

② d

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管であれば発生応力が許容応力の0.8倍以下であれば破損を想定しない。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管であれば発生応力が許容応力の0.4倍を超え0.8倍以下であれば「貫通クラック」による溢水を想定した評価とし、0.4倍以下であれば破損は想定しない。

低エネルギー配管については、配管の発生応力が許容応力の0.4倍以下であれば破損は想定しない。

具体的には、高エネルギー配管のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管である原子炉隔離時冷却系蒸気配管及び原子炉建屋廃棄物処理棟の所内蒸気配管の一般部（1Bを超える。）は、発生応力が許容応力の0.8倍以下を確保する設計とし、「貫通クラック」による溢水を想定した評価とする。破損を想定しない低エネルギー配管は発生応力が許容応力の0.4倍以下を確保する設計とする。

発生応力と許容応力の比較により破損形状の想定を行う原子炉隔離時冷却系蒸気配管及び原子炉建屋廃棄物処理棟の所内蒸気配管の一般部（1Bを超える。）及び破損を想定しない低エネルギー配管は、評価結果に影響するような配管減肉がないことを確認するために、継続的な肉厚管理を実施することとし、保安規定に定めて管理する。

また、高エネルギー配管として運転している時間の割合が、当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さいことから低エネルギー配管とする系統（ほう酸水注入系、残留熱除去系、残留熱除去系海水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系）については、運転時間実績管理を実施することとし、保安規定に定めて管理する。

消火水の放水による溢水では、消火活動に伴う消火栓からの放水量を溢水量として設定する。消火栓以外の設備である発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）

の拡大防止のために設置されるスプリンクラ及び格納容器スプレイ系統からの溢水については、防護すべき設備が溢水影響を受けない設計とする。具体的には、防護すべき設備が設置される建屋には、スプリンクラは設置しない設計とする。格納容器スプレイ系統の作動により発生する溢水については、原子炉格納容器内の防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とし、詳細は添付書類「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の「2.3 環境条件等」に示す。また、格納容器スプレイ系統は、作動信号系の単一故障により誤作動しないように設計されることから、誤作動による溢水は想定しない。

地震起因による溢水では、流体を内包することで溢水源となり得る機器のうち、

基準地震動 S_s による地震力により破損するおそれがある機器からの漏水及び使用済燃料プールのスロッシングによる漏水を溢水源として設定する。施設定期検査中においては、使用済燃料プール、原子炉ウエル及びドライヤセパレータプールのスロッシングによる漏水を溢水源として設定する。廃棄物処理建屋においては、耐震重要度分類に応じた要求される地震力によるサイトバンカプールのスロッシングによる漏水を溢水源として設定する。

その際、配管については破断形状として完全全周破断を考慮した溢水流量、容器については全保有水量の流出を考慮する。使用済燃料プール、原子炉ウエル及びドライヤセパレータプールのスロッシングによる溢水量の算出に当たっては、基準地震動 S_s により生じるスロッシングにてプール外へ漏えいする溢水量を考慮する。

② a 耐震 S クラス機器については、基準地震動 S_s による地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しない。また、耐震 B、C クラス機器のうち、耐震対策工事の実施あるいは設計上の裕度の考慮により、基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性が確保されているものについては溢水源として想定しない。

溢水量の算出に当たっては、漏水が生じるとした機器のうち防護すべき設備への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価する。

溢水量の設定において、隔離による漏えい停止を期待する場合には、漏えい停止までの適切な隔離時間を考慮し、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。ここで漏水量は、配管の破損箇所からの流出流量に隔離時間を乗じて設定する。なお、手動による漏えい停止の手順は、保安規定に定めて管理する。

溢水量の算出に当たっては、配管の保有水量に 10 % の保守性を考慮した設計とする。

その他の溢水については、地下水の流入、降水、屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損を伴う漏えい等の地震以外の自然現象により発生する溢水及び機器の誤作動等による漏えい事象を想定し、これらの溢水についても防護すべき設備が溢水の影響を受けて要求される機能を損なうおそれがない設計とする。

溢水源及び溢水量の設定の具体的な内容を添付書類「V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定」のうち「2. 溢水源及び溢水量の設定」に示す。

② b (2) 溢水防護区画及び溢水経路の設定

溢水防護区画は、防護すべき設備が設置されているすべての区画並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定する。

溢水防護区画は壁、扉、堰、床段差等又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離される区画として設定する。

溢水経路は、溢水防護区画内外で発生を想定する溢水に対して、当該区画内の溢

水水位が最も高くなるように設定する。消火活動により区画の扉を開放する場合は、開放した扉からの消火水の伝播を考慮した溢水経路とする。また、壁貫通部止水処置は、火災により機能を損なうおそれがない設計とする。

また、溢水経路を構成する水密扉については、閉止状態を確実にするために、中央制御室における閉止状態の確認、開放後の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作の手順書の整備を行うこととし、保安規定に定めて管理する。

また、原子炉建屋原子炉棟6階については、大物機器搬入口開口部及び燃料輸送容器搬出口開口部に関して、キャスク搬出入時における原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰6-4（鋼板部）の取り外し、並びに原子炉建屋原子炉棟6階の残留熱除去系A系及びB系の熱交換器ハッチ開口部に関して、ハッチを開放する前には原子炉建屋原子炉棟止水板6-1及び原子炉建屋原子炉棟止水板6-2の設置並びにその他の流下経路（床ファンネル及び流下開口）の閉止措置を行い、溢水が下層階へ流下することを防止する設計とする。また、この堰、止水板の設置及び流下経路の閉止措置に係る運用は保安規定に定めて管理する。

現場操作が必要な設備へのアクセス通路について、最終的な滞留水位が200 mmより高くなる区画には想定される水位に応じて必要な高さの歩廊を設置し、アクセスに影響のない措置を講じる。

溢水防護区画及び溢水経路の設定の具体的な内容を添付書類「V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定」のうち「3. 溢水防護区画及び溢水経路の設定」に示す。

③ a

2.3 溢水評価及び防護設計方針

2.3.1 防護すべき設備を内包する建屋内及びエリア内で発生する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針

(1) 没水の影響に対する評価及び防護設計方針

発生を想定する溢水量、溢水防護区画及び溢水経路から算出される溢水水位と、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を評価し、防護すべき設備が没水の影響により要求される機能を損なうおそれがないことを評価する。

また、溢水の流入状態、溢水源からの距離、人のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、機能喪失高さは、溢水水位に対して裕度を確保する設計とする。具体的には、防護すべき設備の機能喪失高さが溢水防護区画ごとに算出される溢水水位に対して一律100 mm以上の裕度を確保する設計とする。

さらに、区画の床勾配による床面高さのばらつきを考慮し、評価に用いる溢水水位に一律100 mmの裕度を確保する設計とする。

防護すべき設備が溢水による水位に対し機能喪失高さを確保できないおそれが

ある場合は、溢水水位を上回る高さまで、止水性を維持する壁、扉、蓋、堰、逆流防止装置又は貫通部止水処置により溢水伝播を防止する対策を実施する。

止水性を維持する溢水防護に関する施設については、試験又は机上評価にて止水性を確認する設計とする。

重大事故等対処設備については、溢水水位を踏まえた位置に設置又は保管することで、没水影響により設計基準事故対処設備等又は同様の機能を有する重大事故等対処設備と同時に機能喪失しない設計とする。

使用済燃料プールの水位及び温度の監視に必要な設備は、使用済燃料プールのスロッシング等により一時的に水没するおそれがあることから、没水に対して機能喪失しない設計とする。

消火水の放水による没水影響で防護すべき設備の機能を損なうおそれがある場合には、水消火を行わない消火手段（ハロゲン化物消火設備による消火、二酸化炭素自動消火設備による消火、消火器による消火）を採用することで没水の影響が発生しない設計とする。さらに当該エリアへの不用意な放水を行わない運用とすることとし保安規定に定めて管理する。

没水影響評価の具体的な内容を添付書類「V-1-1-8-4 溢水影響に関する評価」のうち「2.1 没水影響に対する評価」に示す。

③ b

(2) 被水の影響に対する評価及び防護設計方針

溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水若しくは天井面の開口部又は貫通部からの被水の影響により、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがないことを評価する。

② c

防護すべき設備は、浸水に対する保護構造（以下「保護構造」という。）を有し被水影響を受けても要求される機能を損なうおそれがない設計とする。

保護構造を有さない場合は、機能を損なうおそれがない配置設計又は被水の影響が発生しないよう当該設備が設置される溢水防護区画において水消火を行わない消火手段（ハロゲン化物消火設備による消火、二酸化炭素自動消火設備による消火、消火器による消火）を採用する設計とする。

保護構造により要求される機能を損なうおそれがない設計とする設備については、評価された被水条件を考慮しても要求される機能を損なうおそれがないことを設計時に確認し、保護構造を維持するための保守管理を実施する。

また、水消火を行う場合には、消火対象以外の設備への誤放水がないよう、消火放水時に不用意な放水を行わない運用とすることとし保安規定に定めて管理する。

重大事故等対処設備については、位置的分散により、被水影響により設計基準事故対処設備等又は同様の機能を有する重大事故等対処設備と同時に機能喪失し

事故対処設備等又は同様の機能を有する重大事故等対処設備と同時に機能喪失しない設計とする。

防護すべき設備が蒸気環境に曝された場合、防護すべき設備の要求される機能が損なわれていないことを確認することとし、保安規定に定めて管理する。

蒸気影響評価の具体的な内容を添付書類「V-1-1-8-4 溢水影響に関する評価」のうち「2.3 蒸気影響に対する評価」に示す。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルに関する具体的な設計方針については、添付書類「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

③ c

2.3.2 使用済燃料プールの機能維持に関する評価及び防護設計方針

使用済燃料プールに関しては、発生を想定する溢水の影響を受けても、使用済燃料プール冷却系統及び給水系統に要求される機能が損なわれるおそれがないことを評価する。具体的には、基準地震動 S_0 による地震力によって生じるスロッシング後の使用済燃料プール水位が、使用済燃料プールの冷却機能（水温 $65\text{ }^{\circ}\text{C}$ 以下）の維持に必要な水位（サージタンクに流入するオーバーフローラインの下端位置以上）及び保安規定で定めた管理区域内における特別措置を講じる基準である線量率（ $\leq 1.0\text{ mSv/h}$ ）を満足する水位を上回ることを評価する。

また、スロッシングによる溢水（その他機器の地震起因による溢水を含む。）の影響を受けて、使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能の維持に必要な機器が要求される機能を損なうおそれがないことを評価する。

防護すべき設備が溢水により要求される機能を損なうおそれがある場合には、防護対策その他の適切な処置を実施する。

使用済燃料プールのスロッシングによる溢水量の算出に当たっては、基準地震動 S_0 による地震力によって生じるスロッシング現象をスロッシング後の使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール外へ漏えいする水量がそれぞれ保守的になるよう設定した評価条件で3次元流動解析により評価する。

施設定期検査時においては、スロッシングによる溢水が使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールへ戻ることを踏まえ、スロッシング後にも使用済燃料プールの適切な水温及び遮蔽水位を維持できる設計とする。なお、プール等周りの縁石には、スロッシングによる溢水がプール等へ戻りやすくなるよう切欠きを設置する。

スロッシングによる溢水がプール等へ戻る際のプール内への異物落下防止措置及び異物による切欠きの閉塞防止措置について、保安規定に定めて管理する。

使用済燃料プール機能維持評価の具体的な内容を添付書類「V-1-1-8-4 溢水影響に関する評価」のうち「2.4 使用済燃料プールの機能維持に関する溢水評価」

に示す。

2.3.3 防護すべき設備を内包する建屋外及びエリア外で発生する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針

防護すべき設備を内包する建屋及びエリアにおいて、建屋外及びエリア外で発生を想定する溢水である循環水管の伸縮継手の破損による溢水、屋外タンクで発生を想定する溢水、地下水等が、建屋内及びエリア内に流入するおそれがある場合には、壁、扉、蓋の設置及び貫通部止水処置を実施することで建屋内及びエリア内への流入を防止する設計とし、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とする。

また、建屋外及びエリア外で発生する溢水量の低減対策として以下に期待する。

海水ポンプエリア外及びタービン建屋内における循環水管の伸縮継手の破損箇所からの溢水を早期に自動検知し、隔離（地震起因による伸縮継手の破損の場合は自動隔離、それ以外は中央制御室からの遠隔手動隔離）を行うために、循環水系隔離システム（漏えい検知器、循環水ポンプ出口弁、復水器水室出入口弁、検知制御盤及び検知監視盤等）を設置する。隔離信号発信後 \square 分以内に循環水ポンプ、循環水ポンプ出口弁及び復水器水室出入口弁を自動隔離する設計とする。さらに、海水ポンプエリア外の循環水管については、伸縮継手を可撓継手構造とし、継手部のすき間（合計 \square mm以下）を設定する設計とすることで、破損箇所からの溢水量を低減する設計とする。

地下水については、排水ポンプの故障等により建屋周囲の水位が地表面まで上昇することを想定し、建屋外周部における壁及び貫通部止水処置により防護すべき設備を内包する建屋への流入を防止する設計とする。

防護すべき設備を内包する建屋外及びエリア外で発生する溢水に関する溢水評価の具体的な内容を添付書類「V-1-1-8-4 溢水影響に関する評価」のうち「3. 溢水防護区画を内包する建屋外からの流入防止」に示す。

④ 2.3.4 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価及び防護設計方針

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、配管及びその他の設備（ポンプ、弁、使用済燃料プール、サイトバンカプール、原子炉ウエル、ドライヤセパレータープール）からあふれ出る放射性物質を含む液体について、溢水量、溢水防護区画及び溢水経路により溢水水位を算出し、放射性物質を内包する液体が管理区域外へ漏えいすることを防止し伝播するおそれがないことを評価する。なお、地震時における放射性物質を含む液体の溢水量の算出については、耐震重要度分類に応じた要求される地震力を用いて設計する。

放射性物質を含む液体が管理区域外に伝播するおそれがある場合には管理区域外への溢水伝播を防止するため、防護対策を実施する。

評価で期待する溢水防護対策として、漏えいする溢水水位を上回る高さを有する伝播防止処置を実施し、放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播しない設計とする。また、溢水防護対策は、溢水水位に対して原則200 mm以上の裕度を確保する設計とする。具体的には、溢水の流入状態、溢水源からの距離、人のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、溢水水位に対して原則100 mm以上の裕度を確保するとともに、区画の床勾配による床面高さのばらつきを考慮し、溢水水位に原則100 mm以上の裕度を確保する。ただし、溢水水位が低い場合や溢水防護対策の設置位置が床勾配の上端部であることが明らかな位置にある場合には、適切な裕度を確保する設計とする。

管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価の具体的な内容を添付書類「V-1-1-8-4 溢水影響に関する評価」のうち「4. 管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価」に示す。

2.4 溢水防護に関する施設の設計方針

④

「2.2 溢水評価条件の設定」及び「2.3 溢水評価及び防護設計方針」を踏まえ、溢水防護区画の設定、溢水経路の設定及び溢水評価において期待する溢水防護に関する施設の設計方針を以下に示す。設計に当たっては、溢水防護に関する施設が要求される機能を踏まえ、溢水の伝播を防止する設備及び蒸気影響を緩和する設備に分類し設計方針を定める。

また、溢水防護に期待する施設は、要求される機能を維持するため、計画的に保守管理を実施するとともに、必要に応じ補修を実施することとし、保安規定に定めて管理する。

溢水防護に関する施設の設計方針を添付書類「V-1-1-8-5 溢水防護施設の詳細設計」に示す。

2.4.1 溢水伝播を防止する設備

(1) 水密扉（浸水防止設備と一部兼用）

原子炉建屋原子炉棟内で発生を想定する溢水が、溢水防護区画へ伝播しない設計とするために、止水性を有する残留熱除去系A系ポンプ室水密扉、原子炉隔離時冷却系室北側水密扉、原子炉隔離時冷却系室南側水密扉及び高压炉心スプレイ系ポンプ室水密扉を設置する。

