

配慮すべき事項	操作性	放水砲による放水については、噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状にするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の抑制効果があることから、なるべく噴霧状を使用する。 原子炉格納容器の損壊箇所が確認できる場合は、放水砲の噴射位置を原子炉格納容器損壊部に調整するが、確認できない場合は格納容器頂部へ調整する。 放水砲は、最も効果的な方角から原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に向けて放水する。 スプレイヘッダによる原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水については、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊箇所が確認できる場合は、スプレイヘッダの噴射位置を原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊部に調整する。 大容量ポンプ（放水砲用）及び送水車への燃料補給に関する手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
	作業性	大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による大気への拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火に係る可搬型ホース取付け等については速やかに作業ができるように大容量ポンプ（放水砲用）の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを保管する。 送水車及びスプレイヘッダによる大気への拡散抑制に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるよう送水車の保管場所に使用工具及び可搬型ホース等を保管する。
	燃料補給	大容量ポンプ（放水砲用）への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）を用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。 送水車への給油は、燃料の給油が必要になれば軽油用ドラム缶を用いて適宜実施する。 大容量ポンプ（放水砲用）及び送水車への燃料補給の手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(13/19)

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等			
方針 目的	設計基準事故の収束に必要な水源である燃料取替用水タンク、復水タンク等とは別に重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源として、淡水源及び海水等を確保する。 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水タンクへの供給、炉心注水及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給、格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転、使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）への水の供給、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピット又は原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレイ及び放水並びに炉心の著しい損傷及び格納容器破損時の格納容器及びアニュラス部への放水のための水の供給について手順等を整備する。		
	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水タンクへの供給	できない場合の代替手段	重大事故等の発生時において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクが枯渇、破損等により機能喪失し、蒸気発生器への注水ができない場合、以下の手段により原子炉を冷却する。 ・送水車を用いたタービン動補助給水ポンプ直接供給による蒸気発生器への注水により原子炉を冷却する。 ・燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉に注水する操作と加圧器逃がし弁の開操作により格納容器内部への 1 次冷却材を放出する操作を組み合わせた 1 次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。 復水タンクが使用できない場合は、送水車を用いたタービン動補助給水ポンプへの直接供給の準備を開始するとともに、多様性拡張設備であるが短時間で使用可能な 2 次系純水タンクを優先して使用する。他の多様性拡張設備による蒸気発生器への注水ができない場合は、送水車を用いたタービン動補助給水ポンプ直接供給により蒸気発生器への注水を行う。 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に、すべての水源が使用不可能で蒸気発生器水位が低下した場合には、1 次冷却系のフィードアンドブリードを行う。

対応手順等	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水タンクへの供給	復水タンクへの補給	重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクの水位が低下し補給が必要な場合、送水車により海水を水源として復水タンクへ補給する。 復水タンクへの補給の優先順位は、あらかじめ送水車の使用準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるが短時間で使用可能な2次系純水タンク等を優先して使用する。他の多様性拡張設備による淡水の補給手段が使用できない場合は、送水車の準備が整えば海水を使用する。
--------------	---	------------------	---

対応手順等	炉心注水のための代替手段及び 燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンクへの 供給ができない場合の代替手段	重大事故等の発生により、炉心注水の水源となる燃料取替用水タンクの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合、以下の手段により、原子炉に注水する。 ・復水タンクを水源とし恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水により原子炉に注水する。 ・燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替えができない場合、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始し、他の多様性拡張設備による淡水の供給手段が使用できない場合は、海水を水源とし可搬式代替低圧注水ポンプにより原子炉に注水する。
		燃料取替用水タンク への補給	重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し補給が必要な場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。 燃料取替用水タンクへの補給の優先順位は、あらかじめ復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるがほう酸水であり早期に使用可能な1次系純水タンク及びほう酸タンク等を優先して使用し、準備が整えば復水タンクを使用する。
	格納容器スプレイのための代替手段及び 燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンクへの供給ができない場合 の代替手段	重大事故等の発生により、格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合、復水タンクを水源として恒設代替低圧注水ポンプ又は原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより格納容器へスプレイする。 また、送水車により復水タンクに海水を補給する。

対応手順等	格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンクへの補給	重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し補給が必要な場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。 燃料取替用水タンクへの補給の優先順位は、あらかじめ復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるがほう酸水であり早期に使用可能な1次系純水タンク及びほう酸タンク等を優先して使用し、準備が整えば復水タンクを使用する。
	格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転		重大事故等の発生による格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転において、余熱除去ポンプの故障等により、再循環運転による原子炉への注水機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。 ・ A、B 内部スプレポンプ（R H R S－C S S 連絡ライン使用）及び A 内部スプレクーラによる代替再循環運転により原子炉へ注水する。 ・ 全交流動力電源が喪失し、原子炉冷却機能が喪失した場合は、大容量ポンプによる代替補機冷却により冷却水を確保し、B 余熱除去ポンプ（海水冷却）、又は B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及び B 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転により原子炉へ注水する。
	使用済燃料ピットへの水の供給		使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピット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、海水を水源として送水車により使用済燃料ピットへ注水する。 使用済燃料ピットへの注水の優先順位は、あらかじめ送水車の使用準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるが短時間で実施可能な2次系純水タンク等を優先して使用する。他の多様性拡張設備による淡水の補給手段が使用できない場合は、送水車の準備が整えば海水を使用する。

対応手順等	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピット又は原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレイ及び放水	重大事故等の発生により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい等が発生し、使用済燃料ピットの機能が喪失した場合に、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以下で水位低下が継続する場合、以下の手順により使用済燃料ピット又は原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へスプレイ及び放水する。 ・送水車及びスプレイヘッドにより海水を使用済燃料ピットへスプレイ又は原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。 ・原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示値上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ海水を放水する。なお、海水を使用する際、取水箇所は3号炉取水口、海水ポンプ室及び3号炉放水口付近から取水箇所を選定し使用する。
	炉心の著しい損傷及び格納容器破損時の放水	重大事故等が発生し、炉心出口温度が 350℃ 以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となり、格納容器へのスプレイが確認できない場合、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲により海水を格納容器及びアニュラス部へ放水する。
配慮すべき事項	作業ルート確保	構内のアクセス状況を考慮して可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確認する。
	切替性	当初選択した水源からの送水準備が完了後、引き続き次の水源からの送水準備を開始することで、水源が枯渇しないように、最終的には海水から取水することで水の供給が中断することなく、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。 淡水又は海水を復水タンクへ補給することにより、継続的な蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）を成立させるため、復水タンクの保有水量を 513m^3 以上に管理する。 淡水を燃料取替用水タンクへ補給すること、及び可搬式代替低圧注水ポンプによる海水注水により、継続的な炉心注水及び代替炉心注水を成立させるため、燃料取替用水タンクの保有水量を $1,325 \text{m}^3$ 以上に管理する。 淡水を燃料取替用水タンクへ補給すること、燃料取替用水タンクから復水タンクへ水源切替と復水タンクへの海水補給により、継続的な格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイを成立させるため、燃料取替用水タンクの保有水量を $1,325 \text{m}^3$ 以上に管理する。

配慮すべき事項	成立性	海水取水時は、可搬型ホース先端にストレーナを付け、水面より低く着底しない位置に設置することで、漂流物を吸い込むことなく水を供給する。
	作業性	復水タンク出口ラインの通水用ディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。
	燃料補給	電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）及び大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）を用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料補給の手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。 送水車への軽油の補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば軽油用ドラム缶を用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料補給の手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(14/19)

1.14 電源の確保に関する手順等		
方針目的	電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源（交流）、代替電源（直流）及び代替所内電気設備から給電するための手順等を整備する。	
対応手順等	代替電源（交流）の給電	全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電し、電圧計により受電確認する。 ・ 空冷式非常用発電装置から受電準備を行った後、空冷式非常用発電装置により給電する。 ・ 電源車から受電準備を行った後、電源車を起動し給電する。 代替電源（交流）の給電手順の優先順位は、空冷式非常用発電装置、電源車の順で使用する。
	代替電源（直流）の給電	全交流動力電源が喪失した場合は、蓄電池（安全防護系用）により非常用直流母線へ給電する。あわせて、全交流動力電源喪失発生後 1 時間を目安に中央制御室で不要直流負荷の切り離しを行う。 蓄電池（安全防護系用）の電圧が低下する前までに、代替電源（交流）及び可搬式整流器により非常用直流母線へ給電する。 また、非常用高圧母線の電圧が確認できた場合、計器用電源（無停電電源装置）の負荷である運転コンソールを復旧する。 さらに、蓄電池（安全防護系用）の電圧が低下する前までに、蓄電池（3 系統目）からの直流給電を実施する。 蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（3 系統目）の電圧が低下する前までに、代替電源（交流）及び可搬式整流器により非常用直流母線へ給電する。
	代替所内電気設備による電源給電	所内電気設備が共通要因で機能を失った場合、少なくとも 1 系統は機能の維持及び人の接近性を確保するために、空冷式非常用発電装置から代替所内電気設備変圧器、代替所内電気設備分電盤及び可搬式整流器により、原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器へ給電する。

配慮すべき事項	負荷容量	空冷式非常用発電装置の必要最大負荷は、想定される事故シナリオ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」の場合である。空冷式非常用発電装置は必要最大負荷以上の電力を確保することで、原子炉を安定状態に収束するための電力を供給する。さらに、空冷式非常用発電装置の電源裕度及びプラント設備状況（被災状況、定期検査中等）に応じたその他使用可能な設備に供給する。 電源車は、プラント監視機能等を維持するために必要な最低限度の負荷に給電する。
	悪影響防止	空冷式非常用発電装置や電源車により電力を供給する際、中央制御室及び現場で受電後の補機の自動起動を防止するため、補機の操作器を「引断」又は「切」にする。 受電後の蓄電池の充電による水素発生防止のため、蓄電池（安全防護系用）を用いた場合には、バッテリー室換気ファン用ダンパ及びバッテリー室給気ファン用ダンパを「開」とし、バッテリー室換気ファンの起動により、バッテリー室の換気を行う。蓄電池（3系統目）を用いた場合には、蓄電池室（3系統目用）の換気を行う。
	成立性	所内直流電源設備から給電されている24時間以内に、常設代替電源（交流）である空冷式非常用発電装置により、十分な余裕を持って非常用直流母線に繋ぎ込み給電する。また、可搬型代替電源設備（交流）である電源車についても24時間以内に十分な余裕を持って給電する。
	作業性	暗闇でも視認性がある操作対象遮断器の識別表示を行う。
	燃料補給	空冷式非常用発電装置又は電源車への給油は、負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば空冷式非常用発電装置については燃料油貯蔵タンク及び可搬式オイルポンプ又はタンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）を用い、電源車については燃料油貯蔵タンク及びタンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）を用いて実施する。その後の給油は、負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（重油）として、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料（重油）も含め、燃料油貯蔵タンクの備蓄量（180kℓ以上（1基当たり）、2基）を管理する。

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(15/19)

1.15 事故時の計装に関する手順等			
方針目的	重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、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、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。		
対応手順等	監視機能の喪失	計器故障時のパラメータ推定	パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ（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）又は有効な監視パラメータを計測する計器が故障により、計測することが困難となった場合、以下の手段により当該パラメータを推定する。 ・発電用原子炉施設の状態を把握するために必要とする重要な監視パラメータについて、他チャンネル又は他ループの計器がある場合は、当該計器により当該パラメータを計測する。 ・パラメータ選定にて選定した重要代替パラメータ（他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を除く。）の値を用いて以下の方法で推定する。 ○同一物理量で推定（温度、圧力、水位、流量、放射線量） ○水位を注水源若しくは注入先の水位変化又は注水量から推定 ○流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定 ○除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定 ○1次冷却系からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視することにより推定 ○圧力と温度を水の飽和状態の関係から推定 ○ほう素濃度と炉心の未臨界性から推定 ○装置の動作特性により推定 ○あらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定

対応手順等	監視機能の喪失	計器故障時のパラメータ推定	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。 重要代替パラメータ（他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器除く。）の値により推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合、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考慮するとともに、計測される値の確からしさを判断の上で使用するパラメータの優先順位を定める。
	監視機能の喪失	計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定	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を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。 原子炉圧力容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、原子炉施設の状態を推定するための手段は、以下のとおり。 ・ 原子炉圧力容器内の温度のパラメータである 1 次冷却材温度が計測範囲を超えた場合、可搬型計測器を接続し、検出器の抵抗を計測し、換算表を用いて温度へ変換する。多様性拡張設備である炉内温度が健全である場合は、炉内温度による計測を優先する。 ・ 原子炉圧力容器内の水位のパラメータである加圧器水位が低下して計測範囲以下となった場合は、原子炉水位で計測する。

対応手順等	計器電源の喪失	計器電源の喪失時の対応	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を計測又は監視を行う手段は、以下のとおり。 ・全交流動力電源喪失時により計測に必要な計器電源が喪失した場合、空冷式非常用発電装置、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（3系統目）、電源車及び可搬式整流器等の運転により、計器へ給電する。 ・代替電源の供給ができない場合は、特に重要なパラメータとして、パラメータ選定で選定した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、可搬型計測器を接続し計測する。ただし、可搬型計測器を用いずに直接確認できるものは現場で確認する。 また、可搬型計測器の計測値を工学値に換算する換算表を準備する。 可搬型計測器による計測においては、計測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計測又は監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し、計測又は監視する。
	記録		パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線線量率等）は、安全パラメータ表示システム（SPDS）、SPDS表示装置又は可搬型温度計測装置により計測結果を記録する。ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む。）の値や現場操作時のみ監視する現場の指示値は記録用紙に記録する。 安全パラメータ表示システム（SPDS）、SPDS表示装置及び可搬型温度計測装置に記録された監視パラメータの計測結果は、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。

配慮すべき事項	パラメータの選定	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把握することが必要な原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは、事象の判別を行う運転手順書の判断基準、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の適用条件、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書の適用条件及び技術的能力審査基準 1.1～1.10、1.13、1.14 のパラメータより選定する。 選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保及びアニュラス内の水素濃度）は、以下のとおり分類する。 ・重要な監視パラメータ：主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測するパラメータをいう。 ・有効な監視パラメータ：主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器で計測されるが、計測することが困難となった場合でも重大事故等対処設備の計器で計測される代替パラメータを有するものをいう。 ・補助的な監視パラメータ：原子炉施設の状況や重大事故等対処設備の運転状態等を補助的に監視するパラメータをいう。 さらに、次のとおり重要代替パラメータを選定する。 ・重要代替パラメータ：重要な監視パラメータの代替パラメータのうち、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（当該重要な監視パラメータの他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器含む。）並びに有効な監視パラメータの代替パラメータを計測する重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器により計測されるパラメータをいう。
----------------	-----------------	---

配 慮 す べ き 事 項	原子炉施設の状況把握	設計基準を超える状態における原子炉施設の状況を把握する能力として、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の計測範囲並びに計器の個数を明確化した運転手順書を整備する。
	確からしさの考慮	圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないとパラメータに不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。 原子炉格納容器内の水素濃度を装置の動作特性を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。 アニュラス内の水素濃度を推定する場合は、パラメータの相関関係を用いて、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。 なお、代替パラメータによる推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。
	電源確保	全交流動力電源及び直流電源喪失時は、空冷式非常用発電装置、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（3系統目）、電源車及び可搬式整流器等の運転により、計器へ給電する。 給電の手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(16/19)

1.16 原子炉制御室の居住性に関する手順等		
方針目的	重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止、放射性物質の濃度低減に係る手順等を整備する。	
対応手順等	居住性の確保	重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を 7 日間で 100mSv を超えないよう、中央制御室遮蔽及び中央制御室換気設備の外気を遮断した状態で閉回路循環運転（以下「中央制御室換気隔離モード」という。）により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するとともにマネジメント（マスク等）による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。 ・ 非常用炉心冷却設備作動信号発信又は中央制御室エリアモニタ指示上昇により中央制御室換気隔離信号の発信を確認した場合、中央制御室換気設備が中央制御室換気隔離モードで運転中であることを確認する。全交流動力電源喪失により、中央制御室換気設備が中央制御室換気隔離モードにできない場合は、手動によるダンパの開操作により中央制御室換気隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中央制御室換気設備を運転する。 ・ 中央制御室換気設備が中央制御室換気隔離モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度又は二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気の取入れを実施する。 ・ 全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明（SA）の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備による給電後、可搬型照明（SA）を可搬型照明用電源に接続し中央制御室の照明を引き続き確保する。照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である中央制御室非常用照明を優先して使用し、中央制御室非常用照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）を使用する。 ・ 炉内温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合、炉心損傷の兆候が見られた場合又は発電所対策本部長が必要と判断した場合は、運転員等の内部被ばくを低減するため、当直課長の指示により全面マスクを着用する。 ・ 運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、当直課長は発電所対策本部長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を整備する。また、交代要員は運転員等の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばくの低減を図る。

対応手順等	汚染の持ち込み防止	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合に、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。なお、チェンジングエリアの区画を恒設化し、速やかに使用できるようにする。 全交流動力電源喪失時にチェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は可搬型照明（S A）の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備により給電後、可搬型照明（S A）を電源に接続しチェンジングエリアの照明を引き続き確保する。照明確保の優先順位は、常設の多様性拡張設備であるチェンジングエリア非常用照明を優先して使用し、チェンジングエリア非常用照明が使用できない場合は可搬型照明（S A）を使用する。
	放射性物質の濃度低減	非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス循環ファンを運転し、原子炉格納容器から漏えいした空気がアニュラスから放射性物質低減機能を有するアニュラス循環フィルタユニットを通して屋外へ排出されていることを、アニュラス内圧力の低下にて確認する。 全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合は、B アニュラス循環系のダンパに窒素ポンペ（アニュラス循環系ダンパ作動用）から代替制御用空気を供給するための系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、B アニュラス循環ファンを運転する。
配慮すべき事項	放射線管理	チェンジングエリアでは、現場作業を行う運転員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染により廃水が発生した場合は、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により中央制御室換気設備及び可搬型照明（S A）へ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合、代替電源設備によりアニュラス空気再循環設備に給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(17/19)

1.17 監視測定等に関する手順等		
方針目的	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、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、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風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。	
対応手順等	放射性物質の濃度及び放射線量の測定	通常時よりモニタステーション及びモニタポストにて放射線量を連続測定していることから、重大事故等時に設備が健全である場合は、多様性拡張設備であるモニタステーション及びモニタポストを優先し、機能が喪失した場合は、重大事故等対処設備である可搬式モニタリングポストにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタステーション及びモニタポストへ給電する。給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタステーション及びモニタポスト専用の無停電電源装置からの給電を優先し、代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わる。 原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、発電所海側敷地境界方向を含み原子炉格納施設を囲む 8 方位の放射線量は、可搬式モニタリングポストにより監視し、及び測定し、並びにその測定結果を記録する。ただし、多様性拡張設備であるモニタステーション及びモニタポストが使用できる場合の当該 4 方位（モニタステーション及びモニタポストの設置場所が 2 方位について重なるため 4 方位となる。）の測定については、モニタステーション及びモニタポストを優先して使用する。 重大事故等時の放射性物質の濃度（空气中）は、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、汚染サーベイメータ、NaI シンチレーションサーベイメータ）により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。放射性物質の濃度（空气中）を測定する優先順位は、多様性拡張設備である移動式放射能測定装置（モニタ車）を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、汚染サーベイメータ、NaI シンチレーションサーベイメータ）を使用する。 重大事故等時の発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における、放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量は、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、汚染サーベイメータ、NaI シンチレーションサーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及びβ線サーベイメータ）及び電離箱サーベイメータにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 発電所の周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。

対応手順等	風向、風速その他の気象条件の測定	重大事故等時の風向、風速その他気象条件は、可搬型気象観測装置により測定し、及びその結果を記録する。風向、風速その他気象条件を測定する優先順位は、多様性拡張設備である気象観測設備を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型気象観測装置を使用する。
配慮すべき事項	測定頻度	重大事故等時の放射性物質の濃度及び放射線量の測定頻度については、モニタステーション及びモニタポストが使用できなくなった場合の放射線量の測定は、可搬式モニタリングポストにより連続測定を行う。放射性物質の濃度の測定（空气中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、1回／日以上を目安とするが、測定頻度は原子炉施設の状態及び放射性物質の放出状況を考慮し変更する。 重大事故等時の風向、風速その他気象条件の測定は、連続測定を行う。
	バックグラウンド低減対策	重大事故等により放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタステーション、モニタポスト及び可搬式モニタリングポストの検出器の養生を行う。放射性物質の放出により、モニタステーション、モニタポスト又は可搬式モニタリングポスト周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、測定設備の除染、周辺の土壌撤去、樹木の伐採等を行い、バックグラウンドレベルを低減する。 重大事故等発生後の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し、可搬型放射線計測装置が測定不能になった場合、可搬型放射線計測装置の検出器周囲を遮蔽材で囲むこと等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。
	他の機関連との連携体制	重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定されるモニタリング計画にしたがい、資機材及び要員の動員、放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタステーション及びモニタポストへ給電される。

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(18/19)

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	
方針目的	緊急時対策所に関し、重大事故等が発生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指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、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し、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等の発電所対策本部としての機能を維持するために必要な、居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替電源設備からの給電に関する手順等を整備する。
居住性の確保	重大事故等が発生した場合、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（以下「緊急時対策所可搬型空気浄化装置」という。）による放射性物質の侵入低減、空気供給装置による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を 7 日間で 100mSv を超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。 ・ 緊急時対策所を立ち上げる場合、緊急時対策所可搬型空気浄化装置を緊急時対策所に接続し、起動するとともに、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始し、測定結果に応じ、空気流入量を調整する。また、プルーム放出時の緊急時対策所換気設備切替えに備え、空気供給装置の系統構成等の準備を行う。 ・ 原子力災害対策特別措置法第 10 条事象が発生した場合、緊急時対策所内可搬型エリアモニタを緊急時対策所内へ、緊急時対策所外可搬型エリアモニタを原子炉格納容器と緊急時対策所の間に設置し、放射線量の測定を開始する。 ・ 緊急時対策所外可搬型エリアモニタ等の指示上昇や炉心損傷が生じる等、プルーム放出のおそれがあると判断した場合、パラメータの監視強化及び緊急時対策所換気設備切替えのための要員配置を行う。 ・ 原子炉格納容器からプルームが放出され、原子炉格納容器と緊急時対策所の間に設置した緊急時対策所外可搬型エリアモニタ、緊急時対策所付近に設置した可搬式モニタリングポスト又は緊急時対策所内可搬型エリアモニタの指示が上昇した場合、速やかに緊急時対策所における緊急時対策所換気設備を緊急時対策所空気浄化装置から空気供給装置へ切り替えるとともに、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定結果に応じ、空気流入量を調整する。その後、原子炉格納容器と緊急時対策所の間に設置した緊急時対策所外可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所内可搬型エリアモニタの指示が低下し、緊急時対策所周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、緊急時対策所換気設備を空気供給装置から緊急時対策所可搬型空気浄化装置へ切り替える。

必要な指示及び通信連絡	重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所に整備する。当該資料は常に最新となるよう通常時から維持、管理する。 重大事故等が発生した場合、緊急時対策所の通信連絡設備により、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。 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。通信連絡に関わる手順等は「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。
必要な数の要員の収容	緊急時対策所には、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た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。これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な資機材、飲料水、食料等を配備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。 ・ 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の対策要員の装備(線量計、マスク等)を配備し、維持、管理し、重大事故等時にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。 ・ 緊急時対策所への汚染の持込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを通常時から設置し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。 ・ 外部からの支援なしに 1 週間活動するために必要な飲料水、食料等を備蓄し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。
代替電源（交流）の給電	非常用母線からの給電喪失時には、電源車（緊急時対策所用）を起動し緊急時対策所へ給電する。代替交流電源として電源車（緊急時対策所用）は、緊急時対策所立ち上げ時にケーブルの接続を行う。 緊急時対策所立ち上げ時には、待機側の電源車（緊急時対策所用）のケーブル接続も行う。故障等により電源車（緊急時対策所用）の切替えが必要になった場合には、速やかに待機側の電源車（緊急時対策所用）を起動し切り替える。

配置	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレ等を整備する。
放射線管理	チェンジングエリア内では現場作業を行う要員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。汚染による廃水が発生した場合、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの性能の低下等、切替えが必要となった場合、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットを待機側へ切り替え、線量に応じ、交換、保管する。 現場作業を行う要員等が身体サーベイを待つ場合、周辺からの放射線影響を低減するため、遮蔽効果のある緊急時対策所内で待機する。
電源確保	全交流動力電源喪失時は、原子炉補助建屋に設置する安全パラメータ表示システム（SPDS）及び安全パラメータ伝送システムについては、空冷式非常用発電装置により給電される。 給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。
燃料補給	電源車（緊急時対策所用）への給油は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリー（燃料油移送ポンプ使用時含む。）を用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。重大事故等時 7 日間運転継続するために必要な燃料（重油）として、「1.14 電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯蔵タンクの備蓄量（180kℓ 以上（1 基当たり）、2 基）を管理する。

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(19/19)

1.19 通信連絡に関する手順等		
方針目的	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、発電所内の通信連絡設備、発電所外（社内外）との通信連絡設備により通信連絡を行う手順等を整備する。	
対応手順等	発電所内との通信連絡	重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所内）により、運転員等及び緊急安全対策要員が、中央制御室、屋内外の作業場所、移動式放射能測定装置（モニタ車）及び緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバー及び携行型通話装置を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 通信連絡を行う場合の優先順位は、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯））及び無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバー及び携行型通話装置を使用する。 重大事故等が発生した場合、データ伝送設備（発電所内）により、緊急時対策所へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びSPDS表示装置を使用する。 直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合、現場と中央制御室との連絡には携行型通話装置を使用し、現場又は中央制御室と緊急時対策所との連絡には衛星電話（固定）及び衛星電話（携帯）を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 通信連絡を行う場合の優先順位は、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯））及び無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）及び携行型通話装置を使用する。

対応手順等	発電所外（社内外）との通信連絡	重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所外）により、緊急時対策所の緊急安全対策要員が、緊急時対策所と原子力事業本部、本店、移動式放射能測定装置（モニタ車）、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）、緊急時衛星通報システム及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（ＴＶ会議システム、ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 通信連絡を行う場合の優先順位は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（ＴＶ会議システム、ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）及び緊急時衛星通報システム並びに多様性拡張設備である加入電話、加入ファクシミリ、携帯電話、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯）及び衛星保安電話）、社内ＴＶ会議システム及び無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）及び衛星電話（可搬）を使用する。 重大事故等が発生した場合、データ伝送設備（発電所外）により、国の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及び安全パラメータ伝送システムを使用する。 直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、緊急時対策所と原子力事業本部、本店、国、地方公共団体等との連絡には衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）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（ＴＶ会議システム、ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 通信連絡を行う場合の優先順位は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（ＴＶ会議システム、ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）並びに多様性拡張設備である加入電話、加入ファクシミリ、携帯電話、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯）及び衛星保安電話）、社内ＴＶ会議システム及び無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）及び衛星電話（可搬）を使用する。
--------------	------------------------	---

配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星電話（固定）、衛星電話（可搬）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（ＴＶ会議システム、ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）、緊急時衛星通報システム、安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）、安全パラメータ伝送システム及びＳＰＤＳ表示装置へ給電する。 給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。
----------------	-------------	---

第 10.2 表 重大事故等対策における操作の成立性(1/7)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.1	—	—	—	—
1.2	送水車を用いたタービン動補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水	1.13 にて整備する。		
	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	3	28 分
	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	1.3 にて整備する。		
1.3	送水車を用いたタービン動補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水	1.13 にて整備する。		
	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	1.2 にて整備する。		
	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	4	26 分
	窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	3	36 分
	可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	3	36 分
1.4	A、B 内部スプレポンプ（R H R S－C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	19 分
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	30 分
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	8.5 時間
		緊急安全対策要員	18	

第 10.2 表 重大事故等対策における操作の成立性(2/7)

No.	対応手段		要員	要員数	想定時間
1.4	C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水		運転員等 （中央制御室、現場）	4	90 分
			緊急安全対策要員	3	
	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出		1.3にて整備する。 （主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復と同様）		
	アキュムレータによる炉心注水		運転員等 （中央制御室、現場）	2	30 分
	電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への燃料補給		緊急安全対策要員	2	2.3 時間
	大容量ポンプへの燃料補給	タンクローリー （E.L.+5.5m 燃料油取出口を使用）	緊急安全対策要員	2	2.3 時間
		タンクローリー及び燃料油移送ポンプ使用時（E.L.+32.0m 燃料油取出口を使用）	緊急安全対策要員	4	3.1 時間
	送水車への燃料補給		緊急安全対策要員	2	75 分
1.5	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復		1.3にて整備する。		
	大容量ポンプを用いた A 格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却		1.7にて整備する。		
	大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水	運転員等 （中央制御室、現場）	3	6 時間	
		緊急安全対策要員	10		
1.6	A 格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却		1.7にて整備する。		
	大容量ポンプを用いた A 格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却		1.7にて整備する。		

