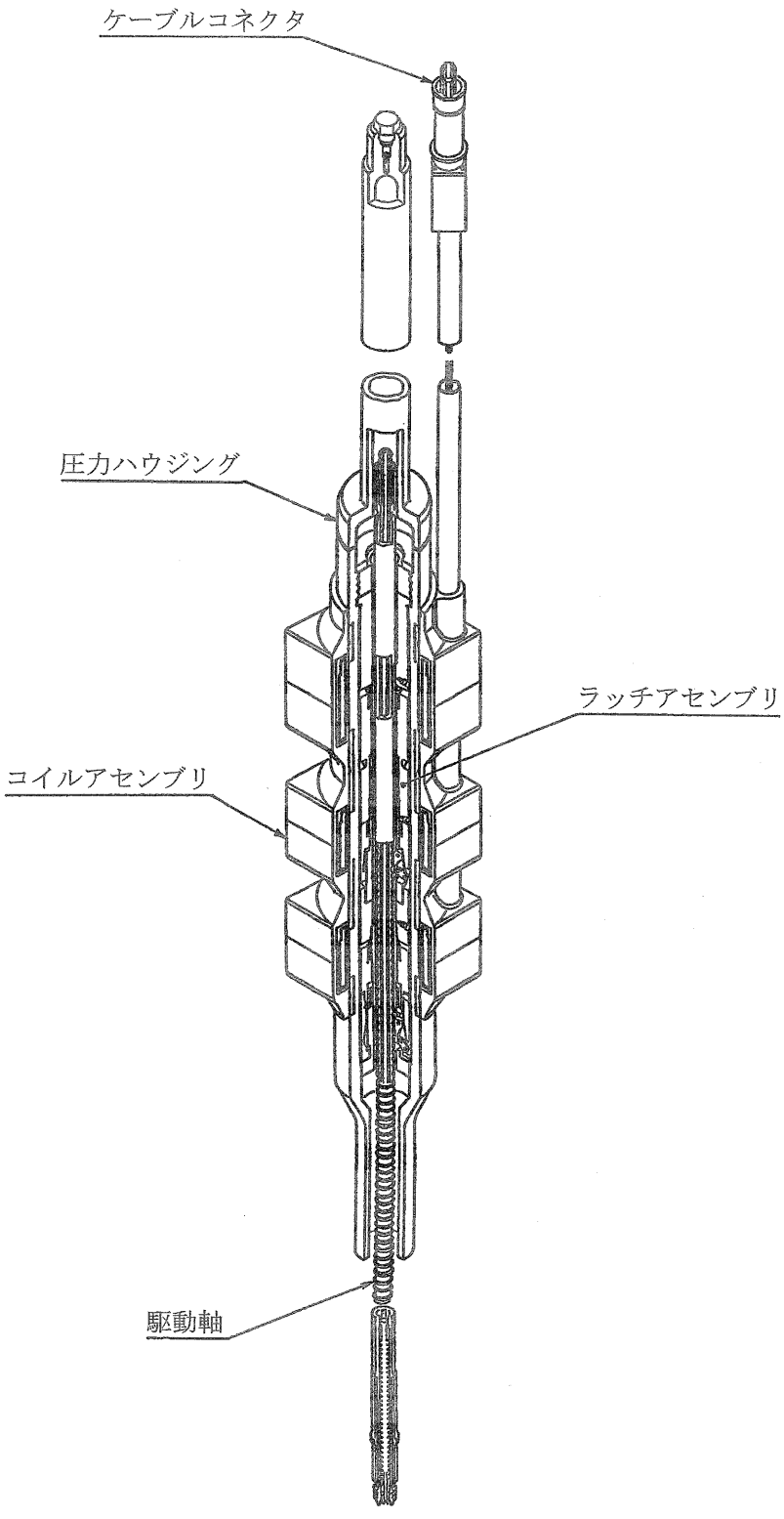
PS ： 1次中性子源集合体

SS ： 2次中性子源集合体

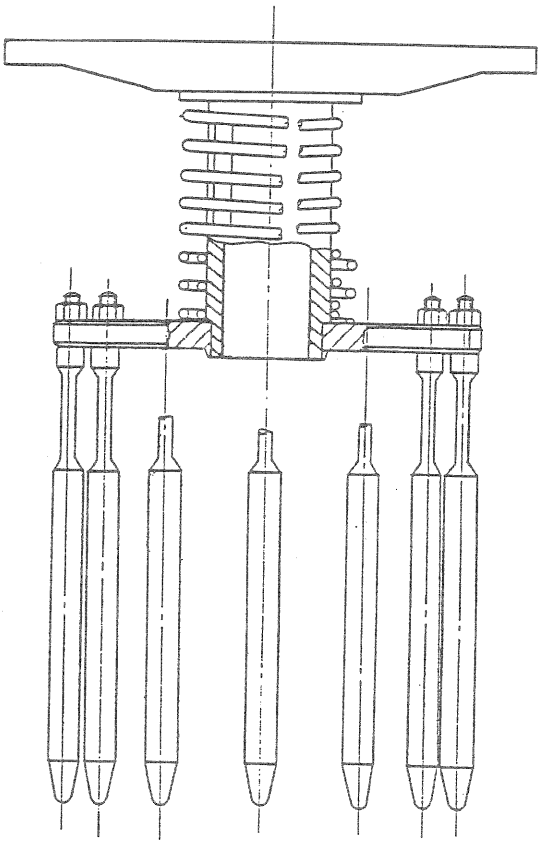
第3.2.12図　バーナブル・ポイズン棒本数及び配置説明図(初装荷炉心)