また、屋外で発生を想定する溢水が、溢水防護区画内（常設代替高压電源装置用カルバート内）へ伝播しない設計とするために、止水性を有する常設代替高压電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉（浸水防止設備と兼用）を設置する。

(4) 管理区域外伝播防止堰（放射性廃棄物の廃棄施設と一部兼用）

管理区域内で発生を想定する放射性物質を含む液体が、管理区域外へ伝播しない設計とするために、原子炉建屋廃棄物処理棟管理区域伝播防止堰1-1から1-2、タービン建屋管理区域外伝播防止堰1-1から1-4を設置する。また、放射性廃棄物の廃棄施設におけるキャスク搬出入用出入口、サイトバンカトラックエリア出入口、廃棄物処理建屋機器搬出入用出入口、雑固体ドラム搬出入用出入口、ドラム搬入室出入口、廃棄物処理建屋出入口及び焼却設備機器搬出入用出入口も管理区域外伝播防止堰として兼用する。

管理区域外伝播防止堰のうち耐震設計上の重要度分類がC-2クラスの堰は、発生を想定する溢水水位による静水圧に対し、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。また、地震時及び地震後において、基準地震動 S_0 による地震力に対して、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。上記以外の管理区域伝播防止堰については、地震時及び地震後において、耐震重要度分類にて要求される地震力に対して、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

(5) 逆流防止装置

原子炉建屋原子炉棟内で滞留する溢水が、床ドレンラインを介して原子炉建屋原子炉棟内の溢水防護区画へ伝播しない設計とするために、床ドレンラインに止水性を有する逆流防止装置を設置する。

逆流防止装置は、発生を想定する溢水水位による静水圧に対し、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。また、地震時及び地震後において、基準地震動 S_0 による地震力に対して、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

④

(6) 貫通部止水処置（浸水防止設備と一部兼用）

以下の設計のため、貫通部止水処置を実施する。

- ・防護すべき設備を内包する建屋外及びエリア外にて発生を想定する溢水が、溢水防護区画へ伝播しない設計とするため。
- ・原子炉建屋原子炉棟内で発生を想定する溢水により、防護すべき設備の機能を損なうおそれがない設計とするため。
- ・管理区域内で発生を想定する放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播しない設計とするため。

これらの貫通部止水処置は、発生を想定する溢水水位による静水圧に対し、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。また、地震時及び地震後において、基準地震動 S_0 による地震力に対して、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

V-1-1-8-2 防護すべき設備の設定

1. 概要

本資料は、技術基準規則第12条、第54条及びその解釈並びに評価ガイドを踏まえて、発電用原子炉施設内で発生を想定する溢水の影響から防護すべき設備の設定の考え方を説明するものである。

2. 防護すべき設備の設定

2.1 防護すべき設備の設定方針

溢水から防護すべき設備として、「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」における分類のクラス1,クラス2に属する構築物,系統及び機器に加え,安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物,系統及び機器のうち,重要度の特に高い安全機能を有する系統がその安全機能を維持するために必要な設備並びに使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持するために必要な設備である溢水防護対象設備を設定する。

また,重大事故等対処設備についても溢水から防護すべき設備として設定する。

2.2 溢水防護対象設備の抽出

防護すべき設備のうち,溢水防護対象設備の具体的な抽出の考え方を以下に示す。

溢水によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を,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(以下「重要度分類審査指針」という。)における分類のクラス1,クラス2及びクラス3に属する構築物,系統及び機器とする。

この中から,溢水防護上必要な機能を有する構築物,系統及び機器を選定する。

具体的には,運転状態にある場合には原子炉を高温停止及び引き続き低温停止することができ並びに放射性物質の閉じ込め機能を維持するため,停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するため及び使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要となる,重要度分類審査指針における分類のクラス1,クラス2に属する構築物,系統及び機器に加え,安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物,系統及び機器を抽出する。

以上を踏まえ,防護すべき設備のうち溢水防護対象設備として,重要度の特に高い安全機能を有する構築物,系統及び機器並びに使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な構築物,系統及び機器を抽出する。

① a

(1) 重要度の特に高い安全機能を有する系統がその安全機能を適切に維持するために必要な設備

重要度の特に高い安全機能を有する系統がその安全機能を適切に維持するために必要な設備として,運転状態にある場合は原子炉を高温停止及び引き続き低温停止

① a

することができ並びに放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要な設備、また、停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するために必要な設備を溢水防護対象設備として抽出する。重要度の特に高い安全機能を有する系統・機器を表2-1に示す。

① b

また「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を参考に、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故のうち、溢水により発生し得る原子炉外乱及び溢水の原因となり得る原子炉外乱を抽出し、その対処に必要な系統を抽出する。結果として、原子炉冷却材喪失（LOCA）や主蒸気管破断といった溢水源となり得る事象も抽出される。

原子炉外乱としては、以下の溢水により発生し得る原子炉外乱及び溢水の原因となり得る原子炉外乱を考慮する。地震に対しては溢水だけではなく、地震に起因する外乱（給水流量の全喪失、外部電源喪失等）も考慮する。

- ・ 想定破損による溢水（単一機器の破損を想定）
- ・ 消火水の放水による溢水（単一の溢水源を想定）
- ・ 地震起因による溢水

溢水評価上想定する起因事象として抽出する運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を表2-2及び表2-3に、溢水評価上想定する事象とその対処系統を表2-4に示す。なお、抽出に当たっては溢水事象となり得る事故事象も評価対象とする。

(2) 使用済燃料プールの冷却及び給水機能維持に必要な設備

使用済燃料プールを保安規定で定められた水温（65℃以下）に維持するため、使用済燃料プールの冷却系統の機能維持に必要な設備を抽出する。

使用済燃料プールの放射線を遮蔽するための水量を確保するため、使用済燃料プールへの給水系統の機能維持に必要な設備を抽出する。

具体的には、表2-5に示すとおり燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系を抽出する。

また、使用済燃料プールの水位及び温度の監視計器については、重要度分類指針における分類のクラス3に属する機器であるが、使用済燃料プールの状態を直接的に把握することができ、異常事態発生時の円滑な対応に資する設備であるため抽出する。

なお、「使用済燃料プール水位・温度（SA広域）」については、重大事故等対処設備として新たに設置するが、使用済燃料プールのスロッシングにより水位が一時的に低下した状態での水位監視に必要な設備であるため、水位監視機能を設計基準対象設備として設定し、溢水防護対象設備として抽出する。

①

2.3 防護すべき設備のうち評価対象の選定について

抽出された防護すべき設備について、表2-6に基づき、具体的に溢水評価が必要となる溢水防護対象設備及び重大事故等対処設備を選定した。その結果を表2-7及び表2-8に示すとともに溢水防護区画を図2-1に示す。

表 2-1 重要度の特に高い安全機能と系統・機器 (2/2)

その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能	系統・機器	重要度分類
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁 自動減圧機能及び主蒸気隔離弁 のアクキュムレータ	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	MS-1
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	MS-1
原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能	原子炉保護系（スクラム機能）	MS-1
① a 工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	工学的安全施設作動系 ・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 ・原子炉格納容器隔離の安全保護回路 ・原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路 ・主蒸気隔離の安全保護回路	MS-1
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	計測制御装置 ・中性子束（起動領域計装）	MS-2
事故時の炉心冷却状態の把握機能	計測制御装置及び放射線監視装置 原子炉圧力及び原子炉水位 原子炉格納容器圧力	MS-2
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	計測制御装置及び放射線監視装置 原子炉格納容器圧力 格納容器エリア放射線量率及びサプレッション・プール水温度	MS-2
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	計測制御装置 原子炉圧力 原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉格納容器圧力 サプレッション・プール水温度 原子炉格納容器水素濃度及び原子炉格納容器酸素濃度	MS-2
	主排気筒放射線モニタ 気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ	MS-3

表2-4 溢水評価上想定する事象とその対処系統

	溢水評価上 想定する事象	左記事象に対する 対処機能	対処系統*
① a 運転時の 異常な過渡 変化	<ul style="list-style-type: none"> 「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」 「外部電源喪失」 「給水加熱喪失」 「給水制御系の故障」 「給水流量の全喪失」 「負荷の喪失」 「主蒸気隔離弁の誤閉止」 「原子炉圧力制御系の故障」 「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の緊急停止 ・工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生 ・原子炉圧力の上昇の緩和 ・出力上昇の抑制 	<ul style="list-style-type: none"> ・制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能） ・安全保護系 ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）
設計基準事故	<ul style="list-style-type: none"> 「原子炉冷却材喪失」 「原子炉冷却材流量の喪失」 「主蒸気管破断」 	上記機能に加え <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止 ・原子炉停止後の除熱 ・炉心冷却 ・放射性物質の閉じ込め ・安全上特に重要な関連機能 	上記機能に加え <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁（安全弁としての開機能） ・残留熱除去系 ・原子炉隔離時冷却系 ・低圧注水系 ・低圧炉心スプレイ系 ・高圧炉心スプレイ系 ・自動減圧系 ・格納容器 ・格納容器隔離弁 ・格納容器冷却系 ・非常用電源系 ・非常用ガス処理系 ・非常用ガス再循環系 ・可燃性ガス濃度制御系