第 10.2 表 重大事故等対策における操作の成立性(3/7)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.7	A 格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	運転員等 （中央制御室、現場）	2	90分
		緊急安全対策要員	2	
	大容量ポンプを用いた A 格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	運転員等 （中央制御室、現場）	3	6時間
		緊急安全対策要員	10	
1.8	A、B 内部スプレポンプ（RHR S－C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水	1.4にて整備する。		
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	1.4にて整備する。		
	C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	1.4にて整備する。		
1.9	可搬型格納容器内水素濃度計測装置による水素濃度監視	運転員等 （中央制御室、現場）	4	50分
1.10	水素排出（アニュラス空気再循環設備）全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の操作手順	運転員等 （中央制御室、現場）	2	30分
	可搬型アニュラス内水素濃度計測装置による水素濃度測定	運転員等 （中央制御室）	1	50分
		緊急安全対策要員	1	

第 10.2 表 重大事故等対策における操作の成立性(4/7)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.11	海水から使用済燃料ピットへの注水	緊急安全対策要員	5	2時間
	送水車による使用済燃料ピットへのスプレー	緊急安全対策要員	5	2時間
	大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による使用済燃料ピットへの放水	1.12にて整備する。 （大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による大気への拡散抑制と同様）		
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	緊急安全対策要員	4	2時間
1.12	大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による大気への拡散抑制	緊急安全対策要員	12	3.5 時間
	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制	緊急安全対策要員	6	4 時間
	送水車及びスプレーヘッダによる大気への拡散抑制	緊急安全対策要員	5	2 時間
	大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火	緊急安全対策要員	12	3.5 時間
1.13	復水タンクから海水への水源切替（送水車を用いたタービン動補助給水ポンプ直接供給）	運転員等 （中央制御室、現場）	2	2.1 時間
		緊急安全対策要員	5	
	海水を用いた復水タンクへの補給	緊急安全対策要員	5	2 時間
	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替（炉心注水時）	運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.5 時間
		緊急安全対策要員	3	
	海水を用いた復水タンクへの補給（水源切替後）	海水を用いた復水タンクへの補給と同様。		
	燃料取替用水タンクから海水への水源切替（炉心注水時）	1.4にて整備する。 （可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水と同様）		

第 10.2 表 重大事故等対策における操作の成立性(5/7)

No.	対応手段		要員	要員数	想定時間
1.13	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替（格納容器スプレイ時）		運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.5 時間
			緊急安全対策要員	3	
	復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給		運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.2 時間
			緊急安全対策要員	3	
	海水から使用済燃料ピットへの注水		1.11 にて整備する。		
	送水車による使用済燃料ピット又は原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレイ		1.11、1.12 にて整備する。 （送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ、送水車及びスプレイヘッドによる大気への拡散抑制と同様）		
	大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水		1.11、1.12 にて整備する。 （大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による大気への拡散抑制と同様）		
大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による格納容器及びアニュラス部への放水		1.12 にて整備する。			
1.14	空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電		運転員等 （中央制御室、現場）	4	19 分
	電源車による代替電源（交流）からの給電		運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.8 時間
			緊急安全対策要員	2	
	蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電	不要直流負荷切離し	運転員等 （中央制御室）	1	10 分
		運転コンソール復旧	緊急安全対策要員	2	40 分
	蓄電池（3 系統目）による代替電源（直流）からの給電	必要直流負荷への切り替え	運転員等 （中央制御室、現場）	2	21 分
		運転コンソール復旧	緊急安全対策要員	2	40 分
	可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電	可搬式整流器接続	運転員等（現場）	1	2.2 時間
		運転コンソール復旧	緊急安全対策要員	2	40 分
	代替所内電気設備による交流及び直流の給電（空冷式非常用発電装置）		運転員等 （中央制御室、現場）	2	3.8 時間
			緊急安全対策要員	2	
可搬式オイルポンプによる空冷式非常用発電装置への燃料（重油）補給		緊急安全対策要員	4	2 時間	

第 10.2 表 重大事故等対策における操作の成立性(6/7)

No.	対応手段		要員	要員数	想定時間
1.14	タンクローリーによる電源車等への燃料（重油）補給	E.L.+5.5m 燃料油取出口を使用時	緊急安全対策要員	2	2.3 時間
		E.L.+32.0m 燃料油取出口を使用時	緊急安全対策要員	4	3.1 時間
1.15	可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視		緊急安全対策要員	2	30 分
1.16	中央制御室換気設備の運転手順等（全交流動力電源が喪失した場合）		運転員等（中央制御室）	1	70 分
			緊急安全対策要員	2	
	アニュラス空気再循環設備の運転手順等（全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合）		運転員等（中央制御室、現場）	2	30 分
1.17	可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定		緊急安全対策要員	4	3.3 時間
	可搬式モニタリングポストによる原子炉格納施設を囲む 8 方位の放射線量の測定		緊急安全対策要員	4	60 分 ^{※1}
	可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の測定		緊急安全対策要員	2	70 分
	可搬型放射線計測装置による水中の放射性物質の濃度の測定		緊急安全対策要員	2	100 分
	可搬型放射線計測装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定		緊急安全対策要員	2	60 分
	海上モニタリング測定		緊急安全対策要員	3	2 時間 ^{※2}
	モニタステーション、モニタポスト及び可搬式モニタリングポストのバックグラウンド低減対策		緊急安全対策要員	3	3 時間
	可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定		緊急安全対策要員	6	2.2 時間

※1：可搬式モニタリングポストによる代替測定でカバーできない 4 方位に設置した場合に想定される作業時間。

※2：小型船舶が海面に着水するまでの時間を記載した。その後の一連の作業（1 箇所当たり）の所要時間は、約 100 分。

第 10.2 表 重大事故等対策における操作の成立性(7/7)

No.	対応手段		要員	要員数	想定時間
1.18	緊急時対策所可搬型空気浄化装置運転手順		緊急安全対策要員	1	19 分
	空気供給装置による空気供給準備手順		緊急安全対策要員	1	43 分
	緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタ設置手順		緊急安全対策要員	2	47 分
	空気供給装置への切替準備手順		緊急時対策本部要員	3	4 分
	空気供給装置への切替手順		緊急時対策本部要員	3	2 分
	緊急時対策所可搬型空気浄化装置への切替手順		緊急時対策本部要員	2	2 分
	緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替手順		緊急時対策本部要員	1	4 分
	電源車（緊急時対策所用）準備手順		緊急安全対策要員	2	14 分
	電源車（緊急時対策所用）起動手順		緊急安全対策要員	2	5 分
	電源車（緊急時対策所用）の切替手順		緊急時対策本部要員	1	6 分
	電源車（緊急時対策所用）燃料タンクへの燃料補給手順	タンクローリーによる電源車（緊急時対策所用）への補給（E.L.+5.5m 燃料油取出口を使用）	緊急安全対策要員	2	2.3 時間
		タンクローリーによる電源車（緊急時対策所用）への補給（E.L.+32.0m 燃料油取出口を使用）	緊急安全対策要員	4	3.1 時間
1.19	—		—	—	—

第10.3表 事故対処するために必要な施設
「2次冷却系からの除熱機能喪失」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
補助給水系の機能喪失の判断 及び喪失時の対応	—	—	補助給水流量 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水タンク水位
1次冷却系のフィードアンドブリード	主蒸気逃がし弁 充てん／高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁 燃料取替用水タンク	—	1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 加圧器水位 安全注入流量 燃料取替用水タンク水位 蒸気発生器水位（広域）
蓄圧注入系動作の確認	アキュムレータ	—	冷却材圧力（広域）
高圧再循環運転への切替え	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 充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去クーラ 加圧器逃がし弁	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域） 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 安全注入流量
蒸気発生器水位回復の判断	—	—	蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 補助給水流量 復水タンク水位 主蒸気圧力 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度
余熱除去系による炉心冷却	余熱除去ポンプ 余熱除去クーラ アキュムレータ出口電動弁	—	余熱除去クーラ出口流量 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 加圧器水位
1次冷却系のフィードアンドブリード 停止	余熱除去ポンプ 余熱除去クーラ	—	1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 余熱除去クーラ出口流量

第10.3表 事故対処するために必要な施設

「全交流動力電源喪失」(1/3)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び プラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 冷却材圧力（広域） 加圧器水位 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 主蒸気圧力
タービン動補助給水ポンプの起動及び 補助給水流量確立の確認	タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	—	補助給水流量 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水タンク水位
早期の電源回復不能判断及び対応	空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク	可搬式オイルポンプ	—
1次冷却材漏えいの判断	—	—	冷却材圧力（広域） 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジ エリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジ エリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域）
補助給水系機能維持の判断	タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	—	補助給水流量 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水タンク水位
冷却材ポンプシール戻り 隔離弁等の閉操作	—	—	—

第10.3表 事故対処するために必要な施設
「全交流動力電源喪失」(2/3)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
不要直流電源負荷切離し	蓄電池（安全防護系用）	—	—
蒸気発生器2次側による炉心冷却	主蒸気逃がし弁 タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	送水車 軽油用ドラム缶	1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 補助給水流量 主蒸気圧力 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認	アキュムレータ	—	冷却材圧力（広域）
アニュラス循環系及び 中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス循環ファン アニュラス循環 フィルタユニット 制御建屋送気ファン 制御建屋循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環 フィルタユニット 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク	窒素ポンペ（アニュラス 循環系ダンパ作動用） 可搬式オイルポンプ	—
アキュムレータ出口電動弁閉操作	アキュムレータ出口電動弁	—	冷却材圧力（広域） 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度
蒸気発生器2次側による 炉心冷却の再開	主蒸気逃がし弁 タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	—	1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 補助給水流量 主蒸気圧力 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水タンク水位
恒設代替低圧注水ポンプによる 代替炉心注水	恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク	可搬式オイルポンプ	余熱除去クーラ出口流量 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位 原子炉水位 恒設代替低圧注水ポンプ 出口流量積算

第10.3表 事故対処するために必要な施設
「全交流動力電源喪失」(3/3)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却並びに 高圧代替再循環運転及び 低圧代替再循環運転	燃料取替用水タンク B余熱除去ポンプ (海水冷却) B充てん／高圧注入ポンプ (海水冷却) 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 A格納容器循環冷暖房ユニット 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク	大容量ポンプ タンクローリー 可搬式オイルポンプ	格納容器内温度 格納容器圧力 格納容器圧力 (広域) 可搬型温度計測装置 (格納容器循環冷暖房ユニット 入口温度／出口温度 (SA) 用) 燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 余熱除去クーラ出口流量 安全注入流量 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度
蒸気発生器2次側による 炉心冷却の継続	電動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	送水車 軽油用ドラム缶	1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力 (広域) 補助給水流量 主蒸気圧力 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 復水タンク水位
原子炉補機冷却系の復旧作業	—	—	—

第10.3表 事故対処するために必要な施設

「原子炉補機冷却機能喪失」(1/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉補機冷却機能喪失及び プラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
補助給水ポンプの起動及び 補助給水流量確立の確認	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	—	補助給水流量 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水タンク水位
原子炉補機冷却機能及び 制御用空気供給機能の回復操作	—	—	—
原子炉補機冷却機能喪失時の対応	—	—	—
1次冷却材漏えいの判断	—	—	加圧器水位 冷却材圧力（広域） 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジ エリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジ エリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプル水位 （広域） 格納容器再循環サンプル水位 （狭域）
補助給水系機能維持の判断	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	—	補助給水流量 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水タンク水位
冷却材ポンプシール戻り 隔離弁等の閉操作	—	—	—
蒸気発生器2次側による炉心冷却	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 復水タンク	送水車 軽油用ドラム缶	1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 補助給水流量 主蒸気圧力 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認	アキュムレータ	—	冷却材圧力（広域）

第10.3表 事故対処するために必要な施設
「原子炉補機冷却機能喪失」(2/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
アニュラス循環系及び 中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス循環ファン アニュラス循環 フィルタユニット 制御建屋送気ファン 制御建屋循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環 フィルタユニット	窒素ポンベ（アニュラス 循環系ダンパ作動用）	—
アキュムレータ出口電動弁閉操作	アキュムレータ出口電動弁	—	冷却材圧力（広域） 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度
蒸気発生器2次側による 炉心冷却の再開	主蒸気逃がし弁 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	—	1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 補助給水流量 主蒸気圧力 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水タンク水位
恒設代替低圧注水ポンプによる 代替炉心注水	恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク	可搬式オイルポンプ	余熱除去クーラ出口流量 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位 原子炉水位 恒設代替低圧注水ポンプ 出口流量積算
格納容器内自然対流冷却並びに高圧代 替再循環運転及び低圧代替再循環運転	燃料取替用水タンク B余熱除去ポンプ（海水冷却） B充てん／高圧注入ポンプ （海水冷却） 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 A格納容器循環冷暖房ユニット 燃料油貯蔵タンク	大容量ポンプ タンクローリー 可搬式オイルポンプ	格納容器内温度 格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 可搬型温度計測装置 （格納容器循環冷暖房ユニ ット入口温度／出口温度 （SA）用） 燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域） 余熱除去クーラ出口流量 安全注入流量 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度
原子炉補機冷却系の復旧作業	—	—	—

第10.3表 事故対処するために必要な施設

「原子炉格納容器の除熱機能喪失」(1/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	燃料取替用水タンク 余熱除去ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ	—	安全注入流量 余熱除去クローラ出口流量 燃料取替用水タンク水位 冷却材圧力（広域）
1次冷却材の漏えいの判断	—	—	加圧器水位 冷却材圧力（広域） 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジ エリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジ エリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域）
蓄圧注入系動作の確認	アキュムレータ	—	冷却材圧力（広域）
格納容器スプレイ機能喪失の判断	—	—	格納容器スプレ流量積算 格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 格納容器内温度 燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域）
格納容器スプレイ機能喪失時の対応	—	—	1次系冷却水タンク水位 1次系冷却水タンク 加圧ライン圧力 可搬型温度計測装置 （格納容器循環冷暖房ユニット 入口温度／出口温度 （S A）用） 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 補助給水流量 主蒸気圧力 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水タンク水位
燃料取替用水タンク補給操作	—	—	燃料取替用水タンク水位

第10.3表 事故対処するために必要な施設
「原子炉格納容器の除熱機能喪失」(2/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
高圧及び低圧再循環運転への切替え	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 充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去クーラ	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力(広域) 安全注入流量 余熱除去クーラ出口流量
格納容器内自然対流冷却	A格納容器循環冷暖房ユニット 1次系冷却水ポンプ 1次系冷却水クーラ 1次系冷却水タンク 海水ポンプ	窒素ポンベ(1次系冷却水タンク加圧用)	格納容器内温度 格納容器圧力 格納容器圧力(広域) 1次系冷却水タンク 加圧ライン圧力 可搬型温度計測装置 (格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度 (SA)用)
再循環運転及び 格納容器内自然対流冷却	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 充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去クーラ A格納容器循環冷暖房ユニット 1次系冷却水ポンプ 1次系冷却水クーラ 1次系冷却水タンク 海水ポンプ	窒素ポンベ(1次系冷却水タンク加圧用)	格納容器内温度 格納容器圧力 格納容器圧力(広域) 1次系冷却水タンク 加圧ライン圧力 可搬型温度計測装置 (格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度 (SA)用) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 余熱除去クーラ出口流量 冷却材圧力(広域) 安全注入流量 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度

第10.3表 事故対処するために必要な施設
「原子炉停止機能喪失」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉自動トリップ不能の判断	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
A T W S 緩和設備の作動及び 作動状況確認	A T W S 緩和設備 主蒸気止弁 タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁	—	蒸気発生器水位（広域） 蒸気発生器水位（狭域） 補助給水流量 復水タンク水位 主蒸気圧力 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 冷却材圧力（広域） 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度
緊急ほう酸濃縮及び ほう酸希釈ラインの隔離	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ 緊急ほう酸注入弁	—	ほう酸タンク水位
原子炉未臨界状態の確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 加圧器水位 冷却材圧力（広域） 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度
1次冷却系減温、減圧	主蒸気逃がし弁 タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	—	蒸気発生器水位（広域） 蒸気発生器水位（狭域） 補助給水流量 復水タンク水位 主蒸気圧力 冷却材圧力（広域） 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度
余熱除去系による炉心冷却	余熱除去ポンプ 余熱除去クーラ	—	余熱除去クーラ出口流量 冷却材圧力（広域） 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 加圧器水位

第10.3表 事故対処するために必要な施設

「E C C S 注水機能喪失」(1/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	燃料取替用水タンク 余熱除去ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ	—	安全注入流量 余熱除去クーラ出口流量 燃料取替用水タンク水位 冷却材圧力（広域）
1次冷却材の漏えいの判断	—	—	加圧器水位 冷却材圧力（広域） 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジ エリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジ エリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域）
高圧注入系の機能喪失の判断	—	—	安全注入流量 燃料取替用水タンク水位
高圧注入系の機能喪失時の対応	—	—	—

第10.3表 事故対処するために必要な施設

「E C C S 注水機能喪失」(2/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
蒸気発生器2次側による炉心冷却	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 復水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	—	1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力(広域) 補助給水流量 主蒸気圧力 蒸気発生器水位(狭域) 蒸気発生器水位(広域) 復水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認及び アキュムレータ出口電動弁閉操作	アキュムレータ アキュムレータ出口電動弁	—	冷却材圧力(広域) 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度
炉心注水開始の確認	余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	—	余熱除去クーラ出口流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力(広域) 加圧器水位 原子炉水位 恒設代替低圧注水ポンプ 出口流量積算
燃料取替用水タンク補給操作	—	—	燃料取替用水タンク水位
低圧再循環運転への切替え	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 余熱除去ポンプ 余熱除去クーラ ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力(広域) 余熱除去クーラ出口流量

第10.3表 事故対処するために必要な施設
「E C C S 再循環機能喪失」(1/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	燃料取替用水タンク 余熱除去ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ	—	安全注入流量 余熱除去クーラ出口流量 燃料取替用水タンク水位 冷却材圧力（広域）
蓄圧注入系動作の確認	アキュムレータ	—	冷却材圧力（広域）
格納容器スプレイ作動状況の確認	燃料取替用水タンク 内部スプレポンプ	—	格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 格納容器内温度 燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域） 格納容器スプレ流量積算
1次冷却材漏えいの判断	—	—	加圧器水位 冷却材圧力（広域） 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジ エリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジ エリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域）
高圧及び低圧再循環運転への切替え	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 充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域） 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 余熱除去クーラ出口流量 安全注入流量
高圧及び低圧再循環運転への 切替失敗の判断	—	—	安全注入流量 余熱除去クーラ出口流量 格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域）

第10.3表 事故対処するために必要な施設

「E C C S 再循環機能喪失」(2/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
高圧及び低圧再循環運転への切替失敗時の対応	—	—	1次冷却材低温側広域温度 1次冷却材高温側広域温度 冷却材圧力（広域） 余熱除去クーラ出口流量 加圧器水位 補助給水流量 主蒸気圧力 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水タンク水位 燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ水位（広域）
代替再循環運転による炉心冷却	A、B内部スプレポンプ A内部スプレクーラ 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 代替再循環配管	—	格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1次冷却材低温側広域温度 1次冷却材高温側広域温度 冷却材圧力（広域） 余熱除去クーラ出口流量 加圧器水位
原子炉格納容器の健全性維持	C、D内部スプレポンプ B内部スプレクーラ 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	—	格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 格納容器内温度

第10.3表 事故対処するために必要な施設
「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	燃料取替用水タンク 余熱除去ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ	—	安全注入流量 余熱除去クローラ出口流量 燃料取替用水タンク水位 冷却材圧力（広域）
蓄圧注入系動作の確認	アキュムレータ	—	冷却材圧力（広域）
余熱除去系統からの漏えいの判断	—	—	冷却材圧力（広域） 加圧器水位
余熱除去系統の隔離	—	—	余熱除去クローラ出口流量 燃料取替用水タンク水位
余熱除去系統の隔離失敗の判断及び 対応操作	—	—	冷却材圧力（広域） 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
蒸気発生器2次側による炉心冷却	主蒸気逃がし弁 タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	—	1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 補助給水流量 主蒸気圧力 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水タンク水位
加圧器逃がし弁開操作による 1次冷却系強制減圧	加圧器逃がし弁 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	—	冷却材圧力（広域） 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度
高圧注入から充てん注入への切替え	充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	—	安全注入流量 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
アキュムレータ出口電動弁開操作	アキュムレータ出口電動弁	—	冷却材圧力（広域） 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度
余熱除去系統の隔離及び 余熱除去系統からの漏えい停止確認	余熱除去ポンプ入口弁	—	冷却材圧力（広域） 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 格納容器内温度
蒸気発生器2次側を使用した 除熱の確認	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 復水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	—	1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 補助給水流量 主蒸気圧力 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水タンク水位

第10.3表 事故対処するために必要な施設

「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）」(1/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	燃料取替用水タンク 余熱除去ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ	－	安全注入流量 余熱除去クーラ出口流量 燃料取替用水タンク水位 冷却材圧力（広域）
蒸気発生器伝熱管の漏えいの判断	－	－	主蒸気圧力 蒸気発生器水位（広域） 蒸気発生器水位（狭域） 加圧器水位 冷却材圧力（広域）
補助給水ポンプ起動及び補助給水 流量確立の確認	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	－	補助給水流量 蒸気発生器水位（広域） 蒸気発生器水位（狭域） 復水タンク水位
破損側蒸気発生器の隔離	主蒸気止弁	－	－
破損側蒸気発生器圧力の減圧継続判断	－	－	主蒸気圧力 冷却材圧力（広域） 蒸気発生器水位（広域） 蒸気発生器水位（狭域） 加圧器水位
破損側蒸気発生器圧力の 減圧継続時の対応	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 復水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	－	主蒸気圧力 蒸気発生器水位（広域） 蒸気発生器水位（狭域） 補助給水流量 復水タンク水位 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 燃料取替用水タンク水位
加圧器逃がし弁開操作による 1次冷却系強制減圧	加圧器逃がし弁 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	－	冷却材圧力（広域） 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度
アキュムレータ出口電動弁閉操作	アキュムレータ出口電動弁	－	冷却材圧力（広域） 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度
高圧注入から充てん注入への切替え	充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	－	安全注入流量 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位

第10.3表 事故対処するために必要な施設

「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）」(2/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
余熱除去系による炉心冷却	余熱除去ポンプ 余熱除去クーラ ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	—	冷却材圧力（広域） 余熱除去クーラ出口流量 加圧器水位 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度
1次冷却系と破損側蒸気発生器 均圧操作による破損側蒸気発生器 からの漏えい停止	加圧器逃がし弁 余熱除去ポンプ 余熱除去クーラ ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	—	冷却材圧力（広域） 加圧器水位 主蒸気圧力 蒸気発生器水位（広域） 蒸気発生器水位（狭域） 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 余熱除去クーラ出口流量
1次冷却系のフィードアンドブリード	充てん／高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	—	1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 加圧器水位 安全注入流量 燃料取替用水タンク水位
代替再循環運転への切替え	A、B内部スプレポンプ A内部スプレクーラ 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 代替再循環配管 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	—	格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域） 1次冷却材低温側広域温度 1次冷却材高温側広域温度 冷却材圧力（広域） 余熱除去クーラ出口流量 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位

第10.3表 事故対処するために必要な施設

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」(1/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
全交流動力電源喪失の判断	—	—	—
早期の電源回復不能判断及び対応	空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 蓄電池（安全防護系用）	可搬式オイルポンプ	—
1次冷却材漏えいの判断	—	—	加圧器水位 冷却材圧力（広域） 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジ エリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジ エリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域）
補助給水系の機能喪失の判断	—	—	補助給水流量 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水タンク水位
高圧注入系、低圧注入系の動作不能 及び格納容器スプレイ自動作動の確認	—	—	安全注入流量 余熱除去クーラ出口流量 燃料取替用水タンク水位 格納容器スプレ流量積算 格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域） 格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 格納容器内温度
原子炉格納容器水素燃焼装置の起動	空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク	可搬型格納容器内 水素濃度計測装置 可搬型原子炉補機 冷却水循環ポンプ 可搬型格納容器 ガス試料圧縮装置 可搬式オイルポンプ	—
可搬型格納容器内水素濃度計測装置 の準備	—	—	1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 格納容器内高レンジ エリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジ エリアモニタ（低レンジ）
炉心損傷の判断	—	—	1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 格納容器内高レンジ エリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジ エリアモニタ（低レンジ）

第10.3表 事故対処するために必要な施設

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」(2/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉格納容器水素燃焼装置及び 静的触媒式水素再結合装置 動作状況の確認	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置 温度監視装置 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク	可搬式オイルポンプ	—
水素濃度監視	燃料油貯蔵タンク	可搬型格納容器内 水素濃度計測装置 可搬型原子炉補機 冷却水循環ポンプ 可搬型格納容器ガス 試料圧縮装置 大容量ポンプ タンクローリー	—
1次冷却系強制減圧	加圧器逃がし弁	窒素ポンベ（加圧器 逃がし弁作動用）	冷却材圧力（広域）
代替格納容器スプレイ及び 原子炉下部キャビティ直接注水	恒設代替低圧注水ポンプ 原子炉下部キャビティ 注水ポンプ 燃料取替用水タンク 復水タンク 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク	可搬式オイルポンプ 送水車 軽油用ドラム缶	燃料取替用水タンク水位 格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域） 復水タンク水位 格納容器スプレ流量積算 恒設代替低圧注水ポンプ 出口流量積算 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位 原子炉下部キャビティ 注水ポンプ出口流量積算
アニュラス循環系及び 中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス循環ファン アニュラス循環フィルタ ユニット 制御建屋送気ファン 制御建屋循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタ ユニット	窒素ポンベ （アニュラス循環系 ダンパ作動用）	—
格納容器内自然対流冷却	A格納容器循環冷暖房ユニット 燃料油貯蔵タンク	大容量ポンプ タンクローリー	格納容器内温度 格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 可搬型温度計測装置 （格納容器循環冷暖房ユニ ット入口温度／出口温度 （SA）用）

第10.3表 事故対処するために必要な施設

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」（1/2）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
全交流動力電源喪失の判断	—	—	—
早期の電源回復不能判断及び対応	空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 蓄電池（安全防護系用）	可搬式オイルポンプ	—
1次冷却材漏えいの判断	—	—	加圧器水位 冷却材圧力（広域） 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジ エリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジ エリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域）
補助給水系の機能喪失の判断	—	—	補助給水流量 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水タンク水位
高圧注入系、低圧注入系の動作不能 及び格納容器スプレイ自動作動の 確認	—	—	安全注入流量 余熱除去クーラ出口流量 燃料取替用水タンク水位 格納容器スプレ流量積算 格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域） 格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 格納容器内温度
原子炉格納容器水素燃焼装置の起動	空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク	可搬型格納容器内 水素濃度計測装置 可搬型原子炉補機 冷却水循環ポンプ 可搬型格納容器 ガス試料圧縮装置 可搬式オイルポンプ	—
可搬型格納容器内水素濃度計測装置 の準備	—	—	1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 格納容器内高レンジ エリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジ エリアモニタ（低レンジ）
炉心損傷の判断	—	—	1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 格納容器内高レンジ エリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジ エリアモニタ（低レンジ）

第10.3表 事故対処するために必要な施設

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」(2/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉格納容器水素燃焼装置及び 静的触媒式水素再結合装置 動作状況の確認	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置温度 監視装置 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク	可搬式オイルポンプ	—
水素濃度監視	燃料油貯蔵タンク	可搬型格納容器内 水素濃度計測装置 可搬型原子炉補機 冷却水循環ポンプ 可搬型格納容器 ガス試料圧縮装置 大容量ポンプ タンクローリー	—
1次冷却系強制減圧	加圧器逃がし弁	窒素ポンベ（加圧器 逃がし弁作動用）	冷却材圧力（広域）
代替格納容器スプレイ及び原子炉 下部キャビティ直接注水	恒設代替低圧注水ポンプ 原子炉下部キャビティ 注水ポンプ 燃料取替用水タンク 復水タンク 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク	可搬式オイルポンプ 送水車 軽油用ドラム缶	燃料取替用水タンク水位 格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域） 復水タンク水位 格納容器スプレ流量積算 恒設代替低圧注水ポンプ 出口流量積算 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位 原子炉下部キャビティ 注水ポンプ出口流量積算
アニュラス循環系及び中央制御室 非常用循環系の起動	アニュラス循環ファン アニュラス循環フィルタ ユニット 制御建屋送気ファン 制御建屋循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタ ユニット	窒素ポンベ （アニュラス循環系 ダンパ作動用）	—
格納容器内自然対流冷却	A格納容器循環冷暖房ユニット 燃料油貯蔵タンク	大容量ポンプ タンクローリー	格納容器内温度 格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 可搬型温度計測装置 （格納容器循環冷暖房ユニ ット入口温度／出口温度 （S A）用）