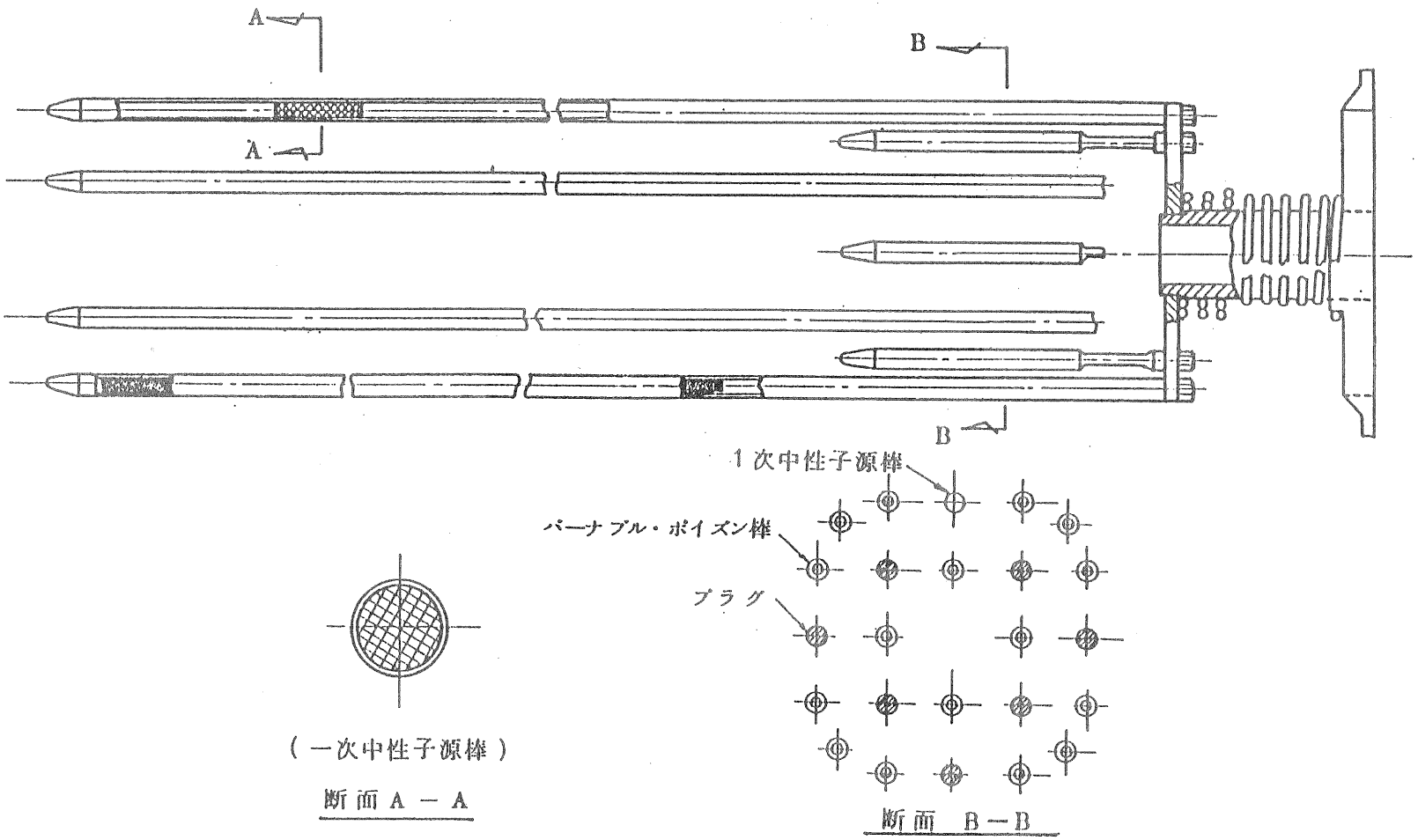
第3.2.13図　バーナブル・ポイズン構造説明図



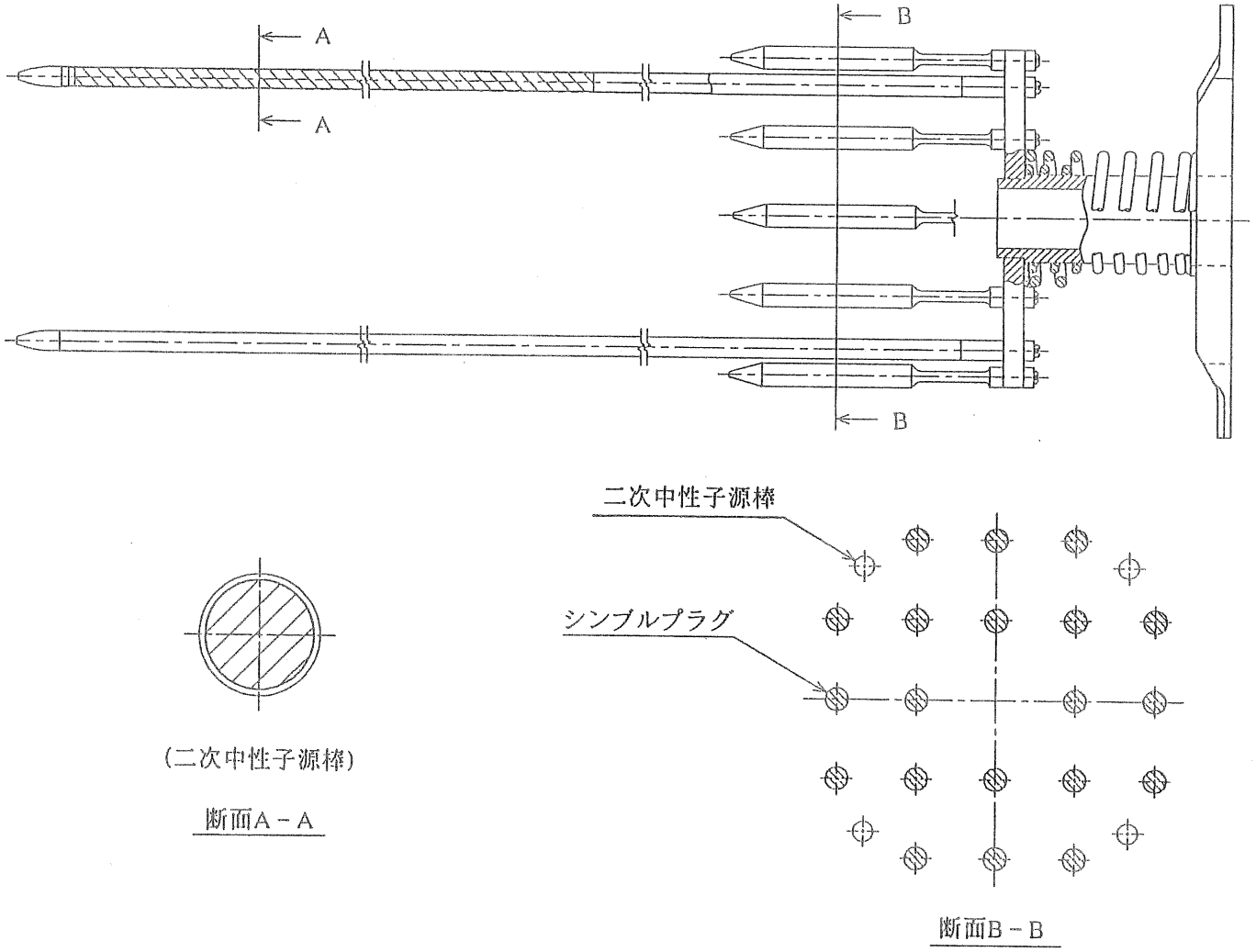
第3.2.14図　制御棒クラスタ駆動装置構造説明図



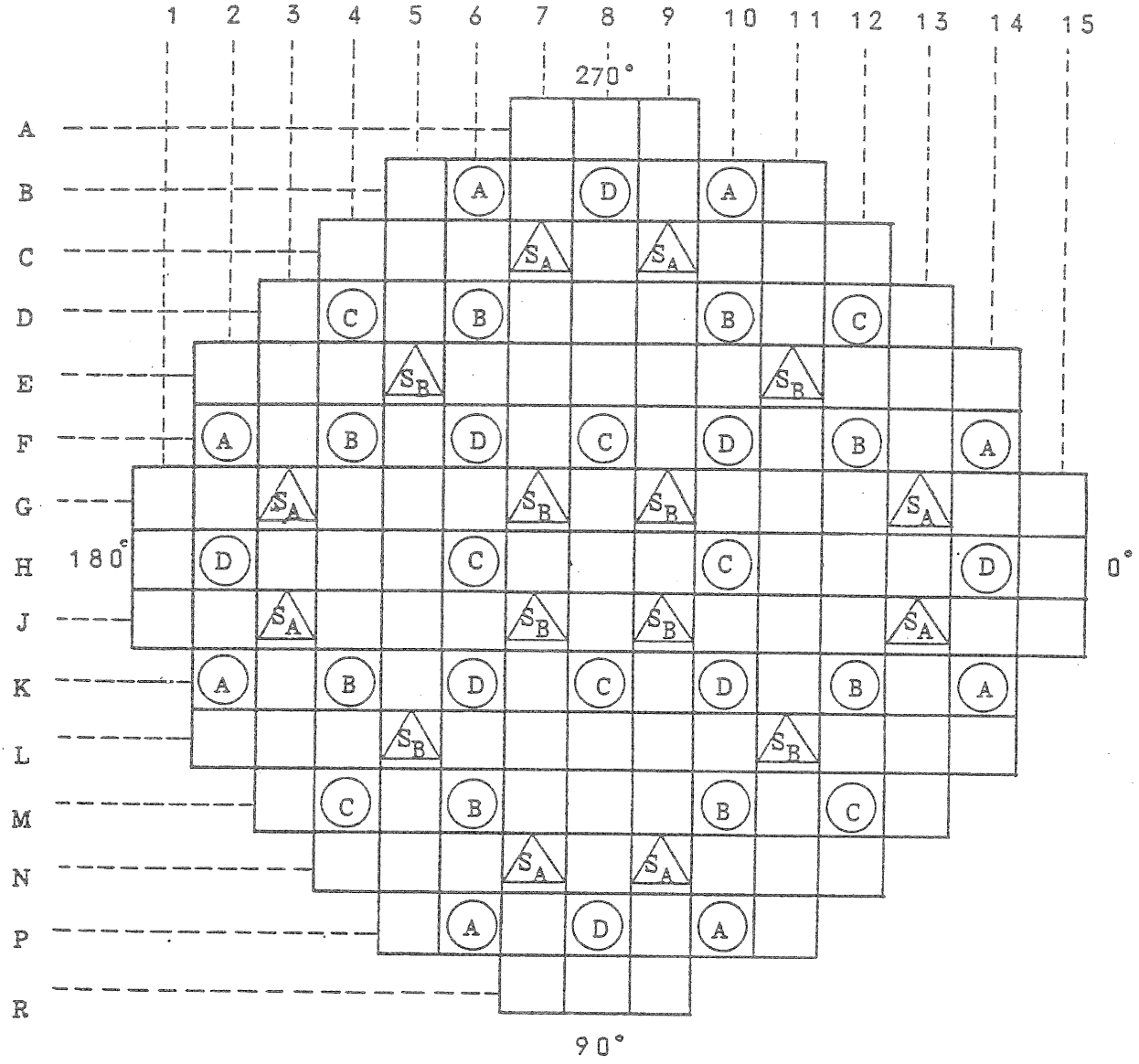
第3.2.17図　プラギング・デバイス構造説明図



第3.2.18図　中性子源集合体構造説明図（一次中性子源）

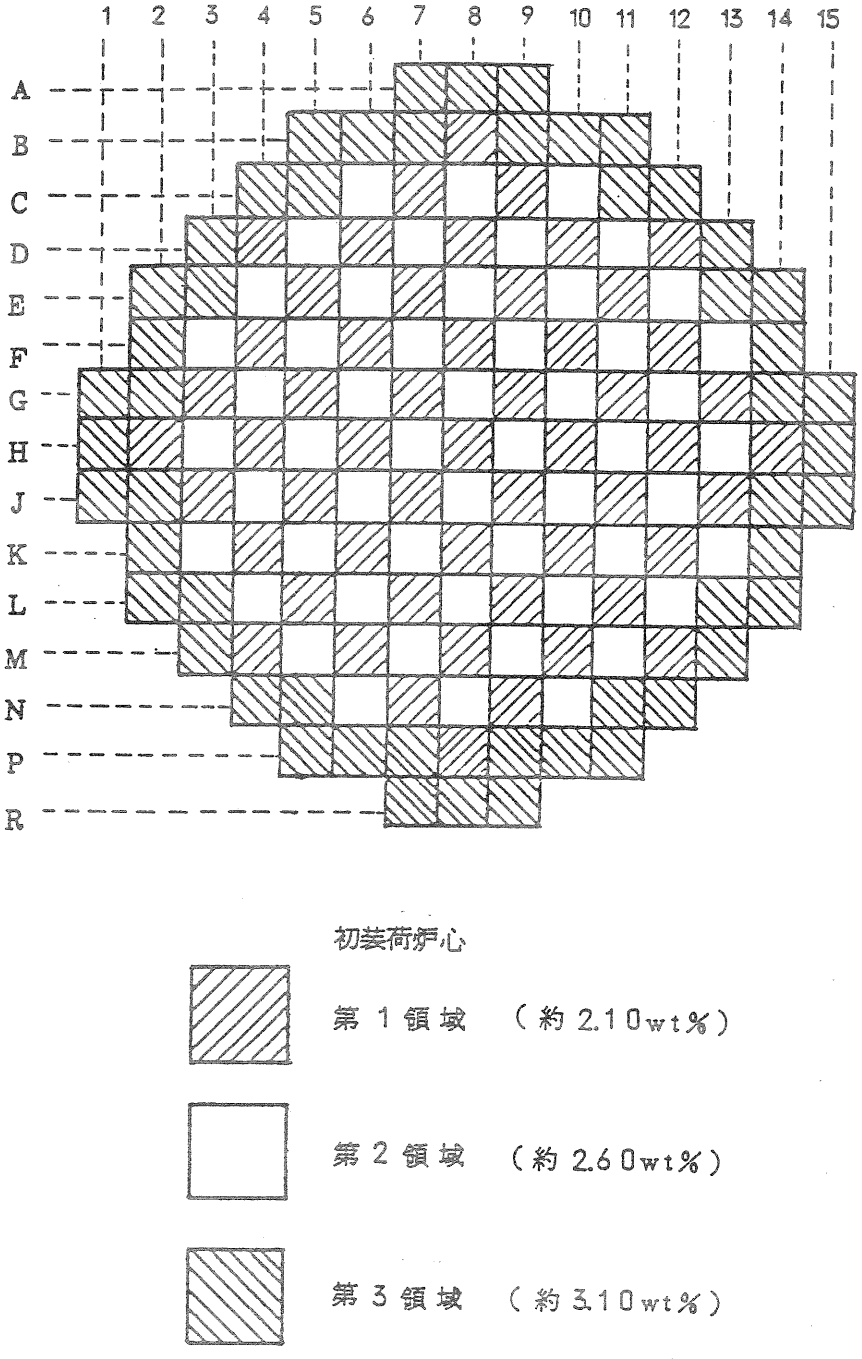


第3.2.19図　中性子源集合体構造説明図（二次中性子源）

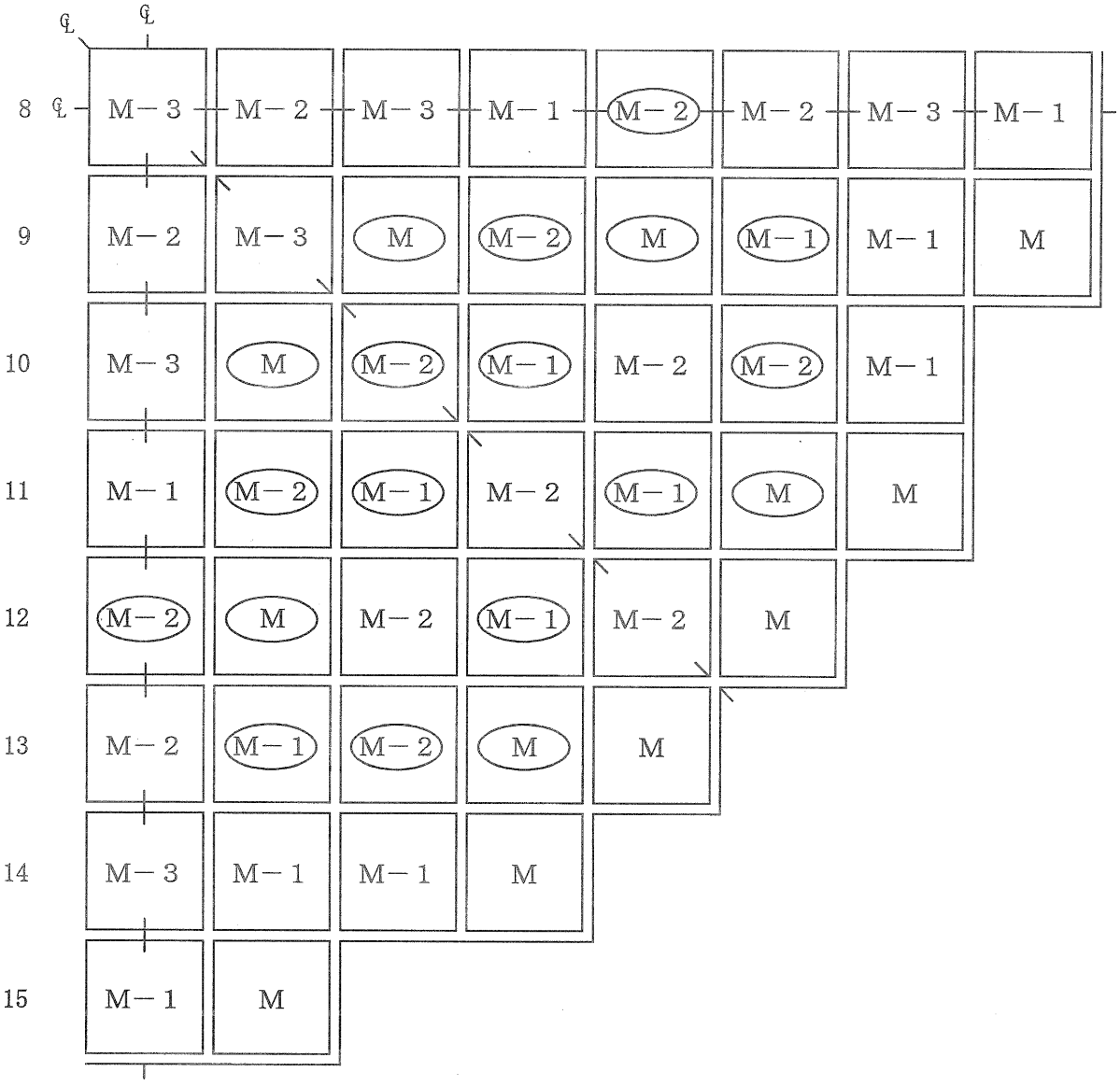


	制御棒クラスタ本数
A ：制御グループ・バンクA	8
B ：制御グループ・バンクB	8
C ：制御グループ・バンクC	8
D ：制御グループ・バンクD	8
S_A ：停止グループ・バンクS_A	8
S_B ：停止グループ・バンクS_B	8