注記 *：上記系統に係る間接系についても防護対象設備として抽出する。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (1/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
制御棒駆動系	水圧制御ユニット（東側） （水圧制御ユニットアキュムレータ，水圧制御ユニット窒素容器，スクラム弁（C12-126，C12-127）含む）		原子炉建屋 原子炉棟	
制御棒駆動系	水圧制御ユニット（西側） （水圧制御ユニットアキュムレータ，水圧制御ユニット窒素容器，スクラム弁（C12-126，C12-127）含む）		原子炉建屋 原子炉棟	
エリア放射線モニタ系	燃料取替フロア 燃料プール（検出器） （RE-D21-NS03）		原子炉建屋 原子炉棟	
エリア放射線モニタ系	燃料取替フロア 燃料プール （現場監視ユニット） （RIA-D21-NS03）		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	格納容器雰囲気モニタヒータ電源盤（B） （LCP-188B）		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS（B）系 ヒータ電源用変圧器		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS モニタラック（B） （D23-P001B）		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS 校正用計器ラック（B） （D23-P002B）		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS 校正用ポンベラック（B） （D23-P003B）		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS（A）ドライウエル計装入口隔離弁 （D23-F001A(MO)）		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS（A）ドライウエル計装出口隔離弁 （D23-F002A(MO)）		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (2/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (A) サプレッションプール計装入口 隔離弁 (D23-F003A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	格納容器雰囲気モニタヒータ電源盤 (A) (LCP-188A)		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (A) 系 ヒータ電源用変圧器		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (B) ドライウエル計装入口隔離弁 (D23-F001B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (B) ドライウエル計装出口隔離弁 (D23-F002B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (B) サプレッションプール計装入口 隔離弁 (D23-F003B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (B) サプレッションプール計装ドレ ン出口隔離弁 (D23-F004B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS モニタラック (A) (D23-P001A)		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS 校正用計器ラック (A) (D23-P002A)		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS 校正用ボンベラック (A) (D23-P003A)		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	ドライウエル圧力 (伝送器) (PT-D23-N004A)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (3/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
格納容器 雰囲気監視系	ドライウェル圧力 (伝送器) (PT-D23-N004B)		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (A) サプレッションプール計装ドレ ン出口隔離弁 (D23-F004A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (A) 冷却水入口弁 (RHRS (A) 系) (3-12F101A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (A) 冷却水出口弁 (RHRS (A) 系) (3-12F102A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (B) 冷却水入口弁 (RHRS (B) 系) (3-12F101B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (B) 冷却水出口弁 (RHRS (B) 系) (3-12F102B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ラック (H22-P004)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ラック (H22-P005)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ラック (H22-P026)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ラック (H22-P027)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉系	ジェットポンプルーブ (A) 計装ラック (H22-P010)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (4/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
原子炉系	ジェットポンプルーブ (B) 計装ラック (H22-P009)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉系	原子炉水位燃料域 (LT-B22-N044B)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉系	復水器真空度 (伝送器) (復水器真空度低) (PT-B22-N075A)		タービン 建屋	
原子炉系	復水器真空度 (伝送器) (復水器真空度低) (PT-B22-N075B)		タービン 建屋	
原子炉系	復水器真空度 (伝送器) (復水器真空度低) (PT-B22-N075C)		タービン 建屋	
原子炉系	復水器真空度 (伝送器) (復水器真空度低) (PT-B22-N075D)		タービン 建屋	
原子炉系	MSL PRESS ISO (A) (伝送器) (PT-B22-N076A)		タービン 建屋	
原子炉系	MSL PRESS ISO (B) (伝送器) (PT-B22-N076B)		タービン 建屋	
原子炉系	MSL PRESS ISO (C) (伝送器) (PT-B22-N076C)		タービン 建屋	
原子炉系	MSL PRESS ISO (D) (伝送器) (PT-B22-N076D)		タービン 建屋	
原子炉補機 冷却系	RCW SURGE TANK LEVEL (スイッチ) (LSL-9-192)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (5/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
原子炉補機冷却系	RCW SURGE TANK LEVEL (伝送器) (LT-9-192)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉補機冷却系	ドライウエル内機器原子炉補機冷却水戻り弁 (2-9V33(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉補機冷却系	ドライウエル内機器原子炉補機冷却水隔離弁 (2-9V30(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉補機冷却系	RCW 機器冷却器行き弁 (2-9V31(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉補機冷却系	原子炉補器冷却系ポンプ (A) (RCW-PMP-A)		タービン 建屋	
原子炉補機冷却系	原子炉補器冷却系ポンプ (B) (RCW-PMP-B)		タービン 建屋	
原子炉補機冷却系	原子炉補器冷却系ポンプ (C) (RCW-PMP-C)		タービン 建屋	
原子炉補機冷却系	RCW 熱交バイパス温度制御弁 (TCV-9-92)		タービン 建屋	
原子炉補機冷却系	RCW TEMP CONTROL (指示調節計) (TIC-9-92)		タービン 建屋	
原子炉保護系	地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N009A)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉保護系	地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N009B)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (6/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
原子炉保護系	地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N009C)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉保護系	地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N009D)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉保護系	地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N010A)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉保護系	地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N010B)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉保護系	地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N011A)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉保護系	地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N011B)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉保護系	地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N010C)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉保護系	地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N0010D)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉保護系	地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N011C)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉保護系	地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N011D)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉保護系	RPS M-G セット (2A) (発電機/電動機) (RPS-MG-A-GEN /RPS-MG-A-MTR)		原子炉建屋 付属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (7/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
原子炉保護系	RPS M-Gセット (2B) (発電機/電動機) (RPS-MG-B-GEN /RPS-MG-B-MTR)		原子炉建屋 附属棟	
原子炉保護系	RPS M-Gセット (2A) 制御盤 (LCP-184A)		原子炉建屋 附属棟	
原子炉保護系	RPS M-Gセット (2B) 制御盤 (LCP-184B)		原子炉建屋 附属棟	
原子炉保護系	RPS 分電盤 (A) (PNL-C72-P001)		原子炉建屋 附属棟	
原子炉保護系	RPS 分電盤 (B) (PNL-C72-P002)		原子炉建屋 附属棟	
残留熱除去系	RHR (A) 系 格納容器スプレイ弁 (E12-F016A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR (A) 系 格納容器スプレイ弁 (E12-F017(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	残留熱除去系 A系注入弁 (E12-F042A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR VALVE DIFF PRESS A (伝送器) (DPT-E12-N058A)		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR VALVE DIFF PRESS B (伝送器) (DPT-E12-N058B)		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR VALVE DIFF PRESS C (伝送器) (DPT-E12-N058C)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (8/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
残留熱除去系	RHR (B) 系 テストライン弁 (E12-F024B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	残留熱除去系B系注入弁 (E12-F042B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	残留熱除去系C系注入弁 (E12-F042C(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR (A) 系 シャットダウン注入弁 (E12-F053A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR シャットダウンライン隔離弁 (外側) (E12-F008(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR (B) 系 格納容器スプレイ弁 (E12-F016B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR (B) 系 格納容器スプレイ弁 (E12-F017B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR (B) 系 シャットダウン注入弁 (E12-F053B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR (A) 系 サプレッションプールスプレイ弁 (E12-F027A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR (A) 系 テストライン弁 (E12-F024A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR (B) 系 サプレッションプールスプレイ弁 (E12-F027B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (9/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
残留熱除去系	RHR (A) 系ミニフロー弁 (E12-F064A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR (B) 系ミニフロー弁 (E12-F064B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR (C) 系ミニフロー弁 (E12-F064C(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR DIV-I 計装ラック (H22-P018)		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR DIV-II 計装ラック (H22-P021)		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR 熱交換器 (B) バイパス弁 (E12-F048B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁 (E12-F048B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR ポンプ (B) 停止時冷却ライン入口弁 (E12-F006B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR ポンプ (B) 入口弁 (E12-F004B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	残留熱除去系ポンプB (RHR-PMP-C002B)		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	残留熱除去系ポンプC (RHR-PMP-C002C)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (10/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
残留熱除去系	RHR ポンプ (C) 入口弁 (E12-F004C(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR ポンプ (A) 停止時冷却ライン入口弁 (E12-F006A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR ポンプ (A) 入口弁 (E12-F004A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ A (RHR-PMP-C002A)		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR (B) 系 サンプリング弁 (内側) (E12-F060B(AO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR (B) 系 サンプリング弁 (外側) (E12-F075B(AO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR (A) 系 サンプリング弁 (内側) (E12-F060A(AO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系	RHR (A) 系 サンプリング弁 (外側) (E12-F075A(AO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系 海水系	RHRS 熱交換器 (B) 海水出口弁 (E12-F068B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系 海水系	RHRS 熱交換器 (A) 海水出口弁 (E12-F068A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
残留熱除去系 海水系	残留熱除去系海水系系統流量 (FT-E12-N007A)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (11/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
残留熱除去系 海水系	残留熱除去系海水系系統流量 (FT-E12-N007B)		原子炉建屋 附属棟	
残留熱除去系 海水系	残留熱除去系海水系ポンプA (RHRS-PMP-A)		海水ポンプ室	
残留熱除去系 海水系	残留熱除去系海水系ポンプB (RHRS-PMP-B)		海水ポンプ室	
残留熱除去系 海水系	残留熱除去系海水系ポンプC (RHRS-PMP-C)		海水ポンプ室	
残留熱除去系 海水系	残留熱除去系海水系ポンプD (RHRS-PMP-D)		海水ポンプ室	
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F019(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F067A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F067B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F067C(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F067D(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
主蒸気系	主蒸気流量 (A) 計装ラック (H22-P015)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (12/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
主蒸気系	主蒸気流量 (B) 計装ラック (H22-P025)		原子炉建屋 原子炉棟	
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁 (A) (B22-F028A(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁 (B) (B22-F028B(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁 (C) (B22-F028C(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁 (D) (B22-F028D(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2A2-2		原子炉建屋 原子炉棟	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2B2-2		原子炉建屋 原子炉棟	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2C-9		原子炉建屋 原子炉棟	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2D-9		原子炉建屋 原子炉棟	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2C-7		原子炉建屋 原子炉棟	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2C-8		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (13/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
所内電源系	モータコントロールセンタ 2D-7		原子炉建屋 原子炉棟	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2D-8		原子炉建屋 原子炉棟	
所内電源系	R/B INST DIST PNL 1		原子炉建屋 原子炉棟	
所内電源系	R/B INST DIST PNL 2		原子炉建屋 原子炉棟	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2C-3		原子炉建屋 原子炉棟	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2C-5		原子炉建屋 原子炉棟	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2D-3		原子炉建屋 原子炉棟	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2D-5		原子炉建屋 原子炉棟	
所内電源系	R/B INST DIST PNL 3		原子炉建屋 原子炉棟	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2C-1		タービン 建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2D-1		タービン 建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (14/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
所内電源系	モータコントロールセンタ 2C-2		タービン 建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2D-2		タービン 建屋	
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2A-1 (PNL-DP-2A-1-AC)		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2A-2 (PNL-DP-2A-2-AC)		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2B-1 (PNL-DP-2B-1-AC)		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2B-2 (PNL-DP-2B-2-AC)		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2C-6		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2D-6		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	120/240V AC INST. DIST. CTR		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	120V AC INST HPCS DIST PNL		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	120V AC MCR DIST PNL NOR		原子炉建屋 附属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (15/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
所内電源系	メタルクラッド開閉装置 2B-1		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	メタルクラッド開閉装置 2B-2		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	メタルクラッド開閉装置 2D		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	メタルクラッド開閉装置 2E		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	パワーセンタ 2D		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	パワーセンタ 2B-2		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2C-4		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2D-4		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	モータコントロールセンタ HPCS		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	メタルクラッド開閉装置 2A-1		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	メタルクラッド開閉装置 2A-2		原子炉建屋 附属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (16/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
所内電源系	メタルクラッド開閉装置 2C		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	メタルクラッド開閉装置 HPCS		原子炉建屋 附属棟	
所内電源系	パワーセンタ 2C		原子炉建屋 附属棟	
制御用圧縮 空気系	N ₂ GAS BOMBE DISCH PRESS (指示スイッチ) (PIS-16-900.1)		原子炉建屋 原子炉棟	
制御用圧縮 空気系	N ₂ GAS BOMBE DISCH PRESS (指示スイッチ) (PIS-16-900.2)		原子炉建屋 原子炉棟	
制御用圧縮 空気系	ドライウエル N ₂ ボトルガス供給弁 (2-16V13A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
制御用圧縮 空気系	ドライウエル N ₂ ボトルガス供給弁 (2-16V13B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
制御用圧縮 空気系	ドライウエル N ₂ 供給弁 (2-16V12A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
制御用圧縮 空気系	ドライウエル N ₂ 供給弁 (2-16V12B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
制御用圧縮 空気系	ドライウエル制御用空気供給元弁 (2-16V11(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
制御用圧縮 空気系	ドライウエル窒素ボンベガス供給遮断弁 (3-16V900A(AO))		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (17/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
制御用圧縮空気系	ドライウェル窒素ボンベガス供給遮断弁 (3-16V900B(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
中央制御室換気系	中央制御室チラーユニット (WC2-1) (HVAC-WC2-1)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室換気系	中央制御室チラーユニット (WC2-2) (HVAC-WC2-2)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室換気系	中央制御室チラーユニット (WC2-1) 制御盤 (T41-P036)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室換気系	中央制御室チラーユニット (WC2-2) 制御盤 (T41-P037)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室換気系	中央制御室換気系空気調和機ファン A (HVAC-AH2-9A)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室換気系	中央制御室換気系空気調和機ファン B (HVAC-AH2-9B)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室換気系	中央制御室換気系フィルタユニット A (HVAC-FLT-A)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室換気系	中央制御室換気系フィルタユニット B (HVAC-FLT-B)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室換気系	中央制御室排気ファン (HVAC-E2-15)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室換気系	中央制御室チラー冷水循環ポンプ (A) (HVAC-PMP-P2-3)		原子炉建屋 附属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (18/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
中央制御室換気系	中央制御室チラー冷水循環ポンプ (B) (HVAC-PMP-P2-4)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室換気系	中央制御室換気系計装ラック (T41-P020)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室換気系	中央制御室換気系計装ラック (T41-P021)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁 (SB2-18A)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁 (SB2-18B)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁 (SB2-19A)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁 (SB2-19B)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室換気系	中央制御室排気隔離弁 (SB2-20A)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室換気系	中央制御室排気隔離弁 (SB2-20B)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室換気系	中央制御室換気系フィルタ系ファン (A) (HVAC-E2-14A)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室換気系	中央制御室換気系フィルタ系ファン (B) (HVAC-E2-14B)		原子炉建屋 附属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (19/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
中央制御室換気系	ファン (AH2-9A) 入口ダンパ (DMP-A0-T41-F090)		原子炉建屋附属棟	
中央制御室換気系	ファン (AH2-9B) 入口ダンパ (DMP-A0-T41-F091)		原子炉建屋附属棟	
中央制御室換気系	非常用 MCR フィルターファン E2-14A (S) (DMP-A0-T41-F086)		原子炉建屋附属棟	
中央制御室換気系	非常用 MCR フィルターファン E2-14B (S) (DMP-A0-T41-F088)		原子炉建屋附属棟	
中央制御室換気系	AH2-9 (A) 出口温度制御弁 (TCV-T41-F084A)		原子炉建屋附属棟	
中央制御室換気系	AH2-9 (B) 出口温度制御弁 (TCV-T41-F084B)		原子炉建屋附属棟	
スイッチギヤ室換気系	スイッチギヤ室エアハンドリングユニットファン (A) (HVAC-AH2-10A)		原子炉建屋附属棟	
スイッチギヤ室換気系	スイッチギヤ室エアハンドリングユニットファン (B) (HVAC-AH2-10B)		原子炉建屋附属棟	
スイッチギヤ室換気系	AH2-10A 外気取り入れダンパ (DMP-A0-T41-F056)		原子炉建屋附属棟	
スイッチギヤ室換気系	AH2-10B 外気取り入れダンパ (DMP-A0-T41-F059)		原子炉建屋附属棟	
スイッチギヤ室換気系	AH2-10A 入口ダンパ (DMP-A0-T41-F057)		原子炉建屋附属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (20/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