第10.3表 事故対処するために必要な施設
「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」

本格納容器破損モードに対応する事故対処のために必要な施設は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」と同様である。

第10.3表 事故対処するために必要な施設
「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」

本格納容器破損モードに対応する事故対処のために必要な施設は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」と同様である。

第10.3表 事故対処するために必要な施設
「水素燃焼」(1/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
全交流動力電源喪失の判断	—	—	—
早期の電源回復不能判断及び対応	空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 蓄電池（安全防護系用）	可搬式オイルポンプ	—
1次冷却材漏えいの判断	—	—	加圧器水位 冷却材圧力（広域） 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジ エリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジ エリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域）
補助給水系の機能喪失の判断	—	—	補助給水流量 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水タンク水位
高压注入系、低压注入系の動作不能 及び格納容器スプレイ自動作動の確認	—	—	安全注入流量 余熱除去クーラ出口流量 燃料取替用水タンク水位 格納容器スプレ流量積算 格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域） 格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 格納容器内温度
原子炉格納容器水素燃焼装置の起動	空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク	可搬型格納容器内 水素濃度計測装置 可搬型原子炉補機 冷却水循環ポンプ 可搬型格納容器 ガス試料圧縮装置 可搬式オイルポンプ	—
可搬型格納容器内水素濃度計測装置 の準備	—	—	1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 格納容器内高レンジ エリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジ エリアモニタ（低レンジ）

第10.3表 事故対処するために必要な施設
「水素燃焼」(2/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
炉心損傷の判断	—	—	1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 格納容器内高レンジ エリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジ エリアモニタ（低レンジ）
原子炉格納容器水素燃焼装置及び 静的触媒式水素再結合装置 動作状況の確認	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置 温度監視装置 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク	可搬式オイルポンプ	—
水素濃度監視	燃料油貯蔵タンク	可搬型格納容器内 水素濃度計測装置 可搬型原子炉補機 冷却水循環ポンプ 可搬型格納容器 ガス試料圧縮装置 大容量ポンプ タンクローリー	—
1次冷却系強制減圧	加圧器逃がし弁	窒素ポンベ（加圧器 逃がし弁作動用）	冷却材圧力（広域）
代替格納容器スプレイ及び 原子炉下部キャビティ直接注水	恒設代替低圧注水ポンプ 原子炉下部キャビティ 注水ポンプ 燃料取替用水タンク 復水タンク 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク	可搬式オイルポンプ 送水車 軽油用ドラム缶	燃料取替用水タンク水位 格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ水位 （広域） 格納容器再循環サンプ水位 （狭域） 復水タンク水位 格納容器スプレ流量積算 恒設代替低圧注水ポンプ 出口流量積算 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位 原子炉下部キャビティ 注水ポンプ出口流量積算
アニュラス循環系及び中央制御室 非常用循環系の起動	アニュラス循環ファン アニュラス循環フィルタ ユニット 制御建屋送気ファン 制御建屋循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタ ユニット	窒素ポンベ （アニュラス循環系 ダンパ作動用）	—
格納容器内自然対流冷却	A格納容器循環冷暖房ユニット 燃料油貯蔵タンク	大容量ポンプ タンクローリー	格納容器内温度 格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 可搬型温度計測装置 （格納容器循環冷暖房ユ ニット入口温度／出口温 度（SA）用） 1次系冷却水タンク 加圧ライン圧力

第10.3表 事故対処するために必要な施設
「溶融炉心・コンクリート相互作用」

本格納容器破損モードに対応する事故対処のために必要な施設は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」と同様である。

第10.3表 事故対処するために必要な施設
「想定事故1」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応	—	—	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ
使用済燃料ピット水温及び水位の確認	—	—	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ
使用済燃料ピット補給水系の故障の判断	—	—	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ 燃料取替用水タンク水位
使用済燃料ピット注水操作	—	送水車 軽油用ドラム缶	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ（使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を含む。） 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ 可搬型使用済燃料ピット水位

第10.3表 事故対処するために必要な施設
「想定事故2」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応	—	—	使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (広域) 使用済燃料ピットエリア 監視カメラ
使用済燃料ピット補給水系の故障の判断	—	—	使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (広域) 使用済燃料ピットエリア 監視カメラ 燃料取替用水タンク水位
使用済燃料ピット水温上昇の確認	—	—	使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (広域) 使用済燃料ピットエリア 監視カメラ
使用済燃料ピット注水操作	—	送水車 軽油用ドラム缶	使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (広域) 使用済燃料ピットエリア監視カメラ (使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を含む。) 可搬式使用済燃料ピット区域 周辺エリアモニタ 可搬型使用済燃料ピット水位

第10.3表 事故対処するために必要な施設

「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」（1/2）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
余熱除去機能喪失の判断	—	—	余熱除去クーラ出口流量 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度
原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止	—	—	—
余熱除去機能回復操作	—	—	—
原子炉格納容器隔離操作	—	—	—
充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水	—	—	加圧器水位 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 燃料取替用水タンク水位 冷却材圧力（広域）
燃料取替用水タンクによる炉心注水	—	—	—
炉心注水及び1次冷却系保有水確保操作	アキュムレータ アキュムレータ出口電動弁 燃料取替用水タンク 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	可搬式オイルポンプ	加圧器水位 冷却材圧力（広域） 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 燃料取替用水タンク水位 恒設代替低圧注水ポンプ 出口流量積算

第10.3表 事故対処するために必要な施設

「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」（2/2）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
アニュラス循環系及び 中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス循環ファン アニュラス循環フィルタ ユニット 制御建屋送気ファン 制御建屋循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタ ユニット ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	—	格納容器圧力
代替再循環運転による 1次冷却系の冷却	恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク A、B内部スプレポンプ A内部スプレクーラ 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 代替再循環配管	可搬式オイルポンプ	余熱除去クーラ出口流量 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 1次冷却材低温側広域温度 1次冷却材高温側広域温度 冷却材圧力(広域) 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位 恒設代替低圧注水ポンプ 出口流量積算
格納容器内自然対流冷却	A格納容器循環冷暖房ユニット 1次系冷却水ポンプ 1次系冷却水クーラ 1次系冷却水タンク 海水ポンプ ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク C、D内部スプレポンプ B内部スプレクーラ 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	窒素ポンベ（1次系冷却水タンク加圧用）	格納容器内温度 格納容器圧力 格納容器圧力(広域) 可搬型温度計測装置 (格納容器循環冷暖房ユニット入口温度/出口温度 (SA)用) 1次系冷却水タンク 加圧ライン圧力 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)

第10.3表 事故対処するために必要な施設

「全交流動力電源喪失（運転停止中）」（1/2）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
全交流動力電源喪失の判断	—	—	—
早期の電源回復不能判断及び対応	空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 蓄電池（安全防護系用）	可搬式オイルポンプ	—
余熱除去機能喪失の判断	—	—	余熱除去クーラ出口流量 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度
原子炉格納容器からの退避指示及び 格納容器エアロックの閉止	—	—	—
燃料取替用水タンクによる炉心注水	—	—	—
原子炉格納容器隔離操作	—	—	—
炉心注水及び 1次冷却系保有水確保操作	アキュムレータ アキュムレータ出口電動弁 恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク	可搬式オイルポンプ	加圧器水位 冷却材圧力（広域） 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 燃料取替用水タンク水位 恒設代替低圧注水ポンプ 出口流量積算

第10.3表 事故対処するために必要な施設

「全交流動力電源喪失（運転停止中）」（2/2）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
アニュラス循環系及び 中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス循環ファン アニュラス循環フィルタ ユニット 制御建屋送気ファン 制御建屋循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタ ユニット	窒素ポンベ (アニュラス循環系 ダンパ作動用)	格納容器圧力
低圧代替再循環による炉心冷却	恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク B 余熱除去ポンプ（海水冷却） 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	大容量ポンプ タンクローリー 可搬式オイルポンプ	余熱除去クーラ出口流量 加圧器水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 1 次冷却材高温側広域温度 1 次冷却材低温側広域温度 燃料取替用水タンク水位 恒設代替低圧注水ポンプ 出口流量積算
格納容器内自然対流冷却	A 格納容器循環冷暖房ユニット 燃料油貯蔵タンク	大容量ポンプ タンクローリー	格納容器内温度 格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 可搬型温度計測装置 (格納容器循環冷暖房ユニ ット入口温度／出口温度 (S A) 用)
原子炉補機冷却系の復旧作業	—	—	—

第10.3表 事故対処するために必要な施設
「原子炉冷却材の流出」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
1次冷却系の水位低下による 余熱除去機能喪失の判断	—	—	余熱除去クーラ出口流量
余熱除去機能喪失時の対応	—	—	—
原子炉格納容器からの退避指示及び 格納容器エアロックの閉止	—	—	—
原子炉格納容器隔離操作	—	—	—
充てん／高圧注入ポンプによる 炉心注水及び1次冷却系保有水確保	充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	—	加圧器水位 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 燃料取替用水タンク水位
アニュラス循環系及び 中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス循環ファン アニュラス循環フィルタ ユニット 制御建屋送気ファン 制御建屋循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタ ユニット ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	—	格納容器圧力
代替再循環運転による 1次冷却系の冷却	充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク A、B内部スプレポンプ A内部スプレクーラ 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 代替再循環配管	—	余熱除去クーラ出口流量 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 1次冷却材低温側広域温度 1次冷却材高温側広域温度 冷却材圧力 (広域) 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
格納容器内自然対流冷却	A格納容器循環冷暖房ユニット 1次系冷却水ポンプ 1次系冷却水クーラ 1次系冷却水タンク 海水ポンプ ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク C、D内部スプレポンプ B内部スプレクーラ	窒素ポンベ (1次系冷 却水タンク加圧用)	格納容器内温度 格納容器圧力 格納容器圧力 (広域) 可搬型温度計測装置 (格納容器循環冷暖房ユニ ット入口温度／出口温度 (SA) 用) 1次系冷却水タンク 加圧ライン圧力

第10.3表 事故対処するために必要な施設
「反応度の誤投入」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
反応度の誤投入の判断	—	—	中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
原子炉格納容器からの退避指示及び 格納容器エアロックの閉止	—	—	—
希釈停止操作	—	—	—
ほう酸濃縮操作	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ 緊急ほう酸注入弁	—	ほう酸タンク水位 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
未臨界状態の維持確認	—	—	中間領域中性子束 中性子源領域中性子束

第10.4表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要（1/11）

a. 特定重大事故等対処施設の準備操作の手順

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (2/11)

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作の手順

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (3/11)

c. 炉内の溶融炉心の冷却の手順

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (4/11)

d. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却の手順

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (5/11)

e. 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減の手順

--

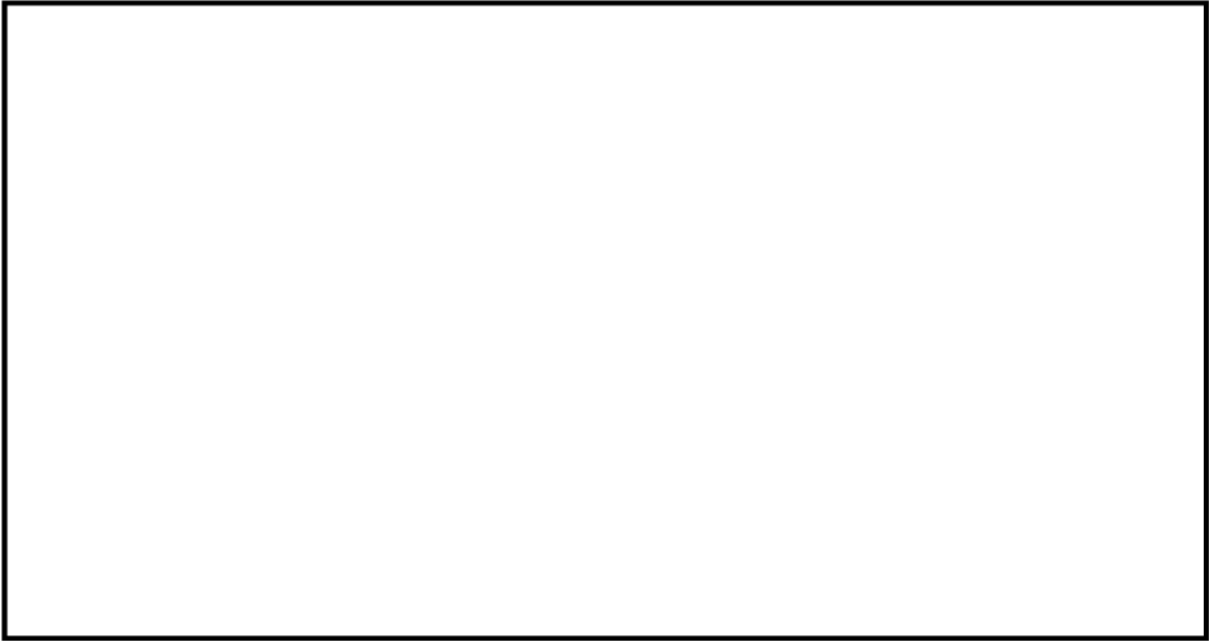
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (6/11)

f. 原子炉格納容器の過圧破損防止の手順

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

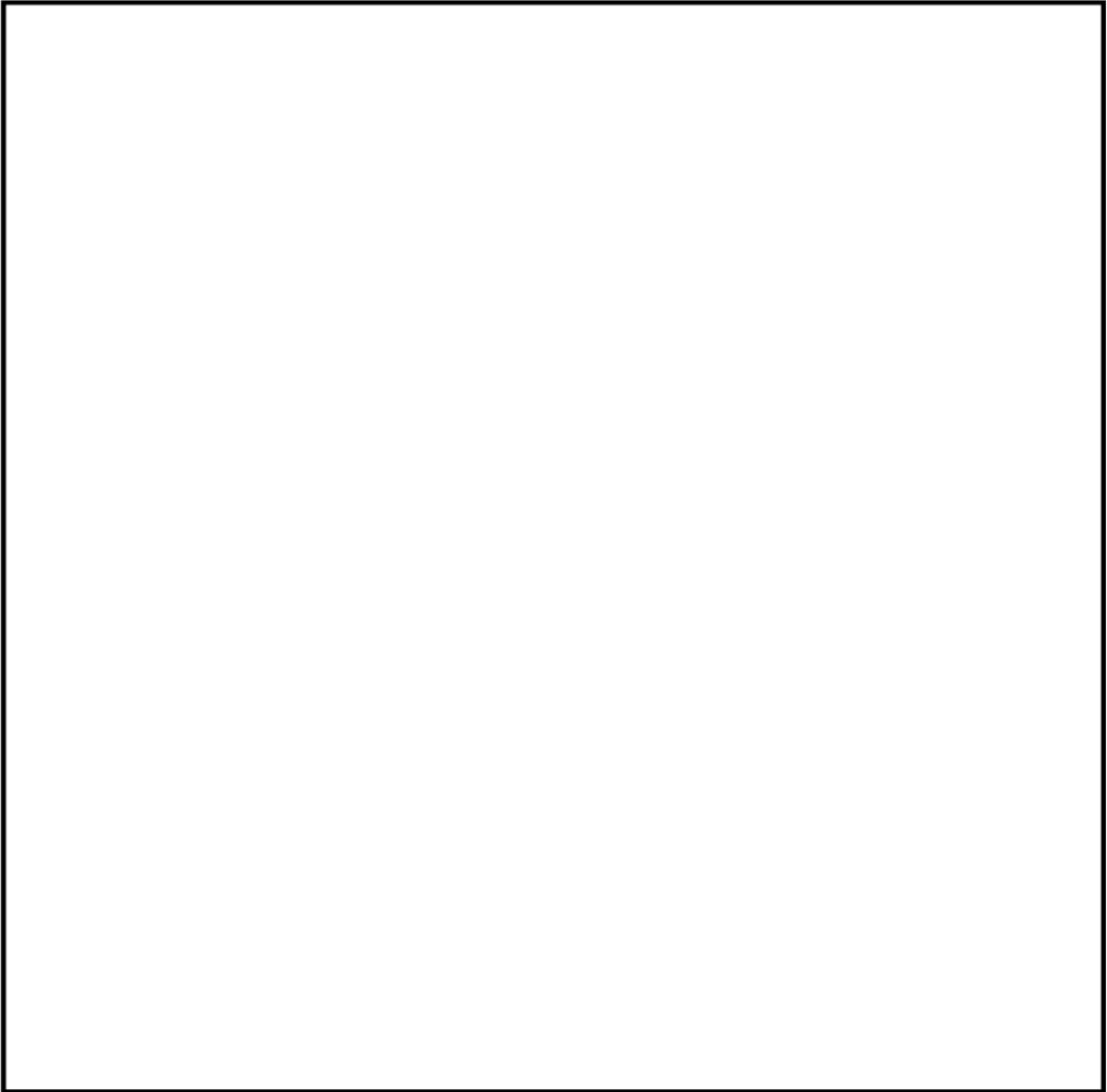


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (7/11)

g.	の居住性に関する手順

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (8/11)

h. 電源設備の手順

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (9/11)

i. 計装設備の手順

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (10/11)

j. 通信連絡設備の手順

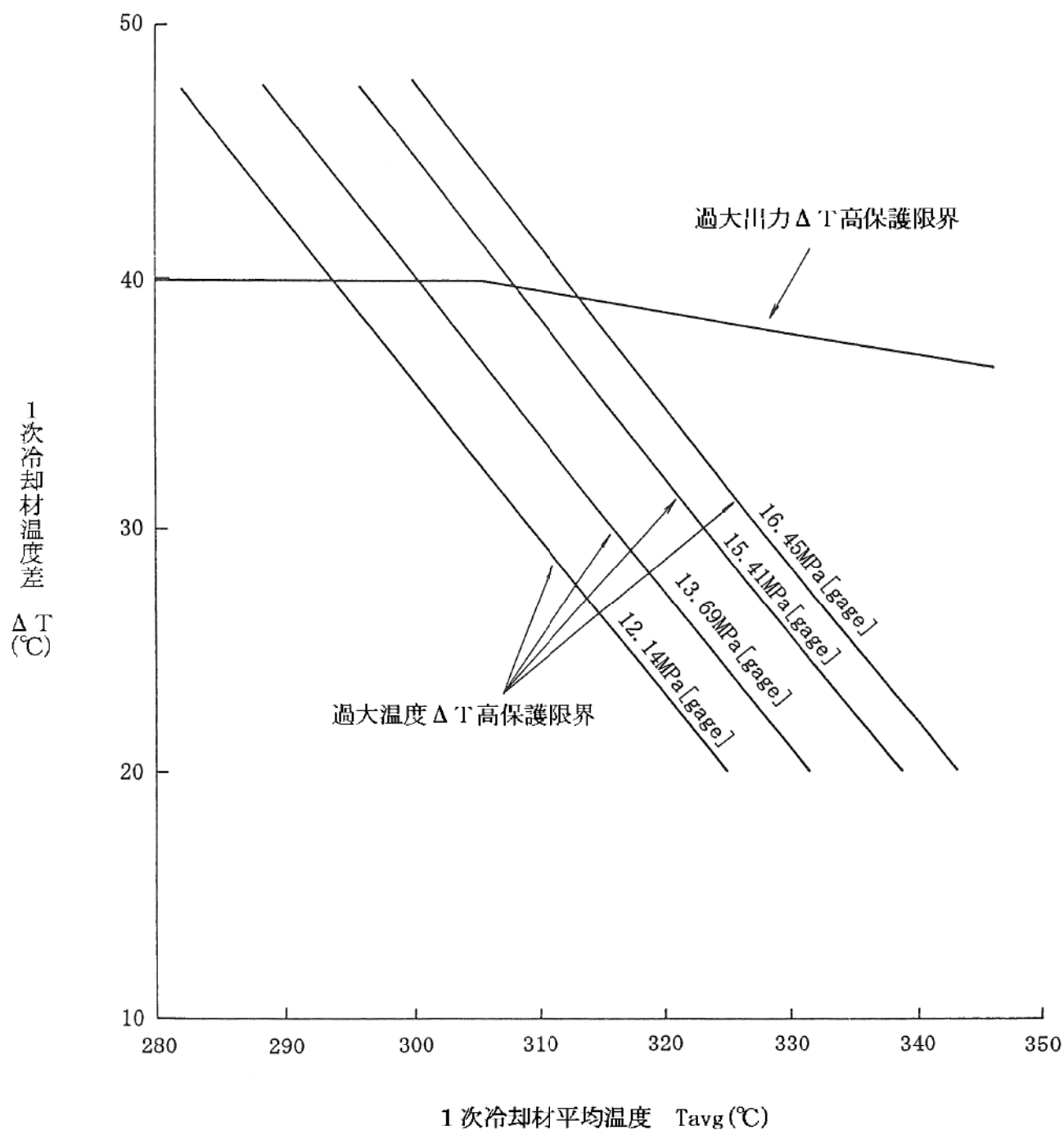
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (11/11)

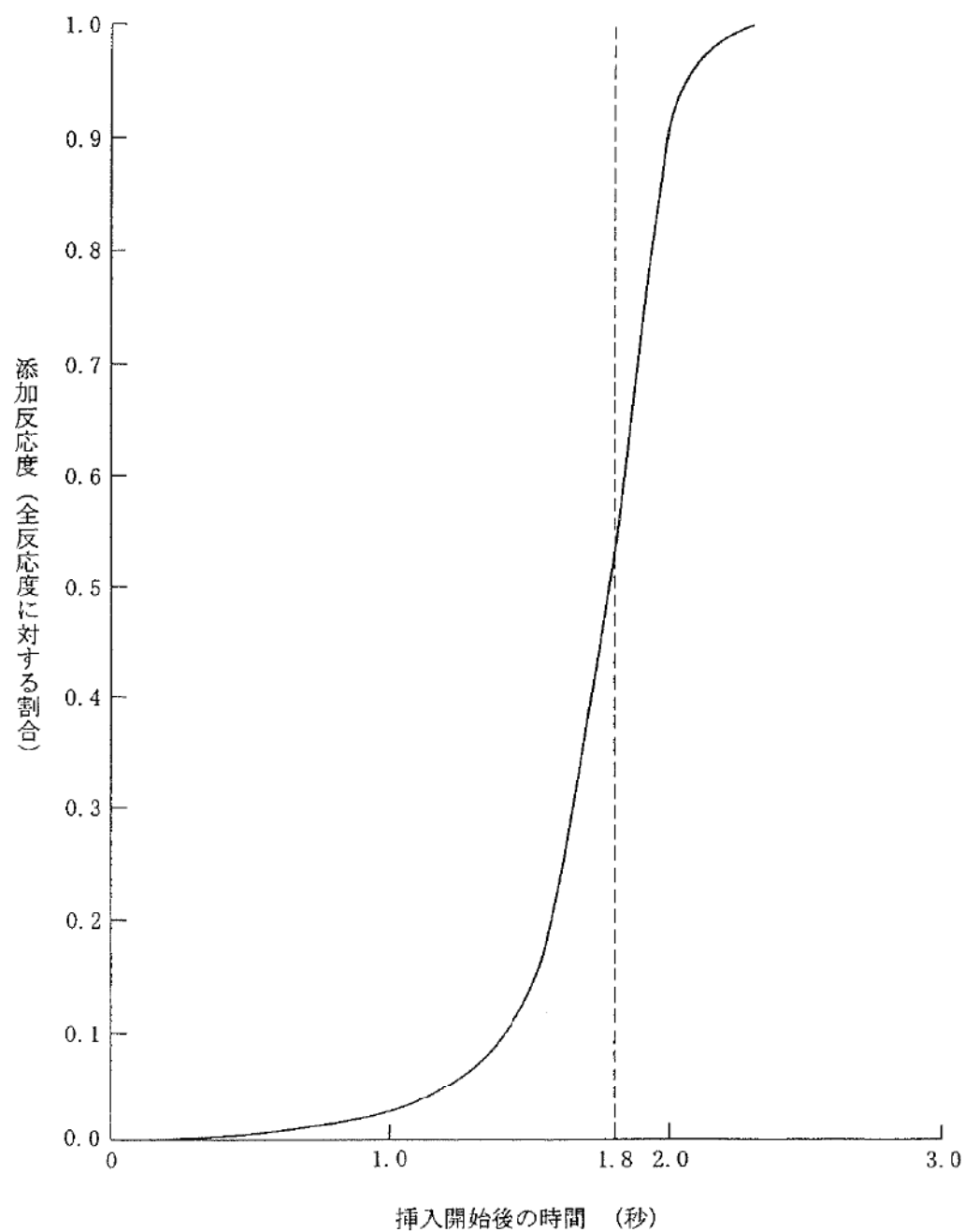
k. 原子炉格納容器を長期的に安定状態に維持するための手順

--

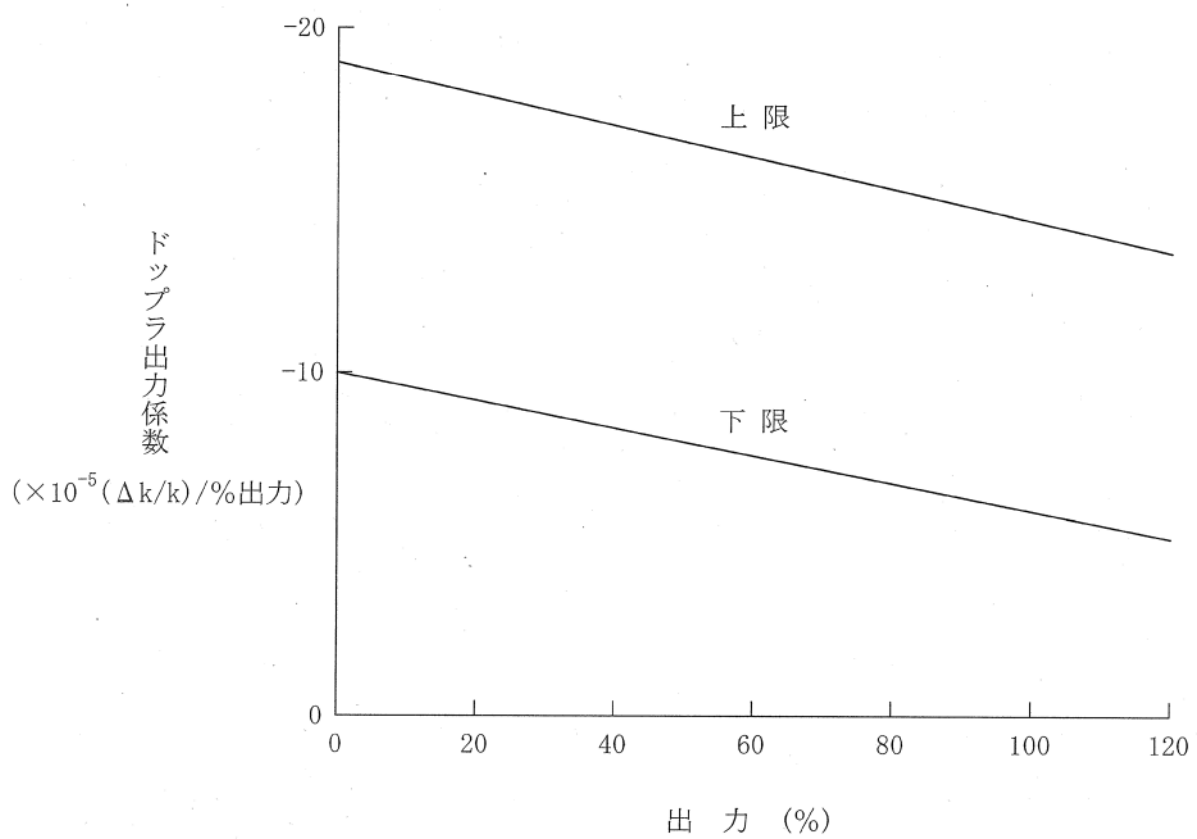
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