第3.3.1図　制御棒クラスタ配置説明図



第3.3.2図　燃料集合体配置説明図（初装荷炉心）



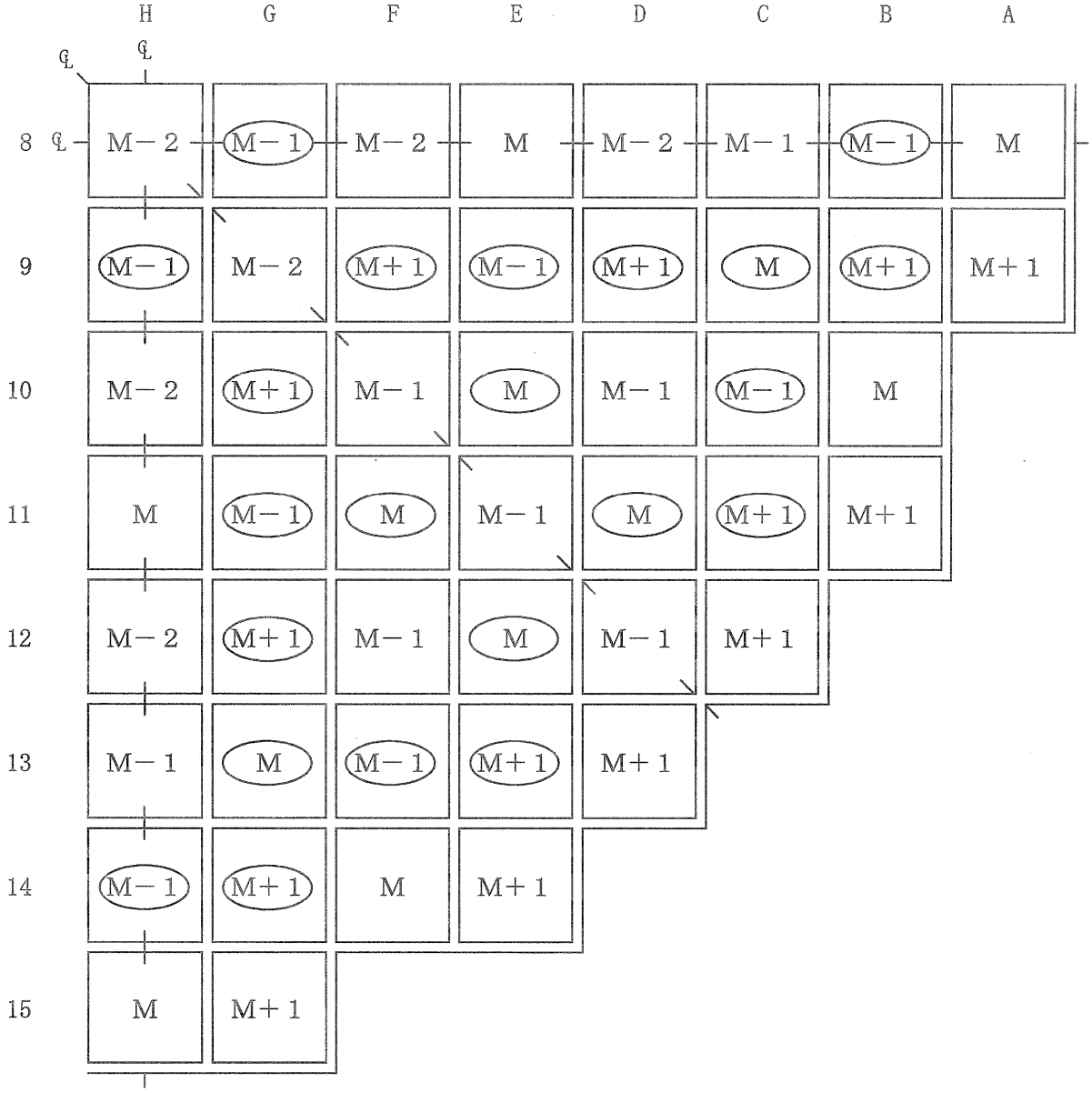
M－3　：第（M－3）B領域燃料（4.8wt%　13体）
(M－2)　：第（M－2）A領域燃料（4.8wt%（Gd入り）　24体）＊
M－2　：第（M－2）B領域燃料（4.8wt%　24体）
(M－1)　：第（M－1）A領域燃料（4.8wt%（Gd入り）　24体）＊
M－1　：第（M－1）B領域燃料（4.8wt%　24体）
(M)　：第　M　A領域燃料（4.8wt%（Gd入り）　24体）＊
M　：第　M　B領域燃料（4.8wt%　24体）

注）(M)、Mは新燃料

＊）3.2wt%^{235}U－10wt%Gd_2O_3入りUO_2燃料棒24本を含む

第3.3.3図　燃料集合体配置図（第Nサイクル炉心（平衡炉心））

〔1／4炉心〕

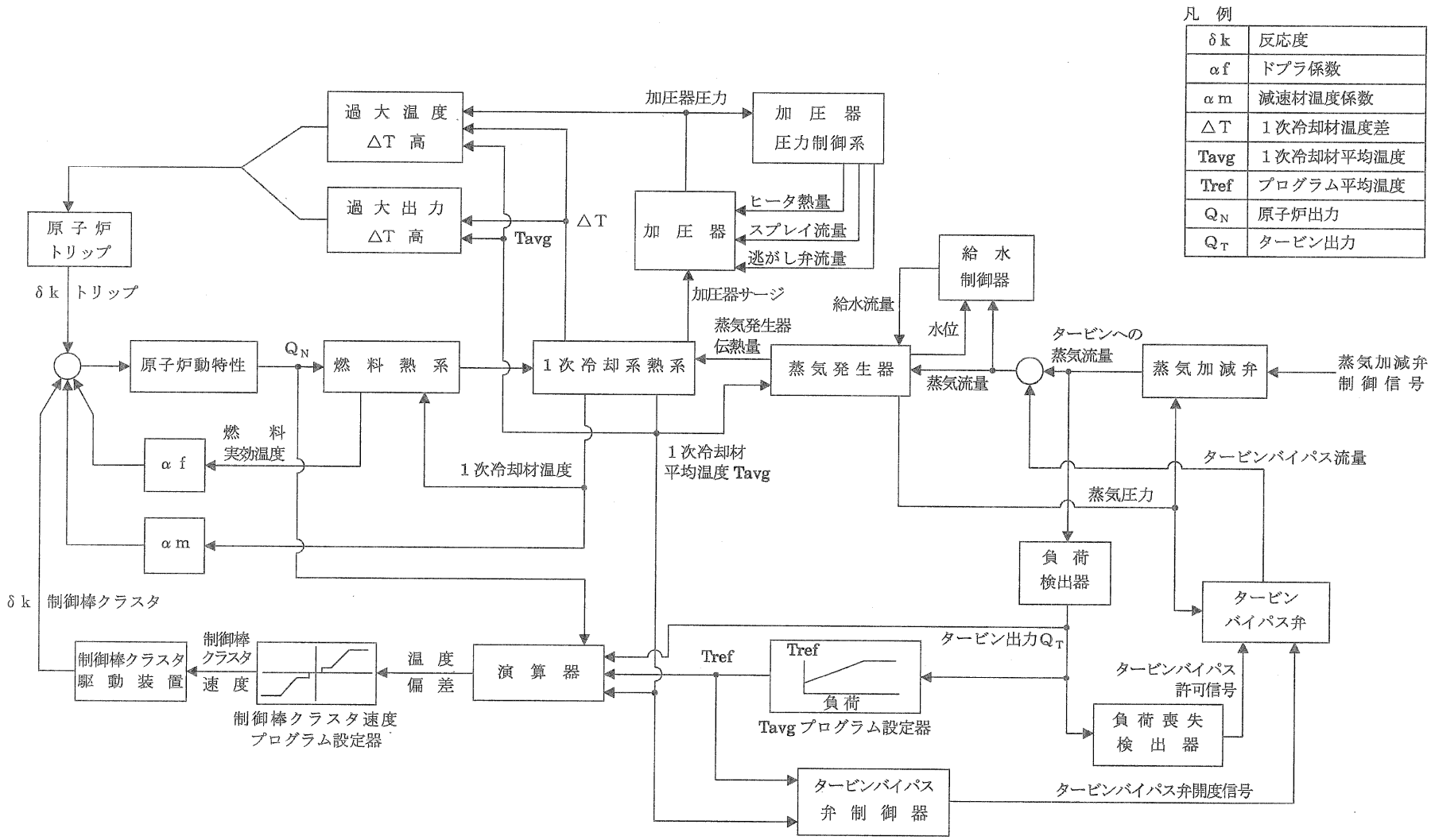


M－2	：第（M－2）B領域燃料（4.8wt%		13体）
(M－1)	：第（M－1）A領域燃料（4.8wt%（Gd入り）		24体）*
M－1	：第（M－1）B領域燃料（4.8wt%		24体）
(M)	：第　M　A領域燃料（4.8wt%（Gd入り）		24体）*
M	：第　M　B領域燃料（4.8wt%		16体）
(M＋1)	：第（M＋1）A領域燃料（4.8wt%（Gd入り）		32体）*
M＋1	：第（M＋1）B領域燃料（4.8wt%		24体）