スイッチギヤ 室換気系	AH2-10B 入口ダンパ (DMP-A0-T41-F058)		原子炉建屋 附属棟	
スイッチギヤ 室換気系	HVAC SWITCHGEAR VENTILATING SYS. (PNL-T41-P023)		原子炉建屋 附属棟	
スイッチギヤ 室換気系	S W G R室チラー冷水循環ポンプ (A) (HVAC-PMP-P2-5)		原子炉建屋 附属棟	
スイッチギヤ 室換気系	S W G R室チラー冷水循環ポンプ (B) (HVAC-PMP-P2-6)		原子炉建屋 附属棟	
スイッチギヤ 室換気系	AH2-10 (A) 出口温度制御弁 (TCV-T41-F005A)		原子炉建屋 附属棟	
スイッチギヤ 室換気系	AH2-10 (B) 出口温度制御弁 (TCV-T41-F005B)		原子炉建屋 附属棟	
スイッチギヤ 室換気系	S W G Rチラーユニット (WC2-3A) (HVAC-WC2-3A)		原子炉建屋 附属棟	
スイッチギヤ 室換気系	S W G Rチラーユニット (WC2-3B) (HVAC-WC2-3B)		原子炉建屋 附属棟	
スイッチギヤ 室換気系	S W G Rチラーユニット (WC2-4A) (HVAC-WC2-4A)		原子炉建屋 附属棟	
スイッチギヤ 室換気系	S W G Rチラーユニット (WC2-4B) (HVAC-WC2-4B)		原子炉建屋 附属棟	
バッテリー室 換気系	バッテリー室エアハンドリング ユニットファン (A) (HVAC-AH2-12A)		原子炉建屋 附属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (21/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
バッテリー室 換気系	バッテリー室エアハンドリング ユニットファン (B) (HVAC-AH2-12B)		原子炉建屋 附属棟	
バッテリー室 換気系	バッテリー室排風機 (A) (HVAC-E2-11A)		原子炉建屋 附属棟	
バッテリー室 換気系	バッテリー室排風機 (B) (HVAC-E2-11B)		原子炉建屋 附属棟	
バッテリー室 換気系	E2-11 (A) 出口ダンパ (DMP-A0-T41-F054)		原子炉建屋 附属棟	
バッテリー室 換気系	E2-11 (B) 出口ダンパ (DMP-A0-T41-F055)		原子炉建屋 附属棟	
バッテリー室 換気系	HVAC BATTERY ROOM VENTILATING SYS. (PNL-T41-P022)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	直流 125V モータコントロールセンタ 2A-2		原子炉建屋 原子炉棟	
直流電源設備	直流 125V モータコントロールセンタ 2A-1		原子炉建屋 原子炉棟	
直流電源設備	直流 250V 蓄電池 (250V DC BATTERY)		タービン 建屋	
直流電源設備	125V系蓄電池 HPCS系 (125V DC HPCS BATTERY)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	直流 125V 充電器(2A) (125V DC 2A BATT. CHARGER)		原子炉建屋 附属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (22/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
直流電源設備	直流 125V 充電器(2B) (125V DC 2B BATT. CHARGER)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	直流 125V 充電器(HPCS) (125V DC HPCS BATT. CHARGER)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	直流 125V 主母線盤 2A (125V DC DIST CTR 2A)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	直流 125V 主母線盤 2B (125V DC DIST CTR 2B)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	直流 125V 主母線盤 HPCS (125V DC DIST CTR HPCS)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	直流 250V タービン配電盤 (250V DC TURB DIST CTR)		タービン 建屋	
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2A-1) (125V DC DIST PNL 2A-1)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2A-2) (125V DC DIST PNL 2A-2)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2B-1) (125V DC DIST PNL 2B-1)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2B-2) (125V DC DIST PNL 2B-2)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (HPCS) (125V DC DIST PNL HPCS)		原子炉建屋 附属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (23/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2B-2-1) (125V DC DIST PNL 2B-2-1)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	直流 250V 充電器 (常用, 予備) (250V DC BATT. CHARGER)		タービン 建屋	
直流電源設備	直流 ±24V 中性子モニタ用分電盤 2A (24V DC DIST PNL 2A)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	直流 ±24V 中性子モニタ用分電盤 2B (24V DC DIST PNL 2B)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	直流 ±24V 充電器 (2A) (24V DC 2A BATT. CHARGER)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	直流 ±24V 充電器 (2B) (24V DC 2B BATT. CHARGER)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	中性子モニタ用蓄電池 A系 (24V DC 2A BATTERY)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	中性子モニタ用蓄電池 B系 (24V DC 2B BATTERY)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	地絡検出盤 (直流分電盤 2A-1) (PNL-LCP-177)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	地絡検出盤 (直流分電盤 2A-2) (PNL-LCP-178)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	地絡検出盤 (直流分電盤 2B-1) (PNL-LCP-179)		原子炉建屋 附属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (24/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
直流電源設備	125V系蓄電池A系 (125V DC 2A BATTERY)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	125V系蓄電池B系 (125V DC 2B BATTERY)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	125V系蓄電池B系 (125V DC 2B BATTERY)		原子炉建屋 附属棟	
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2A-2-1) (125V DC DIST PNL 2A-2-1)		原子炉建屋 附属棟	
燃料プール 冷却浄化系	FPC スキマーサージタンク補給水弁 (7-18V71(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
燃料プール 冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL (スイッチ) (LSH-G41-N004)		原子炉建屋 原子炉棟	
燃料プール 冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL (スイッチ) (LSL-G41-N005)		原子炉建屋 原子炉棟	
燃料プール 冷却浄化系	FPC SKIMMER SURGE TANK LI (PNL-LCP-133)		原子炉建屋 原子炉棟	
燃料プール 冷却浄化系	使用済燃料プール温度 (検出器) (TE-G41-N015)		原子炉建屋 原子炉棟	
燃料プール 冷却浄化系	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) (水位監視機能のみ)		原子炉建屋 原子炉棟	
燃料プール 冷却浄化系	FPP/DEMIN. CONTROL PNL. (PNL-G41-Z010-100)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (25/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
燃料プール 冷却浄化系	FPC F/D INST. RACK (PNL-LR-R-46A)		原子炉建屋 原子炉棟	
燃料プール 冷却浄化系	FPC F/D INST. RACK (PNL-LR-R-46B)		原子炉建屋 原子炉棟	
燃料プール 冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK LO LO LEVEL (スイ ッチ) (LSLL-G41-N006)		原子炉建屋 原子炉棟	
燃料プール 冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL (伝送器) (LT-G41-N100)		原子炉建屋 原子炉棟	
燃料プール 冷却浄化系	FPC SYS PUMP AREA PNL. (G41-P002)		原子炉建屋 原子炉棟	
燃料プール 冷却浄化系	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (スイッ チ) (PSL-G41-N007A)		原子炉建屋 原子炉棟	
燃料プール 冷却浄化系	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (スイッ チ) (PSL-G41-N007B)		原子炉建屋 原子炉棟	
燃料プール 冷却浄化系	FPC F/D (A) 出口弁 (G41-102A(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
燃料プール 冷却浄化系	FPC F/D (A) 出口流量制御弁 (G41-FCV-11A)		原子炉建屋 原子炉棟	
燃料プール 冷却浄化系	FPC F/D (B) 出口弁 (G41-102B(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
燃料プール 冷却浄化系	FPC F/D (B) 出口流量制御弁 (G41-FCV-11B)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (26/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系ポンプ (A) (FPC-PMP-C001A)		原子炉建屋 原子炉棟	
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系ポンプ (B) (FPC-PMP-C001B)		原子炉建屋 原子炉棟	
バイタル交流電源設備	バイタル交流分電盤 (PNL-VITAL-AC-1)		原子炉建屋 付属棟	
バイタル交流電源設備	バイタル交流電源装置 (PNL-SUPS)		タービン 建屋	
バイタル交流電源設備	バイタル交流分電盤 2 (PNL-VITAL-AC-2)		原子炉建屋 付属棟	
非常用ガス再循環系	FRVS INST. RACK (A) (PNL-LR-R-43)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用ガス再循環系	非常用ガス再循環系排風機 A (HVAC-E2-13A)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用ガス再循環系	非常用ガス再循環系排風機 B (HVAC-E2-13B)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用ガス再循環系	非常用ガス再循環系フィルタトレイン A (FRVS-FLT-A)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用ガス再循環系	非常用ガス再循環系フィルタトレイン B (FRVS-FLT-B)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用ガス再循環系	FRVS INST. RACK (B) (PNL-LR-R-44)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (27/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
非常用 ガス再循環系	FRVS トレイン (A) ヒータ (FRVS-HEX-EHC2-6A)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS トレイン (B) ヒータ (FRVS-HEX-EHC2-6B)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS トレイン (A) ヒータ制御盤 (PNL-LCP-122)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS トレイン (B) ヒータ制御盤 (PNL-LCP-125)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS (A) AIR HEATER AUTO RESET (検出器) (TE-26-940A)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS (B) AIR HEATER AUTO RESET (検出器) (TE-26-940B)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS (A) AIR HEATER HAND RESET (検出器) (TE-26-941A)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS (B) AIR HEATER HAND RESET (検出器) (TE-26-941B)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS TRAIN (A) INLET TEMP (検出器) (TE-26-31.1A)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS TRAIN (B) INLET TEMP (検出器) (TE-26-31.1B)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS TRAIN (A) OUTLET TEMP (検出器) (TE-26-31.4A)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (28/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
非常用 ガス再循環系	FRVS TRAIN (B) OUTLET TEMP (検出器) (TE-26-31.4B)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS TRAIN (A) ADSORBER IN TEMP (検出器) (TE-26-909A)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS TRAIN (B) ADSORBER IN TEMP (検出器) (TE-26-909B)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS TRAIN (A) ADSORBER OUT TEMP (検出器) (TE-26-910A)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS TRAIN (B) ADSORBER OUT TEMP (検出器) (TE-26-910B)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS 通常排気系隔離弁 (A) (SB2-12A(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS 通常排気系隔離弁 (B) (SB2-12B(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS トレイン (A) 入口ダンパ (SB2-5A(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS トレイン (B) 入口ダンパ (SB2-5B(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS トレイン (A) 出口ダンパ (SB2-7A(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS トレイン (B) 出口ダンパ (SB2-7B(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (29/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
非常用 ガス再循環系	FRVS 循環ダンパ (SB2-13A) (SB2-13A(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス再循環系	FRVS 循環ダンパ (SB2-13B) (SB2-13B(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	非常用ガス処理系排風機 A (HVAC-E2-10A)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	非常用ガス処理系排風機 B (HVAC-E2-10B)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	非常用ガス処理系フィルタトレイン A (SGTS-FLT-A)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	非常用ガス処理系フィルタトレイン B (SGTS-FLT-B)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS INST. RACK (A) (PNL-LR-R-47)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS INST. RACK (B) (PNL-LR-R-48)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS トレイン (A) ヒータ (SGTS-HEX-EHC2-7A)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS トレイン (B) ヒータ (SGTS-HEX-EHC2-7B)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS トレイン (A) エアヒータ制御盤 (PNL-LCP-116)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (30/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
非常用 ガス処理系	SGTS トレイン (B) エアヒータ制御盤 (PNL-LCP-119)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS (A) AIR HEATER AUTO RESET (検出器) (TE-26-950A)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS (B) AIR HEATER AUTO RESET (検出器) (TE-26-950B)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS (A) AIR HEATER HAND RESET (検出器) (TE-26-951A)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS (B) AIR HEATER HAND RESET (検出器) (TE-26-951B)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS TRAIN (A) INLET TEMP (検出器) (TE-26-30.1A)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS TRAIN (B) INLET TEMP (検出器) (TE-26-30.1B)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS TRAIN (A) OUTLET TEMP (検出器) (TE-26-30.4A)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS TRAIN (B) OUTLET TEMP (検出器) (TE-26-30.4B)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS TRAIN (A) ADSORBER IN TEMP (検出器) (TE-26-921A)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS TRAIN (B) ADSORBER IN TEMP (検出器) (TE-26-921B)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (31/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
非常用 ガス処理系	SGTS TRAIN (A) ADSORBER OUT TEMP (検出器) (TE-26-922A)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS TRAIN (B) ADSORBER OUT TEMP (検出器) (TE-26-922B)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS トレイン (A) 入口ダンパ (SB2-9A(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS トレイン (B) 入口ダンパ (SB2-9B(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS トレイン (A) 出口ダンパ (SB2-11A(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ガス処理系	SGTS トレイン (B) 出口ダンパ (SB2-11B(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用ガス 再循環系/ 非常用ガス 処理系	FRVS-SGTS (A) HEATER CONT. PNL (LCP-133)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用ガス 再循環系/ 非常用ガス 処理系	FRVS-SGTS (B) HEATER CONT. PNL (LCP-134)		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用ガス 再循環系/ 非常用ガス 処理系	FRVS SGTS 系入口ダンパ (SB2-4A) (SB2-4A(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用ガス 再循環系/ 非常用ガス 処理系	FRVS SGTS 系入口ダンパ (SB2-4B) (SB2-4B(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	2C 非常用ディーゼル発電機 (GEN-DG-2C/DGU-2C) (内燃機関, 調速装置, 非常調速装置, 冷却水ポンプを含む)		原子炉建屋 付属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (32/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C 制御盤 (DGCP/2C)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	2C 非常用ディーゼル発電機励磁装置 (中性点接地変圧器盤, 自動電圧調整器 盤, シリコン整流器盤, 交流リアクトル 及びシリコン整流器用変圧器盤を含む)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C 可飽和変流器 (PNL-SCT-2C)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C 始動用電磁弁 (No. 1) (3-14E147D-1)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C 始動用電磁弁 (No. 2) (3-14E147D-2)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C INST. RACK (R-56)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C DIESEL ENGINE INST. RACK (R-65)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C シリンダー油タンク (DG-VSL-2C-DGLO-2)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C 潤滑油サンプタンク (DG-VSL-2C-DGLO-1)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C 潤滑油サンプタンクベント管 (7-6-DGLO-125)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	2C 非常用ディーゼル発電機燃料油ダイタ ンク (DG-VSL-2C-D0-1)		原子炉建屋 附属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (33/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
非常用 ディーゼル 発電設備	2C 非常用ディーゼル発電機燃料油デ イタンクベント管 (3-11/4-D0-120)		原子炉建屋 付属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	燃料デイタンク液面レベルスイッチ (2C) (DG-LITS-105)		原子炉建屋 付属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C 機関ベント管 (7-8-DGL0-113)		原子炉建屋 付属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	2D 非常用ディーゼル発電機 (GEN-DG-2D/DGU-2D) (内燃機関, 調速装置, 非常調速装置, 冷 却水ポンプを含む)		原子炉建屋 付属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 制御盤 (DGCP/2D)		原子炉建屋 付属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	2D 非常用ディーゼル発電機励磁装置 (中性点接地変圧器盤, 自動電圧調整器 盤, シリコン整流器盤, 交流リアクトル 及びシリコン整流器用変圧器盤を含む)		原子炉建屋 付属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 可飽和変流器 (PNL-SCT-2D)		原子炉建屋 付属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 始動用電磁弁 (No. 1) (3-14-E47D-1)		原子炉建屋 付属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 始動用電磁弁 (No. 2) (3-14-E47D-2)		原子炉建屋 付属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D INST. RACK (R-52)		原子炉建屋 付属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D DIESEL ENGINE INST. RACK (R-64)		原子炉建屋 付属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (34/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D シリンダー油タンク (DG-VSL-2D-DGLO-2)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 潤滑油サンプタンク (DG-VSL-2D-DGLO-1)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 潤滑油サンプタンク (DG-VSL-2D-DGLO-1)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 潤滑油サンプタンクベント管 (7-6-DGLO-25)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	2D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイト ンク (DG-VSL-2D-D0-1)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	2D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイト ンクベント管 (3-11/4-D0-20)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	燃料デイトンク液面レベルスイッチ (2D) (DG-LITS-5)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 機関ベント管 (7-8-DGLO-13)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C 吸気系フィルタ (L側) (DG-2C-AE-FLT-INTAKE-L)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C 吸気系フィルタ (R側) (DG-2C-AE-FLT-INTAKE-R)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 吸気系フィルタ (L側) (DG-2D-AE-FLT-INTAKE-L)		原子炉建屋 附属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (35/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 吸気系フィルタ (R側) (DG-2D-AE-FLT-INTAKE-R)		原子炉建屋 附属棟	
非常用 ディーゼル 発電機 海水系	2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポン プ (DGSW-PMP-2C)		海水ポンプ室	
非常用 ディーゼル 発電機 海水系	2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ (DGSW-PMP-2D)		海水ポンプ室	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (GEN-DG-HPCS/DGU-HPCS) (内燃機関, 調速装置, 非常調速装置, 冷却水ポンプを含む)		原子炉建屋 附属棟	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	DG HPCS 制御盤 (DGCP/2H)		原子炉建屋 附属棟	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発 電機励磁装置 (中性点接地変圧器盤, 自 動電圧調整器盤, シリコン整流器盤, 交 流リアクトル盤及びシリコン整流器用変 圧器盤を含む)		原子炉建屋 附属棟	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	HPCS DG 可飽和変流器盤 (PNL-SCT-HPCS)		原子炉建屋 附属棟	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	HPCS DG 起動用電磁弁 (No.1) (3-14E247D-1)		原子炉建屋 附属棟	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	HPCS DG 起動用電磁弁 (No.2) (3-14E247D-2)		原子炉建屋 附属棟	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	DG HPCS INST. RACK (R-60)		原子炉建屋 附属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (36/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	DG HPCS DIESEL ENGINE INST. RACK (R-66)		原子炉建屋 附属棟	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	HPCS DG シリンダー油タンク (DG-VSL-HPCS-DGLO-2)		原子炉建屋 附属棟	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	HPCS DG 潤滑油サンプタンク (DG-VSL-HPCS-DGLO-1)		原子炉建屋 附属棟	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	HPCS DG 潤滑油サンプタンクベント管 (7-6-DGLO-225)		原子炉建屋 附属棟	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃 料油デイトンク (DG-VSL-HPCS-D0-1)		原子炉建屋 附属棟	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃 料油デイトンク ベント管 (3-11/4-D0-220)		原子炉建屋 附属棟	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	燃料デイトンク液面レベルスイッチ (HPCS) (DG-LITS-205)		原子炉建屋 附属棟	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	HPCS DG 機関ベント管 (7-8-DGLO-213)		原子炉建屋 附属棟	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	HPCS DG 吸気系フィルタ (L側) (DG-HPCS-AE-FLT-INTAKE-L)		原子炉建屋 附属棟	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	HPCS DG 吸気系フィルタ (R側) (DG-HPCS-AE-FLT-INTAKE-R)		原子炉建屋 附属棟	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電機海水系	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用 海水ポンプ (DGSW-PMP-HPCS)		海水ポンプ室	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