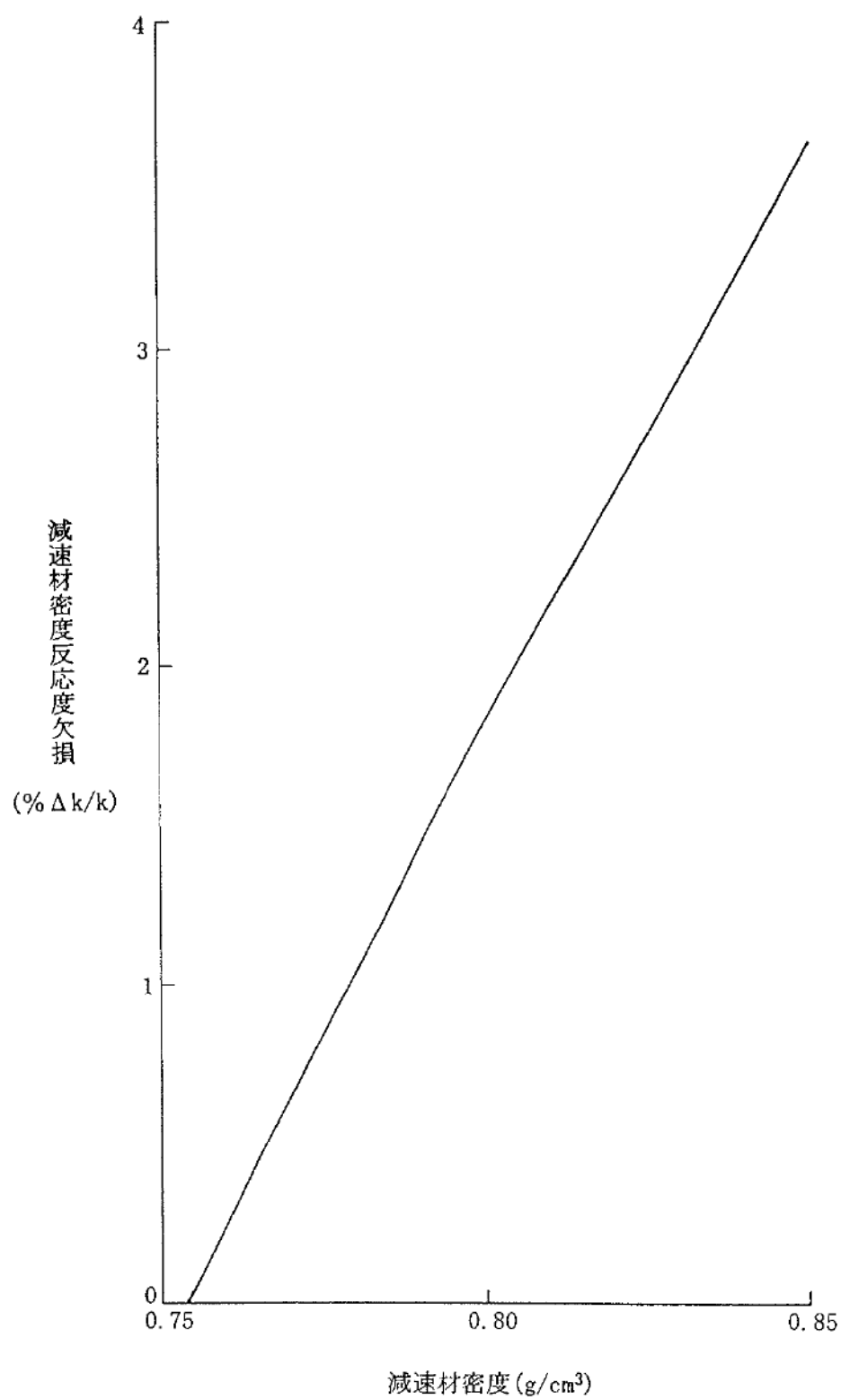
第10.1図 過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による保護限界図 (代表例)



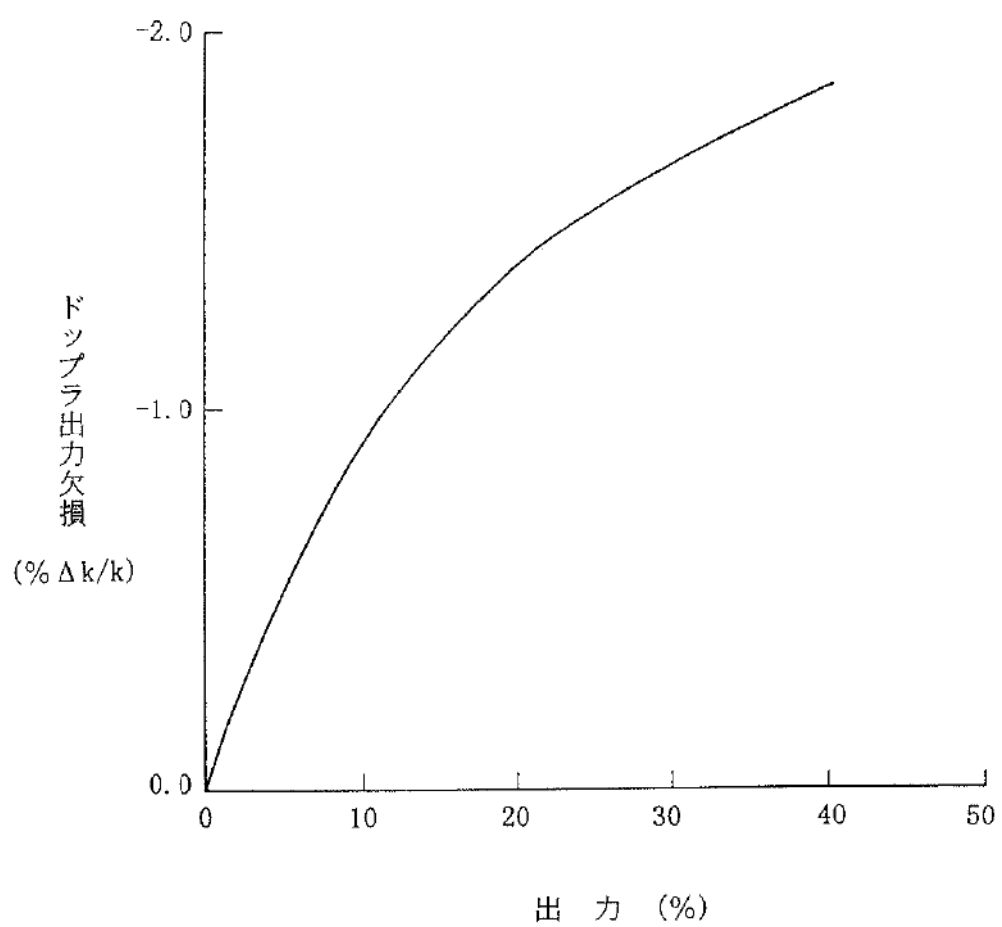
第 1.2.2 図 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線



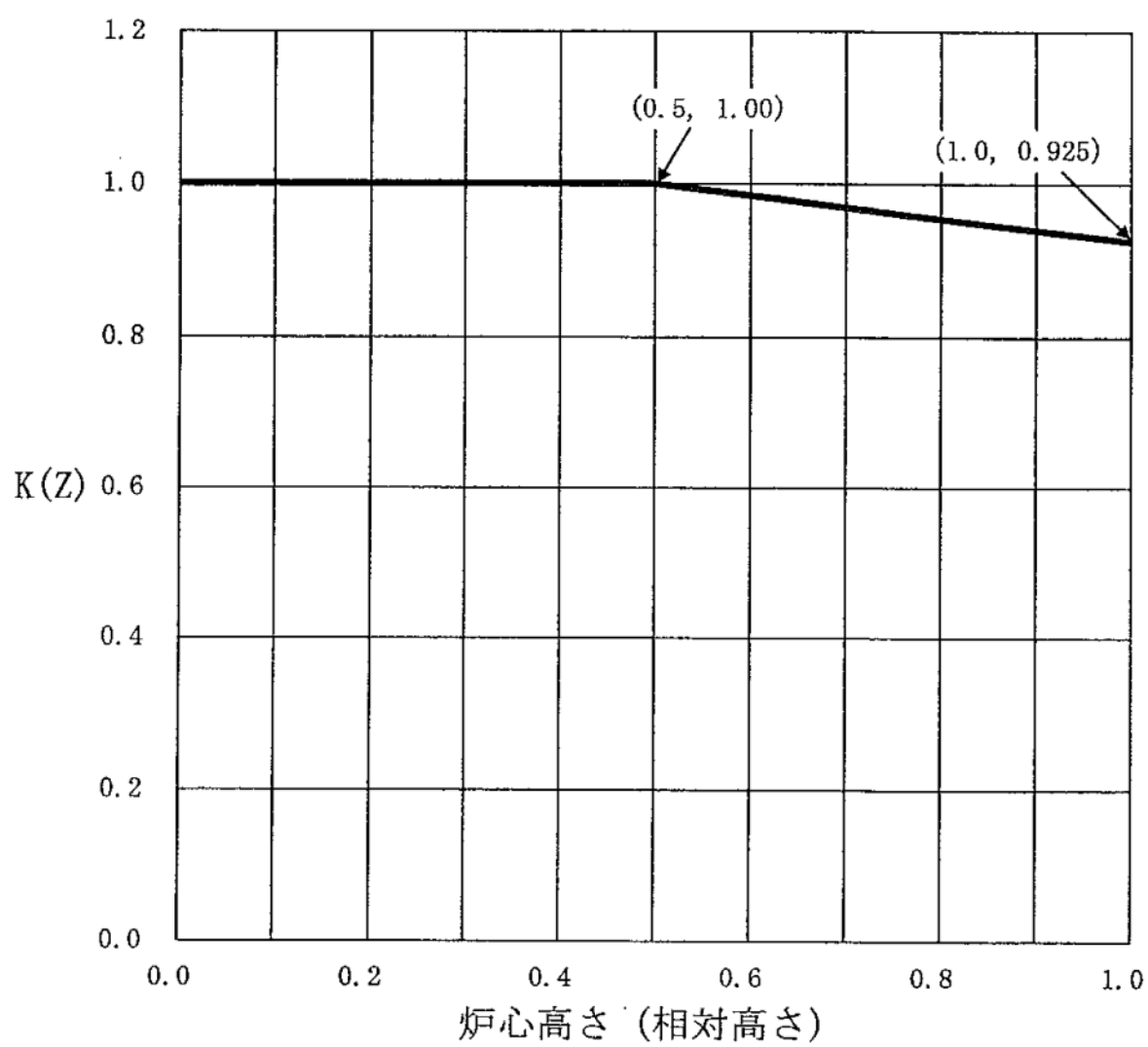
第 10.3 図 解析に使用したドップラ出力係数



第 2.3.6.1 図 解析に使用した減速材密度反応度欠損



第10.5図 解析に使用したドップラ出力欠損



第 10.6 図 F_Q 制限係数

十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項を以下のとおりとする。

1. 目的

発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項（以下「品質管理に関する事項」という。）は、発電所の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」（以下「品管規則」という。）に基づく品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。

2. 適用範囲

品質管理に関する事項は、美浜発電所の保安活動に適用する。

3. 定義

品質管理に関する事項における用語の定義は、次に掲げるもののほか品管規則に従う。

(1) 原子炉施設

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の5第2項第5号に規定する発電用原子炉施設をいう。

(2) 原子力部門

当社の品質マネジメントシステムに基づき、原子炉施設を運営管理（運転開始前の管理を含む。）する各組織（組織の最小単位）の総称をいう。

4. 品質マネジメントシステム

4.1 品質マネジメントシステムに係る要求事項

(1) 原子力部門は、品質管理に関する事項にしたがって、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。

(2) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステム

を確立し、運用する。この場合、次に掲げる事項を適切に考慮する。

- a. 原子炉施設、組織、又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度
- b. 原子炉施設若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ
- c. 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響

(3) 原子力部門は、原子炉施設に適用される関係法令（以下「関係法令」という。）を明確に認識し、品質規則に規定する文書その他品質マネジメントシステムに必要な文書（記録を除く。以下「品質マネジメント文書」という。）に明記する。

(4) 原子力部門は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを明確にするとともに、そのプロセスを原子力部門に適用することを決定し、次に掲げる業務を行う。

- a. プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスの運用により達成される結果を文書で明確にする。
- b. プロセスの順序及び相互の関係を明確にする。
- c. プロセスの運用及び管理の実効性の確保に必要な原子力部門の保安活動の状況を示す指標（以下「保安活動指標」という。）並びに当該指標に係る判定基準を明確に定める。
- d. プロセスの運用並びに監視及び測定（以下「監視測定」という。）に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。
- e. プロセスの運用状況を監視測定し分析する。ただし、監視測定することが困難である場合は、この限りでない。
- f. プロセスについて、意図した結果を得、及び実効性を維持するための措置を講ずる。
- g. プロセス及び原子力部門の体制を品質マネジメントシステムと整合的なものとする。

- h. 原子力の安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるようにする。
- (5) 原子力部門は、健全な安全文化を育成し、及び維持する。
- (6) 原子力部門は、機器等又は個別業務に係る要求事項（関係法令を含む。以下「個別業務等要求事項」という。）への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにする。
- (7) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。

4.2 品質マネジメントシステムの文書化

4.2.1 一般

原子力部門は、保安活動の重要度に応じて次に掲げる文書を作成し、当該文書に規定する事項を実施する。

- (1) 品質方針及び品質目標
- (2) 品質マニュアル
- (3) 実効性のあるプロセスの計画的な実施及び管理がなされるようにするために、原子力部門が必要と決定した文書
- (4) 品管規則の要求事項に基づき作成する手順書、指示書、図面等（以下「手順書等」という。）

4.2.2 品質マニュアル

原子力部門は、品質マニュアルに次に掲げる事項を定める。

- (1) 品質マネジメントシステムの運用に係る組織に関する事項
- (2) 保安活動の計画、実施、評価及び改善に関する事項
- (3) 品質マネジメントシステムの適用範囲
- (4) 品質マネジメントシステムのために作成した手順書等の参照情報
- (5) プロセスの相互の関係

4.2.3 文書の管理

- (1) 原子力部門は、品質マネジメント文書を管理する。

- (2) 原子力部門は、要員が判断及び決定をするに当たり、適切な品質マネジメント文書を利用できるよう、品質マネジメント文書に関する次に掲げる事項を定めた手順書等を作成する。
- a. 品質マネジメント文書を発行するに当たり、その妥当性を審査し、発行を承認すること。
 - b. 品質マネジメント文書の改訂の必要性について評価するとともに、改訂に当たり、その妥当性を審査し、改訂を承認すること。
 - c. 品質マネジメント文書の審査及び評価には、その対象となる文書に定められた活動を実施する原子力部門内における各組織の要員を参画させること。
 - d. 品質マネジメント文書の改訂内容及び最新の改訂状況を識別できるようにすること。
 - e. 改訂のあった品質マネジメント文書を利用する場合においては、当該文書の適切な制定版又は改訂版が利用しやすい体制を確保すること。
 - f. 品質マネジメント文書を、読みやすく容易に内容を把握することができるようになること。
 - g. 原子力部門の外部で作成された品質マネジメント文書を識別し、その配付を管理すること。
 - h. 廃止した品質マネジメント文書が使用されることを防止すること。
この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別し、管理すること。

4.2.4 記録の管理

- (1) 原子力部門は、品管規則に規定する個別業務等要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性を実証する記録を明確にするとともに、当該記録を、読みやすく容易に内容を把握することができ、かつ、検索することができるように作成し、保安活動の重要度に応じてこれを管理する。
- (2) 原子力部門は、(1)の記録の識別、保存、保護、検索及び廃棄に関し、所

要の管理の方法を定めた手順書等を作成する。

5. 経営責任者等の責任

5.1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ

社長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していることを、次に掲げる業務を行うことによって実証する。

- (1) 品質方針を定めること。
- (2) 品質目標が定められているようにすること。
- (3) 要員が、健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにすること。
- (4) 5.6.1に規定するマネジメントレビューを実施すること。
- (5) 資源が利用できる体制を確保すること。
- (6) 関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知すること。
- (7) 保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを、要員に認識させること。
- (8) すべての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、その優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにすること。

5.2 原子力の安全の確保の重視

社長は、原子力部門の意思決定に当たり、機器等及び個別業務が個別業務等要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。

5.3 品質方針

社長は、品質方針が次に掲げる事項に適合しているようにする。

- (1) 原子力部門の目的及び状況に対して適切なものであること。
- (2) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性の維持に

社長が責任を持って関与すること。

- (3) 品質目標を定め、評価するに当たっての枠組みとなるものであること。
- (4) 要員に周知され、理解されていること。
- (5) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に社長が責任を持って関与すること。

5.4 計画

5.4.1 品質目標

- (1) 社長は、原子力部門内における各組織において、品質目標（個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。）が定められているようにする。
- (2) 社長は、品質目標が、その達成状況を評価し得るものであって、かつ、品質方針と整合的なものとなるようにする。

5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

- (1) 社長は、品質マネジメントシステムが4.1の規定に適合するよう、その実施に当たっての計画が策定されているようにする。
- (2) 社長は、品質マネジメントシステムの変更が計画され、それが実施される場合においては、当該品質マネジメントシステムが不備のない状態に維持されているようにする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる事項を適切に考慮する。
 - a. 品質マネジメントシステムの変更の目的及び当該変更により起こり得る結果
 - b. 品質マネジメントシステムの実効性の維持
 - c. 資源の利用可能性
 - d. 責任及び権限の割当て

5.5 責任、権限及びコミュニケーション

5.5.1 責任及び権限

社長は、原子力部門内における各組織及び要員の責任及び権限並びに原子力部門内における各組織相互間の業務の手順を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。

5.5.2 品質マネジメントシステム管理責任者

(1) 社長は、品質マネジメントシステムを管理する責任者に、次に掲げる業務に係る責任及び権限を与える。

- a. プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。
- b. 品質マネジメントシステムの運用状況及びその改善の必要性について、社長に報告すること。
- c. 健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、原子力の安全の確保についての認識が向上するようにすること。
- d. 関係法令を遵守すること。

5.5.3 管理者

(1) 社長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者（以下「管理者」という。）に、当該管理者が管理監督する業務に係る責任及び権限を与える。

- a. 個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。
- b. 要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにすること。
- c. 個別業務の実施状況に関する評価を行うこと。
- d. 健全な安全文化を育成し、及び維持すること。
- e. 関係法令を遵守すること。

(2) 管理者は、(1)の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のため

のリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。

- a. 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定すること。
- b. 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにすること。
- c. 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達すること。
- d. 常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにすること。
- e. 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにすること。

(3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価を、あらかじめ定められた間隔で行う。

5.5.4 組織の内部の情報の伝達

(1) 社長は、原子力部門の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。

5.6 マネジメントレビュー

5.6.1 一般

(1) 社長は、品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、品質マネジメントシステムの評価（以下「マネジメントレビュー」という。）を、あらかじめ定められた間隔で行う。

5.6.2 マネジメントレビューに用いる情報

原子力部門は、マネジメントレビューにおいて、少なくとも次に掲げる情報を報告する。

- (1) 内部監査の結果
- (2) 原子力部門の外部の者の意見
- (3) プロセスの運用状況
- (4) 使用前事業者検査及び定期事業者検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果
- (5) 品質目標の達成状況
- (6) 健全な安全文化の育成及び維持の状況
- (7) 関係法令の遵守状況
- (8) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況
- (9) 従前のマネジメントレビューの結果を受けて講じた措置
- (10) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼすおそれのある変更
- (11) 原子力部門内における各組織又は要員からの改善のための提案
- (12) 資源の妥当性
- (13) 保安活動の改善のために講じた措置の実効性

5.6.3 マネジメントレビューの結果を受けて行う措置

- (1) 原子力部門は、マネジメントレビューの結果を受けて、少なくとも次に掲げる事項について決定する。
 - a. 品質マネジメントシステム及びプロセスの実効性の維持に必要な改善
 - b. 個別業務に関する計画及び個別業務の実施に関連する保安活動の改善
 - c. 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源
 - d. 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善
 - e. 関係法令の遵守に関する改善
- (2) 原子力部門は、マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する。
- (3) 原子力部門は、(1)の決定をした事項について、必要な措置を講じる。

6. 資源の管理

6.1 資源の確保

原子力部門は、原子力の安全を確実なものにするために必要な次に掲げる資源を明確に定め、これを確保し、及び管理する。

- (1) 要員
- (2) 個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系
- (3) 作業環境
- (4) その他必要な資源

6.2 要員の力量の確保及び教育訓練

- (1) 原子力部門は、個別業務の実施に必要な技能及び経験を有し、意図した結果を達成するために必要な知識及び技能並びにそれを適用する能力（以下「力量」という。）が実証された者を要員に充てる。
- (2) 原子力部門は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる業務を行う。
 - a. 要員にどのような力量が必要かを明確に定めること。
 - b. 要員の力量を確保するために教育訓練その他の措置を講ずること。
 - c. 教育訓練その他の措置の実効性を評価すること。
 - d. 要員が自らの個別業務について、次に掲げる事項を認識しているようにすること。
 - (a) 品質目標の達成に向けた自らの貢献
 - (b) 品質マネジメントシステムの実効性を維持するための自らの貢献
 - (c) 原子力の安全に対する当該個別業務の重要性
 - e. 要員の力量及び教育訓練その他の措置に係る記録を作成し、これを管理すること。

7. 個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施

7.1 個別業務に必要なプロセスの計画

- (1) 原子力部門は、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定するとともに、そのプロセスを確立する。

- (2) 原子力部門は、(1)の計画と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業務等要求事項との整合性を確保する。
- (3) 原子力部門は、個別業務に関する計画（以下「個別業務計画」という。）の策定又は変更を行うに当たり、次に掲げる事項を明確にする。
- a. 個別業務計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果
 - b. 機器等又は個別業務に係る品質目標及び個別業務等要求事項
 - c. 機器等又は個別業務に固有のプロセス、品質マネジメント文書及び資源
 - d. 使用前事業者検査等、検証、妥当性確認及び監視測定並びにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基準（以下「合否判定基準」という。）
 - e. 個別業務に必要なプロセス及び当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録
- (4) 原子力部門は、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとする。

7.2 個別業務等要求事項に関するプロセス

7.2.1 個別業務等要求事項として明確にすべき事項

原子力部門は、次に掲げる事項を個別業務等要求事項として明確に定める。

- a. 原子力部門の外部の者が明示してはいないものの、機器等又は個別業務に必要な要求事項
- b. 関係法令
- c. a. b.に掲げるもののほか、原子力部門が必要とする要求事項

7.2.2 個別業務等要求事項の審査

- (1) 原子力部門は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、個別業務等要求事項の審査を実施する。
- (2) 原子力部門は、個別業務等要求事項の審査を実施するに当たり、次

に掲げる事項を確認する。

- a. 当該個別業務等要求事項が定められていること。
 - b. 当該個別業務等要求事項が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項と相違する場合においては、その相違点が解明されていること。
 - c. 原子力部門が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項に適合するための能力を有していること。
- (3) 原子力部門は、(1)の審査の結果の記録及び当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。
- (4) 原子力部門は、個別業務等要求事項が変更された場合においては、関連する文書が改訂されるようにするとともに、関連する要員に対し変更後の個別業務等要求事項が周知されるようにする。

7.2.3 組織の外部の者との情報の伝達等

原子力部門は、原子力部門の外部の者からの情報の収集及び原子力部門の外部の者への情報の伝達のために、実効性のある方法を明確に定め、これを実施する。

7.3 設計開発

7.3.1 設計開発計画

- (1) 原子力部門は、設計開発（専ら原子炉施設において用いるための設計開発に限る。）の計画（以下「設計開発計画」という。）を策定するとともに、設計開発を管理する。
- (2) 原子力部門は、設計開発計画の策定において、次に掲げる事項を明確にする。
- a. 設計開発の性質、期間及び複雑さの程度
 - b. 設計開発の各段階における適切な審査、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制
 - c. 設計開発に係る各組織及び要員の責任及び権限
 - d. 設計開発に必要な原子力部門の内部及び外部の資源

- (3) 原子力部門は、実効性のある情報の伝達並びに責任及び権限の明確な割当てがなされるようにするために、設計開発に関与する各者間の連絡を管理する。
- (4) 原子力部門は、(1)により策定された設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。

7.3.2 設計開発に用いる情報

- (1) 原子力部門は、個別業務等要求事項として設計開発に用いる情報であって、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。
 - a. 機能及び性能に係る要求事項
 - b. 従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発に用いる情報として適用可能なもの
 - c. 関係法令
 - d. その他設計開発に必要な要求事項
- (2) 原子力部門は、設計開発に用いる情報について、その妥当性を評価し、承認する。

7.3.3 設計開発の結果に係る情報

- (1) 原子力部門は、設計開発の結果に係る情報を、設計開発に用いた情報と対比して検証することができる形式により管理する。
- (2) 原子力部門は、設計開発の次の段階のプロセスに進むに当たり、あらかじめ、当該設計開発の結果に係る情報を承認する。
- (3) 原子力部門は、設計開発の結果に係る情報を、次に掲げる事項に適合するものとする。
 - a. 設計開発に係る個別業務等要求事項に適合するものであること。
 - b. 調達、機器等の使用及び個別業務の実施のために適切な情報を提供するものであること。
 - c. 合否判定基準を含むものであること。
 - d. 機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な当該機器等の特

性が明確であること。

7.3.4 設計開発レビュー

- (1) 原子力部門は、設計開発の適切な段階において、設計開発計画にしたがって、次に掲げる事項を目的とした体系的な審査（以下「設計開発レビュー」という。）を実施する。
 - a. 設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性について評価すること。
 - b. 設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を明確にし、必要な措置を提案すること。
- (2) 原子力部門は、設計開発レビューに、当該設計開発レビューの対象となっている設計開発段階に関連する各組織の代表者及び当該設計開発に係る専門家を参加させる。
- (3) 原子力部門は、設計開発レビューの結果の記録及び当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。

7.3.5 設計開発の検証

- (1) 原子力部門は、設計開発の結果が個別業務等要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画にしたがって検証を実施する。
- (2) 原子力部門は、設計開発の検証の結果の記録及び当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。
- (3) 原子力部門は、当該設計開発を行った要員に当該設計開発の検証をさせない。

7.3.6 設計開発の妥当性確認

- (1) 原子力部門は、設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性を確認するために、設計開発計画にしたがって、当該設計開発の妥当性確認（以下「設計開発妥当性確認」という。）を実施する。
- (2) 原子力部門は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらか

じめ、設計開発妥当性確認を完了する。

- (3) 原子力部門は、設計開発妥当性確認の結果の記録及び当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。

7.3.7 設計開発の変更の管理

- (1) 原子力部門は、設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別することができるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理する。
- (2) 原子力部門は、設計開発の変更を行うに当たり、あらかじめ、審査、検証及び妥当性確認を行い、変更を承認する。
- (3) 原子力部門は、設計開発の変更の審査において、設計開発の変更が原子炉施設に及ぼす影響の評価（当該原子炉施設を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。）を行う。
- (4) 原子力部門は、(2)の審査、検証及び妥当性確認の結果の記録及びその結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。

7.4 調達

7.4.1 調達プロセス

- (1) 原子力部門は、調達する物品又は役務（以下「調達物品等」という。）が、自ら規定する調達物品等に係る要求事項（以下「調達物品等要求事項」という。）に適合するようにする。
- (2) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、調達物品等の供給者及び調達物品等に適用される管理の方法及び程度を定める。この場合において、一般産業用工業品については、調達物品等の供給者等から必要な情報を入手し当該一般産業用工業品が調達物品等要求事項に適合していることを確認できるように、管理の方法及び程度を定める。
- (3) 原子力部門は、調達物品等要求事項にしたがい、調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し、選定する。
- (4) 原子力部門は、調達物品等の供給者の評価及び選定に係る判定基準

を定める。

- (5) 原子力部門は、(3)の評価の結果の記録及び当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。
- (6) 原子力部門は、調達物品等を調達する場合には、個別業務計画において、適切な調達の実施に必要な事項（当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持又は運用に必要な技術情報（原子炉施設の保安に係るものに限る。）の取得及び当該情報を他の原子力事業者等と共有するために必要な措置に関する事項を含む。）を定める。