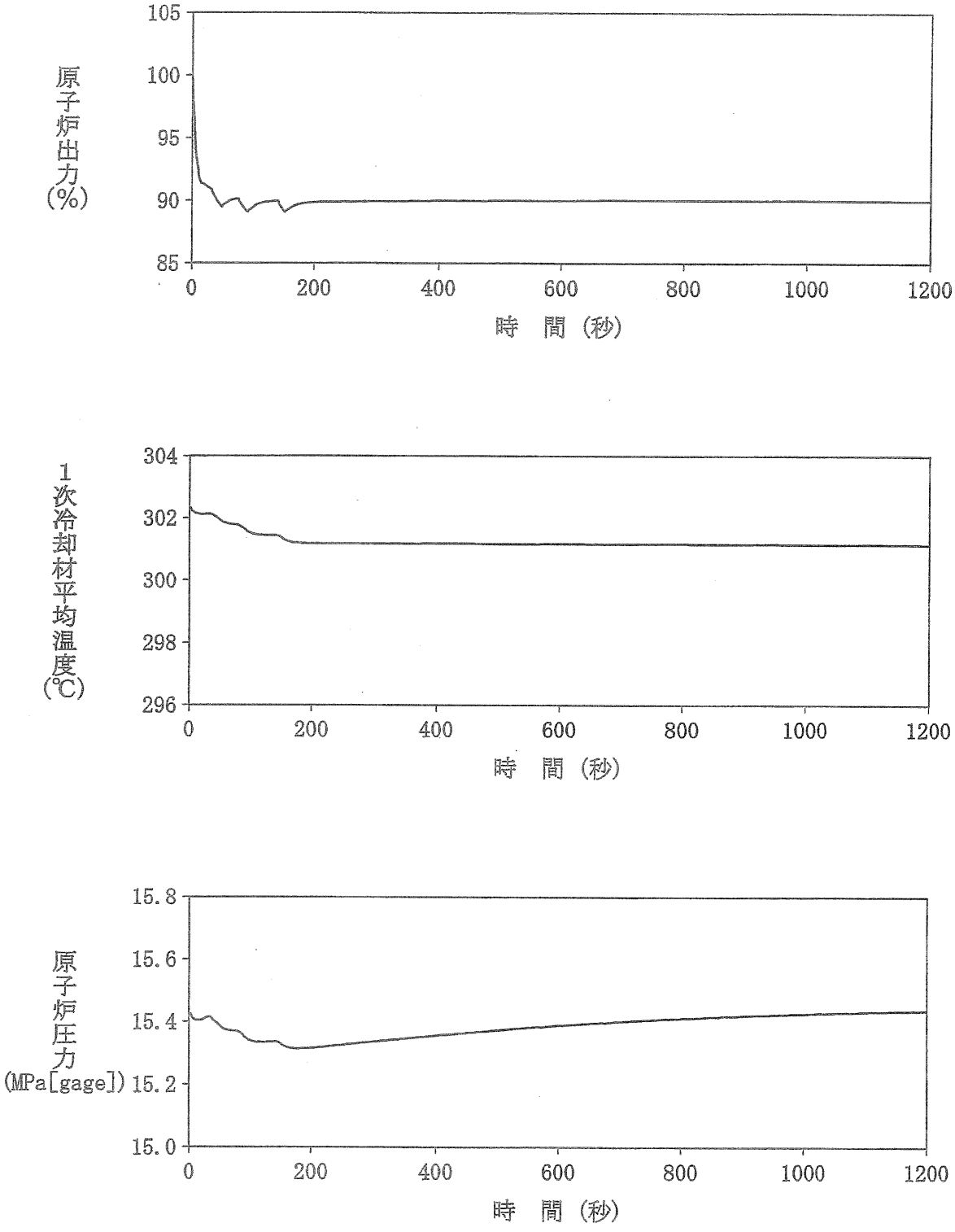
注）(M＋1)、M＋1は新燃料

＊）3.2wt%^{235}U－10wt%Gd_2O_3入りUO_2燃料棒24本を含む

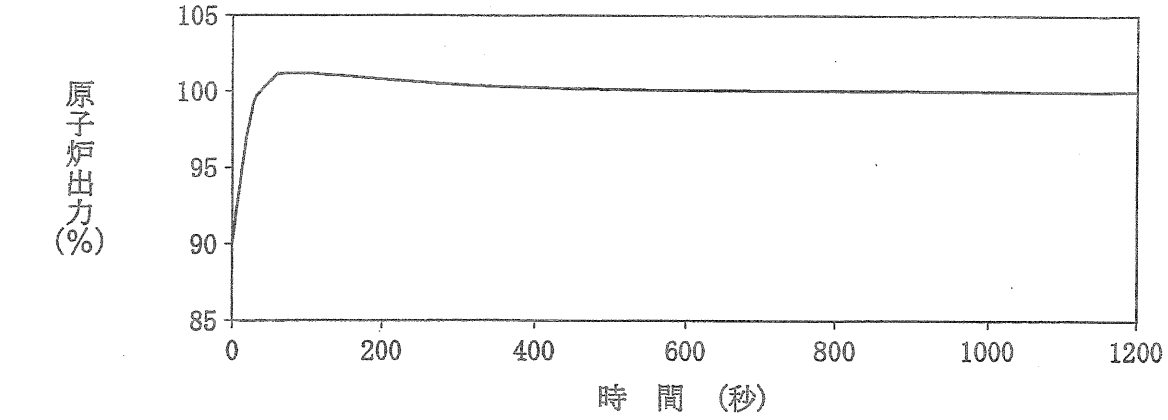
第3.3.4図　燃料集合体配置図（第Ｎ＋１サイクル炉心（予定外取出炉心））〔1／4炉心〕