NT2 補② V-1-1-8-2 R15

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (37/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
ディーゼル室換気系	DG 2C ルーフベントファン (PV2-10)		原子炉建屋附属棟	
ディーゼル室換気系	DG 2C ルーフベントファン (PV2-11)		原子炉建屋附属棟	
ディーゼル室換気系	DG 2D ルーフベントファン (PV2-6)		原子炉建屋附属棟	
ディーゼル室換気系	DG 2D ルーフベントファン (PV2-7)		原子炉建屋附属棟	
ディーゼル室換気系	DG HPCS ルーフベントファン (PV2-8)		原子炉建屋附属棟	
ディーゼル室換気系	DG HPCS ルーフベントファン (PV2-9)		原子炉建屋附属棟	
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (A) (A0-T41-F060A)		原子炉建屋附属棟	
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (B) (A0-T41-F060B)		原子炉建屋附属棟	
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (C) (A0-T41-F060C)		原子炉建屋附属棟	
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (D) (A0-T41-F060D)		原子炉建屋附属棟	
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (E) (A0-T41-F060E)		原子炉建屋附属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (38/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (F) (A0-T41-F060F)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (A) (A0-T41-F061A)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (B) (A0-T41-F061B)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (C) (A0-T41-F061C)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (D) (A0-T41-F061D)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	HVAC D/G 2D EQUIP ROOM VENTILATING SYS. (PNL-T41-P008)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (A) (A0-T41-F062A)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (B) (A0-T41-F062B)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (C) (A0-T41-F062C)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (D) (A0-T41-F062D)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (A) (A0-T41-F063A)		原子炉建屋 附属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (39/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (B) (A0-T41-F063B)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (C) (A0-T41-F063C)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (D) (A0-T41-F063D)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	HVAC D/G HPCS EQUIP ROOM VENTILATING SYS. (PNL-T41-P009)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (A) (A0-T41-F064A)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (B) (A0-T41-F064B)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (C) (A0-T41-F064C)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (D) (A0-T41-F064D)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (A) (A0-T41-F065A)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (B) (A0-T41-F065B)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (C) (A0-T41-F065C)		原子炉建屋 附属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (40/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (D) (A0-T41-F065D)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル室換気系	HVAC D/G 2C EQUIP ROOM VENTILATING SYS. (PNL-T41-P010)		原子炉建屋 附属棟	
ディーゼル発電機燃料油系	2C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ		常設代替高压電源装置置場	
ディーゼル発電機燃料油系	2D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ		常設代替高压電源装置置場	
ディーゼル発電機燃料油系	高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ		常設代替高压電源装置置場	
ディーゼル発電機燃料油系	軽油貯蔵タンク A		常設代替高压電源装置置場	
ディーゼル発電機燃料油系	軽油貯蔵タンク A ベント管		屋外	
ディーゼル発電機燃料油系	軽油貯蔵タンク B		常設代替高压電源装置置場	
ディーゼル発電機燃料油系	軽油貯蔵タンク B ベント管		屋外	
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋換気系 (ダクト) 放射線モニタ (検出器) (D17-N300A)		原子炉建屋 原子炉棟	
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋換気系 (ダクト) 放射線モニタ (検出器) (D17-N300B)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (41/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ（検出器） (D17-N300C)		原子炉建屋 原子炉棟	
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ（検出器） (D17-N300D)		原子炉建屋 原子炉棟	
プロセス放射線モニタ系	主蒸気管放射線モニタ（検出器） (D17-N003A)		原子炉建屋 原子炉棟	
プロセス放射線モニタ系	主蒸気管放射線モニタ（検出器） (D17-N003B)		原子炉建屋 原子炉棟	
プロセス放射線モニタ系	主蒸気管放射線モニタ（検出器） (D17-N003C)		原子炉建屋 原子炉棟	
プロセス放射線モニタ系	主蒸気管放射線モニタ（検出器） (D17-N003D)		原子炉建屋 原子炉棟	
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ（検出器） (D17-N009A)		原子炉建屋 付属棟	
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ（検出器） (D17-N009B)		原子炉建屋 付属棟	
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ（検出器） (D17-N009C)		原子炉建屋 付属棟	
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ（検出器） (D17-N009D)		原子炉建屋 付属棟	
ほう酸水注入系	ほう酸水注入ポンプA (SLC-PMP-C001A)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (42/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
ほう酸水注入系	ほう酸水注入ポンプB (SLC-PMP-C001B)		原子炉建屋 原子炉棟	
ほう酸水注入系	ほう酸水貯蔵タンク (SLC-VSL-A001)		原子炉建屋 原子炉棟	
ほう酸水注入系	SLC 計装ラック (H22-P011)		原子炉建屋 原子炉棟	
ほう酸水注入系	SLC 貯蔵タンク出口弁 (A) (C41-F001A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
ほう酸水注入系	SLC 貯蔵タンク出口弁 (B) (C41-F001B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
ほう酸水注入系	SLC 爆破弁 (A) (C41-F004A)		原子炉建屋 原子炉棟	
ほう酸水注入系	SLC 爆破弁 (B) (C41-F004B)		原子炉建屋 原子炉棟	
ほう酸水注入系	SLC PUMP DISCH PRESS (伝送器) (PT-C41-N004)		原子炉建屋 原子炉棟	
ほう酸水注入系	SLC テスト逆止弁バイパス弁 (C41-FF004(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
補機冷却海水系	補機冷却系海水系ポンプ (A) (ASW-PMP-A)		海水ポンプ室	
補機冷却海水系	補機冷却系海水系ポンプ (B) (ASW-PMP-B)		海水ポンプ室	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (43/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
補機冷却 海水系	補機冷却系海水系ポンプ (C) (ASW-PMP-C)		海水ポンプ室	
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (A) (検出器) (TE-E31-N029A)		原子炉建屋 原子炉棟	
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (B) (検出器) (TE-E31-N029B)		原子炉建屋 原子炉棟	
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (C) (検出器) (TE-E31-N029C)		原子炉建屋 原子炉棟	
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (D) (検出器) (TE-E31-N029D)		原子炉建屋 原子炉棟	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気ト ンネル温度高) (TE-E31-N031A)		原子炉建屋 原子炉棟	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気ト ンネル温度高) (TE-E31-N031B)		原子炉建屋 原子炉棟	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気ト ンネル温度高) (TE-E31-N031C)		原子炉建屋 原子炉棟	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気ト ンネル温度高) (TE-E31-N031D)		原子炉建屋 原子炉棟	
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (A) (検出器) (TE-E31-N030A)		原子炉建屋 原子炉棟	
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (B) (検出器) (TE-E31-N030B)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (44/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (C) (検出器) (TE-E31-N030C)		原子炉建屋 原子炉棟	
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (D) (検出器) (TE-E31-N030D)		原子炉建屋 原子炉棟	
漏えい検出系	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁 (E31-F010A(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
漏えい検出系	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁 (E31-F011A(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
漏えい検出系	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁 (E31-F010B(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
漏えい検出系	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁 (E31-F011B(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N044A)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N044B)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N044C)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N044D)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N045A)		タービン 建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (45/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N045B)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N045C)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N045D)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N046A)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N046B)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N046C)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N046D)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N039A)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N039B)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N039C)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N039D)		タービン 建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (46/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N040A)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N040B)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N040C)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N040D)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N041A)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N041B)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N041C)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N041D)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N042A)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N042B)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N042C)		タービン 建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (47/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N042D)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N043A)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N043B)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N043C)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N043D)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N047A)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N047B)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N047C)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N047D)		タービン 建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	可燃性ガス濃度制御系再循環結合装置 ブロワ A (FCS-HVA-T49-BLOWER-A)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	可燃性ガス濃度制御系再循環結合装置 A (FCS-HEX-1A)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (48/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
可燃性 ガス濃度 制御系	可燃性ガス濃度制御系再循環結合装置加熱器 A (FCS-HEX-HTR-A)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	ブロー (A) 入口ガス温度 (検出器) (TE-T49-2A)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	加熱管 2/3 位置 (A) ガス温度 (検出器) (TE-T49-4A)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	加熱管 (A) 出口ガス温度 (検出器) (TE-T49-5A)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	加熱管 (A) 出口壁温度 (検出器) (TE-T49-6A)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	再結合器 (A) ガス温度 (検出器) (TE-T49-7A)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	再結合器 (A) 壁温度 (検出器) (TE-T49-8A)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	再循環 (A) ガス温度 (検出器) (TE-T49-9A)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS ヒータ制御盤 (A) (PNL-FCS-HEATER-A)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (A) 冷却器冷却水元弁 (E12-FF104A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 冷却器冷却水入口弁 (MV-10A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (49/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 入口制御弁 (FV-1A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 再循環制御弁 (FV-2A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (A) 系統流量計装		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	可燃性ガス濃度制御系再循環結合装置ブ ロワ B (FCS-HVA-T49-BLOWER-B)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	可燃性ガス濃度制御系再循環結合装置 B (FCS-HEX-1B)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	可燃性ガス濃度制御系再循環結合装置加 熱器 B (FCS-HEX-HTR-B)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	ブロワ (B) 入口ガス温度 (検出器) (TE-T49-2B)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	加熱管 2/3 位置 (B) ガス温度 (検出器) (TE-T49-4B)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	加熱管 (B) 出口ガス温度 (検出器) (TE-T49-5B)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	加熱管 (B) 出口壁温度 (検出器) (TE-T49-6B)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	再結合 (B) ガス温度 (検出器) (TE-T49-7B)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (50/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
可燃性 ガス濃度 制御系	再結合器 (B) 壁温度 (検出器) (TE-T49-8B)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	再循環 (B) ガス温度 (検出器) (TE-T49-9B)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS ヒータ制御盤 (B) (PNL-FCS-HEATER-B)		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (B) 冷却器冷却水元弁 (E12-FF104B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 冷却器冷却水入口弁 (MV-10B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 入口制御弁 (FV-1B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 再循環制御弁 (FV-2B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (B) 系統流量計装		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (B) 系 入口管隔離弁 (2-43V-1B(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (A) 系 入口管隔離弁 (2-43V-1A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (A) 系 出口管隔離弁 (2-43V-3A(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (51/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (A) 系 出口弁 (2-43V-2A(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (B) 系 出口管隔離弁 (2-43V-3B(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (B) 系 出口弁 (2-43V-2B(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	原子炉隔離時冷却系注入弁 (E51-F013(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 外側隔離弁 (E51-F064(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC タービン排気弁 (E51-F068(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 真空ポンプ出口弁 (E51-F069(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC DIV-I 計装ラック (H22-P017)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC DIV-II 計装ラック (H22-P029)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ (RCIC-PMP-C001)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	原子炉隔離時冷却系タービン (TBN-RCIC-C002)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (52/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC ポンプサプレッションプール水供給弁 (E51-F031(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC ミニフロー弁 (E51-F019(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 潤滑油クーラー冷却水供給弁 (E51-F046(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁 (E51-F045(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 弁 (E51-F045) バイパス弁 (E51-F095(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC トリップ/スロットル弁 (E51-C002(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	油圧作動弁 ガバナ弁 (GOVERNING VALVE)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	ガバナ		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	PUMP DISCHARGE PRESS (スイッチ) (PSH-E51-N020)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	PUMP DISCHARGE H/L FLOW (伝送器) (FT-E51-N002)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	FI-E51-N002 計器収納箱		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (53/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
原子炉 隔離時 冷却系	原子炉隔離時冷却系系統流量 (伝送器) (FT-E51-N003)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 蒸気入口ドレンポット排水弁 (E51-F025(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 真空ポンプ (RCIC-PMP-VAC)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 復水ポンプ (RCIC-PMP-COND)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC バキュームタンク復水排水弁 (E51-F004(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC バキュームタンク復水排水弁 (E51-F005(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC TURBINE CONTROL BOX (LCP-105)		原子炉建屋 付属棟	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 弁 (E51-F065) 均圧弁 (E51-FF008(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉建屋 換気系	HPCS ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-2)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉建屋 換気系	HPCS ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-1)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉建屋 換気系	RHR (B) ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-5)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表 2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (54/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
原子炉建屋換気系	RHR (C) ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-6)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉建屋換気系	RHR (A) ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-7)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉建屋換気系	RCIC ポンプ・タービン室空調機 (HVAC-AH2-4)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉建屋換気系	LPCS ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-3)		原子炉建屋 原子炉棟	
原子炉建屋換気系	C/S 給気隔離ダンパ (通常系) (SB2-1A (A0))		原子炉建屋 附属棟	
原子炉建屋換気系	C/S 給気隔離ダンパ (通常系) (SB2-1B (A0))		原子炉建屋 附属棟	
原子炉建屋換気系	C/S 給気隔離ダンパ (SB2-1C (A0))		原子炉建屋 附属棟	
原子炉建屋換気系	C/S 給気隔離ダンパ (SB2-1D (A0))		原子炉建屋 附属棟	
原子炉建屋換気系	C/S 排気隔離ダンパ (通常系) (SB2-2A (A0))		原子炉建屋 附属棟	
原子炉建屋換気系	C/S 排気隔離ダンパ (通常系) (SB2-2B (A0))		原子炉建屋 附属棟	
原子炉建屋換気系	C/S 排気隔離ダンパ (SB2-2C (A0))		原子炉建屋 附属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (55/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
原子炉建屋換気系	C/S 排気隔離ダンパ (SB2-2D(A0))		原子炉建屋附属棟	
原子炉再循環系	原子炉再循環系 (A) 計装ラック (H22-P022)		原子炉建屋原子炉棟	
原子炉再循環系	原子炉再循環系 (B) 計装ラック (H22-P006)		原子炉建屋原子炉棟	
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (B) 流量制御弁 (B35-F060B-V2(A0))		原子炉建屋原子炉棟	
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (B) 流量制御弁 (B35-F060B-V4(A0))		原子炉建屋原子炉棟	
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (B) 流量制御弁 (B35-F060B-V6(A0))		原子炉建屋原子炉棟	
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (B) 流量制御弁 (B35-F060B-V8(A0))		原子炉建屋原子炉棟	
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁 (B35-F060A-V1(A0))		原子炉建屋原子炉棟	
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁 (B35-F060A-V3(A0))		原子炉建屋原子炉棟	
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁 (B35-F060A-V5(A0))		原子炉建屋原子炉棟	
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁 (B35-F060A-V7(A0))		原子炉建屋原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (56/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
原子炉冷却材浄化系	CUW 外側隔離弁 (G33-F004(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
高压炉心スプレイ系	高压炉心スプレイ系注入弁 (E22-F004(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
高压炉心スプレイ系	HPCS DIV-III計装ラック (H22-P024)		原子炉建屋 原子炉棟	
高压炉心スプレイ系	HPCS ポンプ入口弁 (CST側) (E22-F001(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
高压炉心スプレイ系	HPCS ポンプ高压炉心スプレイ系ポンプ (HPCS-PMP-C001)		原子炉建屋 原子炉棟	
高压炉心スプレイ系	HPCS ミニフロー弁 (E22-F012(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
高压炉心スプレイ系	HPCS ポンプ入口弁 (S/P側) (E22-F015(MO))		原子炉建屋 原子炉棟	
高压炉心スプレイ系	CST WATER LEVEL (伝送器) (LT-E22-N054A)		復水貯蔵 タンクエリア	
高压炉心スプレイ系	CST WATER LEVEL (伝送器) (LT-E22-N054B)		復水貯蔵 タンクエリア	
高压炉心スプレイ系	CST WATER LEVEL (伝送器) (LT-E22-N054C)		復水貯蔵 タンクエリア	
高压炉心スプレイ系	CST WATER LEVEL (伝送器) (LT-E22-N054D)		復水貯蔵 タンクエリア	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (57/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
低圧炉心 スプレイ系	低圧炉心スプレイ系注入弁 (E21-F005(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
低圧炉心 スプレイ系	LPCS 計装ラック (H22-P001)		原子炉建屋 原子炉棟	
低圧炉心 スプレイ系	低圧炉心スプレイ系ポンプ (LPCS-PMP-C001)		原子炉建屋 原子炉棟	
低圧炉心 スプレイ系	LPCS ポンプ入口弁 (E21-F001(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
低圧炉心 スプレイ系	LPCS ミニフロー弁 (E21-F011(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
中央制御室 制御盤	プロセス放射線モニタ記録計盤 (H13-P600)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	非常用炉心冷却系制御盤 (H13-P601)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	原子炉補機制御盤 (H13-P602)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	原子炉制御操作盤 (H13-P603)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	プロセス放射線モニタ計装盤 (H13-P604)		原子炉建屋 附属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (58/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
中央制御室 制御盤	TIP 制御盤 (H13-P607)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	出力領域モニタ計装盤 (H13-P608)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	原子炉保護系 (A) 継電器盤 (H13-P609)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	原子炉保護系 (B) 継電器盤 (H13-P611)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	プロセス計装盤 (H13-P613)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	プロセス計装盤 (H13-P617)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	残留熱除去系 (B) , (C) 補助継電器盤 (H13-P618)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	ジェットポンプ計装盤 (H13-P619)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	原子炉隔離時冷却系継電器盤 (H13-P621)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	原子炉格納容器内側隔離系継電器盤 (H13-P622)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	原子炉格納容器外側隔離系継電器盤 (H13-P623)		原子炉建屋 付属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (59/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
中央制御室 制御盤	高圧炉心スプレイ系継電器盤 (H13-P625)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	自動減圧系 (A) 継電器盤 (H13-P628)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	低圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系 (A) 補助継電器盤 (H13-P629)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	自動減圧系 (B) 継電器盤 (H13-P631)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	漏えい検出系操作盤 (H13-P632)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	プロセス放射線モニタ, 起動時領域モニタ (A) 操作盤 (H13-P635)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	プロセス放射線モニタ, 起動時領域モニタ (B) 操作盤 (H13-P636)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	格納容器雰囲気監視系 (A) 操作盤 (H13-P638)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	格納容器雰囲気監視系 (B) 操作盤 (H13-P639)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	漏えい検出系操作盤 (H13-P642)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	サプレッションプール温度記録計盤 (A) (H13-P689)		原子炉建屋 付属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (60/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
中央制御室 制御盤	サプレッションプール温度記録計盤 (B) (H13-P690)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	原子炉保護系 (1A) トリップユニット盤 (H13-P921)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	原子炉保護系 (1B) トリップユニット盤 (H13-P922)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	原子炉保護系 (2A) トリップユニット盤 (H13-P923)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	原子炉保護系 (2B) トリップユニット盤 (H13-P924)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	緊急時炉心冷却系 (DIV-I-1) トリップユ ニット盤 (H13-P925)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	緊急時炉心冷却系 (DIV-II-1) トリップユ ニット盤 (H13-P926)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	緊急時炉心冷却系 (DIV-I-2) トリップユ ニット盤 (H13-P927)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	高圧炉心スプレイ系 トリップユニット 盤 (H13-P929)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	所内電気操作盤 (CP-1)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	タービン発電機操作盤 (CP-2)		原子炉建屋 附属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (61/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
中央制御室 制御盤	タービン補機操作盤 (CP-3)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	タービン補機盤 (CP-4)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	窒素置換－空調換気制御盤 (CP-5)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	非常用ガス処理系, 非常用ガス循環系(A) 操作盤 (CP-6A)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	非常用ガス処理系, 非常用ガス循環系(B) 操作盤 (CP-6B)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	TURBINE GENERATOR V. B (CP-8)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	タービン補機補助継電器盤 (CP-9)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	発電機・主変圧器保護リレー盤 (CP-10A)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	発電機・主変圧器保護リレー盤 (CP-10B)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	予備変圧器保護リレー盤 (CP-10C)		原子炉建屋 付属棟	
中央制御室 制御盤	タービン補機盤 (CP-11)		原子炉建屋 付属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (62/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
中央制御室 制御盤	M S I V - L C S (A) 制御盤 (CP-13)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	M S I V - L C S (B) 制御盤 (CP-14)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	可燃性ガス濃度制御盤 (A) (CP-15)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	可燃性ガス濃度制御盤 (B) (CP-16)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	送・受電系統制御盤 (CP-30)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	開閉所保護リレー盤 (CP-32)		原子炉建屋 附属棟	
中央制御室 制御盤	原子炉廻り温度記録計盤 (H13-P614)		原子炉建屋 附属棟	
中性子計装系	起動領域計装 前置増幅器 (H22-P030)		原子炉建屋 原子炉棟	
中性子計装系	起動領域計装 前置増幅器 (H22-P031)		原子炉建屋 原子炉棟	
中性子計装系	起動領域計装 前置増幅器 (H22-P032)		原子炉建屋 原子炉棟	
中性子計装系	起動領域計装 前置増幅器 (H22-P033)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (63/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
中性子計装系	TIP 駆動装置電気盤 (LCP-200)		原子炉建屋 原子炉棟	
中性子計装系	TIP N ₂ 隔離弁 (C51-S0-F010(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
主蒸気隔離弁 漏えい抑制系	MSIV ステムリークドレン弁 (A) (E32-FF009A(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
主蒸気隔離弁 漏えい抑制系	MSIV ステムリークドレン弁 (B) (E32-FF009B(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
ドライウエル 冷却系	ドライウエル冷水入口隔離弁 (7-90V13(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
ドライウエル 冷却系	ドライウエル冷水出口隔離弁 (7-90V17(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	ドライウエル圧力 (A) (伝送器) (PT-26-79.51A)		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	ドライウエル圧力 (B) (伝送器) (PT-26-79.51B)		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	PCV PRESS (伝送器) (PT-26-79.53)		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	PCV PRESS (伝送器) (PT-26-79.5R)		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	サプレッション・チェンバ圧力 (PT-26-79.52A)		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (64/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
不活性ガス系	サプレッション・チェンバ圧力 (PT-26-79.52B)		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	SUPP CHAMBER LEVEL (伝送器) (LT-26-79.5R)		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	サプレッション・チェンバ水位 (A) (伝送器) (LT-26-79.5A)		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	サプレッション・チェンバ水位 (B) (伝送器) (LT-26-79.5B)		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	原子炉建屋換気系ベント弁 (SB2-14) (2-26B-13(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	FRVS ベント弁 (SB2-3) (2-26B-14(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	ドライウエルベント弁 (2-26B-12(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	ドライウエル 2 インチ ベント弁 (2-26V9(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	サプレッション・チェンバベント弁 (2-26B-10(M0))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	サプレッション・チェンバベント弁 (2-26B-11(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	サプレッション・チェンバ真空破壊止め弁 (2-26B-3(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (65/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
不活性ガス系	サプレッション・チェンバ真空破壊止め弁 (2-26B-4(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	サプレッション・チェンバパージ弁 (2-26B-5(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	サプレッション・チェンバ N ₂ ガス供給弁 (2-26B-6(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	エアパージ供給入口弁 (2-26B-1(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	格納容器パージ弁 (2-26B-2(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	格納容器／サプレッション・チェンバ N ₂ ガス供給弁 (2-26B-7(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	N ₂ ガスパージ供給弁 (2-26B-8(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	格納容器 N ₂ ガス供給弁 (2-26B-9(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V81(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V82(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V83(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (66/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V84(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V85(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V86(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V87(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V88(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V89(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V90(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V91(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
事故時 サンプリング 系	D/W内サンプリングバイパス弁 (V25-1008(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
試料採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁 (25-51A1(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
試料採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁 (25-51A2(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (67/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
試料採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁 (25-51B1(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
試料採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁 (25-51B2(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
試料採取系	PLR 炉水サンプリング弁 (外側隔離弁) (B35-F020 (A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
試料採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁 (25-51C1(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
試料採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁 (25-51C2(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
試料採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁 (25-51D1(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
試料採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁 (25-51D2(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
試料採取系	格納容器酸素分析系排気弁 (25-51E1(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
試料採取系	格納容器酸素分析系排気弁 (25-51E2(電磁弁))		原子炉建屋 原子炉棟	
放射性 廃棄物 処理系	原子炉格納容器ドレン系機器ドレン隔離 弁 (外側) (G13-F132 (A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
放射性 廃棄物 処理系	原子炉格納容器ドレン系機器ドレン隔離 弁 (内側) (G13-F133 (A0))		原子炉建屋 原子炉棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (68/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
放射性廃棄物処理系	原子炉格納容器ドレン系床ドレン隔離弁 (外側) (G13-F129(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
放射性廃棄物処理系	原子炉格納容器ドレン系床ドレン隔離弁 (内側) (G13-F130(A0))		原子炉建屋 原子炉棟	
復水移送系	復水移送ポンプ (A) (MUW-PMP-CST-A)		タービン建屋	
復水移送系	復水移送ポンプ (B) (MUW-PMP-CST-B)		タービン建屋	
復水移送系	COND TRANS PUMP DISCH PRESS (PT-18-190.5)		タービン建屋	
復水移送系	CST (A) LEVEL (伝送器) (LT-18-190A)		復水貯蔵 タンクエリア	
復水移送系	CST (B) LEVEL (伝送器) (LT-18-190B)		復水貯蔵 タンクエリア	
所内電源系	TB 120V AC INST DIST PNL 1		タービン建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2A3-1		タービン建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2B3-1		タービン建屋	
所内電源系	パワーセンタ 2A-3		タービン建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (69/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
所内電源系	パワーセンタ 2B-3		タービン 建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (A) プリアンプ (RAM-D17-K020A)		タービン 建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (B) プリアンプ (RAM-D17-K020B)		タービン 建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (A) (検出器) (減衰管入口) (D17-N002A)		タービン 建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (B) (検出器) (減衰管入口) (D17-N002B)		タービン 建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (A) プリアンプ (RAM-D17-K030A)		原子炉建屋 附属棟	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (B) プリアンプ (RAM-D17-K030B)		原子炉建屋 附属棟	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (A) (検出器) (減衰管出口) (D17-N022A)		原子炉建屋 附属棟	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (B) (検出器) (減衰管出口) (D17-N022B)		原子炉建屋 附属棟	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (A) プリアンプ (活性炭吸着塔出口) (RAM-D17-K500A)		原子炉建屋 附属棟	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (B) プリアンプ 排ガス放射線モニタ (RAM-D17-K500B)		原子炉建屋 附属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (70/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK (D17-J011)		原子炉建屋附属棟	
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK (D17-J011-1)		原子炉建屋附属棟	
プロセス放射線モニタ系	排ガス線形放射線モニタ (検出器) (D17-N021)		タービン建屋	
プロセス放射線モニタ系	光変換器盤収納盤 (D17-P112)		原子炉建屋附属棟	
プロセス放射線モニタ系	排気筒モニタ盤 A (D17-P012A)		排気筒モニタ室	
プロセス放射線モニタ系	排気筒モニタサンプルラック A (D17-P102A)		排気筒モニタ室	
プロセス放射線モニタ系	主排気筒モニタガスサンブラ A (D17-P101A)		排気筒モニタ室	
プロセス放射線モニタ系	主排気筒放射線モニタ (D17-N030)		排気筒モニタ室	
プロセス放射線モニタ系	排気筒モニタ盤 B (D17-P012B)		排気筒モニタ室	
プロセス放射線モニタ系	排気筒モニタサンプルラック B (D17-P102B)		排気筒モニタ室	
プロセス放射線モニタ系	主排気筒モニタガスサンブラ B (D17-P101B)		排気筒モニタ室	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (71/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
プロセス放射線モニタ系	主排気筒モニタトリチウム回収制御盤 (D17-P103)		排気筒モニタ室	
プロセス放射線モニタ系	主排気筒モニタトリチウムサンプルラック A (D17-P104)		排気筒モニタ室	
プロセス放射線モニタ系	主排気筒モニタトリチウムサンプルラック B (D17-P104)		排気筒モニタ室	
プロセス放射線モニタ系	主排気筒フィルタラック (D17-013)		排気筒モニタ室	
プロセス放射線モニタ系	SGTS STACK SAMPLE RACK (D17-P001)		排気筒モニタ室	
プロセス放射線モニタ系	SGTS STACK GAS SAMPLE RACK (D17-P001-1)		排気筒モニタ室	
プロセス放射線モニタ系	非常用ガス処理系排気筒放射線モニタ		排気筒モニタ室	
プロセス放射線モニタ系	SGTS STACK FILTER RACK (D17-P014)		排気筒モニタ室	
中央制御室制御盤	OFF GAS CHACOAL SYS. V. B (CP-31)		原子炉建屋附属棟	
中央制御室制御盤	TURB. GEN TEST&CHECKOUT V. B (CP-7)		原子炉建屋附属棟	
気体廃棄物処理系	OFF GAS SYSTEM INST. RACK (PNL-LR-R-4)		タービン建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (72/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
気体廃棄物 処理系	OFF GAS PREHEATERS TEMP (TE-23-164)		タービン 建屋	
気体廃棄物 処理系	主蒸気式空気抽出器 (A) 出口弁 (6-23V1(M0))		タービン 建屋	
気体廃棄物 処理系	主蒸気式空気抽出器 (B) 出口弁 (6-23V2(M0))		タービン 建屋	
気体廃棄物 処理系	オフガスプレヒータ (A) 入口弁 (6-23V5(A0))		タービン 建屋	
気体廃棄物 処理系	オフガスプレヒータ (B) 入口弁 (6-23V4(A0))		タービン 建屋	
気体廃棄物 処理系	排ガス予熱器 (A) 蒸気温度制御弁 (TCV-23-164.1A(A0))		タービン 建屋	
気体廃棄物 処理系	排ガス予熱器 (B) 蒸気温度制御弁 (TCV-23-164.1B(A0))		タービン 建屋	
気体廃棄物 処理系	排ガス空気抽出器 (A) 入口弁 (OGC-F019A(A0))		原子炉建屋 付属棟	
気体廃棄物 処理系	排ガス空気抽出器 (B) 入口弁 (OGC-F019B(A0))		原子炉建屋 付属棟	
気体廃棄物 処理系	排ガス空気抽出器 (A) 再循環圧力制御弁 (PCV-F051A)		原子炉建屋 付属棟	
気体廃棄物 処理系	排ガス空気抽出器 (B) 再循環圧力制御弁 (PCV-F051B)		原子炉建屋 付属棟	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