7.4.2 調達物品等要求事項

- (1) 原子力部門は、調達物品等に関する情報に、次に掲げる調達物品等要求事項のうち、該当するものを含める。
 - a. 調達物品等の供給者の業務のプロセス及び設備に係る要求事項
 - b. 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項
 - c. 調達物品等の供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項
 - d. 調達物品等の不適合の報告及び処理に係る要求事項
 - e. 調達物品等の供給者が健全な安全文化を育成し、及び維持するために必要な要求事項
 - f. 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項
 - g. その他調達物品等に必要な要求事項
- (2) 原子力部門は、調達物品等要求事項として、原子力部門が調達物品等の供給者の工場等において使用前事業者検査等その他の個別業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。
- (3) 原子力部門は、調達物品等の供給者に対し調達物品等に関する情報を提供するに当たり、あらかじめ、当該調達物品等要求事項の妥当性を確認する。
- (4) 原子力部門は、調達物品等を受領する場合には、調達物品等の供給者に対し、調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出さ

せる。

7.4.3 調達物品等の検証

- (1) 原子力部門は、調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検証の方法を定め、実施する。
- (2) 原子力部門は、調達物品等の供給者の工場等において調達物品等の検証を実施することとしたときは、当該検証の実施要領及び調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法について調達物品等要求事項の中で明確に定める。

7.5 個別業務の管理

7.5.1 個別業務の管理

原子力部門は、個別業務計画に基づき、個別業務を次に掲げる事項（当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。）に適合するように実施する。

- (1) 原子炉施設の保安のために必要な情報が利用できる体制にあること。
- (2) 手順書等が必要な時に利用できる体制にあること。
- (3) 当該個別業務に見合う設備を使用していること。
- (4) 監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用していること。
- (5) 8.2.3に基づき監視測定を実施していること。
- (6) 品質管理に関する事項に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っていること。

7.5.2 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認

- (1) 原子力部門は、個別業務の実施に係るプロセスについて、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果を検証することができない場合（個別業務が実施された後にのみ不適合その他の事象が明確になる場合を含む。）においては、妥当性確認を行う。
- (2) 原子力部門は、(1)のプロセスが個別業務計画に定めた結果を得るこ

とができることを、(1)の妥当性確認によって実証する。

(3) 原子力部門は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、これを管理する。

(4) 原子力部門は、(1)の妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項（当該プロセスの内容等から該当しないと認められるものを除く。）を明確にする。

- a. 当該プロセスの審査及び承認のための判定基準
- b. 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量を確認する方法
- c. 妥当性確認の方法

7.5.3 識別管理及びトレーサビリティの確保

(1) 原子力部門は、個別業務計画及び個別業務の実施に係るすべてのプロセスにおいて、適切な手段により、機器等及び個別業務の状態を識別し、管理する。

(2) 原子力部門は、トレーサビリティ（機器等の使用又は個別業務の実施に係る履歴、適用又は所在を追跡できる状態をいう。）の確保が個別業務等要求事項である場合においては、機器等又は個別業務を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理する。

7.5.4 組織の外部の者の物品

原子力部門は、原子力部門の外部の者の物品を所持している場合においては、必要に応じ、記録を作成し、これを管理する。

7.5.5 調達物品の管理

(1) 原子力部門は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品を調達物品等要求事項に適合するように管理（識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含む。）する。

7.6 監視測定のための設備の管理

(1) 原子力部門は、機器等又は個別業務の個別業務等要求事項への適合性

の実証に必要な監視測定及び当該監視測定のための設備を明確に定める。

(2) 原子力部門は、(1)の監視測定について、実施可能であり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施する。

(3) 原子力部門は、監視測定の結果の妥当性を確保するために、監視測定のために必要な設備を、次に掲げる事項に適合するものとする。

- a. あらかじめ定められた間隔で、又は使用の前に、計量の標準まで追跡することが可能な方法（当該計量の標準が存在しない場合にあっては、校正又は検証の根拠について記録する方法）により校正又は検証がなされていること。
- b. 校正の状態が明確になるよう、識別されていること。
- c. 所要の調整がなされていること。
- d. 監視測定の結果を無効とする操作から保護されていること。
- e. 取扱い、維持及び保管の間、損傷及び劣化から保護されていること。

(4) 原子力部門は、監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合においては、従前の監視測定の結果の妥当性を評価し、これを記録する。

(5) 原子力部門は、(4)の場合において、当該監視測定のための設備及び(4)の不適合により影響を受けた機器等又は個別業務について、適切な措置を講じる。

(6) 原子力部門は、監視測定のための設備の校正及び検証の結果の記録を作成し、これを管理する。

(7) 原子力部門は、監視測定においてソフトウェアを使用することとしたときは、その初回の使用に当たり、あらかじめ、当該ソフトウェアが意図したとおりに当該監視測定に適用されていることを確認する。

8. 評価及び改善

8.1 監視測定、分析、評価及び改善

(1) 原子力部門は、監視測定、分析、評価及び改善に係るプロセスを計画し、実施する。

(2) 原子力部門は、要員が(1)の監視測定の結果を利用できるようにする。

8.2 監視及び測定

8.2.1 組織の外部の者の意見

- (1) 原子力部門は、監視測定の一環として、原子力の安全の確保に対する原子力部門の外部の者の意見を把握する。
- (2) 原子力部門は、(1)の意見の把握及び当該意見の反映に係る方法を明確に定める。

8.2.2 内部監査

- (1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムについて、次に掲げる要件への適合性を確認するために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行う各組織その他の体制により内部監査を実施する。
 - a. 品質管理に関する事項に基づく品質マネジメントシステムに係る要求事項
 - b. 実効性のある実施及び実効性の維持
- (2) 原子力部門は、内部監査の判定基準、監査範囲、頻度、方法及び責任を定める。
- (3) 原子力部門は、内部監査の対象となり得る各組織、個別業務、プロセスその他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定し、かつ、内部監査の実施に関する計画（以下「内部監査実施計画」という。）を策定し、及び実施することにより、内部監査の実効性を維持する。
- (4) 原子力部門は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施においては、客観性及び公平性を確保する。
- (5) 原子力部門は、内部監査員又は管理者に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。
- (6) 原子力部門は、内部監査実施計画の策定及び実施並びに内部監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並び

に内部監査に係る要求事項を、手順書等に定める。

- (7) 原子力部門は、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。
- (8) 原子力部門は、不適合が発見された場合には、(7)の通知を受けた管理者に、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅滞なく講じさせるとともに、当該措置の検証を行わせ、その結果を報告させる。

8.2.3 プロセスの監視測定

- (1) 原子力部門は、プロセスの監視測定を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う方法によりこれを行う。
- (2) 原子力部門は、(1)の監視測定の実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。
- (3) 原子力部門は、(1)の方法により、プロセスが5.4.2(1)及び7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができることを実証する。
- (4) 原子力部門は、(1)の監視測定の結果に基づき、保安活動の改善のために、必要な措置を講じる。
- (5) 原子力部門は、5.4.2(1)及び7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができない場合又は当該結果を得ることができないおそれがある場合においては、個別業務等要求事項への適合性を確保するために、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切な措置を講じる。

8.2.4 機器等の検査等

- (1) 原子力部門は、機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画にしたがって、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。
- (2) 原子力部門は、使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、これを管理する。
- (3) 原子力部門は、プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録を作成し、これを管理する。
- (4) 原子力部門は、個別業務計画に基づく使用前事業者検査等又は自主

検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしない。ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画に定める手順により特に承認をする場合は、この限りでない。

(5) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の独立性（使用前事業者検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する各組織に属する要員と組織を異にする要員とすることその他の方法により、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。

(6) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、自主検査等の独立性（自主検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する各組織に属する要員と必要に応じて組織を異にする要員とすることその他の方法により、自主検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。

8.3 不適合の管理

- (1) 原子力部門は、個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、又は個別業務が実施されることがないように、当該機器等又は個別業務を特定し、これを管理する。
- (2) 原子力部門は、不適合の処理に係る管理並びにそれに関連する責任及び権限を手順書等に定める。
- (3) 原子力部門は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。
 - a. 発見された不適合を除去するための措置を講ずること。
 - b. 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用又は個別業務の実施についての承認を行うこと（以下「特別採用」という。）。
 - c. 機器等の使用又は個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずること。
 - d. 機器等の使用又は個別業務の実施後に発見した不適合については、その不適合による影響又は起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずること。

- (4) 原子力部門は、不適合の内容の記録及び当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録を作成し、これを管理する。
- (5) 原子力部門は、(3)a.の措置を講じた場合においては、個別業務等要求事項への適合性を実証するための検証を行う。

8.4 データの分析及び評価

- (1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムが実効性のあるものであることを実証するため、及び当該品質マネジメントシステムの実効性の改善の必要性を評価するために、適切なデータ（監視測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の関連情報源からのデータを含む。）を明確にし、収集し、及び分析する。
- (2) 原子力部門は、(1)のデータの分析及びこれに基づく評価を行い、次に掲げる事項に係る情報を得る。
 - a. 原子力部門の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析により得られる知見
 - b. 個別業務等要求事項への適合性
 - c. 機器等及びプロセスの特性及び傾向（是正処置を行う端緒となるものを含む。）
 - d. 調達物品等の供給者の供給能力

8.5 改善

8.5.1 継続的な改善

原子力部門は、品質マネジメントシステムの継続的な改善を行うために、品質方針及び品質目標の設定、マネジメントレビュー及び内部監査の結果の活用、データの分析並びに是正処置及び未然防止処置の評価を通じて改善が必要な事項を明確にするとともに、当該改善の実施その他の措置を講じる。

8.5.2 是正処置等

- (1) 原子力部門は、個々の不適合その他の事象が原子力の安全に及ぼす

影響に応じて、次に掲げるところにより、速やかに適切な是正処置を講じる。

- a. 是正処置を講ずる必要性について次に掲げる手順により評価を行う。
 - (a) 不適合その他の事象の分析及び当該不適合の原因の明確化
 - (b) 類似の不適合その他の事象の有無又は当該類似の不適合その他の事象が発生する可能性の明確化
 - b. 必要な是正処置を明確にし、実施する。
 - c. 講じたすべての是正処置の実効性の評価を行う。
 - d. 必要に応じ、計画において決定した保安活動の改善のために講じた措置を変更する。
 - e. 必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更する。
 - f. 原子力の安全に及ぼす影響の程度が大きい不適合に関して、根本的な原因を究明するために行う分析の手順を確立し、実施する。
 - g. 講じたすべての是正処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。
- (2) 原子力部門は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。
 - (3) 原子力部門は、手順書等に基づき、複数の不適合その他の事象に係る情報から類似する事象に係る情報を抽出し、その分析を行い、当該類似の事象に共通する原因を明確にした上で、適切な措置を講じる。

8.5.3 未然防止処置

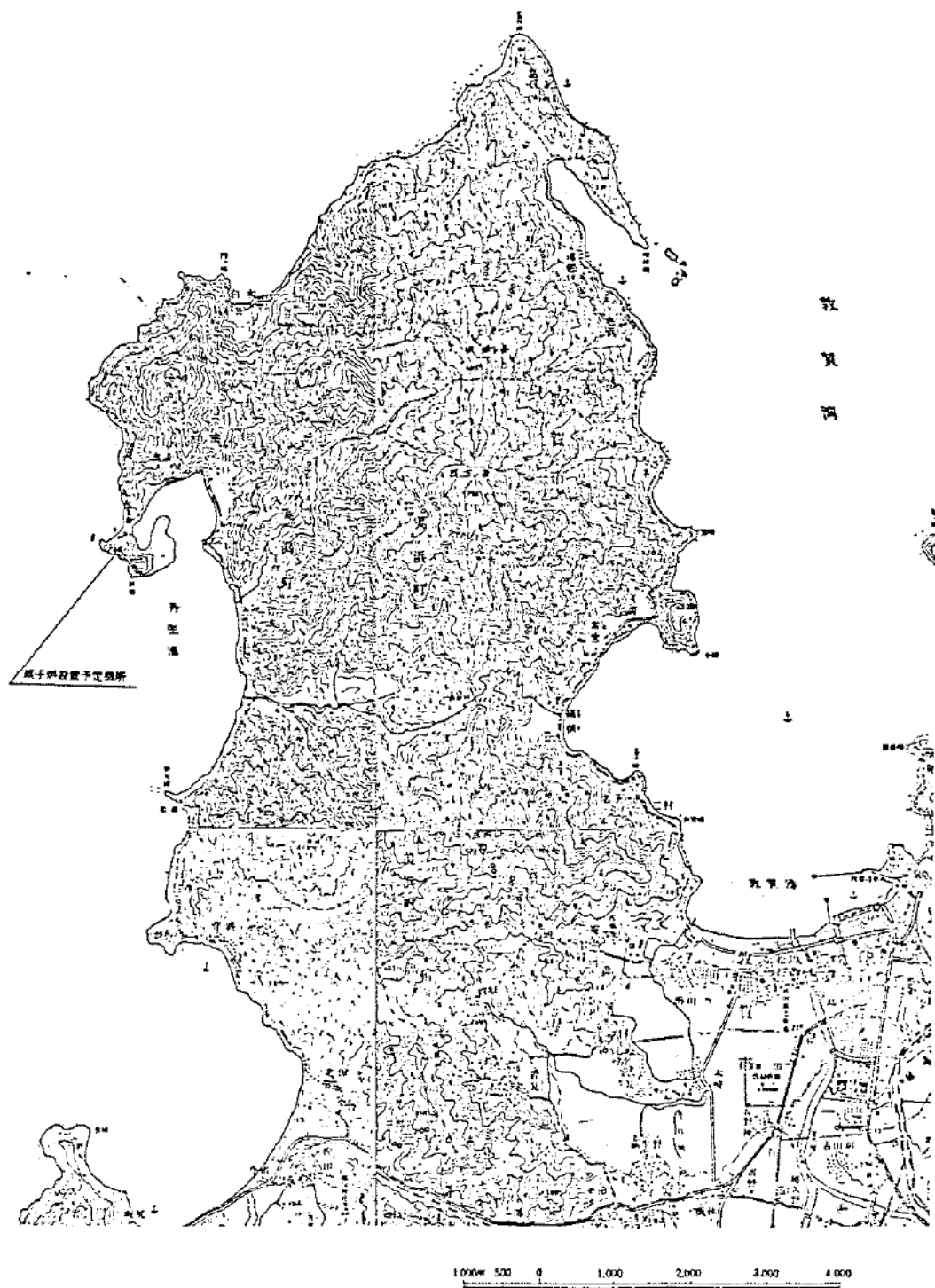
- (1) 原子力部門は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見を収集し、自らの組織で起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げるところにより、適切な未然防止処置を講じる。
 - a. 起こり得る不適合及びその原因について調査する。
 - b. 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。
 - c. 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。
 - d. 講じたすべての未然防止処置の実効性の評価を行う。
 - e. 講じたすべての未然防止処置及びその結果の記録を作成し、これ

を管理する。

(2) 原子力部門は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。

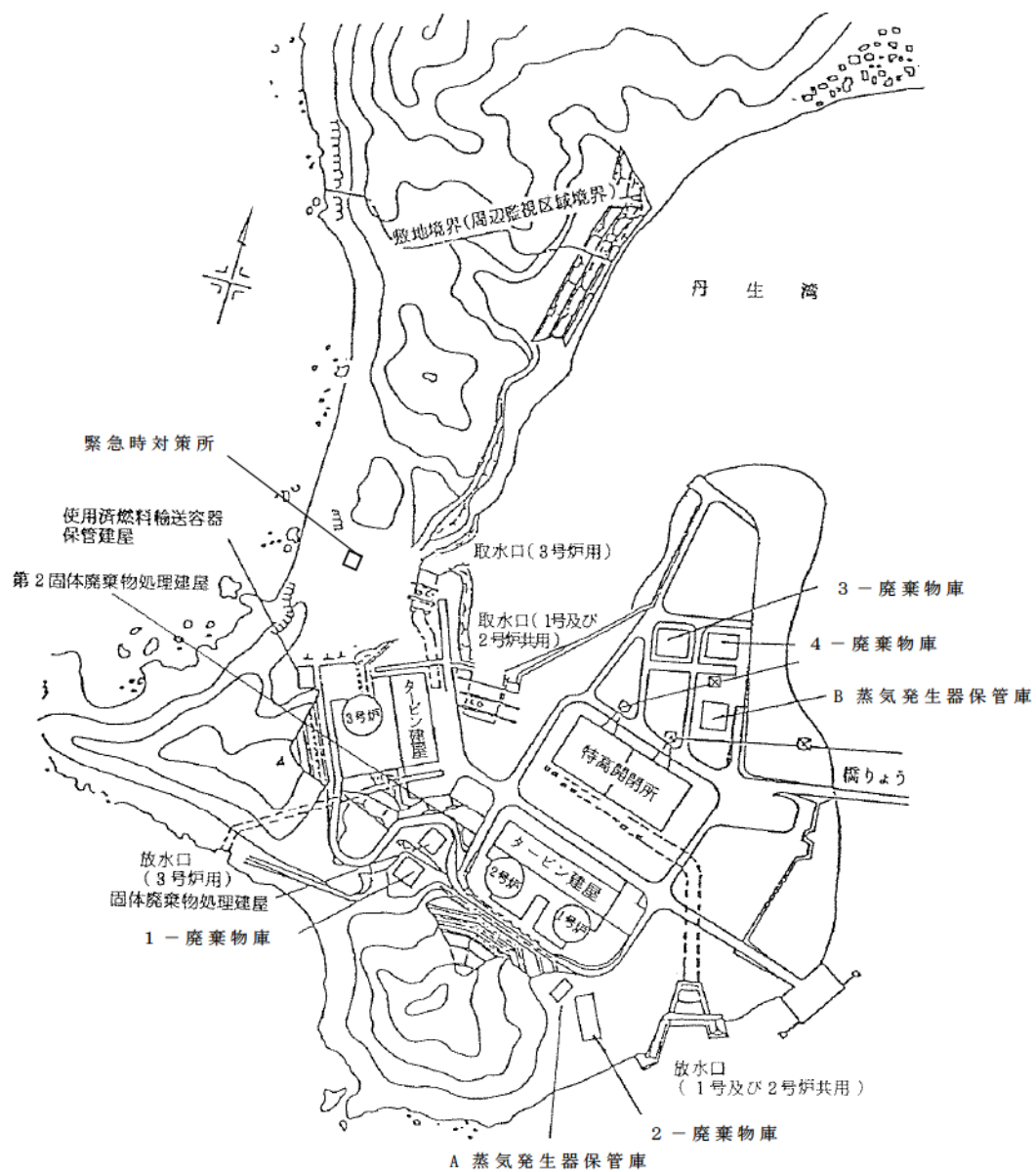
申請書添付参考図面目録

- 第1図 発電所敷地附近地図
- 第2図 発電所全体配置図
- 第3図 主要建屋平面図（1階、地下1階）
- 第4図 主要建屋平面図（2階）
- 第5図 主要建屋平面図（3階）
- 第6図 主要建屋平面図（4階）
- 第7図 主要建屋平面図（5階）
- 第8図 主要建屋断面図（A～A断面）
- 第9図 主要建屋断面図（B～B断面）
- 第10図 原子炉容器内構造説明図
- 第11図 炉心断面図
- 第12図 燃料集合体構造概要図
- 第13図 発電所フローダイアグラム
- 第14図 制御棒クラスタ制御系統図
- 第15図 制御棒クラスタ構造説明図
- 第16図 制御棒クラスタ駆動装置断面図
- 第17図 制御棒クラスタ駆動装置説明図
- 第18図 放射性廃棄物の廃棄施設の流路線図
- 第19図 原子炉格納容器換気設備系統説明図
- 第20図 非常用炉心冷却設備系統説明図
- 第21図 原子炉格納容器スプレ設備系統説明図
- 第22図 気体廃棄物処理系統図（換気系を含む）
- 第23図 液体廃棄物処理系統図（3号炉）
- 第24図 液体廃棄物の年間推定発生量とその放射性物質の濃度（3号炉）
- 第25図 発電所全体配置図（特定重大事故等対処施設を含む。）

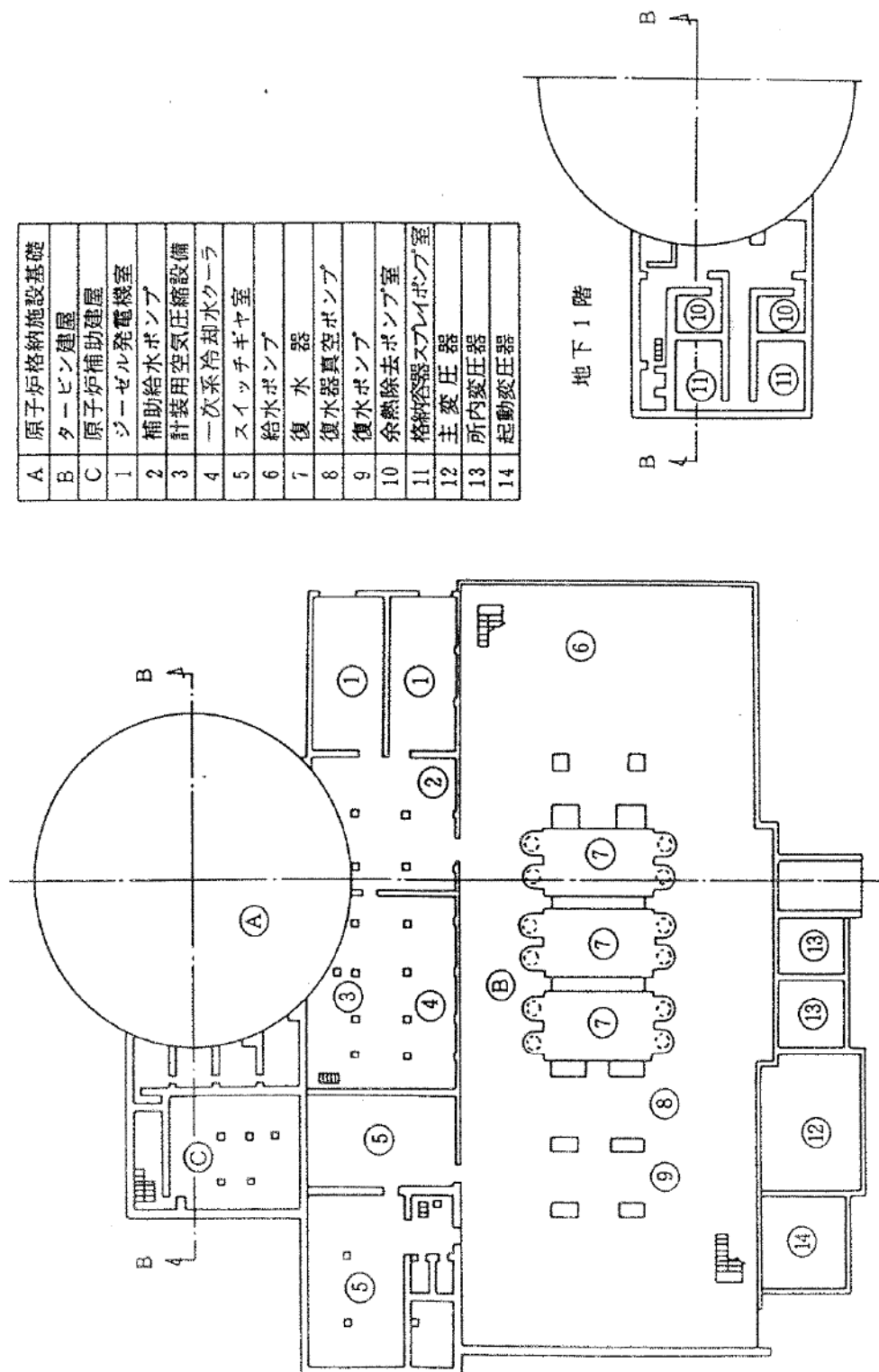


この地図は国土地理院の承認を得て、同院発行の5万分の1の地図を複製したものである。(承認番号第46第322号)

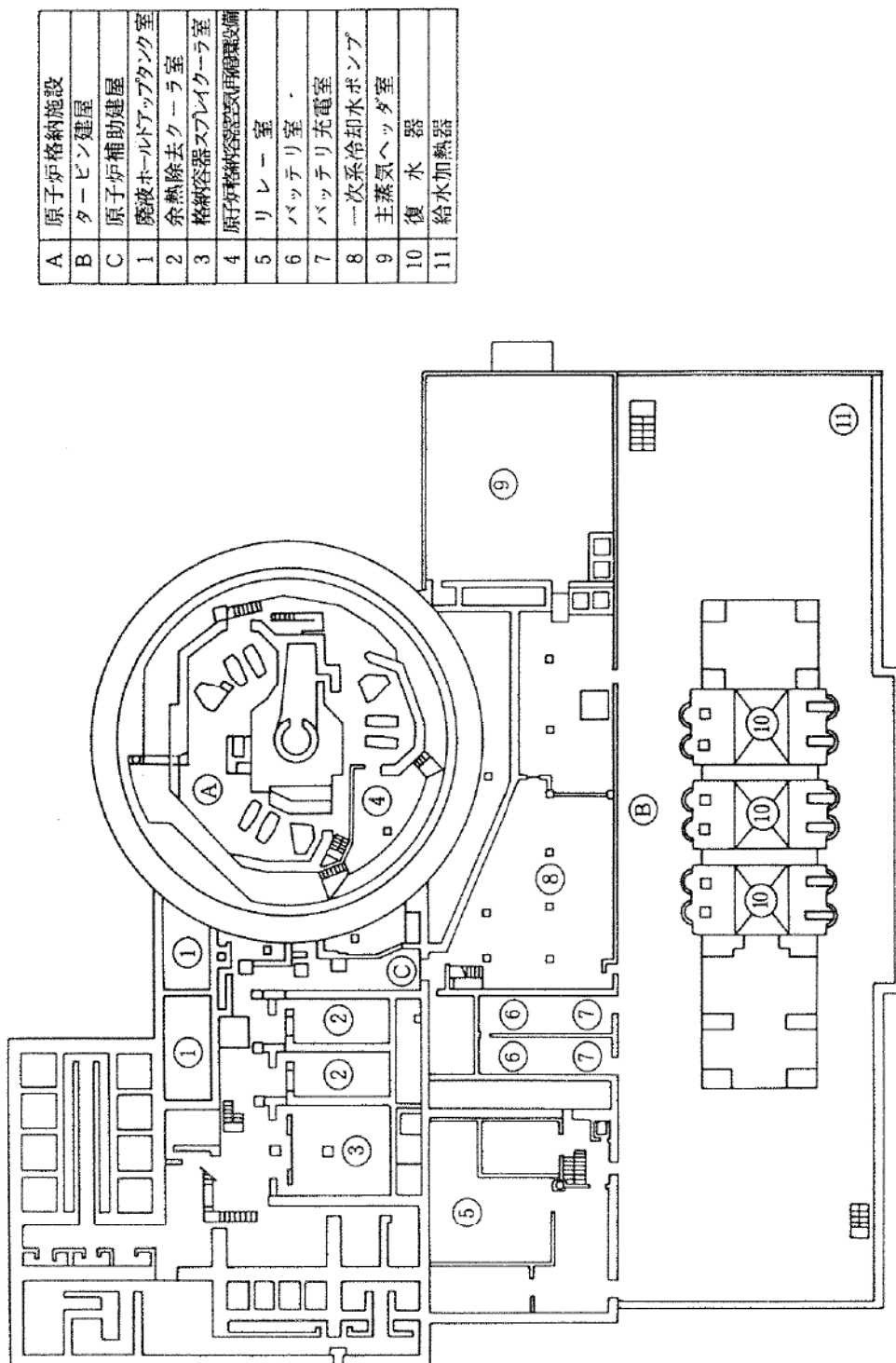
第1図 発電所敷地附近地図(参考用)