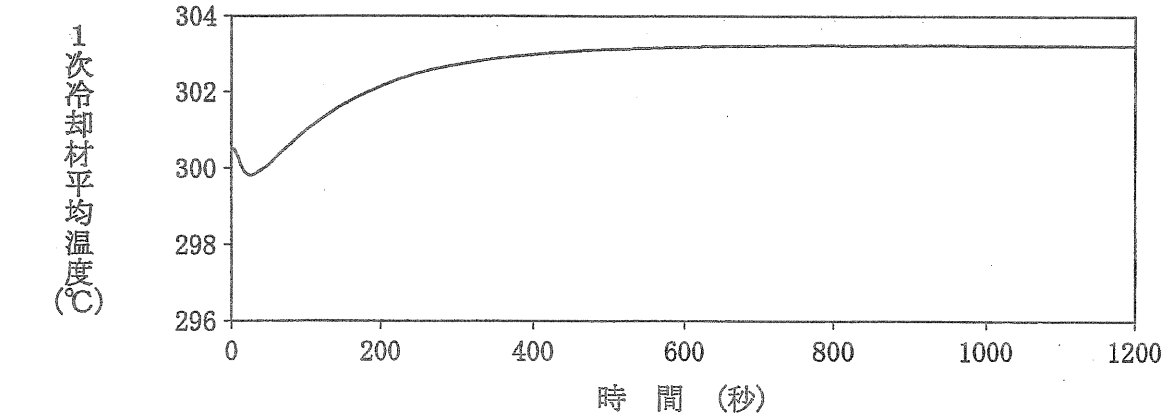


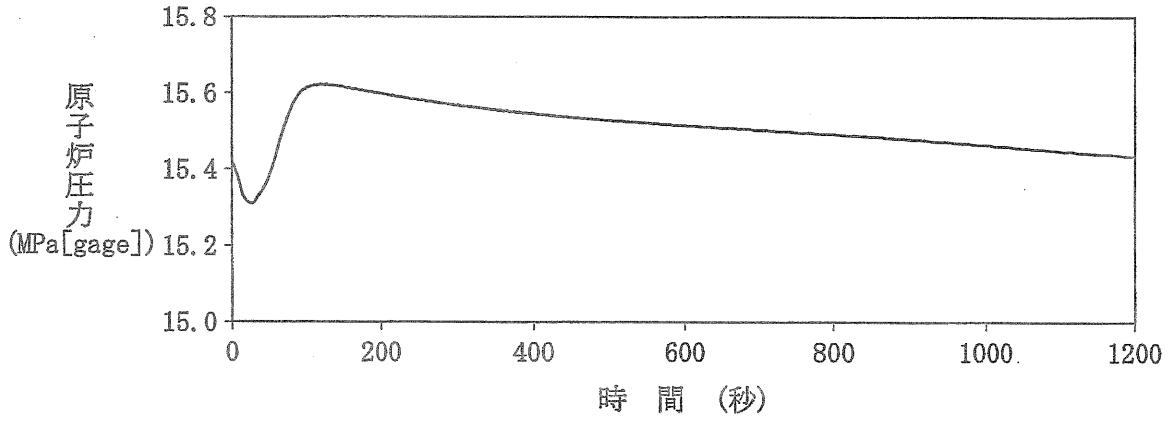
第3.5.1図　動特性シミュレーションモデル



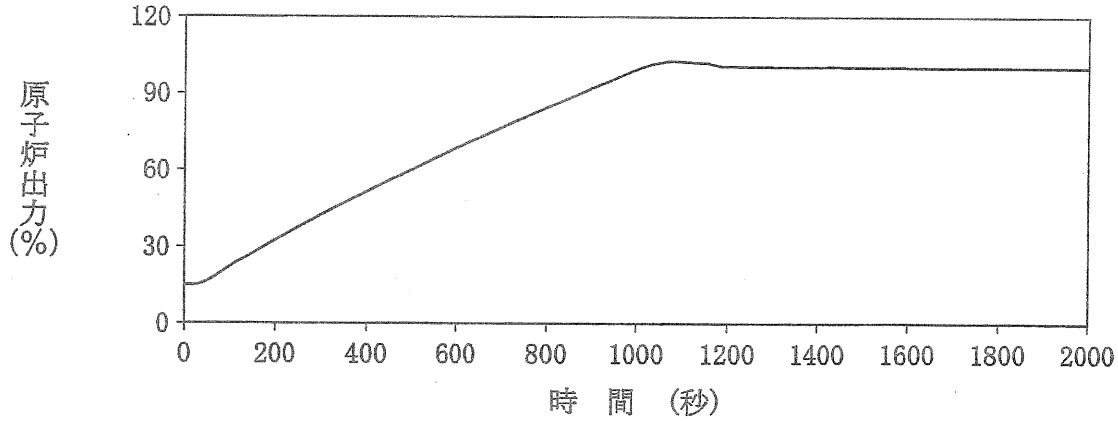
第3.5.2図　10%ステップ状負荷減少の場合（100%→90%）

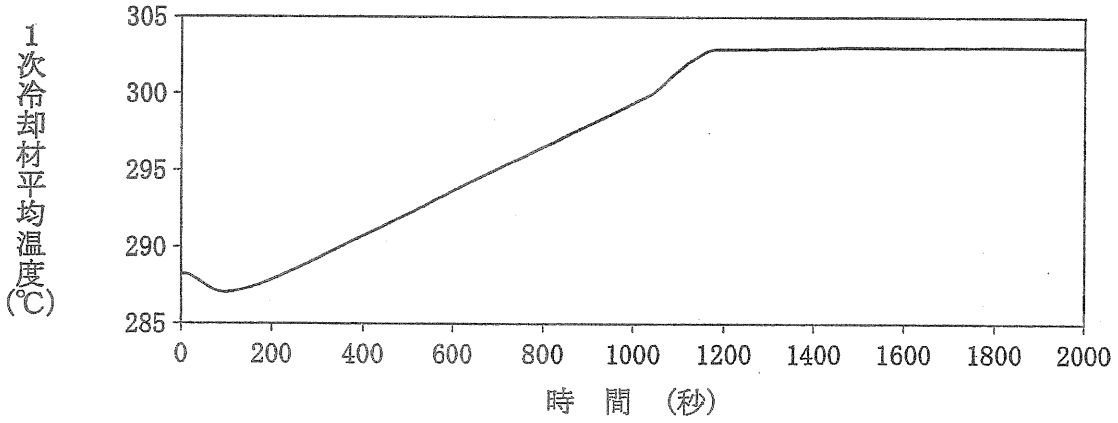


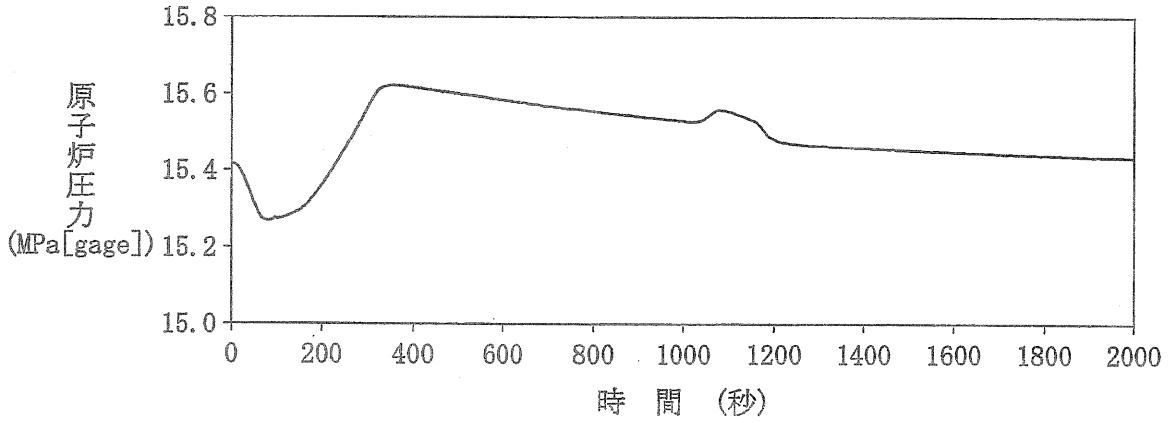




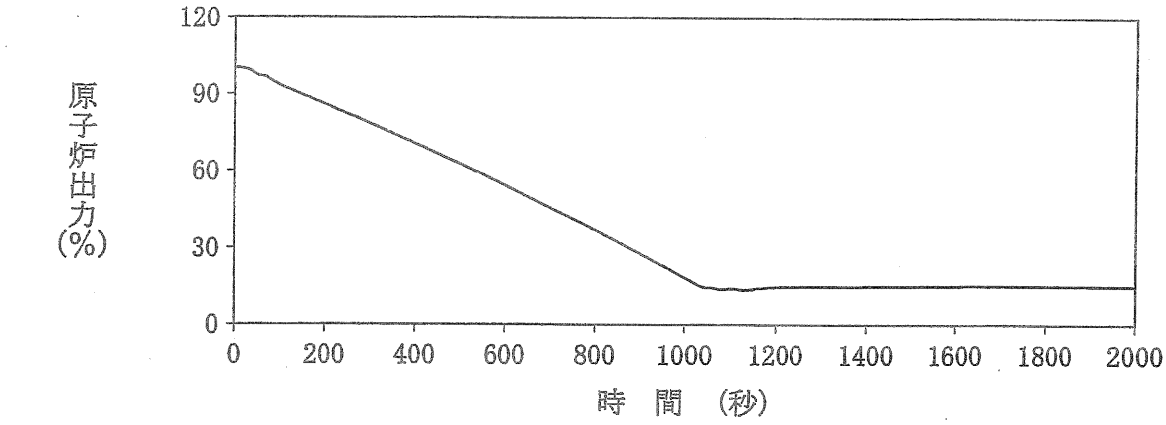
第3.5.3図　10%ステップ状負荷増加の場合（90%→100%）

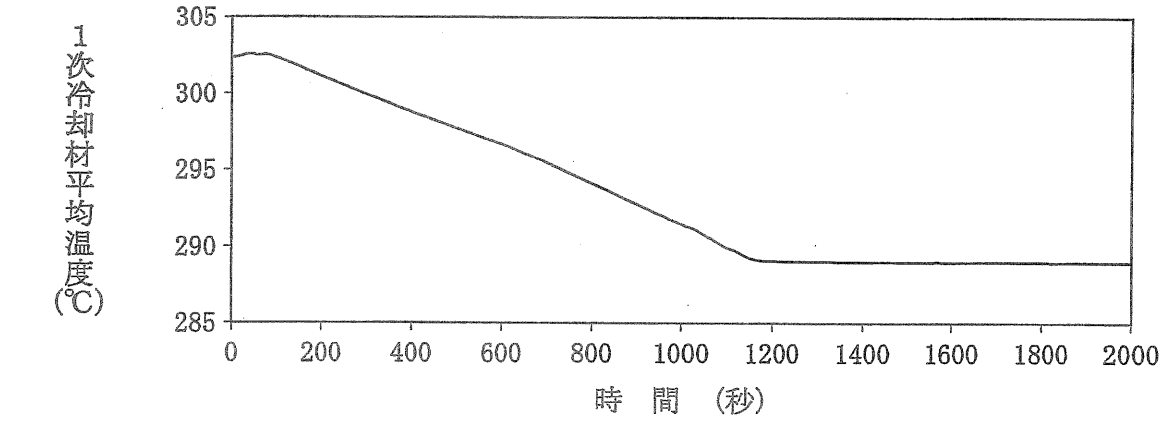


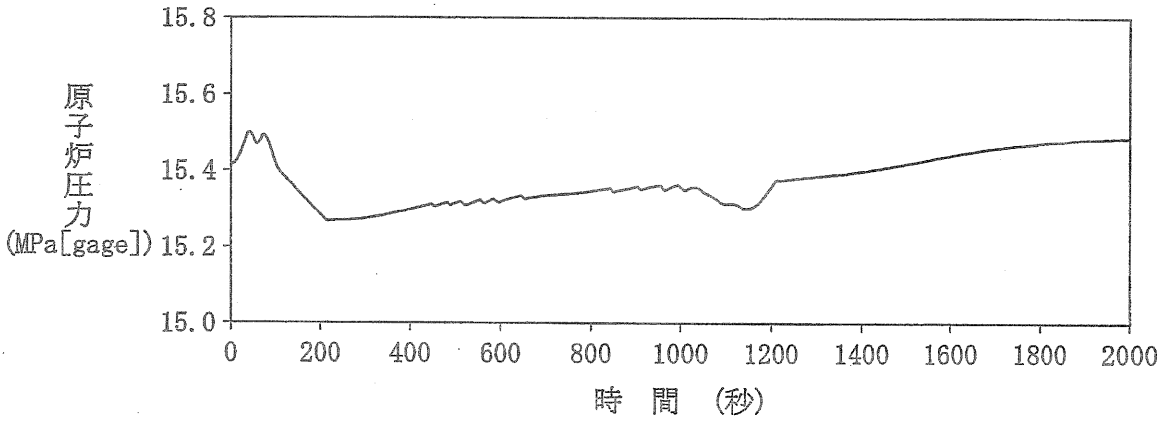




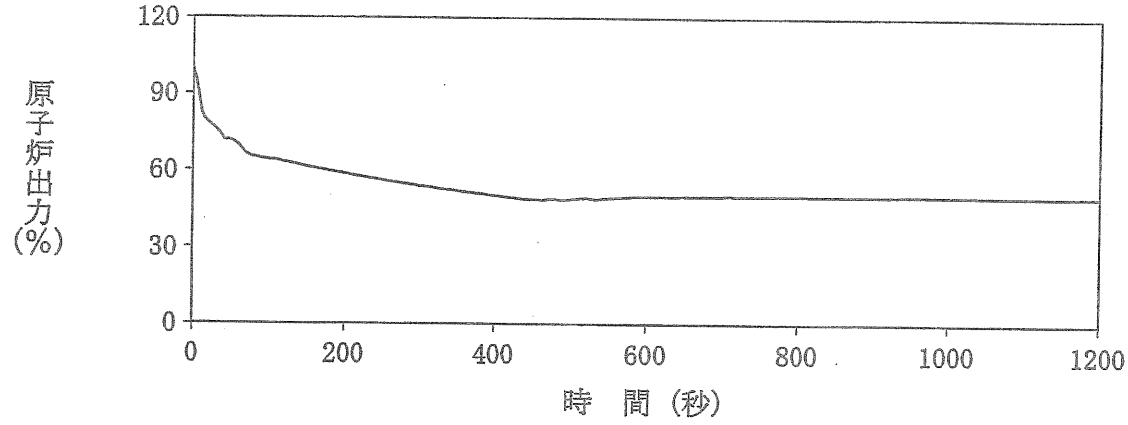
第3.5.4図　5%／minランプ状負荷増加の場合（15%→100%）

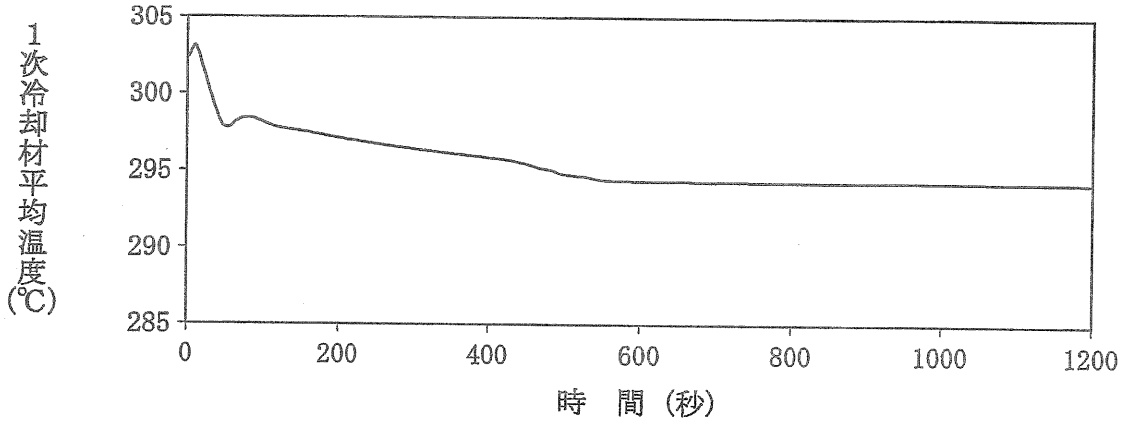


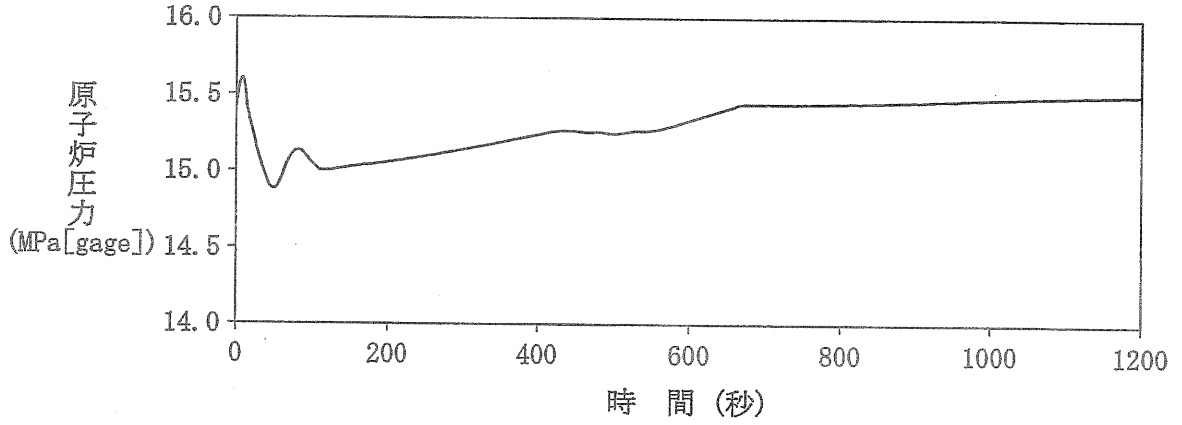




第3.5.5図　5%／minランプ状負荷減少の場合（100%→15%）







第3.5.6図　50%ステップ状負荷減少の場合（100%→50%）

４．　核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

4.1　燃料取扱及び貯蔵設備

4.1.1　通常運転時等

4.1.1.1　概　　要

燃料取扱及び貯蔵設備は、新燃料を発電所内に搬入してから使用済燃料を発電所外に搬出するまでの燃料取扱い及び貯蔵を安全かつ確実に行うものである。

燃料取扱設備の配置を第 4.1.1 図及び第 4.1.2 図に示す。

発電所に搬入した新燃料は、受入検査後、燃料取扱建屋内の新燃料貯蔵庫又は使用済燃料ピットに貯蔵する。

原子炉停止後、原子炉より取り出す使用済燃料は、燃料取替クレーン、燃料移送装置、使用済燃料ピットクレーン等を使用して、ほう酸水を張った原子炉キャビティ、燃料取替キャナル及び燃料移送管を通して使用済燃料ピットへ移動する。