①

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (73/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
気体廃棄物 処理系	排ガス空気抽出器 (A) 入口弁 (OGC-F103A(A0))		原子炉建屋 付属棟	
気体廃棄物 処理系	排ガス空気抽出器 (B) 入口弁 (OGC-F103B(A0))		原子炉建屋 付属棟	
気体廃棄物 処理系	排ガス再結合器 (A)		タービン 建屋	
気体廃棄物 処理系	排ガス再結合器 (B)		タービン 建屋	
空気抽出系	第1段 SJAE (A) 空気入口弁 (6-22V2(M0))		タービン 建屋	
空気抽出系	第1段 SJAE (B) 空気入口弁 (6-22V3(M0))		タービン 建屋	
空気抽出系	SJAE 蒸気 BLOCK (A0-7-119A)		タービン 建屋	
空気抽出系	SJAE 蒸気 BLOCK (A0-7-119B)		タービン 建屋	
タービン補助 蒸気系	主蒸気式空気抽出器 (A) 第1段蒸気入口 弁 (6-7V31A(M0))		タービン 建屋	
タービン補助 蒸気系	主蒸気式空気抽出器 (A) 第2段蒸気入口 弁 (6-7V31B(M0))		タービン 建屋	
タービン補助 蒸気系	主蒸気式空気抽出器 (B) 第1段蒸気入口 弁 (6-7V32A(M0))		タービン 建屋	
タービン補助 蒸気系	主蒸気式空気抽出器 (B) 第2段蒸気入口 弁 (6-7V32B(M0))		タービン 建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

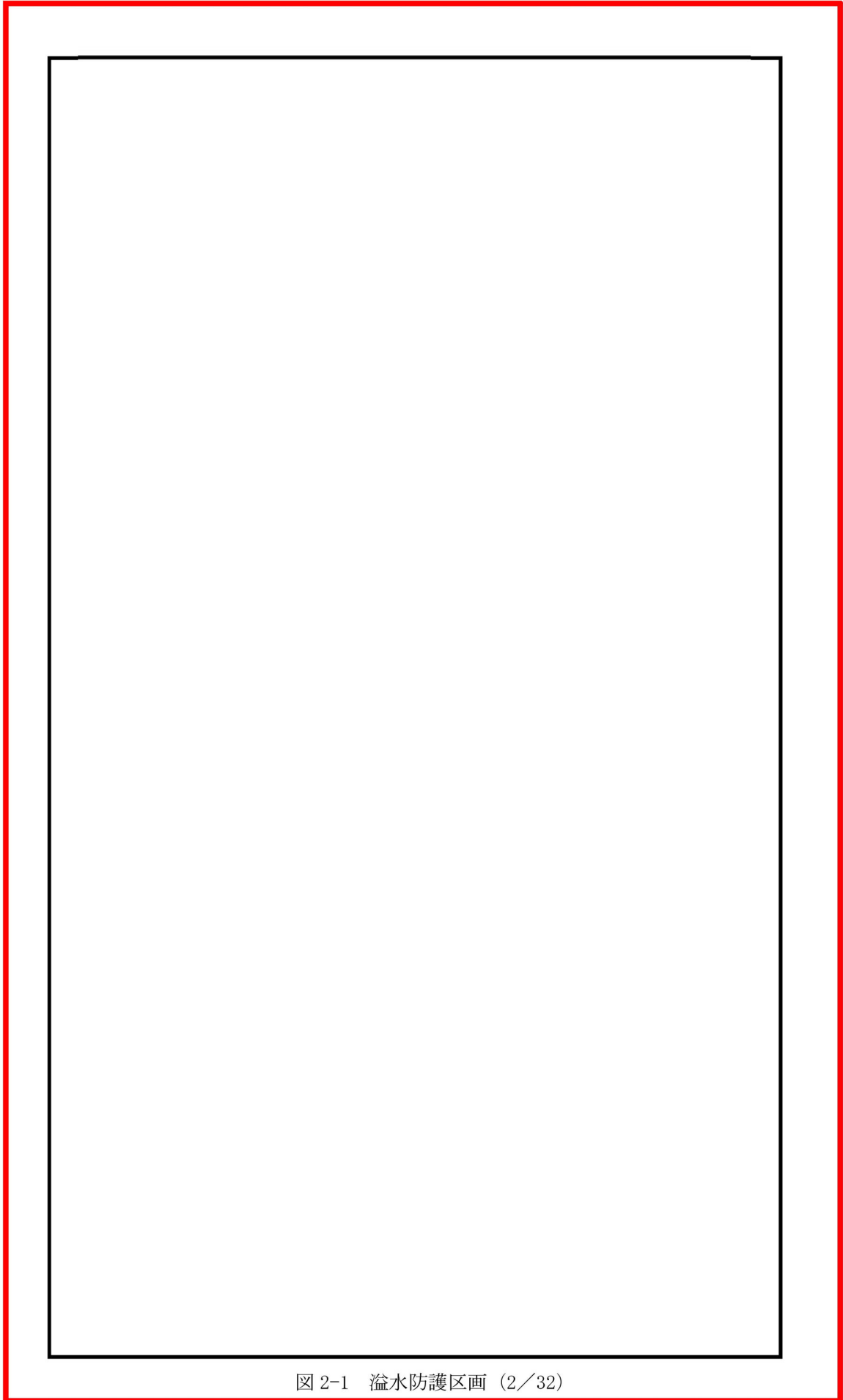


図 2-1 溢水防護区画 (2/32)