第2図 発電所全体配置図（添付書類八 第2.1図）

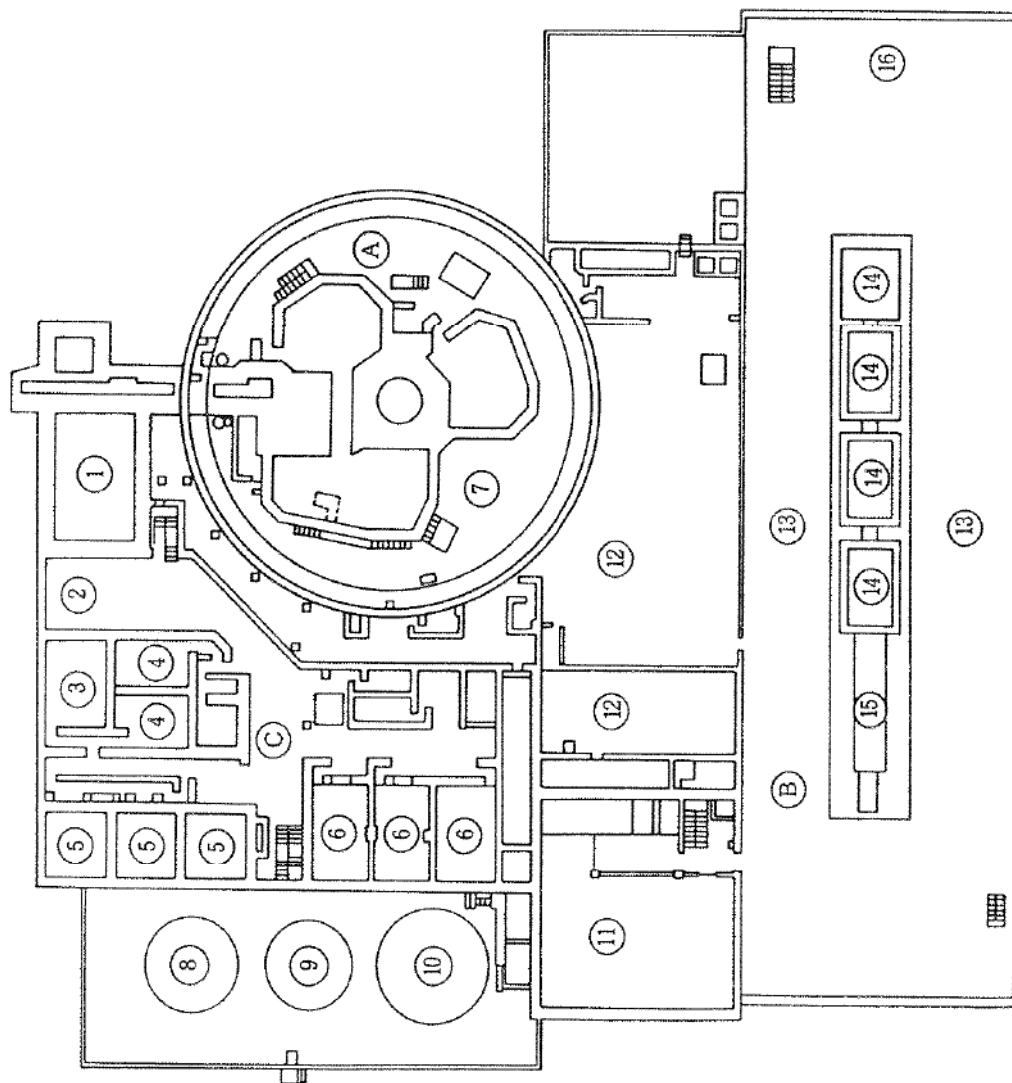


第3図 主要建屋平面図（1階、地下1階）（参考用）



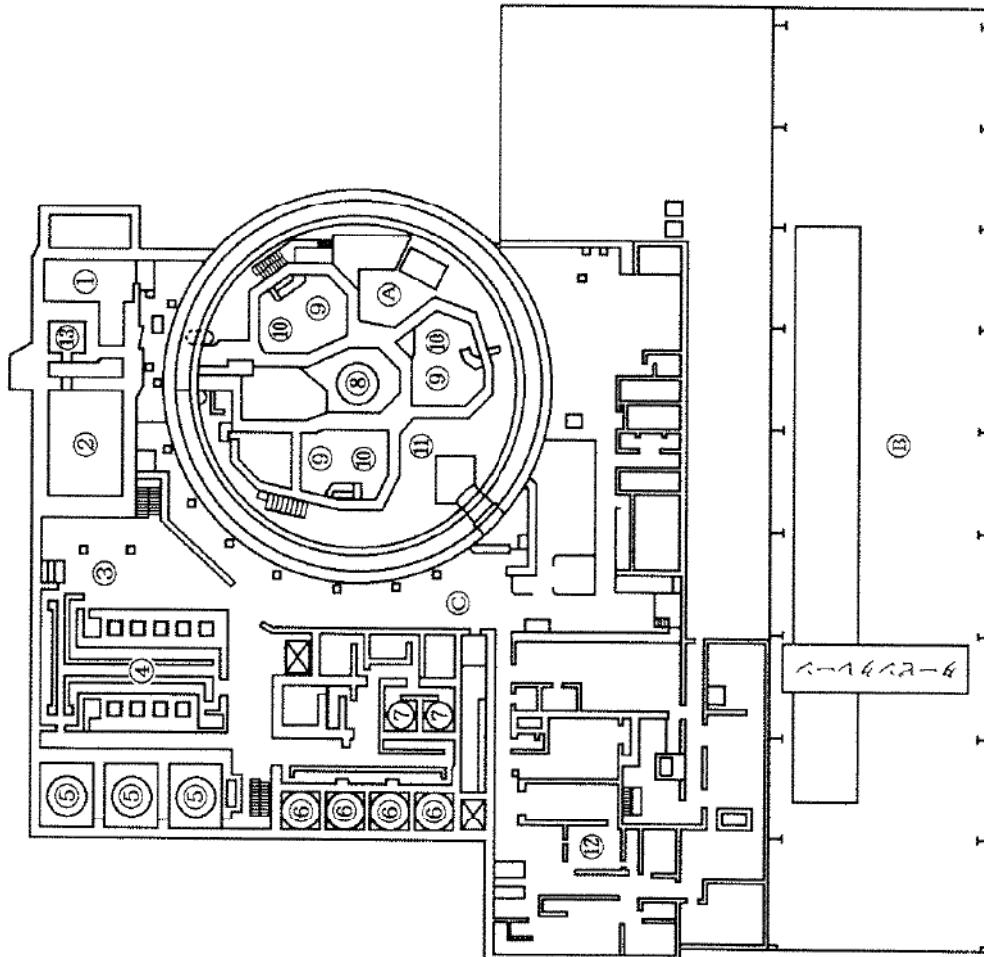
第4図 主要建屋平面図（2階）（参考用）

A	原子炉格納施設
B	タービン建屋
C	原子炉補助建屋
1	使用済燃料ピット
2	使用済燃料ピットクレー
3	ほう酸回収装置, 脱ガス装置
4	廃液蒸発装置室
5	ホールドアップタンク室
6	充てん/高圧注入ポンプ室
7	原子炉格納容器空気再循環設備
8	一次系純水タンク
9	復水タンク
10	燃料取替用水タンク
11	中央制御室
12	換気装置室
13	湿分分離加熱器
14	タービン
15	発電機
16	給水加熱器



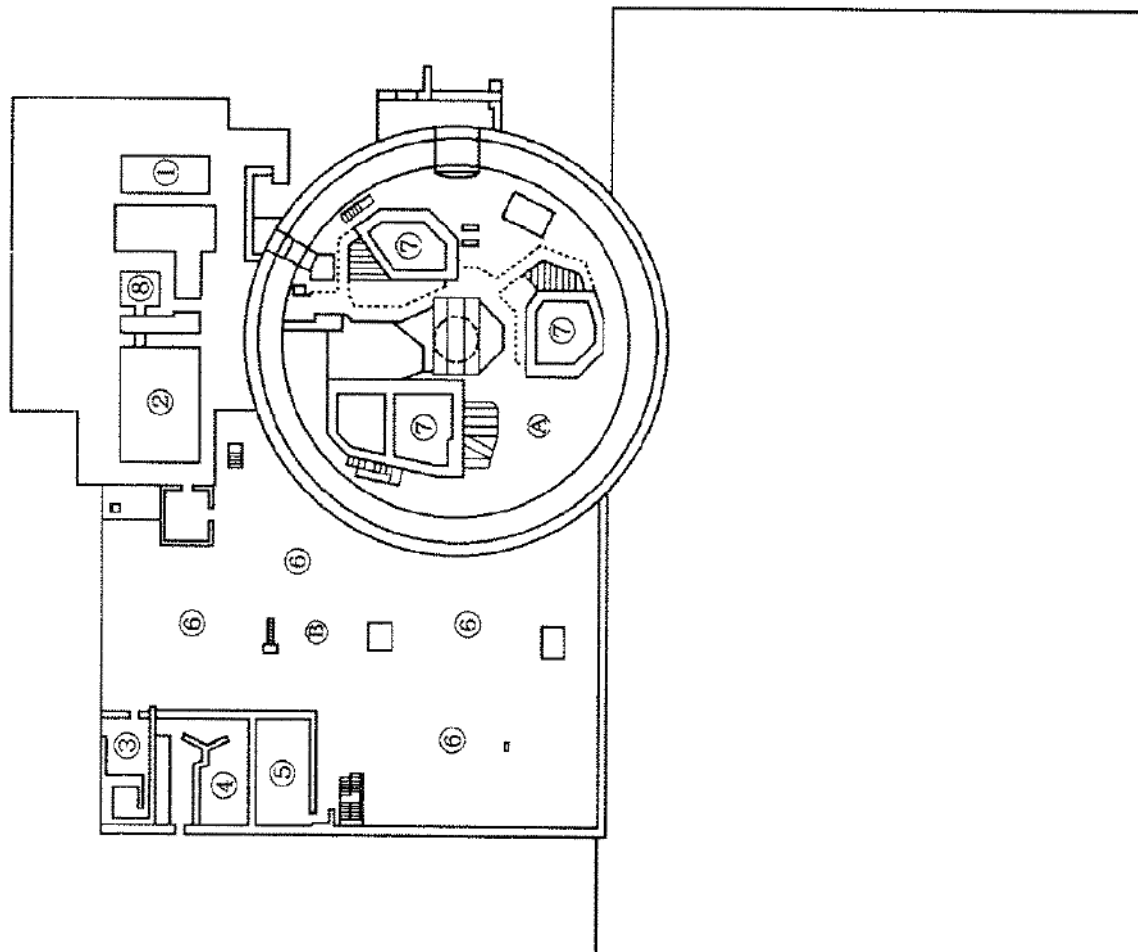
第5図 主要建屋平面図(3階)(参考用)

A	原子炉格納施設
B	タービン建屋
C	原子炉補助建屋
1	除染区域
2	使用済燃料ピット
3	モニタリング
4	脱塩塔室
5	ホールドアップタンク室
6	ガス減衰タンク室
7	圧縮装置室
8	原子炉容器
9	蒸気発生器
10	一次冷却材ポンプ
11	原子炉格納容器空気再循環設備
12	放射線管理室
13	キャスクピット



第6図 主要建屋平面図（4階）

（添付書類八 第2.0-5図）

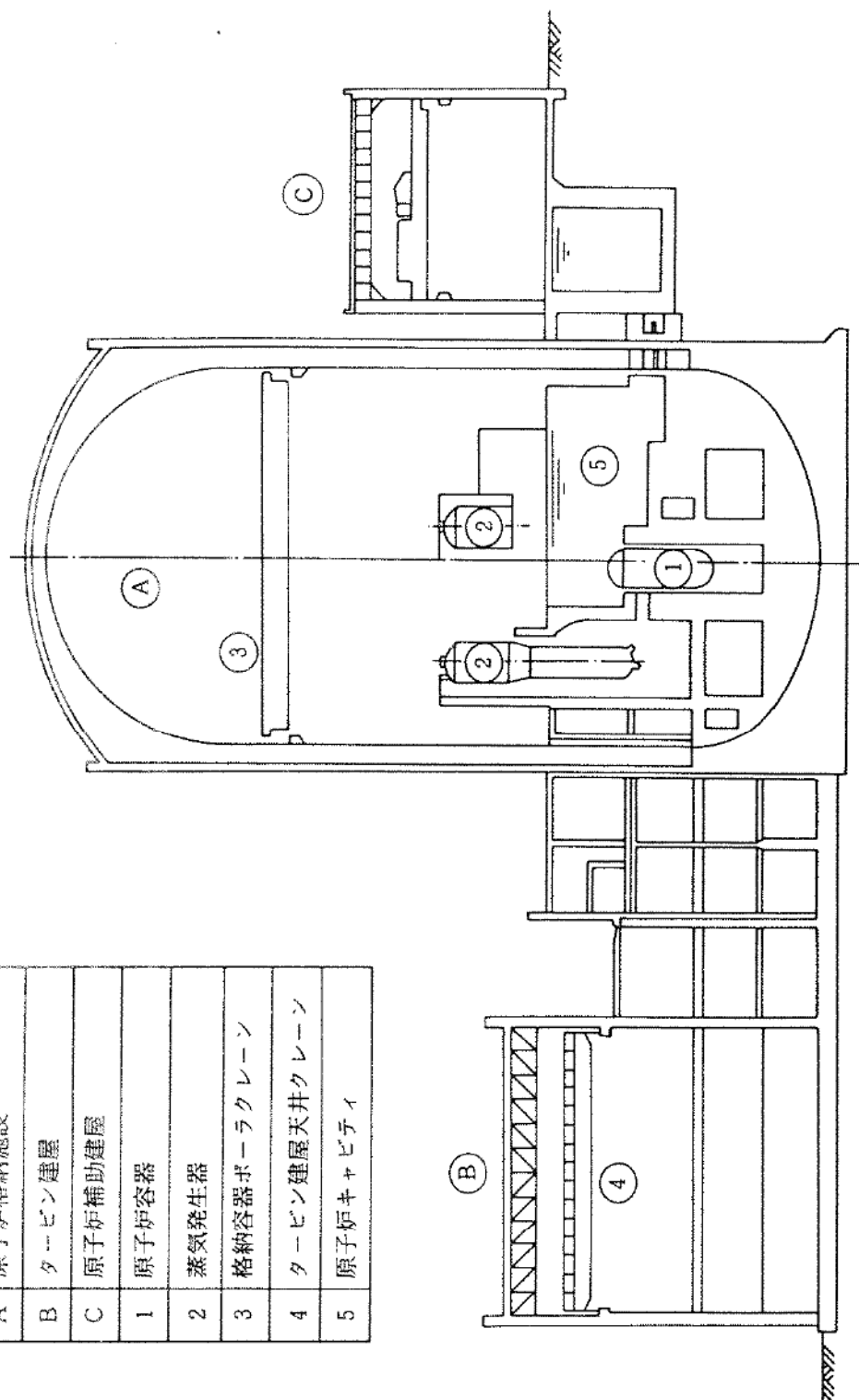


ハ	原子炉格納施設
13	原子炉補助建屋
1	新燃料貯蔵庫
2	使用済燃料ピット
3	水素及び窒素貯蔵区域
4	ドラム記室
5	ほう酸タンク室
6	換気装置
7	蒸気発生器
8	キャスクピット

(添付書類ハ 第2.0-6図)

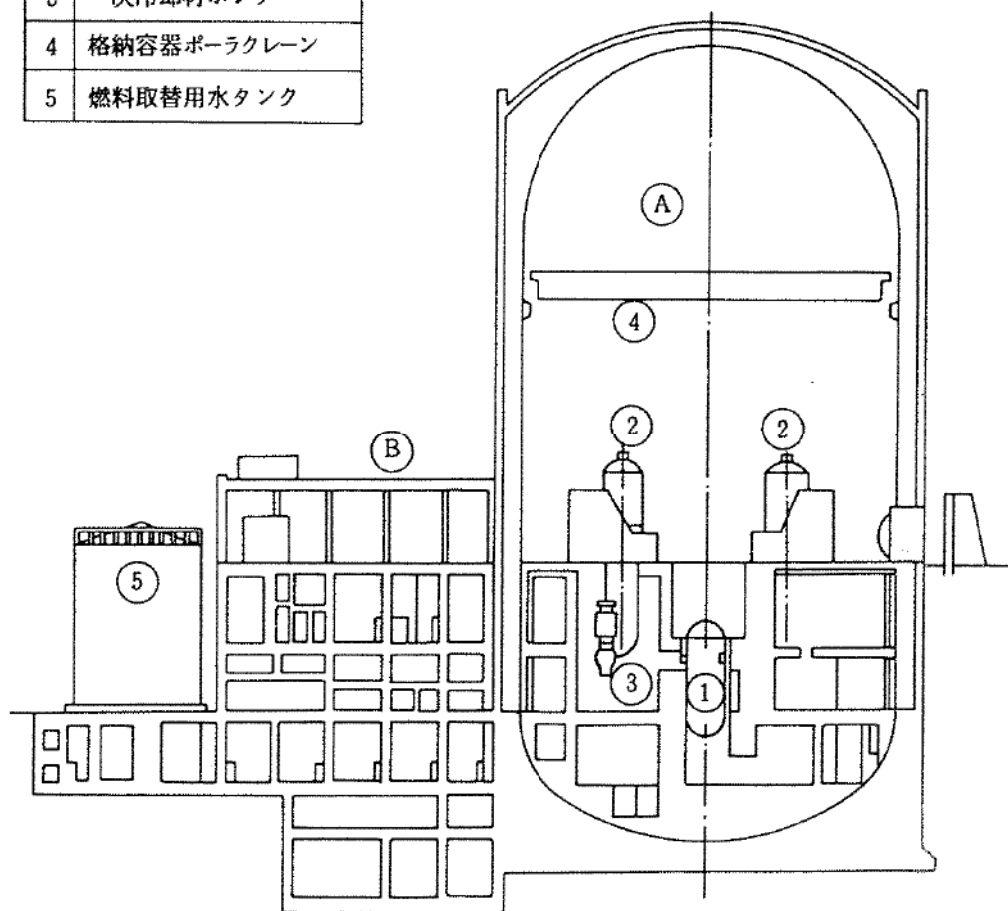
第7図 主要建屋平面図（5階）

A	原子炉格納施設
B	タービン建屋
C	原子炉補助建屋
1	原子炉容器
2	蒸気発生器
3	格納容器ボラークレーン
4	タービン建屋天井クレーン
5	原子炉キャビティ

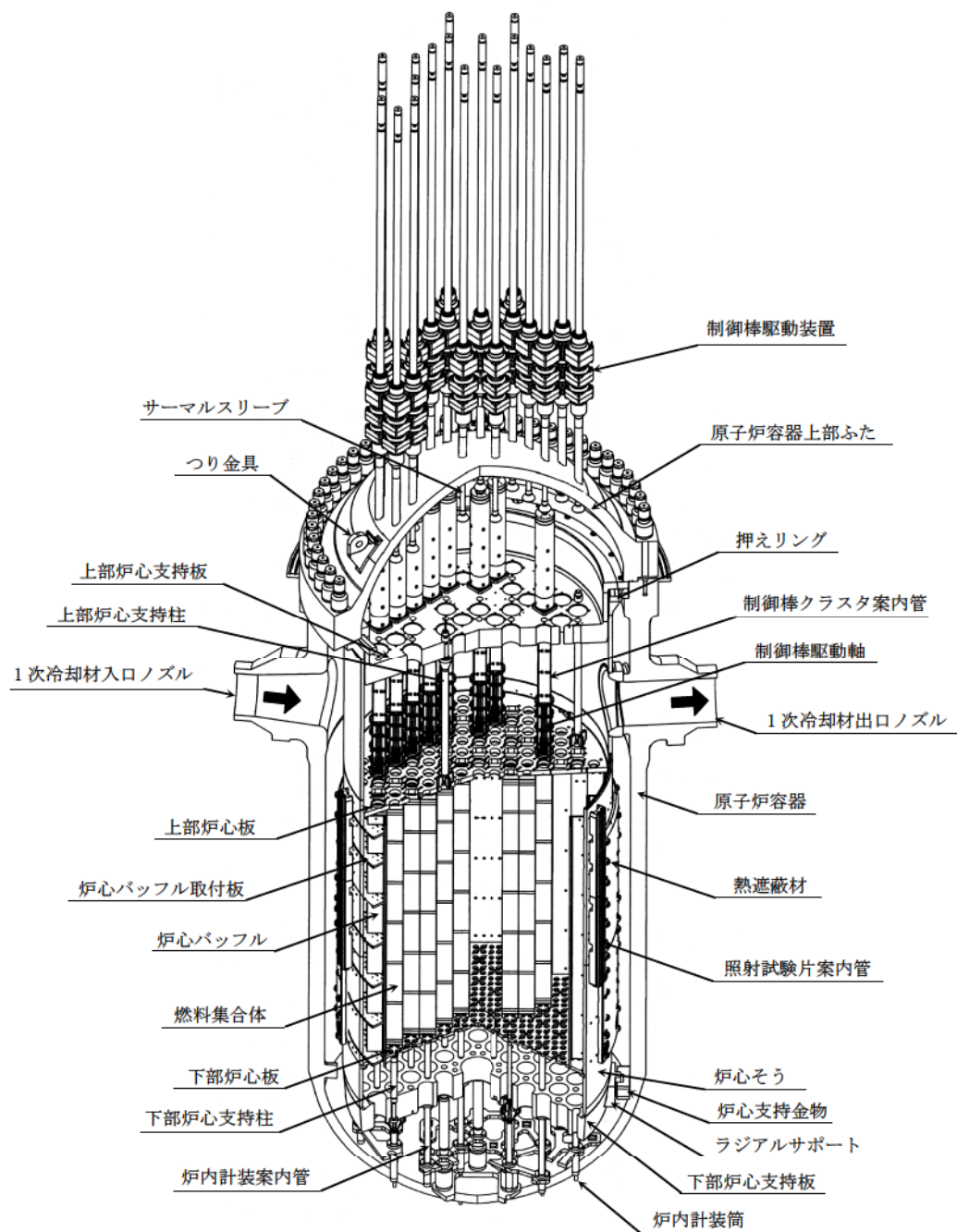


第8図 主要建屋断面図（A～A断面）（参考用）

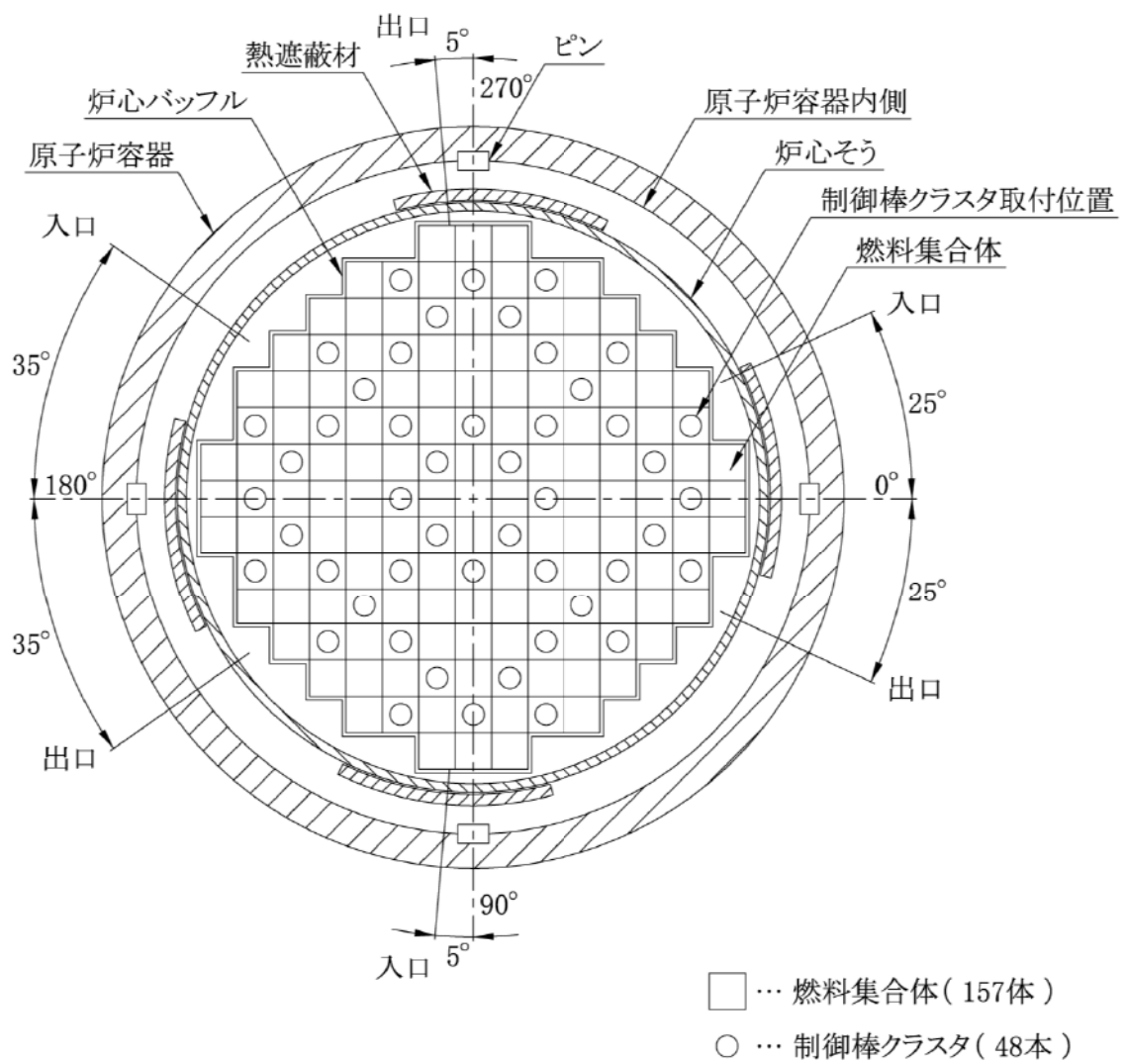
A	原子炉格納施設
B	原子炉補助建屋
1	原子炉容器
2	蒸気発生器
3	一次冷却材ポンプ
4	格納容器ボークレーン
5	燃料取替用水タンク