これらの使用済燃料の移送は、遮へい及び冷却のため、すべて水中で行う。

使用済燃料は、使用済燃料ピット内の使用済燃料ラックに貯蔵するが、破損燃料については、使用済燃料ピット内で別に用意した容器に入れて破損燃料ラックに貯蔵する。

また、使用済燃料ラックで７年以上冷却した使用済燃料は、必要に応じて、使用済燃料ピットクレーン等を使用して、ほう酸水を張った燃料取替キャナルを通して水中でキャスクピットに移動し、使用済燃料輸送容器（号炉間運搬時）に入れて２号炉燃料取扱建屋内の使用済燃料ピットに運搬する。

使用済燃料は、使用済燃料ピット内で通常１年間以上冷却し、

冷却を終えた使用済燃料は、使用済燃料ピットクレーン等を使用して、ほう酸水を張った燃料取替キャナルを通して水中でキャスクピットに移動し、使用済燃料輸送容器に入れ再処理工場へ搬出する。

使用済燃料ピットの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を中央制御室で監視できるとともに、異常時は警報を発信する。

4.1.1.2　設計方針

燃料取扱及び貯蔵設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱い及び貯蔵を安全かつ確実に行うことができるよう以下の方針により設計する。

(1)　燃料取扱及び貯蔵設備のうち安全上重要な機器は、適切な定期的試験及び検査ができる設計とする。

(2)　貯蔵設備は、適切な格納性と空気浄化系を有する区画として設計する。

(3)　新燃料貯蔵設備は、1回の燃料取替えに必要とする燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有し、また、使用済燃料貯蔵設備は、1号炉の全炉心及び1回の燃料取替えに必要とする燃料集合体数を1号炉の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵するために十分余裕を持たせた貯蔵容量を有する設計とする。

(4)　燃料取扱設備は、移送操作中の燃料体等の落下を防止するため二重ワイヤ等の適切な保持装置を有する設計とする。

(5)　使用済燃料取扱及び貯蔵設備は、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。

(6)　使用済燃料貯蔵設備は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備を

有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を冷却して使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できるとともに、使用済燃料ピット水を適切な水質に維持できる設計とする。

(7) 使用済燃料ピットは、冷却用の使用済燃料ピット水の保有量が著しく減少することを防止するため、十分耐震性を有する設計とするとともに、使用済燃料ピットに接続する配管は、使用済燃料ピット水の減少を引き起こさない設計とする。

また、使用済燃料ピットの水位計は、水位の異常な低下及び上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、水位の異常な低下又は上昇時に警報を発信する設計とする。使用済燃料ピットの温度計は、ピット水の過熱状態を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常な温度上昇時に警報を発信する設計とする。燃料取扱場所の線量当量率計は、管理区域境界における線量当量率限度から設置区域における立入り制限値を包絡する計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常時に警報を発信する設計とする。さらに、使用済燃料ピット内張りからの漏えい検知のための装置を有する設計とする。

外部電源が利用できない場合においても、非常用所内電源からの給電により使用済燃料ピットの温度、水位及び放射線量が監視可能な設計とする。

さらに、万一漏えいが生じた場合には、燃料取替用水タンクからほう素濃度 2,700ppm 以上のほう酸水を補給できる設計とする。

(8) 使用済燃料貯蔵設備は、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時において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が生じない設計とする。

(9) 使用済燃料貯蔵設備は、ほう素濃度 2,700ppm 以上のほう酸水で満たし、定期的にほう素濃度を分析する。また、設備容量分の燃料収容時に純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は 0.98 以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。

新燃料貯蔵設備は、浸水することのないようにするが、設備容量分の燃料収容時に純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は 0.95 以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。さらに、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても未臨界性を確保できる設計とする。

(10) 1号炉及び2号炉の使用済燃料を収納する使用済燃料ピット及びラックは、Sクラスの耐震性を有する設計とし、地震時においても、1号炉及び2号炉の使用済燃料の健全性を損なわない設計とする。

(11) 落下時に使用済燃料ピットの機能に影響を及ぼす重量物については、使用済燃料ピット周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下時のエネルギを評価し、気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギ（約 39.3kJ）以上となる設備等を抽出する。抽出された設備等については、地震時にも落下しない設計とする。

使用済燃料ピットからの離隔を確保し、床面や壁面へ固定する重量物については、使用済燃料ピットへ落下するおそれはない。

a. 燃料取扱建屋

燃料取扱建屋の屋根を支持する鉄骨梁は、基準地震動に対する発生応力が終局耐力を超えず、使用済燃料ピット内に落下しない設計とする。また、屋根は鋼板の上に鉄筋コンクリート造の床を設け、地震による剥落のない構造とする。

また、下層部の鉄筋コンクリート壁は、基準地震動に対して健全性が確保される設計とする。上層部の壁を構成する鋼板や鋼材は、基準地震動に対して耐震性を有する主柱や間柱に溶接又はボルトで接続された一体構造とし、地震により落下しない設計とする。

b. 使用済燃料ピットクレーン

使用済燃料ピットクレーンは、基準地震動による地震荷重に対し、クレーン本体の健全性評価及び転倒落下防止評価を行い、使用済燃料ピットへの落下物とならないよう、以下を満足する設計とする。

(a) クレーン本体の健全性評価においては、保守的に吊荷ありの条件で、脚部等に発生する地震荷重が許容応力以下であること。

(b) 転倒落下防止評価においては、走行レール頭部を抱き込む構造をしたクレーンの浮上り防止爪について、保守的に吊荷なしの条件で、地震時の発生応力が、浮上り防止爪、取付けボルト等の許容応力以下であること。

(c) 走行レールの健全性評価においては、走行方向、走行直角方向及び鉛直方向について、地震時に基礎ボルトに発生する荷重が、許容応力以下であること。

c. 燃料取扱建屋クレーン

燃料取扱建屋クレーンは、使用済燃料ピットの上部に走行レールが無く、仮に脱落したとしても建屋の構造上、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットへの落下物とならない設計とする。仮に落下後の移動を想定しても、使用済燃料ピットとの間に燃料取替キャナルがあるため、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットへの落下物となることはない。

なお、新燃料取扱クレーン固縛保管中に、新燃料を取り扱う際は、燃料取扱建屋クレーンを使用することとする。

d. 新燃料取扱クレーン

新燃料取扱クレーンは、使用済燃料ピットクレーンと同じレール上を走行するため、吊荷を含め使用済燃料ピットへ落下しないように、使用済燃料ピットから離れた場所に固縛することにより、使用済燃料ピット上を走行することがない措置を講じるか、クレーンの転倒防止対策等により、地震時にも使用済燃料ピットに落下しない設計とする。

なお、新燃料取扱クレーン固縛保管中に、新燃料を取り扱う際は、燃料取扱建屋クレーンを使用することとする。

4.1.1.3 主要設備の仕様

燃料取扱及び貯蔵設備の主要設備の仕様を第4.1.1表に示す。

4.1.1.4 主要設備

(1) 新燃料貯蔵庫

新燃料貯蔵庫は、燃料取扱建屋内の独立した区画に設け、キ

ヤン型のラックに新燃料を１体ずつ挿入する構造とし、乾燥状態で貯蔵する。

新燃料貯蔵庫は浸水することのない構造とし、さらに、排水口を設ける。また、水消火設備は設けない。

新燃料貯蔵庫は、万一純水で満たされたとしても実効増倍率が 0.95 以下である。さらに、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても臨界未満である。

貯蔵容量は全炉心燃料の約 82%相当分とする。

(2) 使用済燃料ピット

使用済燃料ピット（１号及び２号炉共用、既設）は、燃料取扱建屋内に設け鉄筋コンクリート造とし、耐震設計Ｓクラスの構造物で、壁は遮へいを考慮して十分厚くする。さらに、使用済燃料ピット内面は、漏水を防ぎ保守を容易にするために、ステンレス鋼板で内張りした構造とする。

使用済燃料ピット水の減少防止のために、使用済燃料ピット水浄化冷却設備の取水のための配管は使用済燃料ピット上部に取り付け、また、注水のための配管にはサイフォンブレーカを取り付ける。さらに、使用済燃料ピット底部には排水口は設けない。

使用済燃料ピットのステンレス鋼板内張りから、万一漏えいが生じた場合に漏えい水の検知ができるように、漏えい検知装置を設置するとともに、燃料取替用水タンクからほう素濃度 2,700ppm 以上のほう酸水を補給できる設計とする。また、使用済燃料ピットには水位及び温度警報装置を設けて、水位高、水位低及び温度高の警報を中央制御室に発する。

使用済燃料ピット内には、原子炉容器から取り出した使用済燃料を鉛直に保持し、ほう素濃度 2,700ppm 以上のほう酸水中に貯蔵するためのキャン型の使用済燃料ラック（１号及び２号炉共用、既設）を配置する。使用済燃料ラックは、各ラックのセルに１体ずつ燃料集合体を挿入する構造で、耐震設計Ｓクラスとし、ラック中心間隔は、たとえ設備容量分の新燃料を貯蔵し、純水で満たされる場合を想定しても、実効増倍率は 0.98 以下になるように決定する。(1)

使用済燃料ピットには、新燃料を燃料取替え時に水中に一時的に保管する。また、使用済燃料ピットにはバーナブルポイズン、使用済制御棒クラスタ等を貯蔵する。

使用済燃料は、使用済燃料ラックに貯蔵するが、使用済燃料ラックに収納できないような破損燃料が生じた場合は、使用済燃料ピット水の放射能汚染拡大を防ぐため使用済燃料ピット内で別に用意した破損燃料保管容器ラック（１号及び２号炉共用、既設）に貯蔵する。

貯蔵容量は、全炉心燃料の約 1,190％相当分（１号炉燃料取扱建屋内１号及び２号炉共用、既設）及び全炉心燃料の約 860％相当分（２号炉燃料取扱建屋内１号及び２号炉共用、既設）とする。

(3) 除染場ピット

除染場ピット（１号及び２号炉共用、既設）は、キャスクピットに隣接して設け、使用済燃料輸送容器の除染を行う。

(4) 原子炉キャビティ及び燃料取替キャナル

原子炉キャビティは原子炉容器上方に設け、燃料取扱い時に

ほう酸水を満たすことにより燃料取扱い時に必要な遮へいが得られるようにする。

原子炉容器と原子炉キャビティ底面のすきまは、水張りに先立ってシールリングによってシールする。

原子炉キャビティは、鉄筋コンクリート造で、内面はステンレス鋼板で内張りし、炉内構造物及びその他の必要な工具を置くことができる十分な広さを持たせる。

燃料取替キャナルは、原子炉キャビティと燃料取扱建屋の間で燃料集合体を移送するための水路である。この水路は原子炉格納容器を貫通する燃料移送管を介して燃料取扱建屋内キャナル（１号及び２号炉共用、既設）と原子炉格納容器内キャナルに分かれる。

原子炉格納容器内キャナルの側壁の高さ及び内張材料は原子炉キャビティと同じとし、燃料取替え時に原子炉キャビティとつながるプールを形成する。

(5) 燃料取替クレーン

燃料取替クレーンは、原子炉キャビティと原子炉格納容器内キャナルの上に設けたレール上を水平に移動する架台と、その上を移動する移送台車より成るブリッジクレーンである。

移送台車上には、運転台及び燃料集合体をつかむためのグリッパチューブを内蔵したマストチューブアセンブリがあり、燃料集合体は、マストチューブ内に入った状態で原子炉キャビティ及び原子炉格納容器内キャナルの適当な位置に移動することができる。