NT2 補② V-1-1-8-2 R15

①

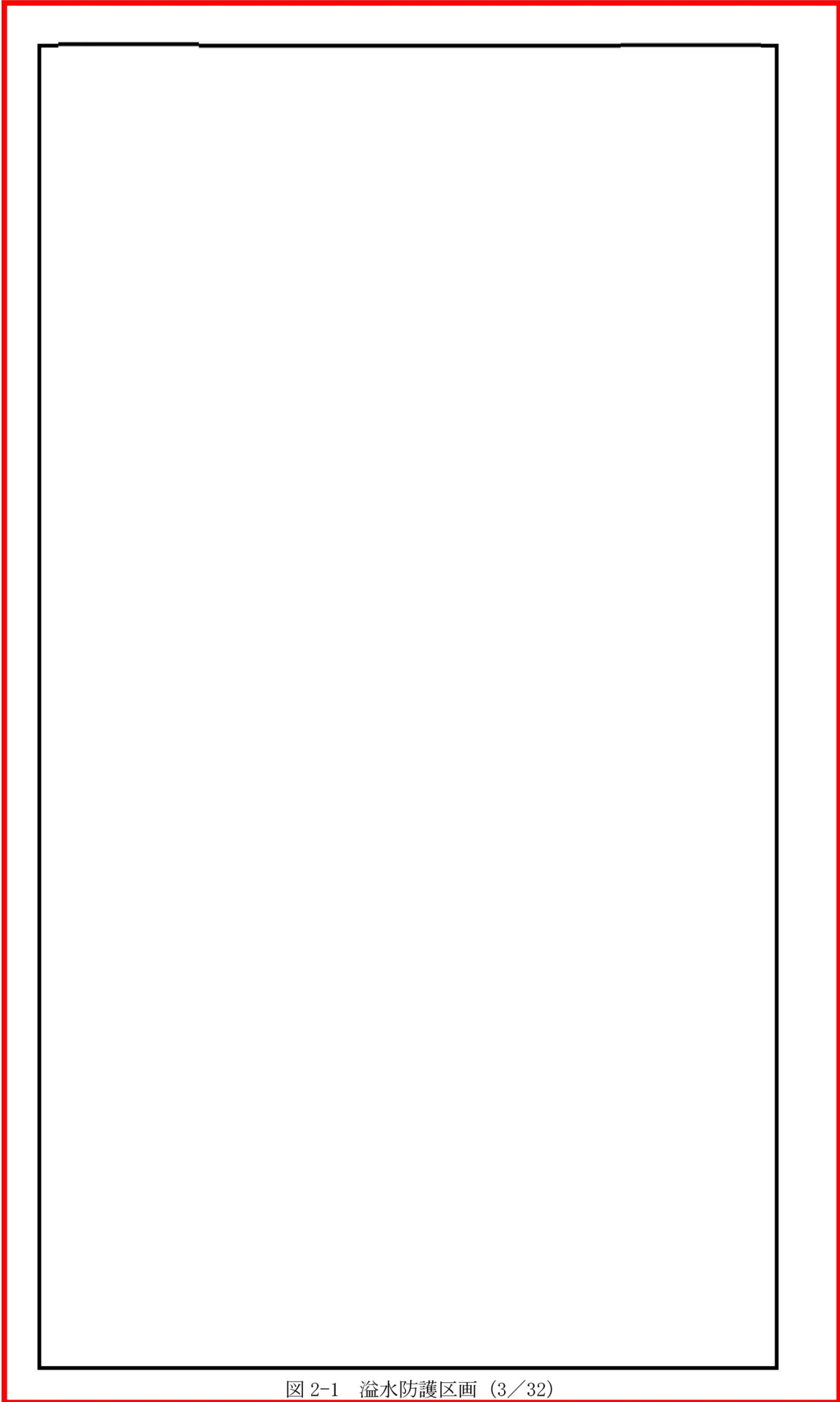


図 2-1 溢水防護区画 (3/32)

NT2 補② V-1-1-8-2 R15

①

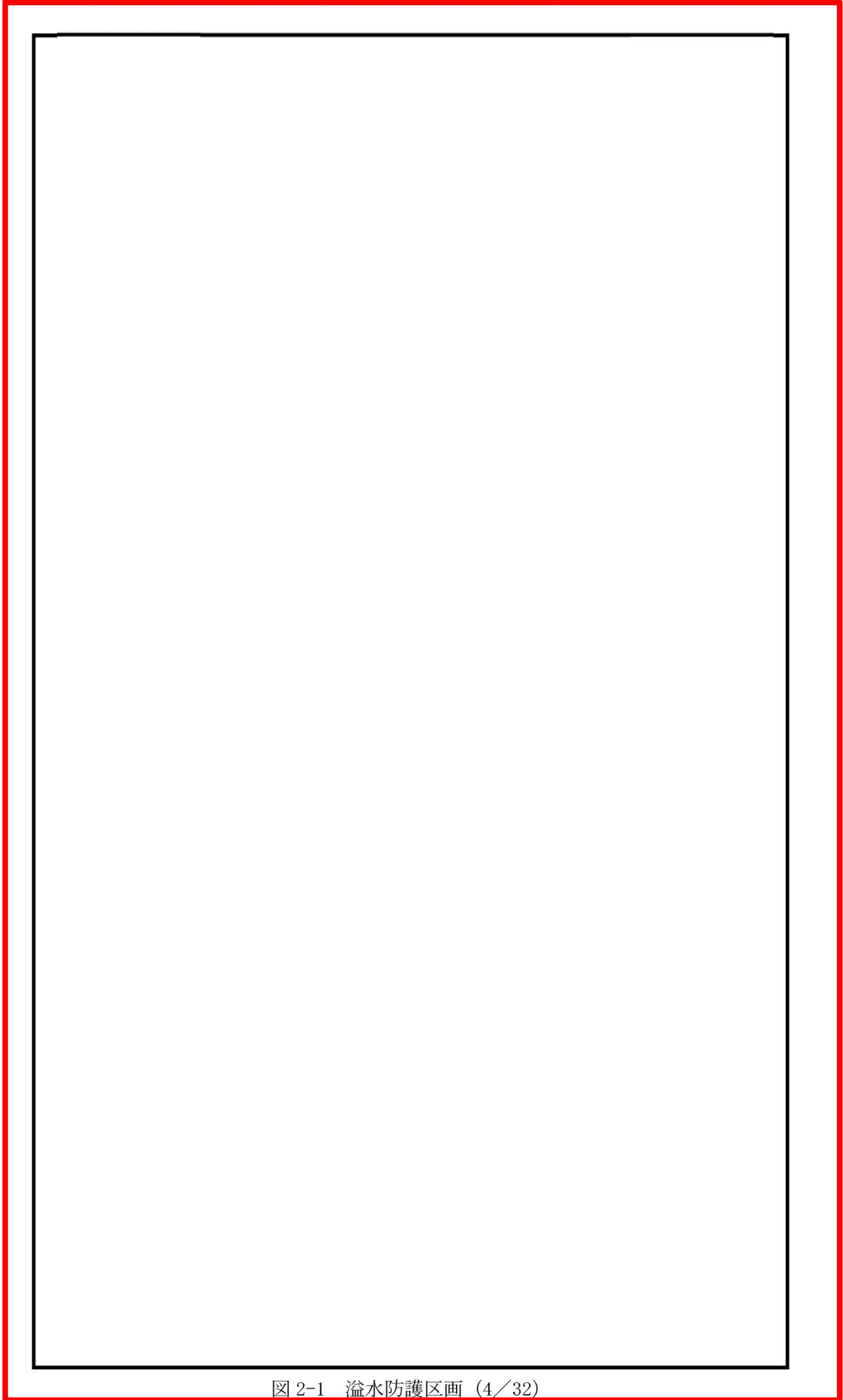


図 2-1 溢水防護区画 (4/32)

NT2 補② V-1-1-8-2 R15

①

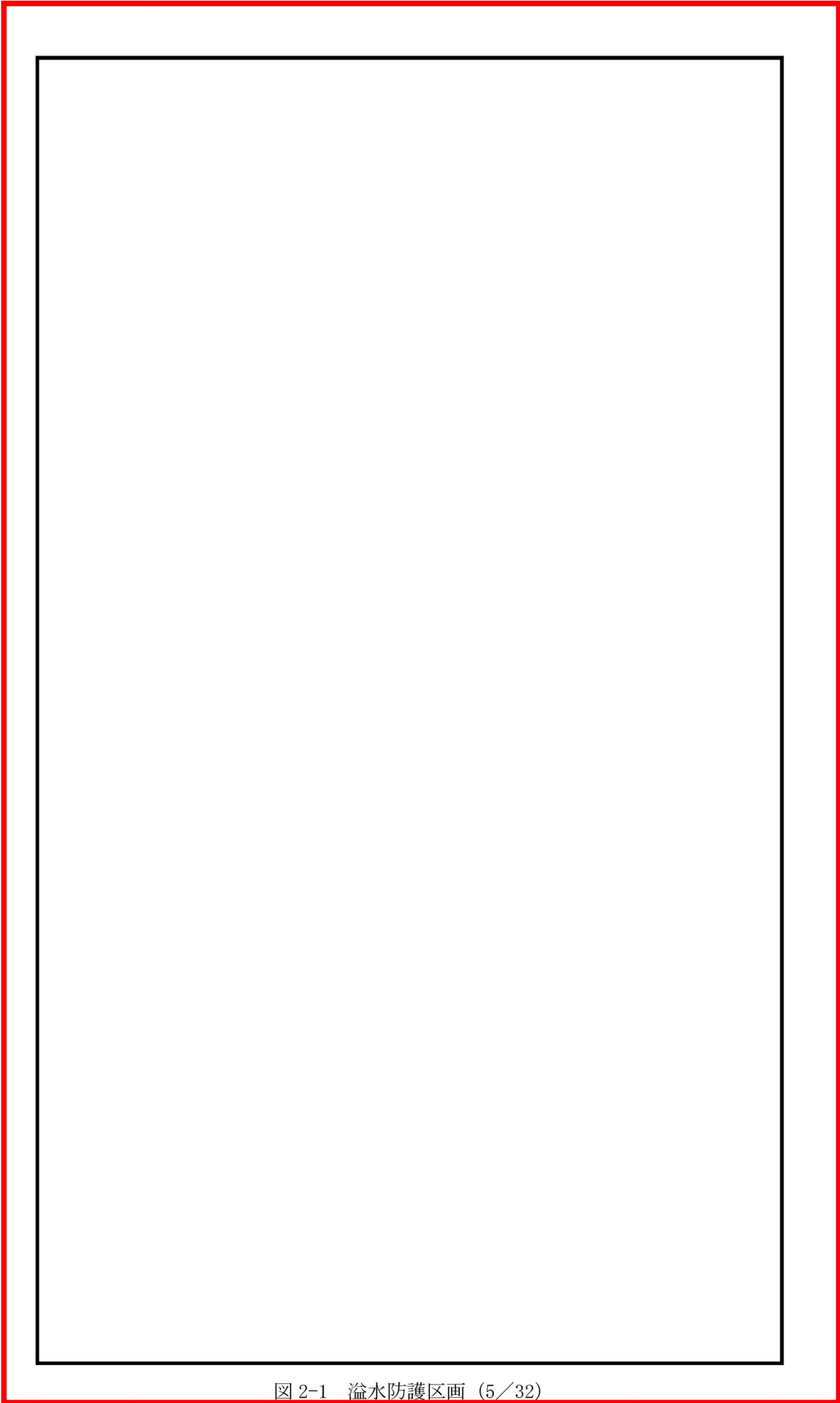


図 2-1 溢水防護区画 (5/32)

NT2 補② V-1-1-8-2 R15

①

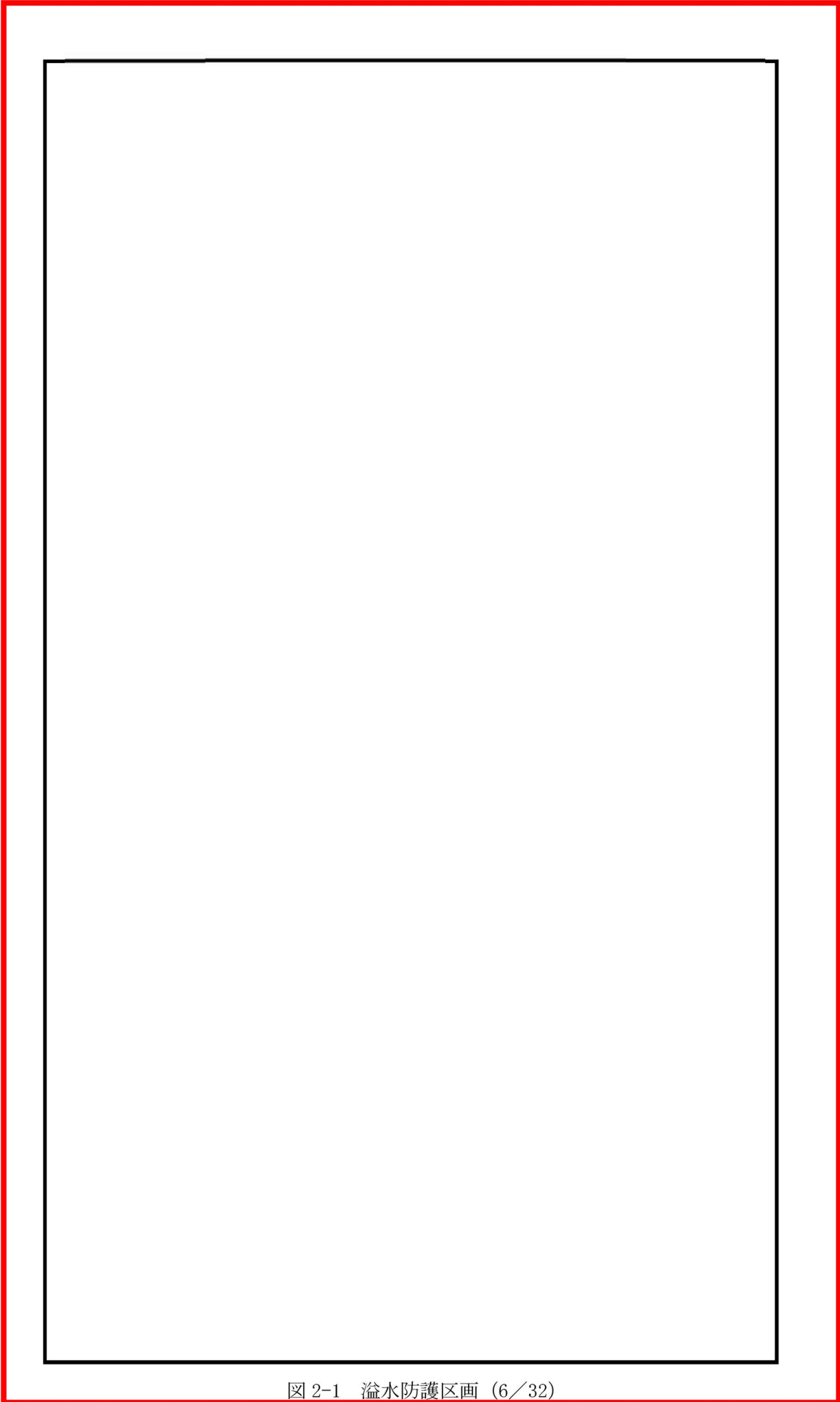


図 2-1 溢水防護区画 (6/32)