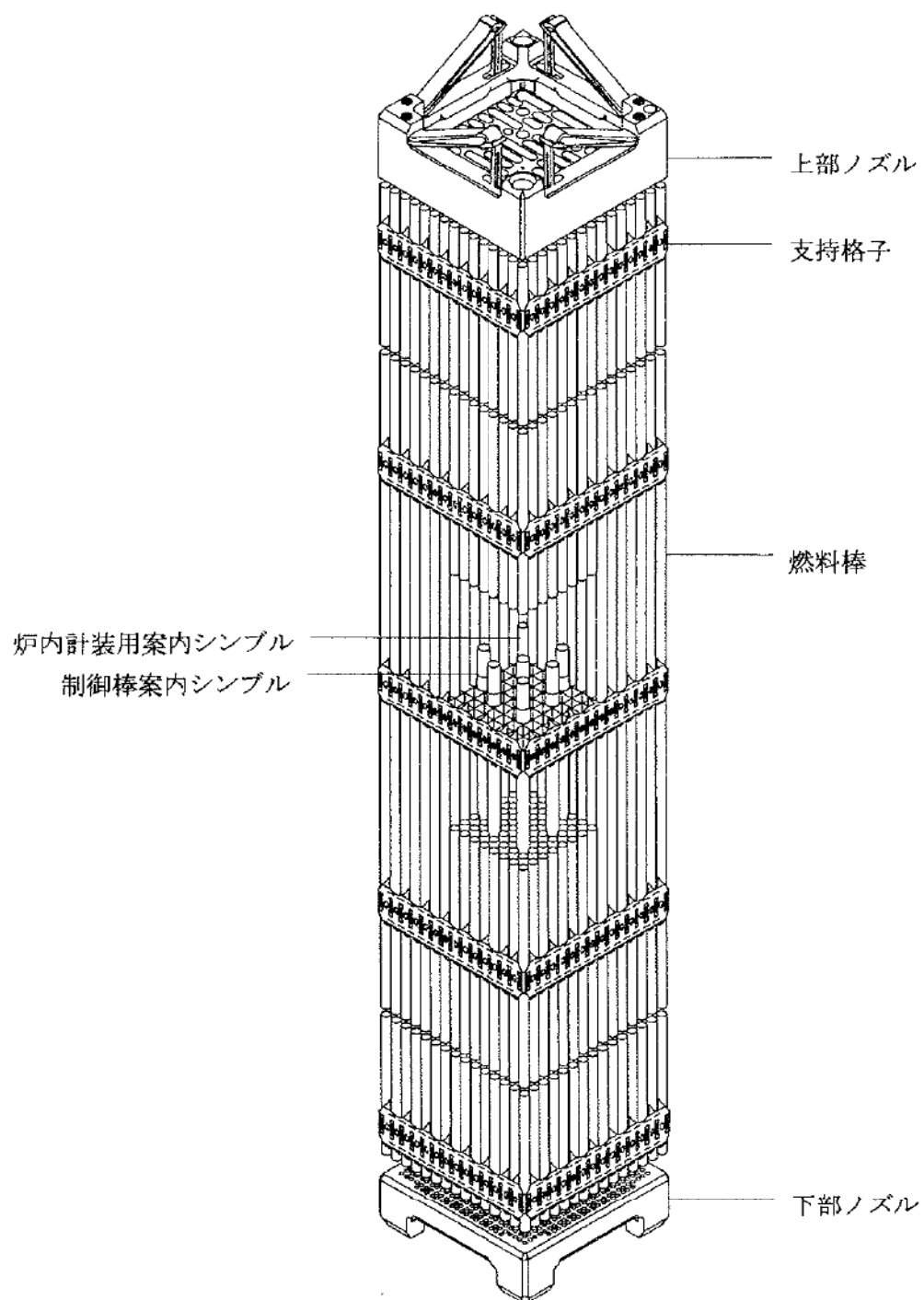
第9図 主要建屋断面図（B～B断面）（参考用）



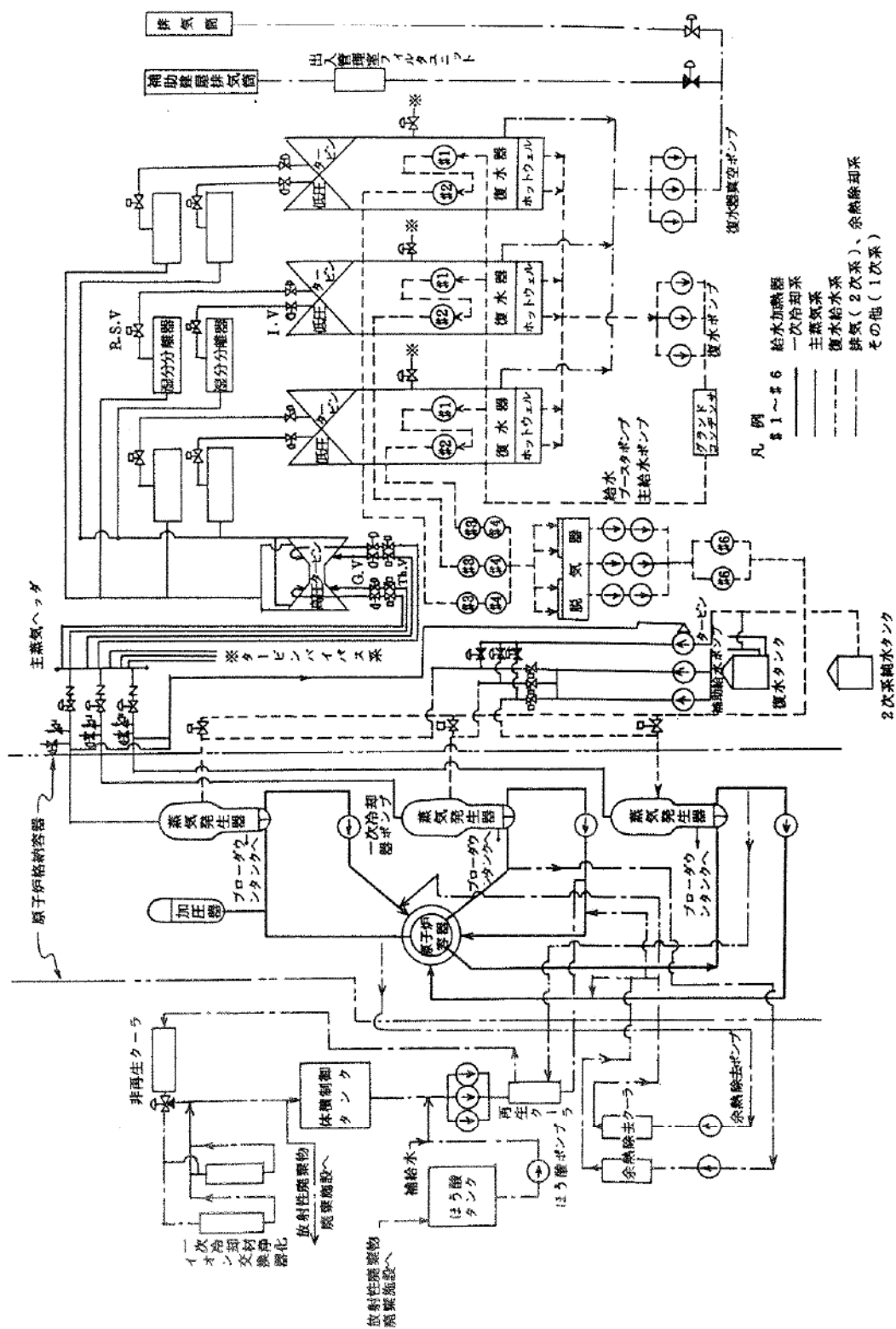
第 10 図 原子炉容器内構造説明図（添付書類八 第 3.1.1 図）



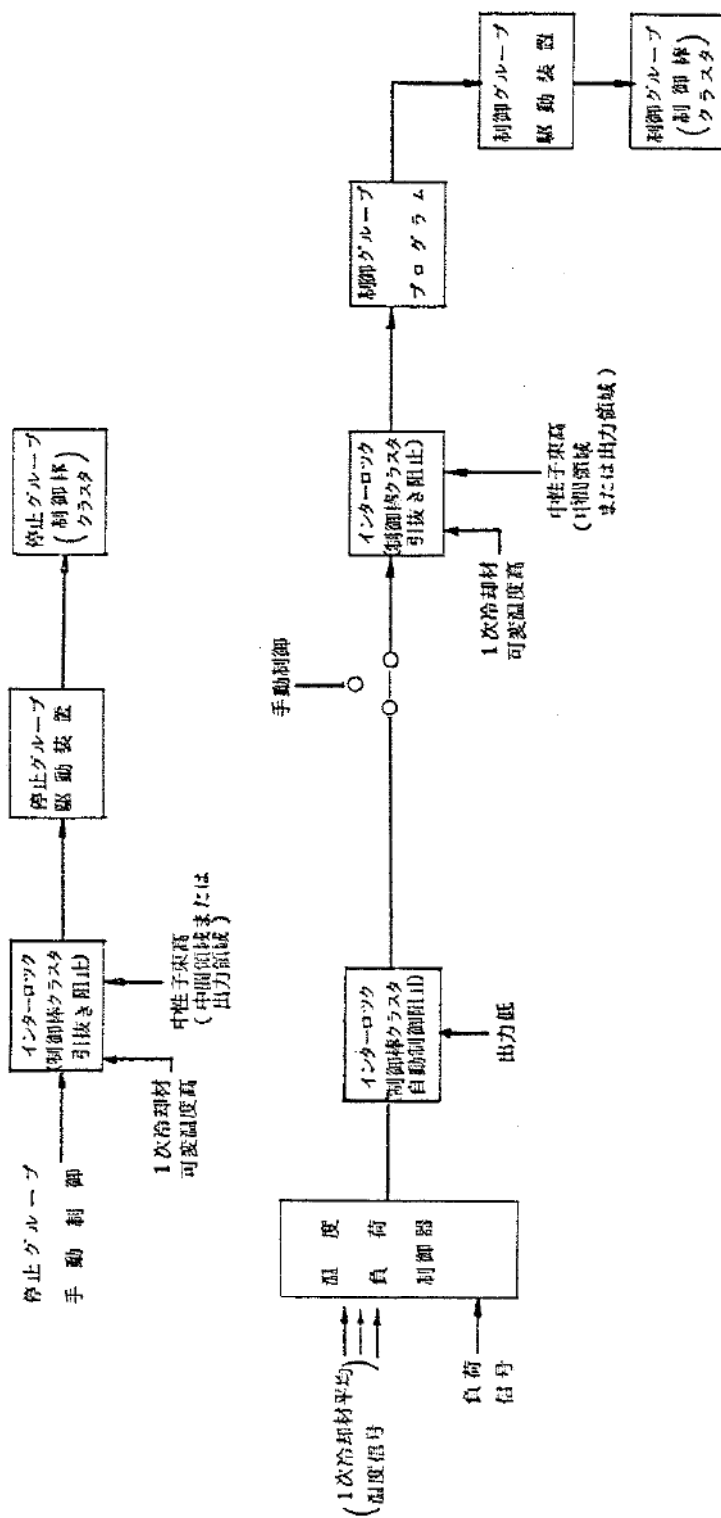
第11図 炉心断面図 (添付書類八 第3.1.2図)



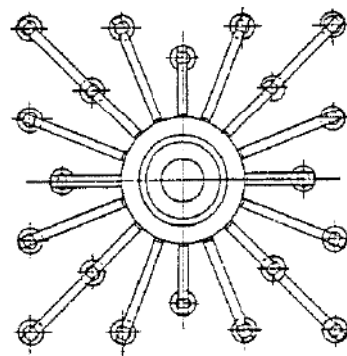
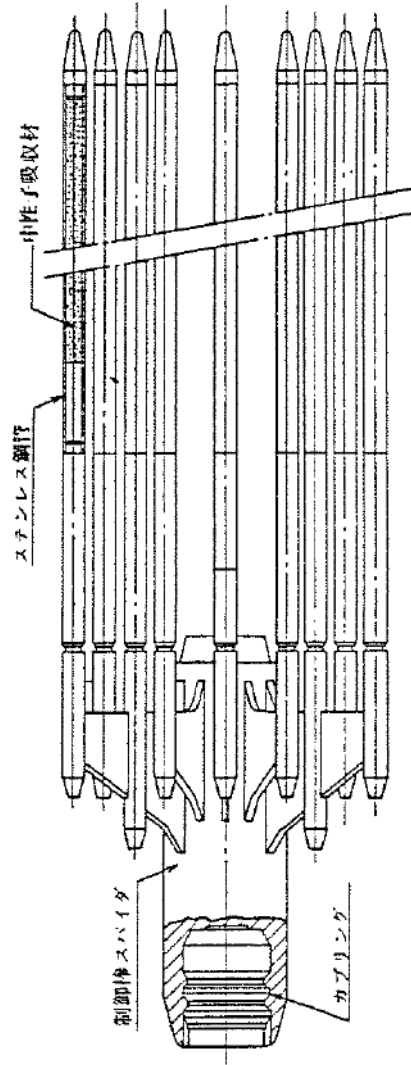
第12図 燃料集合体構造概要図（添付書類八 第3.2.3(1)図）



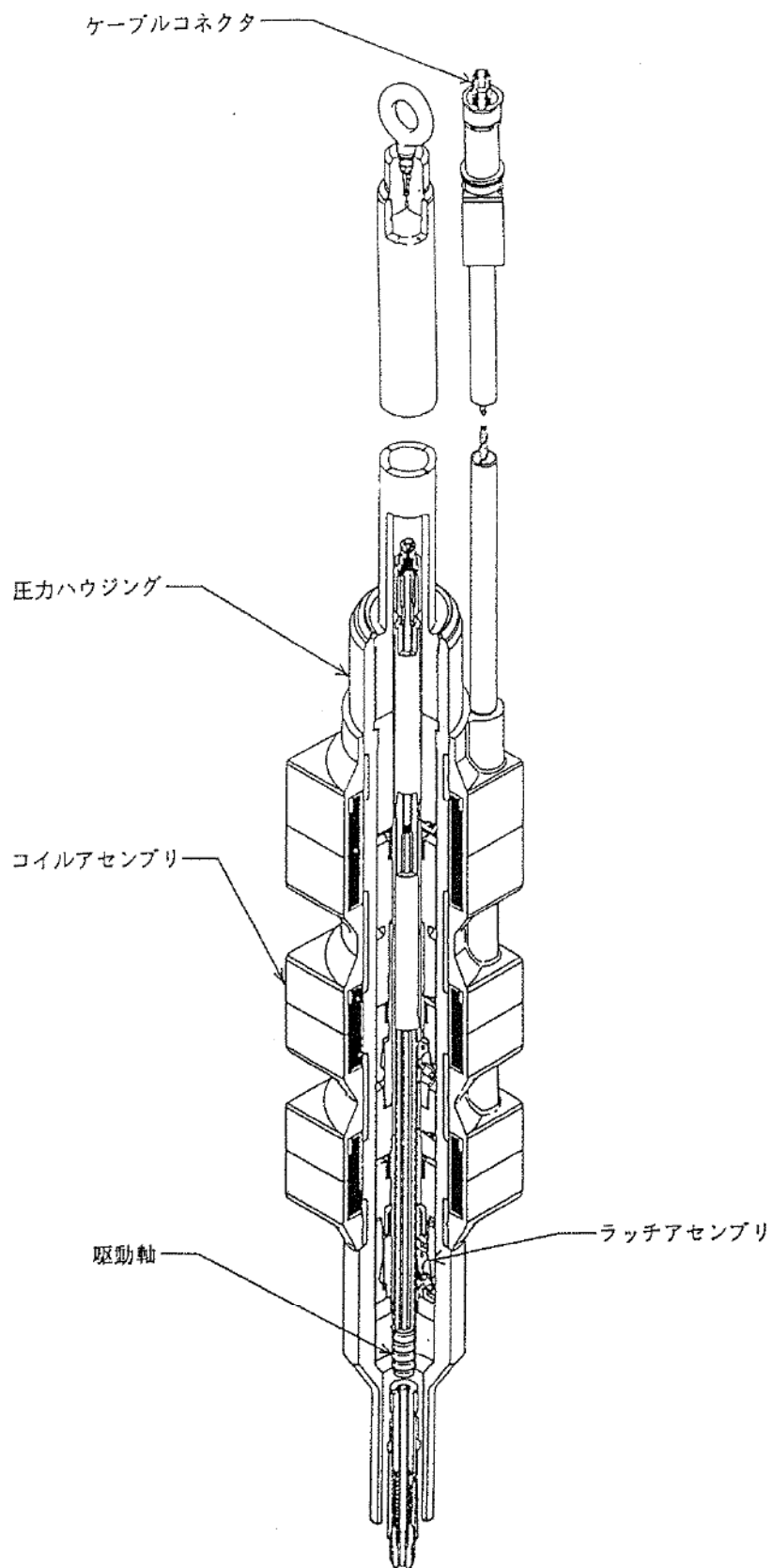
第13図 発電所フローダイヤグラム (参考用)



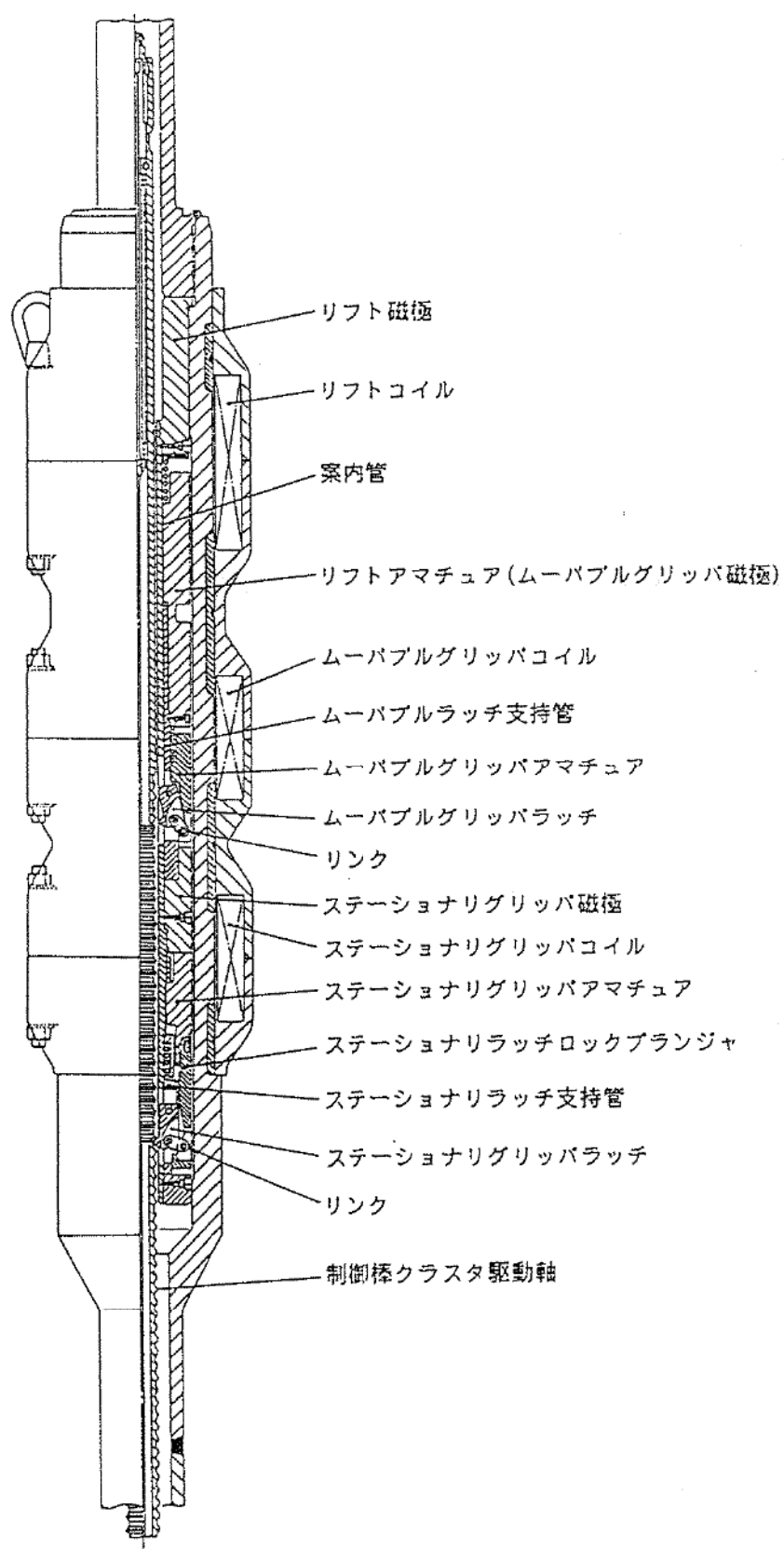
第14図 制御棒クラスタ制御系統図（参考用）



第15図 制御棒クラスタ構造説明図（参考用）

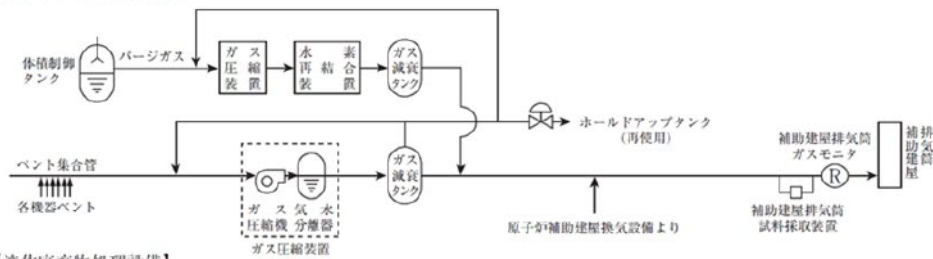


第16図 制御棒クラスタ駆動装置断面図（添付書類八 第3.3.2図）

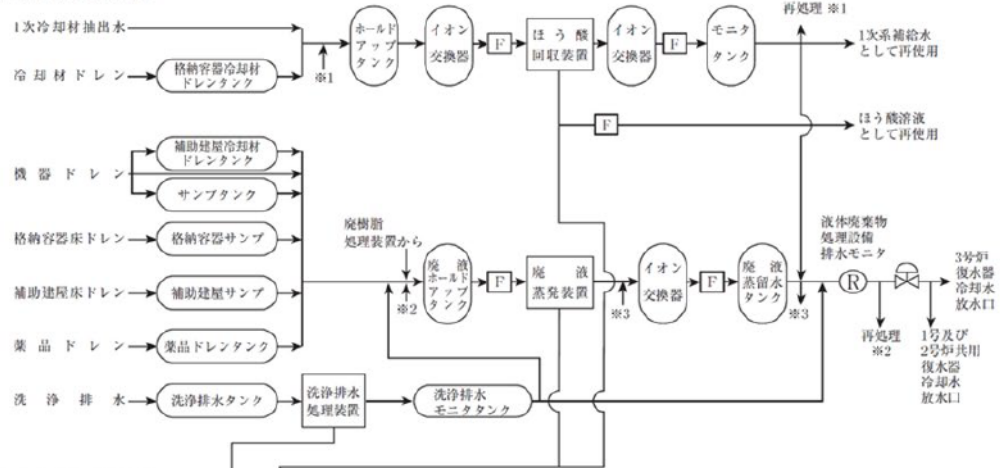


第17図 制御棒クラスタ駆動装置説明図 (添付書類八 第3.3.3図)