グリッパチューブの下部にあるグリッパは、空気作動式とし、

燃料集合体をつかんだ状態で空気が喪失しても、安全側に働いて燃料集合体を落とすことのない構造とする。

架台及び移送台車の駆動並びにグリッパチューブの昇降を安全かつ確実に行うために、各装置にはインターロックを設ける。

燃料取替クレーンは、耐震Ｂクラスで設計し、地震時にも転倒することがないように走行部はレールを抱え込む構造とする。

(6) 使用済燃料ピットクレーン

使用済燃料ピットクレーン(１号及び２号炉共用、既設)は、使用済燃料ピット上を移動するブリッジクレーンであり、使用済燃料ピット内での燃料集合体の移動は架台上のホイスト、取扱工具等によって行う。

使用済燃料ピットクレーンは、駆動源の喪失に対しフェイル・アズ・イズの設計とするとともに、フックは二重ワイヤとし、取扱工具は、燃料取扱い中に燃料集合体が外れて落下することのないような機械的インターロックを設ける。

使用済燃料ピットクレーンは、耐震Ｂクラスで設計し、地震時にも転倒することがないように走行部はレールを抱え込む構造とする。

(7) 新燃料取扱クレーン

新燃料取扱クレーンは、門形クレーンであり、新燃料貯蔵庫から新燃料エレベータまでの新燃料集合体の移動をクレーン上のホイスト、特殊工具等によって行う。

新燃料取扱クレーンは、耐震Ｂクラスで設計し、地震時にも

転倒することがないように走行部はレールを抱え込む構造とする。

(8) 燃料取扱建屋クレーン

燃料取扱建屋クレーン（１号及び２号炉共用、既設）は、新燃料輸送容器及び使用済燃料輸送容器の移動を安全かつ確実に行う天井走行形クレーンである。

燃料取扱建屋クレーンは、フックを二重ワイヤとし新燃料輸送容器及び使用済燃料輸送容器の落下を防止するとともに、地震時にも落下することがないように耐震Ｂクラスで設計し、さらに、その移動範囲を重量物の落下により使用済燃料ピットに影響を及ぼすことがないように限定する。

(9) 新燃料エレベータ

新燃料エレベータは、１体の燃料集合体を載せることのできる箱形エレベータで、新燃料取扱クレーンから使用済燃料ピットクレーンに新燃料を受渡しする装置である。新燃料エレベータは、駆動源の喪失に対しフェイル・アズ・イズの設計とするとともに二重ワイヤにより燃料集合体の落下を防止する構造とする。

(10) 燃料移送装置

燃料移送装置は、燃料移送管を通して燃料を移送するために、水中でレール上を走行する移送台車及び燃料移送管の両端のトラックフレームに燃料集合体の姿勢を変えるリフティング機構を設ける。

移送台車及びリフティング機構には、燃料集合体の受渡しを安全かつ確実にできるようにインターロックを設ける。

燃料取替え時以外は、移送台車を使用済燃料ピット側に納め、燃料移送管の隔離弁を閉止し、閉止ふたをする。

(11) 制御棒取替装置

制御棒取替装置は、原子炉格納容器内キャナルに設け、燃料集合体に挿入されている制御棒クラスタを取り出し、他の燃料集合体に装着する装置である。

この制御棒クラスタ取替作業は、すべて水中で行う。

(12) 使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピットの水位は、通常水位からの水位の低下及び上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常を検知した場合は警報を発する。

(13) 使用済燃料ピット温度

使用済燃料ピットの温度は、ピット水の水温を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常を検知した場合は警報を発する。

(14) 使用済燃料ピットエリアモニタ

使用済燃料ピットエリアモニタは、使用済燃料ピット周辺の放射線量を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常を検知した場合は警報を発する。

(15) キャスクピット

キャスクピット（１号及び２号炉共用、既設）は、使用済燃料の発電所構外への搬出時及び号炉間運搬時に使用済燃料を使用済燃料輸送容器に収納するために設ける。

(16) 使用済燃料輸送容器（号炉間運搬時）

核燃料物質取扱設備である使用済燃料輸送容器（号炉間運搬

時）（１号及び２号炉共用）は、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」に定める技術上の基準に適合する容器を使用する。

4.1.1.5　試験検査

燃料取扱及び貯蔵設備は、機器の使用に先立って機能試験、検査を実施する。また、使用済燃料ピットのほう素濃度を定期的に分析する。

4.1.1.6　手順等

(1)　使用済燃料ピットへの重量物落下防止対策

a.　新燃料取扱クレーンについては、使用済燃料ピットに落下しない場所にて保管することとし、地震時に使用済燃料ピットへの落下物となる可能性がある場合においては固縛を実施し、保管状態を管理する。

なお、新燃料取扱クレーン固縛保管中に、新燃料を取り扱う際は、燃料取扱建屋クレーンを使用することとする。

b.　使用済燃料ピット周辺に設置する設備や取扱う吊荷については、予め定めた評価フローに基づき評価を行い、使用済燃料ピットに影響を及ぼす落下物となる可能性が考えられる場合は落下防止措置を実施する。

c.　使用済燃料ピット上において、使用済燃料ピットクレーンにおける最も重い吊荷は、燃料取扱工具を使用した使用済燃料及び新燃料を上限とし、燃料集合体取扱作業において、燃料集合体下端の吊上げの上限高さはピット底部より約 4.9m

とすることを予め手順等で整備し、的確に操作を実施する。

d. 使用済燃料ピットの健全性を維持するため、吊荷に対するワイヤ２重化や可動範囲制限等の落下防止対策について、予め手順等を整備し、的確に実施する。

e. クレーン等安全規則に基づき、定期点検及び作業開始前点検を実施するとともに、クレーンの運転、玉掛は有資格者が実施する。

f. 使用済燃料ピットの健全性を維持するため、重量物落下防止に係る設備等については、保守計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに必要に応じ補修を行う。

g. 使用済燃料ピットへの重量物落下防止に係る落下防止措置及び当該設備の保守・点検に関する教育を行う。

(2) 使用済燃料ピットの水位計、水温計及びエリアモニタに要求される機能を維持するため、保守計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

(3) 使用済燃料ピットの計測設備に係る保守・点検に関する教育を行う。

本節の記述については、更に追補２「４．核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の追補がある。

4.1.2 重大事故等時

4.1.2.1 概　　要

燃料貯蔵設備の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する設計とする。

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、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おいてスプレイや蒸気条件においても臨界を防止する設計とする。

4.1.2.2　設計方針

4.1.2.2.1　悪影響防止

基本方針については、「1.1.8.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

使用済燃料ピットは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

4.1.2.2.2　環境条件等

基本方針については、「1.1.8.3 環境条件等」に示す。

使用済燃料ピットは、重大事故等時における燃料取扱建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

使用済燃料ピットは、代替水源として淡水又は海水から選択可能であるため、海水影響を考慮した設計とする。

4.1.2.3　主要設備及び仕様

燃料取扱及び貯蔵設備（重大事故等時）の主要設備及び仕様

を第 4.1.2 表に示す。

4.1.2.4　試験検査

基本方針については、「1.1.8.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

使用済燃料ピットは、外観の確認が可能な設計とする。また、漏えい等の確認が可能な設計とする。

4.2　使用済燃料ピット水浄化冷却設備

4.2.1　概　　要

使用済燃料ピット水浄化冷却設備（１号及び２号炉共用、既設）は、第4.2.1図に示すように、使用済燃料ピット冷却器、使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピットスキマポンプ、使用済燃料ピット脱塩塔、使用済燃料ピットフィルタ、使用済燃料ピットスキマフィルタ、配管及び弁類から成る閉回路で構成し、次の機能を持つ。

(1)　使用済燃料ピット内に貯蔵した使用済燃料から発生する崩壊熱を除去する。

(2)　使用済燃料ピット水の浄化を行う。

4.2.2　設計方針

(1)　使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を冷却し、使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できる能力を持つ設計とする。

(2)　使用済燃料ピット水に含まれる固形状及びイオン状不純物を除去し、浄化するためにフィルタ及び脱塩塔を設ける。

(3)　使用済燃料ピット水浄化冷却設備のうち、使用済燃料ピットポンプは多重性を考慮した設計とする。

(4)　使用済燃料ピットに接続する配管等が使用済燃料ピット外で破損して使用済燃料ピット水が流出しても、貯蔵中の使用済燃料が露出しないように、かつ、遮へい上十分な使用済燃料ピット水位が保てるように設計する。

4.2.3　主要設備の仕様

使用済燃料ピット水浄化冷却設備の主要設備の仕様を第4.2.1表に示す。

4.2.4　主要設備

(1)　使用済燃料ピットポンプ

使用済燃料ピットポンプ（１号及び２号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水を使用済燃料ピット冷却器に通して、再び使用済燃料ピットに戻す冷却系と、使用済燃料ピット脱塩塔及び使用済燃料ピットフィルタを通して、再び使用済燃料ピットに戻す浄化系に送水する。本ポンプは、１台故障の場合でも必要量を確保できるよう３台設置する。

使用済燃料ピットポンプの吸込口は、その配管等が使用済燃料ピット外で破損して使用済燃料ピット水が流出しても、貯蔵中の使用済燃料が露出しないように、使用済燃料ピットの上層部に設ける。

(2)　使用済燃料ピットスキマポンプ

使用済燃料ピットスキマポンプ（１号及び２号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水面に設けた使用済燃料ピットスキマから水を取り出し、使用済燃料ピットスキマフィルタを通して、使用済燃料ピット水面の浮遊物を除去した後、再び使用済燃料ピットに戻す。

(3)　使用済燃料ピット冷却器

使用済燃料ピット冷却器（１号及び２号炉共用、既設）は、使用済燃料から発生する崩壊熱を十分除去できる能力を持つ。

本冷却器は３基設置し、その冷却容量は過去に取り出された使用済燃料が使用済燃料ピットに貯蔵されているときに燃料取替えで発電用原子炉から全炉心を取り出して貯蔵した場合に、使用済燃料ピット水平均温度を52℃以下に保つことができる。また、この場合において、使用済燃料ピットポンプが１台故障した場合でも使用済燃料ピット水平均温度を65℃以下に保つことができる。

(4)　使用済燃料ピット脱塩塔

使用済燃料ピット脱塩塔（１号及び２号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水のイオン状不純物を除去する。また、この脱塩塔は、燃料取替用水タンク水のイオン状不純物を除去するためにも使用する。

(5)　使用済燃料ピットフィルタ

使用済燃料ピットフィルタ（１号及び２号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水に含まれる固形状不純物を除去する。また、このフィルタは、燃料取替用水タンク水の固形状不純物を除去するためにも使用する。

(6)　使用済燃料ピットスキマフィルタ

使用済燃料ピットスキマフィルタ（１号及び２号炉共用、既設）は、使用済燃料ピットスキマによって吸い込まれた浮遊性の固形状不純物を除去する。

4.2.5　試験検査

使用済燃料ピット水に含まれる固形状及びイオン状不純物を定期的に分析する。

また、使用済燃料ピットには水位及び温度警報装置を設けて、中央制御室に警報を発する。

4.3　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

4.3.1　概　　要

使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）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、放射線を遮へいし、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。

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図を第 4.3.1 図から第 4.3.3 図に示す。

4.3.2　設計方針

(1)　使用済燃料ピット水位の低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の冷却、放射線の遮へい及び臨界防止

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集合体等を冷却し、使用済燃料ピットに接続する配管が破損しても、放射線の遮へい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、遮へい必要水位以下に水位

が低下することを防止するため、入口配管上端部にサイフォ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、遮へい必要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。

なお、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、純水冠水状態で未臨界を維持できる設計とする。

使用済燃料ピットポンプ及び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、燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水タンク、２次系補給水ポンプ及び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、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを使用する。