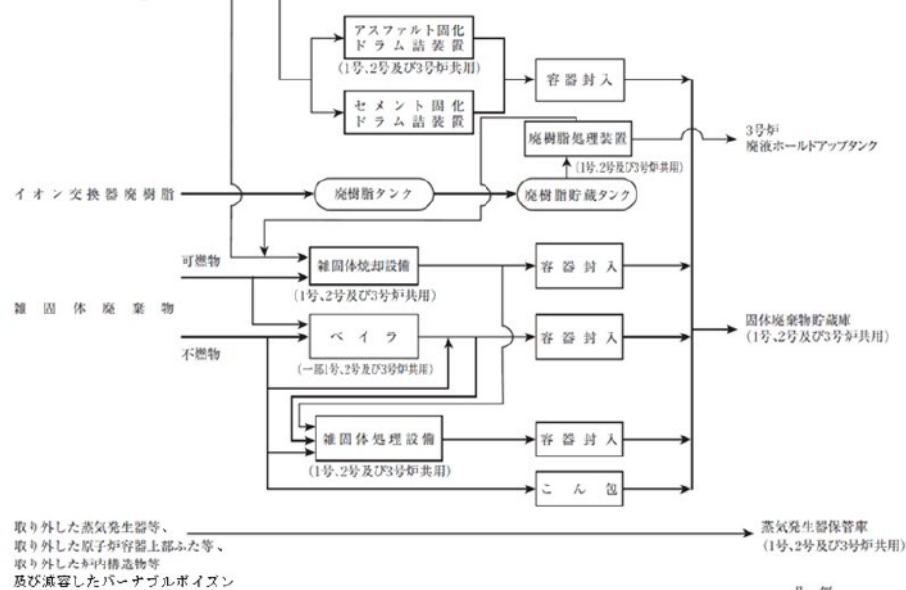
【気体廃棄物処理設備】



【液体廃棄物処理設備】

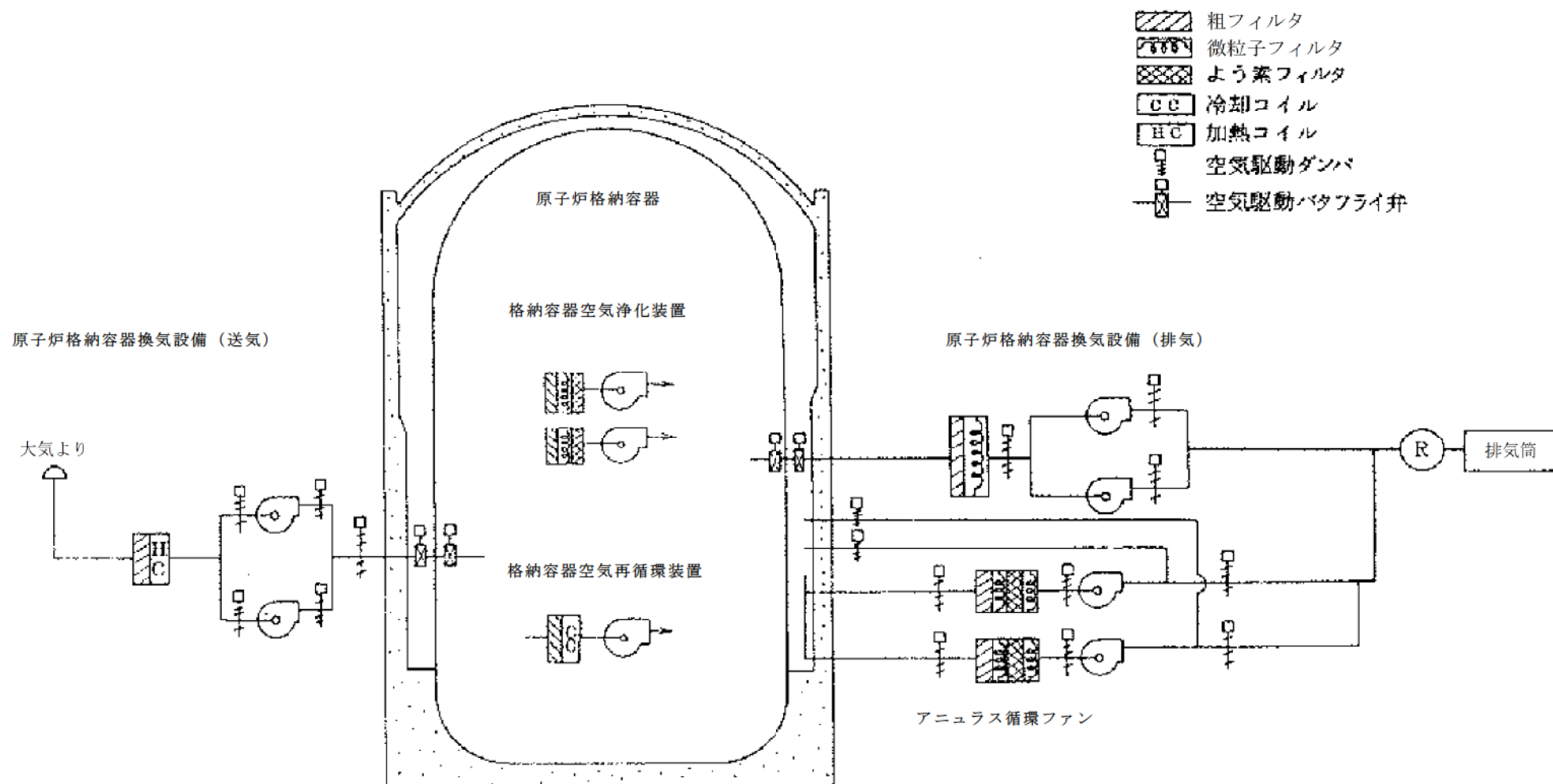


【固体廃棄物処理設備】

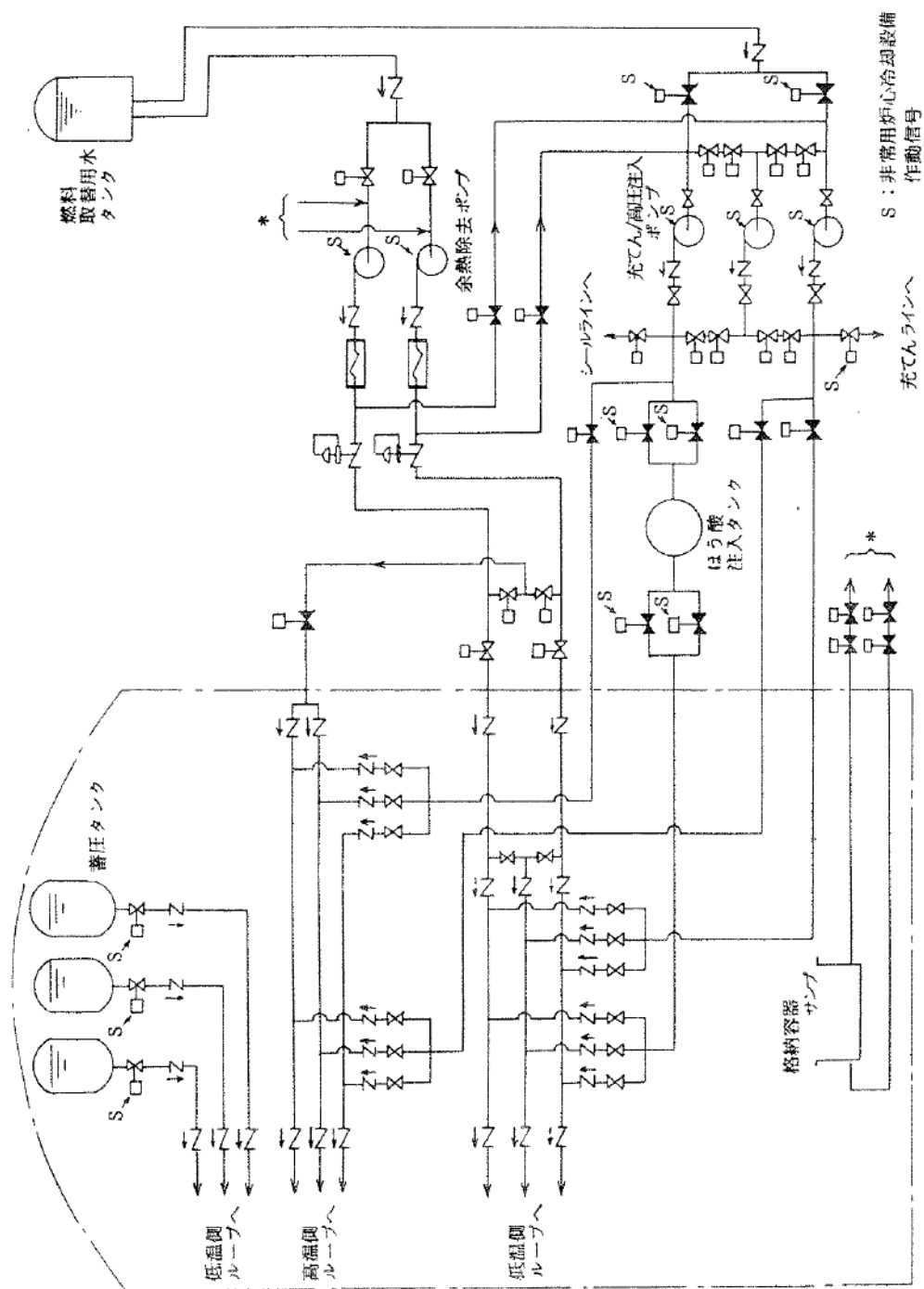


凡 例
[F] フィルタ

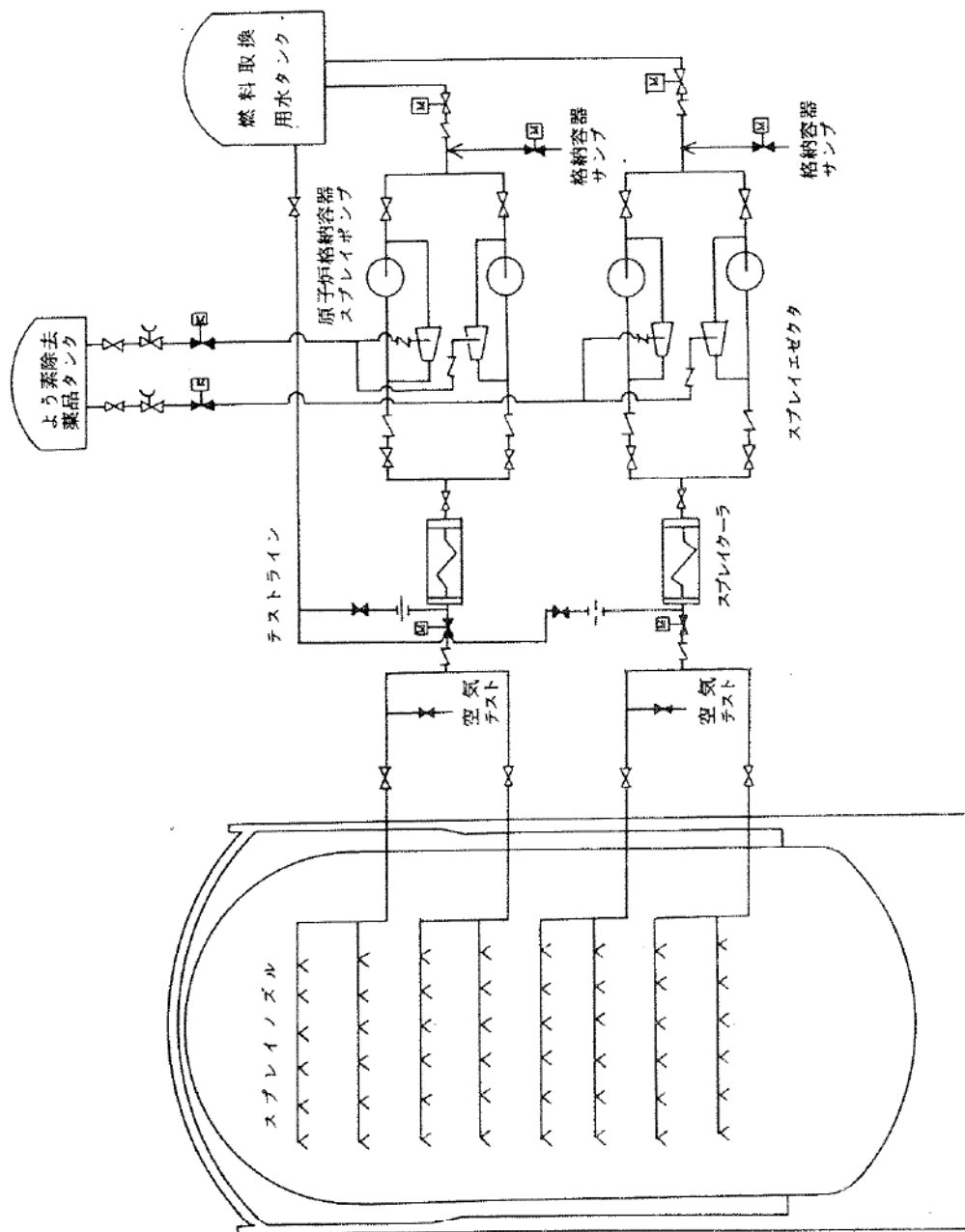
第 18 図 放射性廃棄物の廃棄施設の流路線図（添付書類八 第 7.1 図）



第 19 図 原子炉格納容器換気設備系統説明図 (添付書類八 第 9.3.1 図)

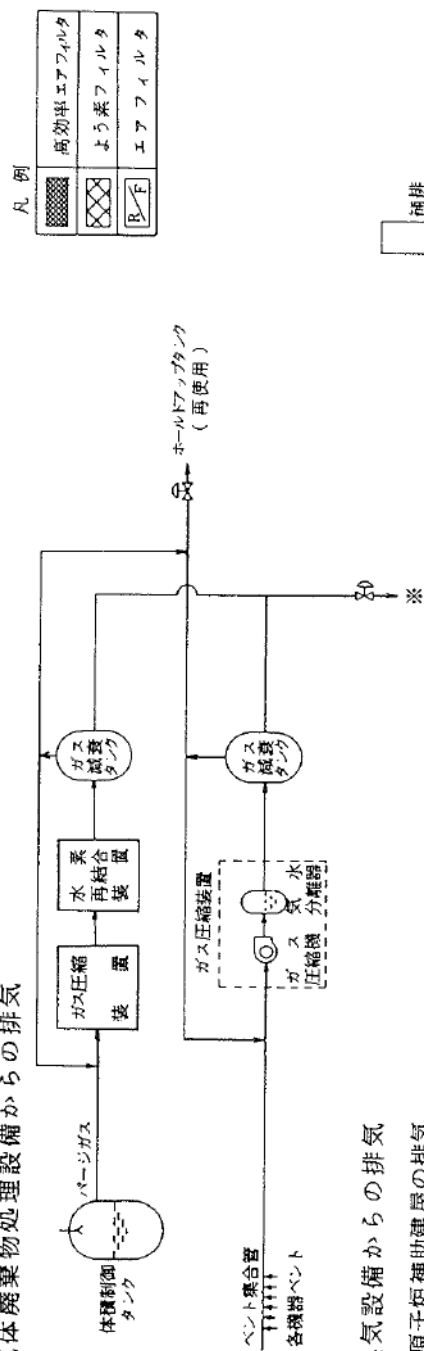


第20図 非常用炉心冷却設備系統説明図（参考用）



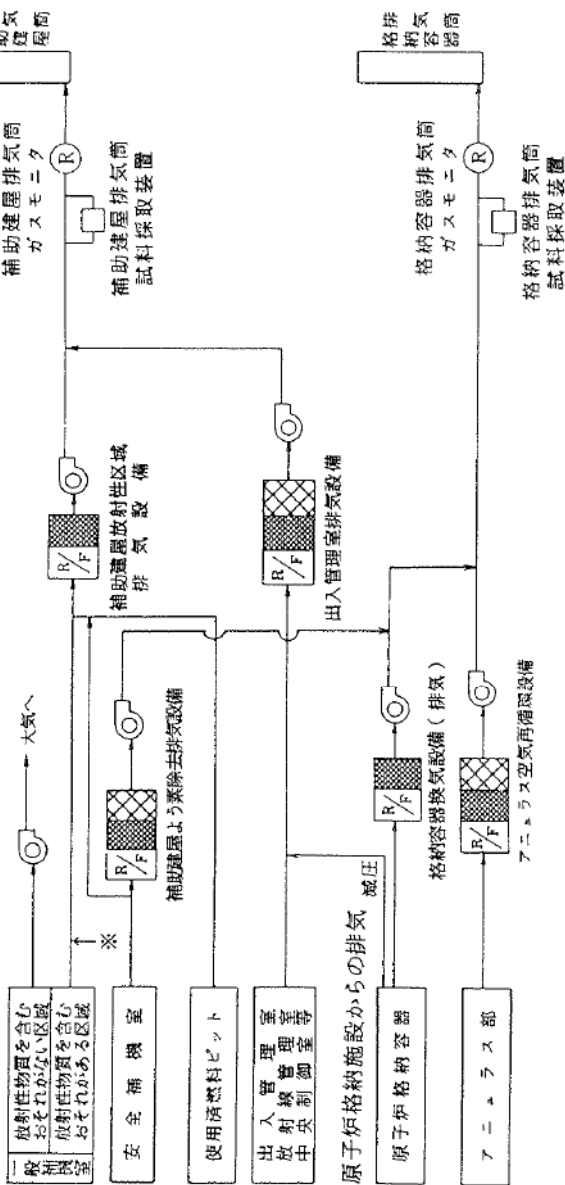
第21図 原子炉格納容器スプレイ設備系統説明図（参考用）

1. 気体廃棄物処理設備からの排気

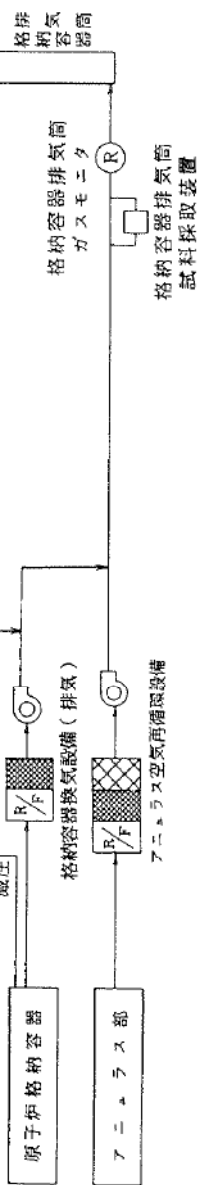


2. 換気設備からの排気

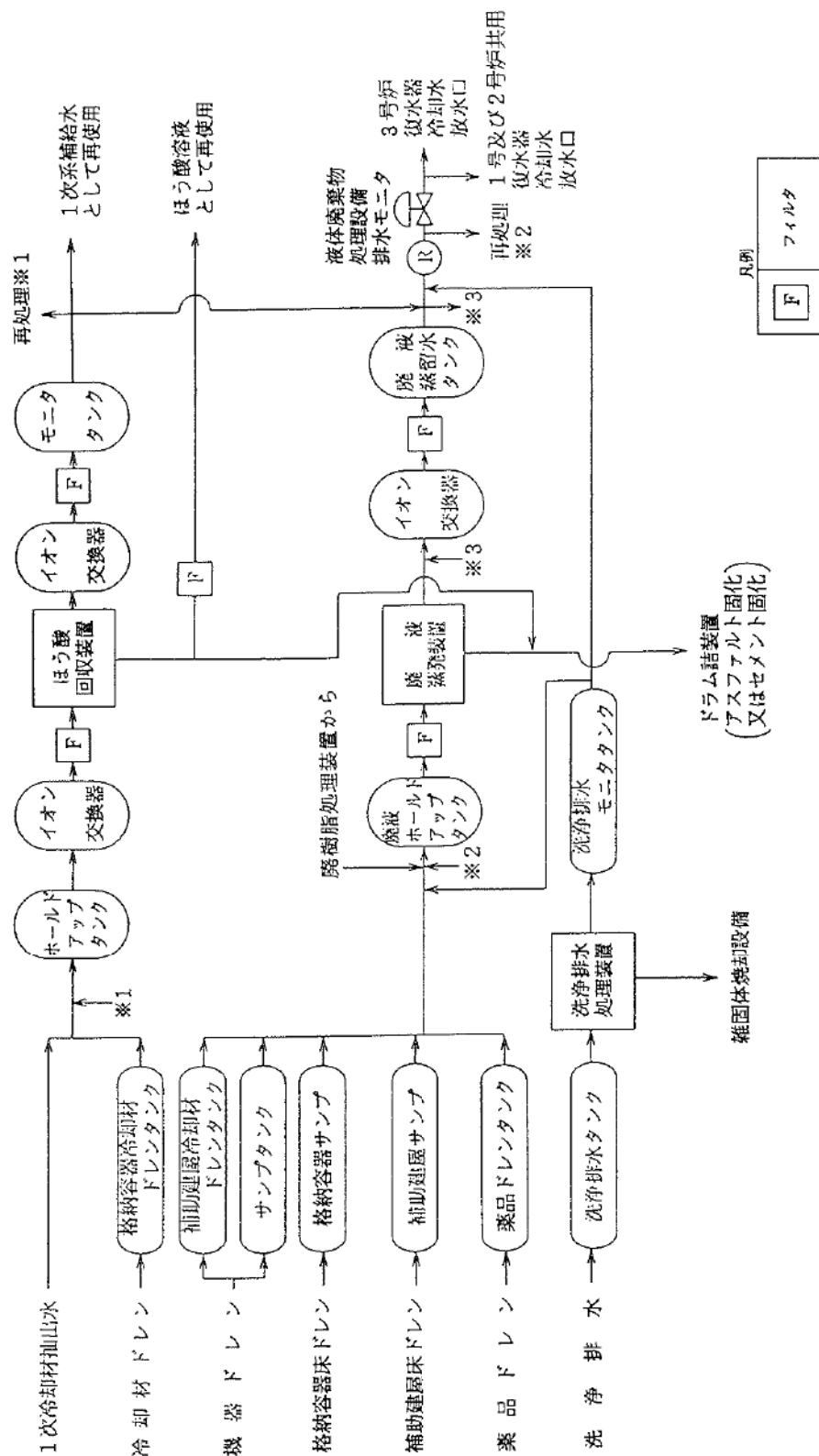
(1) 原子炉補助建屋の排気



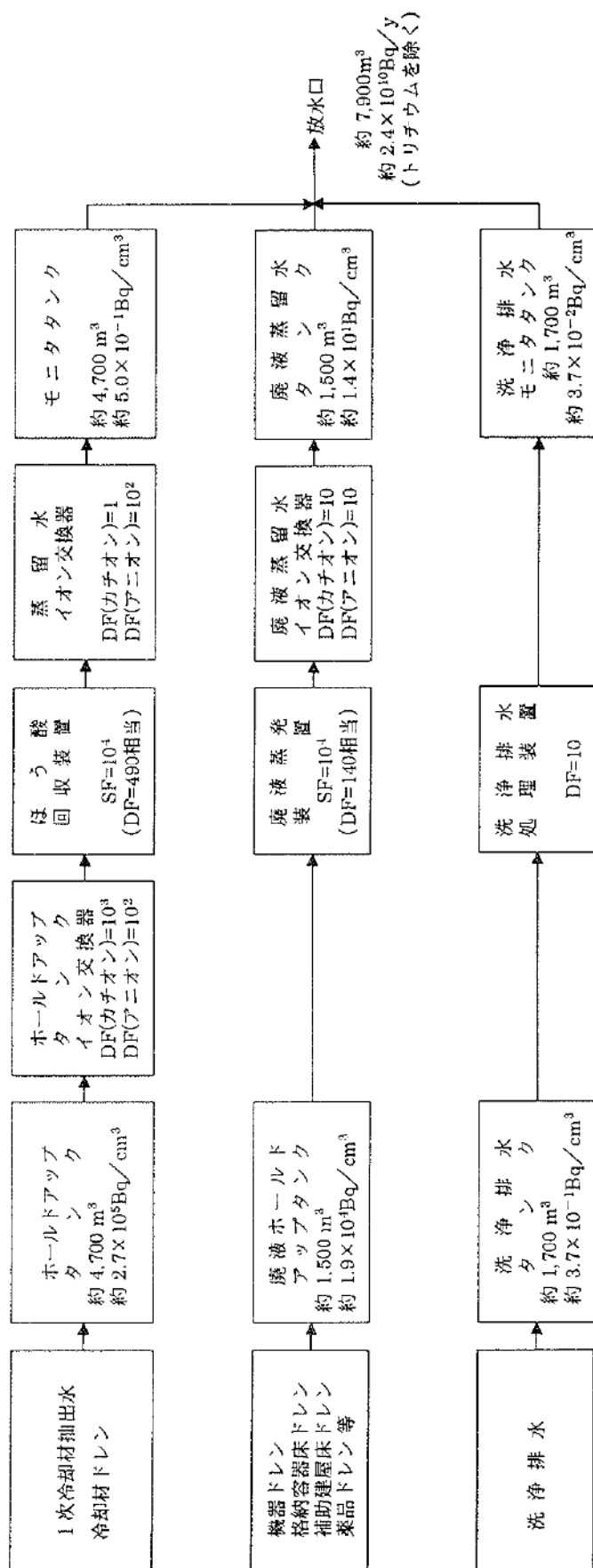
(2) 原子炉格納施設からの排気



第22図 気体廃棄物処理系統図 (換気系を含む) (添付書類九 第4.1.1図)

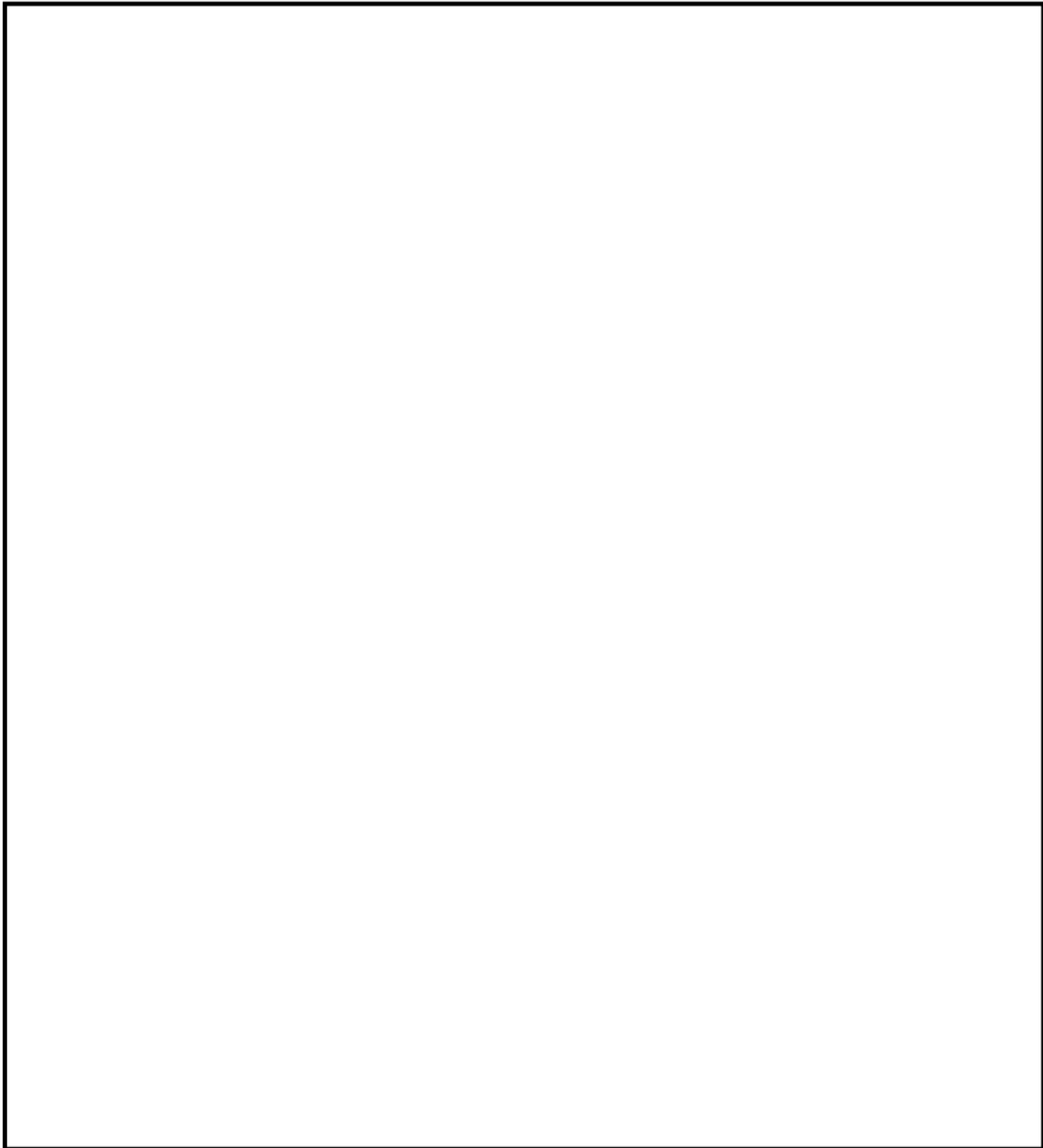


第23図 液体廃棄物処理系統図 (3号炉) (添付書類九 第4.1.2図)



(注) DF: 出口濃度に対する入口濃度の比
SF: 出口濃度に対する濃縮液濃度の比

第24図 液体廃棄物の年間推定発生量とその放射性物質の濃度 (3号炉) (添付書類九 第4.3.1図)



第 25 図 発電所全体配置図（特定重大事故等対処施設を含む。）
（添付書類八 第 2.9 図）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

添 付 書 類 目 次

添付書類一	変更後における発電用原子炉の使用の目的に関する説明書
添付書類二	変更後における発電用原子炉の熱出力に関する説明書
添付書類三	変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類
添付書類四	変更後における発電用原子炉の運転に要する核燃料物質の取得計画を記載した書類
添付書類五	変更に係る発電用原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書
添付書類六	変更に係る発電用原子炉施設の場所に関する気象、地盤、水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書
添付書類七	変更に係る発電用原子炉又はその主要な附属施設の設置の地点から20キロメートル以内の地域を含む縮尺20万分の1の地図及び5キロメートル以内の地域を含む縮尺5万分の1の地図
添付書類八	変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書
添付書類九	変更後における発電用原子炉施設の放射線の管理に関する説明書
添付書類十	変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書
添付書類十一	変更後における発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する説明書

添 付 書 類 一

変更後における発電用原子炉の使用の目的に関する説明書

美浜発電所 3 号炉は、美浜発電所 1 号、2 号炉、高浜発電所、大飯発電所の
場合と同様に商業発電用として使用するものである。

1. 設置理由

当社は、わが国のエネルギー事情からみて原子力発電の導入により、エネルギー源の多様化を計ることが必要と考え、且つ原子炉技術を詳細に検討した結果、原子力発電設備の安全性、信頼性および経済性についても十分な確認を得るに至ったので、昭和41年12月に美浜発電所 1 号炉の建設に着手し、昭和45年11月から営業運転を開始し現在まで高い負荷率でもつて順調に運転が続けられている。この間も増大する電力需要に対処して昭和43年 5月に美浜発電所 2 号炉、昭和44年12月に高浜発電所 1 号炉、さらに昭和45年12月に同 2 号炉の建設に着手し、さらに昭和46年 1月に大飯発電所 1 号、2 号炉の設置許可申請を行ない、2月には準備工事に着手している。今回、その後引き続き急増を続ける電力需給に対する供給力を確保するため、昭和47年 2月着工、昭和51年 7月運転開始の予定で美浜発電所 3 号炉を増設するものである。

なお、この計画に当つては、当社の系統的規模からみた運用上の問題の有無等を吟味した結果、高浜発電所 1 号、2 号炉と同型式同容量の原子炉を採用した。

2. 運転計画

美浜発電所 3 号炉は、原則として基底負荷運転を行なう予定である。

添 付 書 類 二

変更後における発電用原子炉の熱出力に関する説明書

1. 概 要

本ユニットの原子炉の熱出力は約2,440MWとする。

この出力は、諸外国における最近の発電所設置計画に多数採用されているものであり、高浜1，2号機と同一である。

2. 熱 出 力

2.1 原子炉および原子炉冷却系統

1次冷却材は原子炉の発生熱を蒸気発生器で2次冷却材へ伝達し、1次冷却材ポンプにより再び原子炉へ戻る。2次冷却材は1次冷却材からの伝達熱により蒸気となつて蒸気タービン発電機を駆動し電力を発生する。排気は復水器の冷却海水に放熱して復水となり蒸気発生器に戻る。1次冷却設備および2次冷却設備は原子炉熱出力約2,440MWを十分冷却、除去する能力を有する。

2.2 熱出力および熱平衡

1次冷却材が蒸気発生器により2次冷却材へ伝達する熱は、原子炉内で発生する熱に1次冷却材ポンプからのエネルギーを加え、これから原子炉および1次冷却設備の放射熱損失と原子炉補助設備の熱損失を差引いたものであり、これを原子炉熱出力とする。

定格出力運転時には2次冷却設備の蒸気タービン発電機は原子炉熱出力のうち約34%に相当する約826MWを電力に変換する。残り約66%は復水器冷却海水の熱損失と2次冷却設備の放射熱損失である。

添 付 書 類 3

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 工事に要する資金の額（初装荷燃料費を含まず）

項 目	総 額 × 1 0 ⁶ 円	建設工事費合計 に対する百分率 %
土 地	290	0.5
建 物	3,571	5.8
構 築 物	1,909	3.1
機 械 装 置	46,391	75.4
諸 装 置	275	0.4
仮 設 備	1,531	2.5
総 係 費	2,277	3.7
建 設 中 利 子	4,669	7.6
分 担 関 連 費	237	0.4
予 備 費	350	0.6
建設工事費合計	61,500	100.0

2. 工事に要する資金の調達計画

開銀資金、自己資金および一般借入金により調達する予定である。

< S51.5.4追加 >

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

変更の工事に要する資金約 18 億円は、開銀資金、自己資金、及び一般借入金により調達する予定である。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

約 3 億 円

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

自己資金および一般借入金により調達する予定である。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

使用済燃料貯蔵ラック改造工事	約	1.5	億 円
不要鋼材減容炉設置工事	約	0.8	億 円

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

自己資金及び一般借入金により調達する予定

< S53.9.2追加 >

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

約 6 億円

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

自己資金及び一般借入金により調達する予定である。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載
した書類

1号、2号及び3号炉

1. 変更の工事に要する資金の額

非常用炉心冷却設備作動回路の変更に伴う資金は約1.5億円（1,2,3号炉合計）である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

自己資金及び一般借入金より調達する予定である。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

約 7億円

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

自己資金および一般借入金により調達する計画である。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

約 65億円

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

自己資金および一般借入金により調達する計画である。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更のうち、工事を要する3号炉の出力分布調整用制御棒クラスタの撤去については、約0.3億円。また、1,2,3号炉共用の不要鋼材減容炉の撤去については、約0.06億円。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

本変更のうち、工事を要する3号炉の出力分布調整用制御棒クラスタの撤去及び1,2,3号炉共用の不要鋼材減容炉の撤去については、自己資金及び一般借入金により調達する予定である。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る蒸気発生器の取替工事及び蒸気発生器保管庫の設置工事に要する資金は約 4 3 0 億円である。また、出力分布調整用制御棒クラスタ駆動軸の撤去工事に要する資金は約 1.5 億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

本変更に係る蒸気発生器の取替工事及び蒸気発生器保管庫の設置工事並びに出力分布調整用制御棒クラスタ駆動軸の撤去工事に要する資金は、自己資金及び一般借入金により調達する予定である。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る原子炉容器上部ふたの取替工事に要する資金は、約30億円である。廃液蒸発装置の共用化及び一部撤去工事に要する資金は、約13億円である。また、洗浄排水処理装置の設置工事、雑固体処理設備の設置工事及び廃樹脂処理装置の設置工事に要する資金は、約120億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

本変更に係る原子炉容器上部ふたの取替工事、廃液蒸発装置の共用化及び一部撤去工事、洗浄排水処理装置の設置工事、雑固体処理設備の設置工事並びに廃樹脂処理装置の設置工事に要する資金は、自己資金及び一般借入金により調達する予定である。

< H10.11.10追加 >

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力変更工事に要する資金は約35億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

本変更に係る使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力変更工事に要する資金は、自己資金及び一般借入金により調達する予定である。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る 3 号炉の蓄電池の負荷変更工事に要する資金は約2億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

本変更に係る 3 号炉の蓄電池の負荷変更工事に要する資金は、自己資金及び一般借入金により調達する予定である。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る3号炉の重大事故等対処設備他設置工事に要する資金は、合計約1,650億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る3号炉の特定重大事故等対処施設及び所内常設直流電源設備（3系統目）の設置工事に要する資金は、合計約749億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。