中間受槽を水源とし、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機を駆動源とする使用済燃料ピット補給用水中ポンプは、使用済燃料ピットへ注水する設計とする。使用済燃料ピット補給用水中ポンプは使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機の燃料は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・使用済燃料ピット補給用水中ポンプ（１号及び２号炉共用）
・使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機（１号及び２号炉共用）
・中間受槽（１号及び２号炉共用）
・燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備）
・タンクローリ（１号及び２号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯蔵タンク及びタンクローリについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットについては、「4.1 燃料取扱及び貯蔵設備 4.1.2 重大事故等時」にて記載する。

(2) 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出低減

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し、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おいて、スプレイや蒸気条件においても未臨界を維持できることにより臨界を防止し、燃料損傷時に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。

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、

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダ並びに燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを使用する。

中間受槽を水源とした可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプは、可搬型ホースにより使用済燃料ピットスプレイヘッダ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。可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・可搬型電動低圧注入ポンプ（１号及び２号炉共用）
・可搬型電動ポンプ用発電機（１号及び２号炉共用）
・可搬型ディーゼル注入ポンプ（１号及び２号炉共用）
・使用済燃料ピットスプレイヘッダ（１号及び２号炉共用）
・中間受槽（１号及び２号炉共用）
・燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備）
・タンクローリ（１号及び２号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯蔵タンク及びタンクローリについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットについては、「4.1 燃料取扱及び貯蔵設備 4.1.2 重大事故等時」にて記載する。

(3) 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和及び放射性物質の放出低減

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し、燃料損傷時に燃料取扱建屋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（使用済燃料ピットへの放水）を設ける。

放水設備（使用済燃料ピットへの放水）として、移動式大容量ポンプ車及び放水砲並びに燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを使用する。

放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする移動式大容量ポンプ車と接続することにより、燃料取扱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。移動式大容量ポンプ車の燃料は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・ 移動式大容量ポンプ車（１号及び２号炉共用）
・ 放水砲（１号及び２号炉共用）
・ 燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備）
・ タンクローリ（１号及び２号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯蔵タンク及びタンクローリについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。非常用取水設備の取水口、取水路及び取水ピットについては、「10.9 非常用取水設備」にて記載する。

(4) 使用済燃料ピットに係るパラメータの監視

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以下のパラメータを計測する計測設備（使用済燃料ピットの監視）を設ける。

使用済燃料ピット水位（SA）、使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット温度（SA）及び使用済燃料ピット周辺線量率は、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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）は、ピット内に設置するホース、エアパージセット及びその他のホースを可搬型とすることにより、ピット内の構造等に影響を受けない設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率は、あらかじめ複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所間での関係性を把握し、測定結果の傾向を確認することで、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。

使用済燃料ピット水位（広域）の測定、使用済燃料ピット周辺線量率及び使用済燃料ピット状態監視カメラの耐環境性向上に必要な空気は使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムより供給する設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・使用済燃料ピット水位（SA）
・使用済燃料ピット水位（広域）（使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む。）

・使用済燃料ピット温度（SA）

・使用済燃料ピット周辺線量率（１号及び２号炉共用）

・使用済燃料ピット状態監視カメラ

・大容量空冷式発電機（10.2 代替電源設備）

大容量空冷式発電機については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

4.3.2.1　多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.8.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使用した使用済燃料ピットへの代替注水は、専用の発電機である空冷式の使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機から給電することにより、使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器を使用した使用済燃料ピットの冷却機能並びに燃料取替用水ポンプ又は２次系補給水ポンプを使用した使用済燃料ピットの注水機能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、海水又は淡水を補給できる中間受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燃料取替用水ポンプ又は２次系純水タンクを水源とする２次系補給水ポンプを使用した使用済燃料ピットの注水機能に対して異なる水源を持つ設計とする。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機並びに中間受槽は、屋外の燃料取替用水タンク、２次系純水タンク及び２次系補給水ポンプ並びに原子炉補助建屋内の使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット冷却器及び燃料取替用水ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプの接続箇所は、燃料取扱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。

使用済燃料ピット水位(SA)、使用済燃料ピット水位(広域)、使用済燃料ピット温度（SA）及び使用済燃料ピット周辺線量率並びに使用済燃料ピット状態監視カメラは、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から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

4.3.2.2　悪影響防止

基本方針については、「1.1.8.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

使用済燃料ピットへの注水に使用する使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機並びに中間受槽は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさ

ない設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイに使用する可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ、使用済燃料ピットスプレイヘッダ及び中間受槽は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットへの放水に使用する移動式大容量ポンプ車及び放水砲は、他の設備から独立して一体で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ、使用済燃料ピットスプレイヘッダ、移動式大容量ポンプ車、放水砲及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、固縛等によって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットの監視に使用する使用済燃料ピット水位（SA）、使用済燃料ピット温度（SA）及び使用済燃料ピット状態監視カメラは、電源操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットの監視に使用する使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット周辺線量率及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設

備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

4.3.2.3　容 量 等

基本方針については、「1.1.8.2 容量等」に示す。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプは、使用済燃料ピットの冷却機能の喪失、注水機能の喪失及び小規模の漏えいによりピット水位が低下した場合の補給設備として使用する。冷却機能の喪失及び注水機能の喪失による水位低下を防止するためには、使用済燃料ピットの蒸散量を上回る補給量を有する必要がある。また、小規模の漏えいによる水位低下については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えいの場合は、サイフォンブレーカの効果によりサイフォンブレーカ開口部の高さで水位低下は止まり、最も水位が低下する使用済燃料ピット出口配管からの漏えいの場合は、出口配管の高さまで水位が低下することで漏えいは止まるため、出口配管の水位から遮へい基準値に相当する水位に到達するまでは余裕があることから、使用済燃料ピットの蒸散量を上回る補給量を有するものを１号炉、２号炉それぞれで１セット１台使用する。保有数は、１号炉、２号炉それぞれで２セット２台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として２台の合計６台（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機は、復水タンク補給用水中ポンプ２台及び使用済燃料ピット補給用水中ポンプ１台を駆動するために必要な発電機容量を

有するものを１号炉、２号炉それぞれで１セット１台使用する。保有数は、１号炉、２号炉それぞれで２セット２台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として２台（取水用水中ポンプ用発電機と兼用）の合計６台（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

中間受槽は、使用済燃料ピットの冷却機能の喪失、注水機能の喪失及び小規模の漏えいによりピット水位が低下した場合において、使用済燃料ピットへの注入量に対し、淡水又は海水を補給することにより水量を確保できる容量を有するものを１号炉、２号炉それぞれで１セット１個使用する。保有数は、１号炉、２号炉それぞれで２セット２個、保守点検は目視点検であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として１個の合計５個（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

中間受槽は、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おいて、使用済燃料ピットスプレイとして使用する可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプに対し、淡水又は海水を補給することにより水量を確保できる容量を有するものを１号炉、２号炉それぞれで１セット１個使用する。保有数は、１号炉、２号炉それぞれで２セット２個、保守点検は目視点検であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として１個の合計５個（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計と

する。

中間受槽の容量については、上記を含む複数の機能に必要な容量を合わせた容量とすることから「4.5 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」にて記載する。

可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、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おいて、使用済燃料ピット全面にスプレイ又は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に必要な容量を有するものを１号炉、２号炉それぞれで１セット１台（可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプのどちらか一方）使用する。保有数は、１号炉、２号炉それぞれで２セット２台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として２台の合計６台（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

可搬型電動ポンプ用発電機は、可搬型電動低圧注入ポンプを駆動するために必要な容量を有するものを１号炉、２号炉それぞれで１セット１台使用する。保有数は、可搬型電動低圧注入ポンプに合わせて故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として２台の合計４台（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッダは、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おいて、使用済燃料ピット全面にスプレイすることで、できる限り環境への放射性物質の放出を低減することができるものを１号炉、２号炉それぞれで１セット２基使用する。保有数は、１号炉、２号炉それぞれで１セット２基、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として１基の合計５基（１号及び２号炉共用）を保管する設計とする。

移動式大容量ポンプ車は、放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による霧状放水により広範囲において燃料取扱建屋等に放水でき、かつ、１台で１号炉と２号炉の両方に同時に放水できる容量を有するものを１号炉及び２号炉で１セット１台使用する。保有数は、１号炉及び２号炉で１セット１台（１号及び２号炉共用）を保管する設計とする。

放水砲は、放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による霧状放水により広範囲において燃料取扱建屋等に放水できる容量を有するものを１号炉及び２号炉で１セット２台使用する。保有数は１号炉及び２号炉で１セット２台（１号及び２号炉共用）を保管する設計とする。

使用済燃料ピット水位（SA）及び使用済燃料ピット温度（SA）は、重大事故等時により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）は、重大事故等時により変動する可能性のある使用済燃料ピット上部から底部近傍までの範囲にわたり測定できる設計とする。保有数は、１号炉で２個、２号炉で４個、故障時及び保守点検による待機除外時のバック

アップ用として１セット（ピット内に設置する可搬型ホース、エアパージセット等）（１号及び２号炉共用）を保管する設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）の測定に必要な空気を供給する使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、使用済燃料ピット状態監視カメラ及び使用済燃料ピット周辺線量率の耐環境性向上にも空気を供給し、１号炉、２号炉それぞれで１セット１個使用する。保有数は１号炉、２号炉それぞれで１セット１個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として２個の合計４個（１号及び２号炉共用）を保管する設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率は、重大事故等時により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計とし、あらかじめ複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所間での関係性を把握し、測定結果の傾向を確認することで、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。使用済燃料ピット周辺線量率は１号炉、２号炉それぞれで１セット２個使用する。保有数は１号炉、２号炉それぞれで１セット２個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として２個の合計６個（１号及び２号炉共用）を保管する設計とする。

使用済燃料ピット状態監視カメラは、重大事故等時において赤外線の機能により使用済燃料ピットの状態及び使用済燃料ピットの水温の傾向を監視できる設計とする。

4.3.2.4　環境条件等

基本方針については、「1.1.8.3 環境条件等」に示す。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車及び放水砲は、屋外に保管及び設置するため、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

中間受槽は、屋外に保管及び設置するため、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。また、操作が設置場所で可能となるように放射線量の低い場所を選定して設置する。

使用済燃料ピットスプレイヘッダは、屋外に保管し、燃料取扱建屋内に設置するため、重大事故等時における屋外及び燃料取扱建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用する設備であるため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、中間受槽、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダは、水源として淡水又は海水から選択可能であるため、海水影響を考慮した設計とする。

移動式大容量ポンプ車及び放水砲は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。

移動式大容量ポンプ車は、海から直接取水する際の異物の流

入防止を考慮した設計とする。

使用済燃料ピット水位（SA）及び使用済燃料ピット温度（SA）は、重大事故等時における燃料取扱建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）は、原子炉補助建屋内に保管し、燃料取扱建屋内に設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内及び燃料取扱建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率１台は、原子炉補助建屋内に保管し、燃料取扱建屋内に設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内及び燃料取扱建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境を考慮して空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率１台は、燃料取扱建屋内に保管し、原子炉補助建屋内に設置するため、重大事故等時における燃料取扱建屋内及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

使用済燃料ピット状態監視カメラは、重大事故等時における

燃料取扱建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用する設備であるため、その環境を考慮して空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。

4.3.2.5　操作性の確保

基本方針については、「1.1.8.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機及び使用済燃料ピットスプレイヘッダは、車両等により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にてアウトリガの設置又は固縛等により固定できる設計とする。可搬型ディーゼル注入ポンプは、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。

中間受槽は、一般的に使用される工具を用いて確実に組み立てられる設計とする。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使用した使用済燃料ピットへの注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。使用済燃料ピット補給用水中ポンプの接続口との接続はボルト締めフランジ接続とし、接続規格を統一することにより、常設の足場及び一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とする。接続口は、１号炉及び２号炉とも同一形