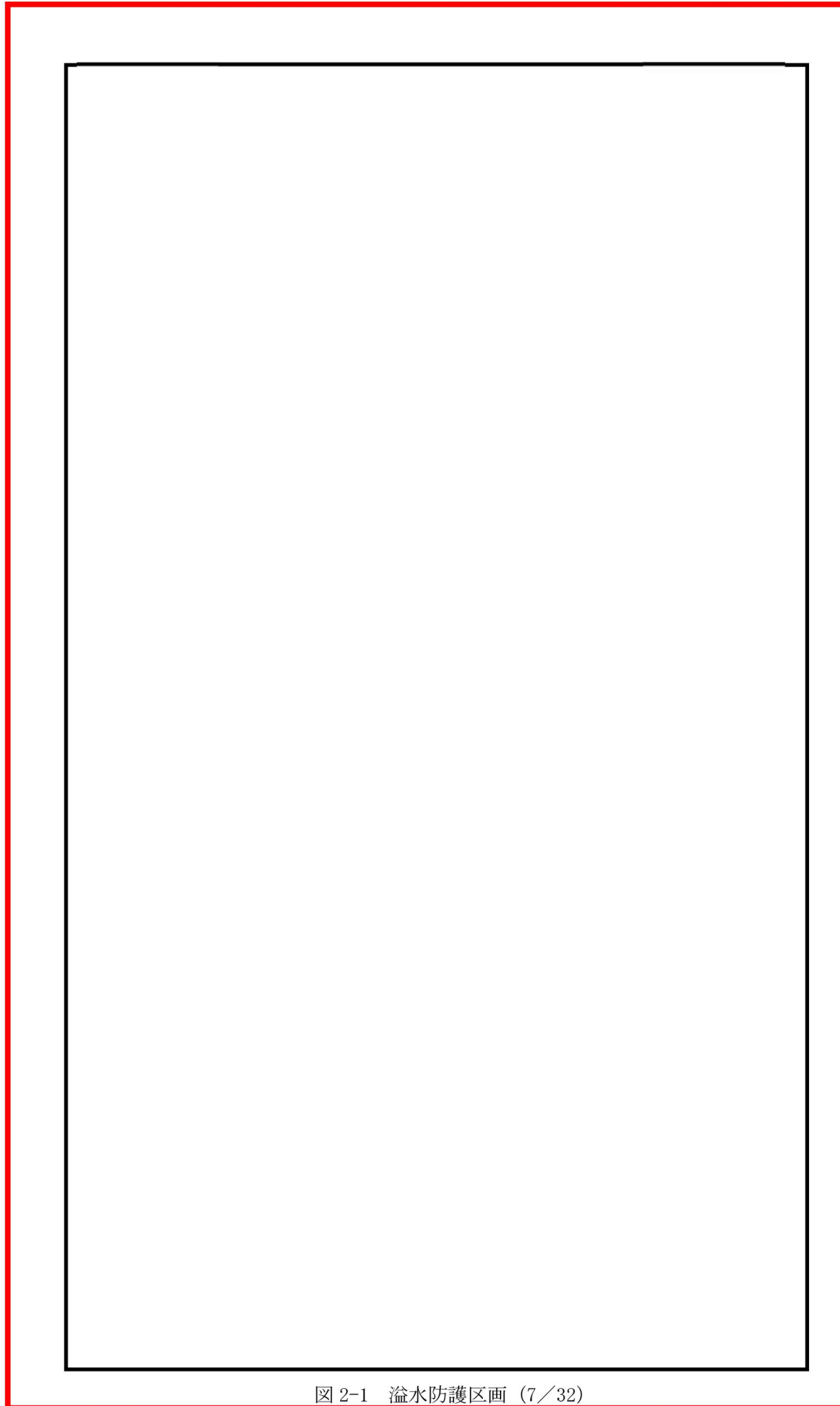


図 2-1 溢水防護区画 (7/32)

①

NT2 補② V-1-1-8-2 R15

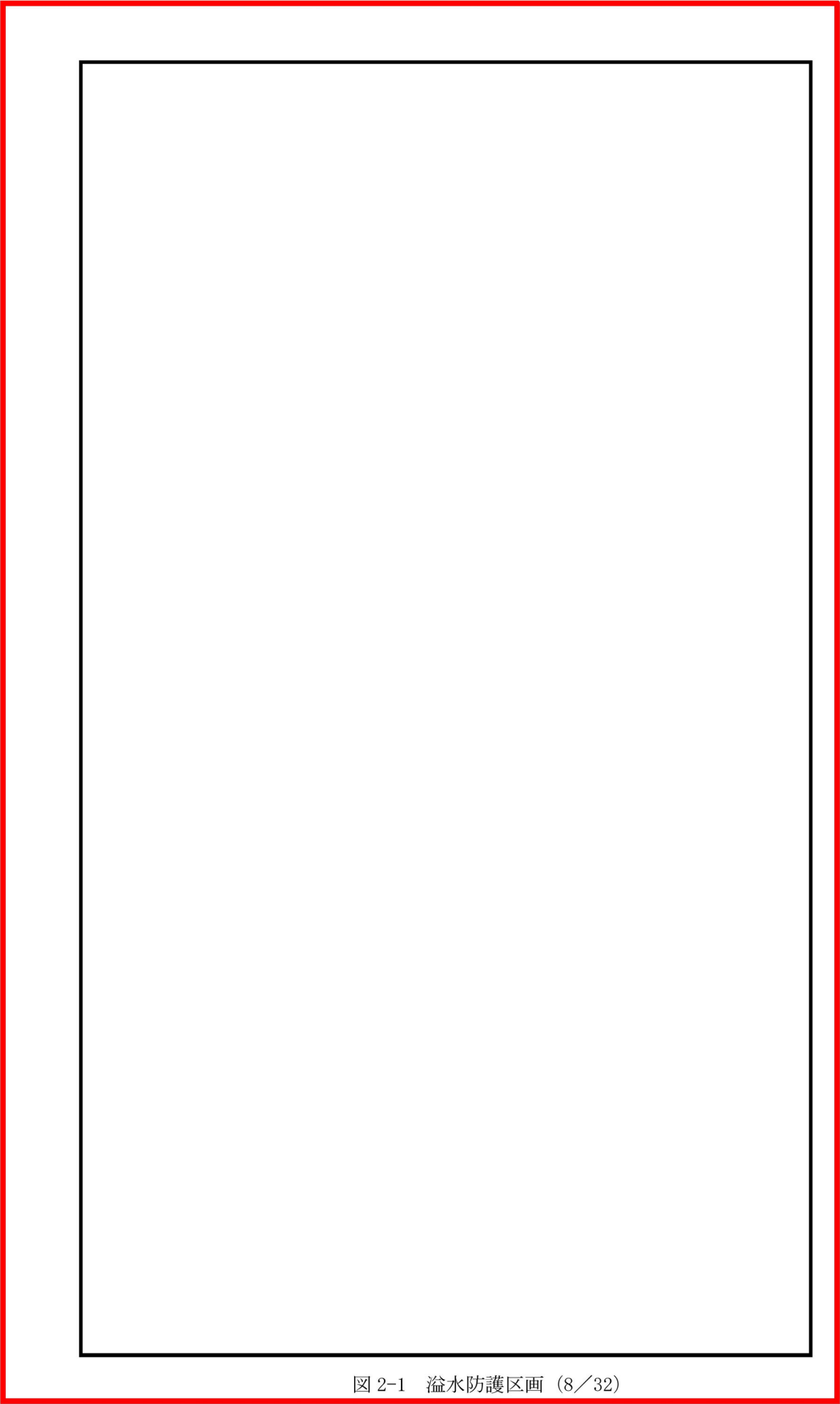


図 2-1 溢水防護区画 (8/32)

NT2 補② V-1-1-8-2 R15

①

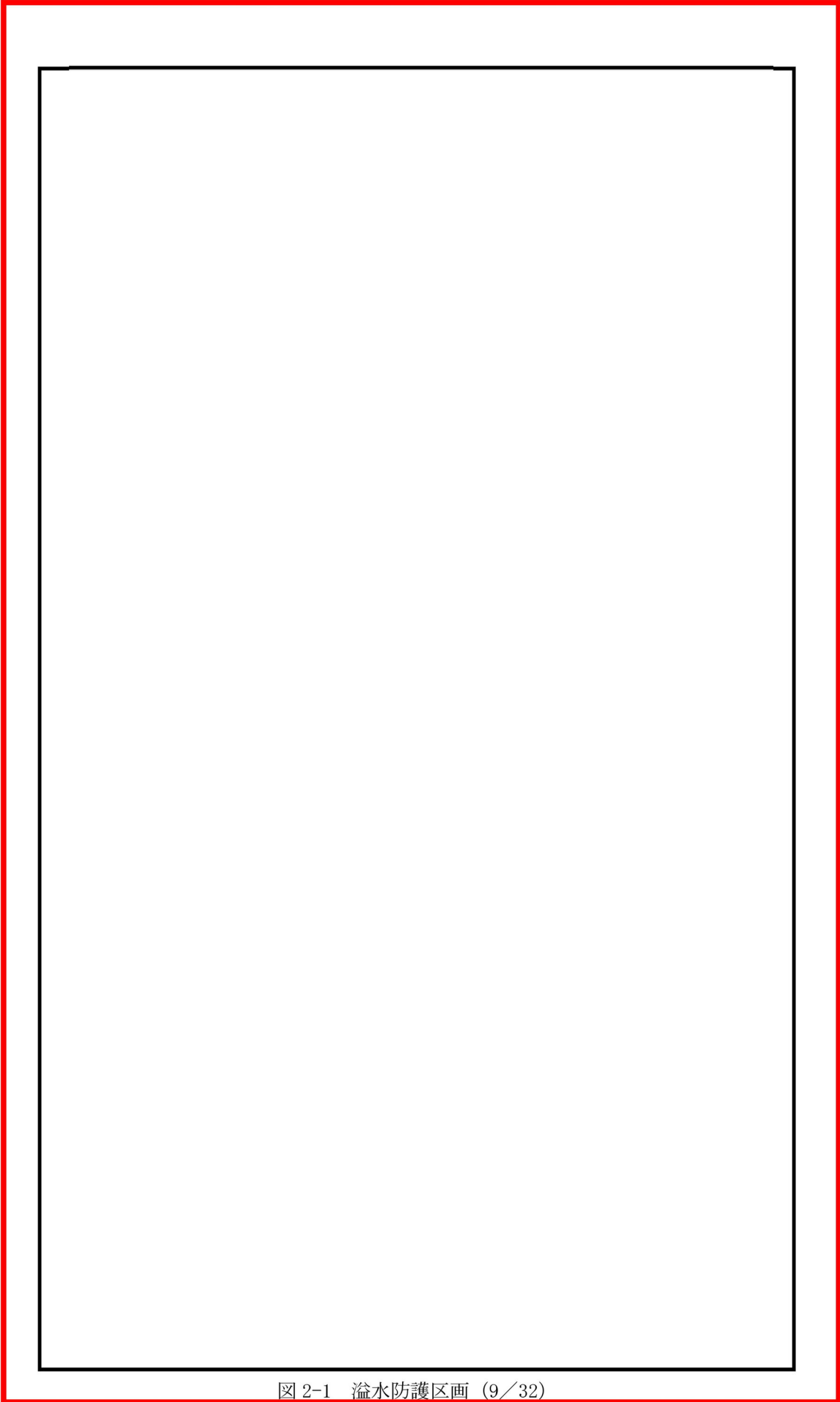


図 2-1 溢水防護区画 (9/32)

NT2 補② V-1-1-8-2 R15

①

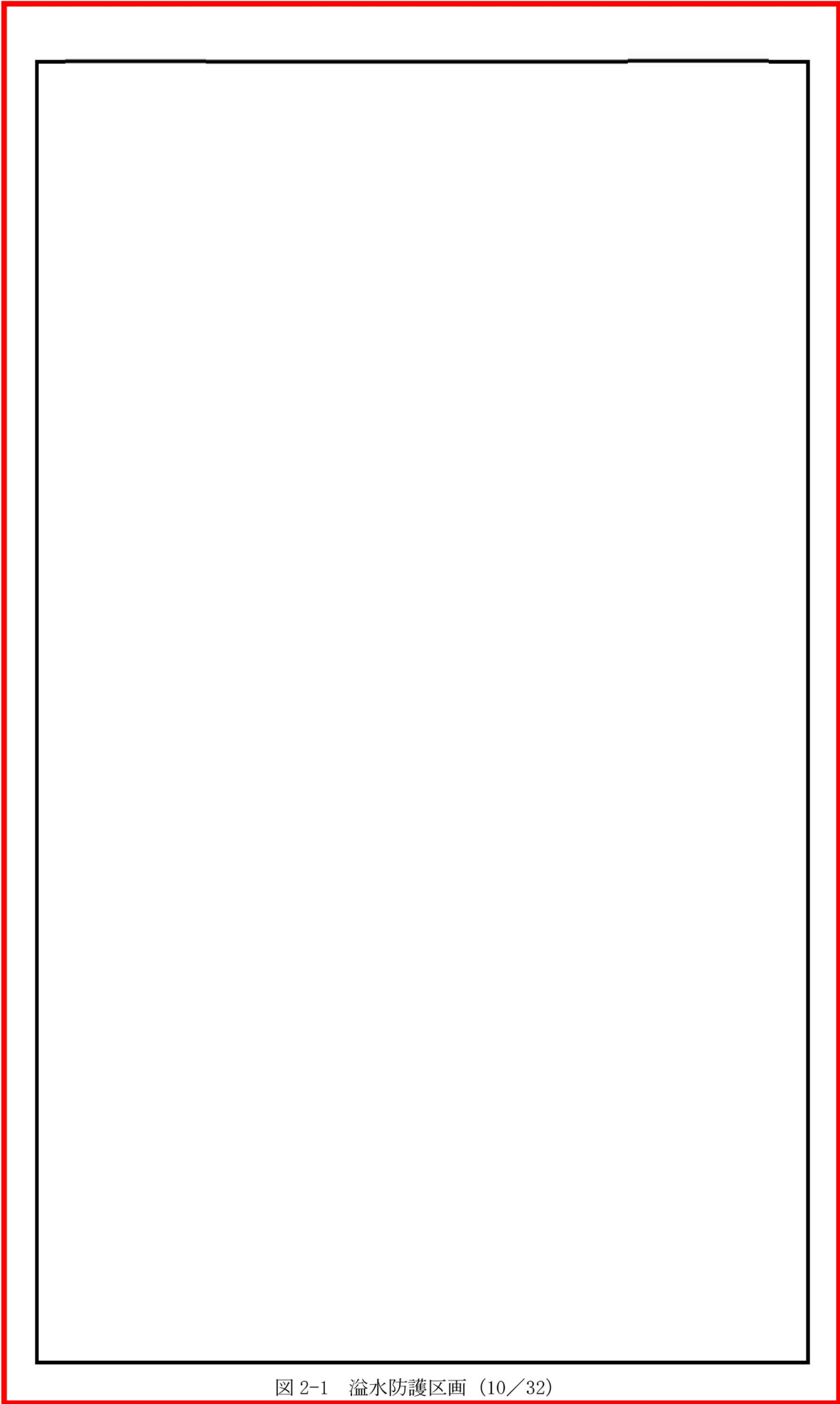


図 2-1 溢水防護区画 (10/32)

①

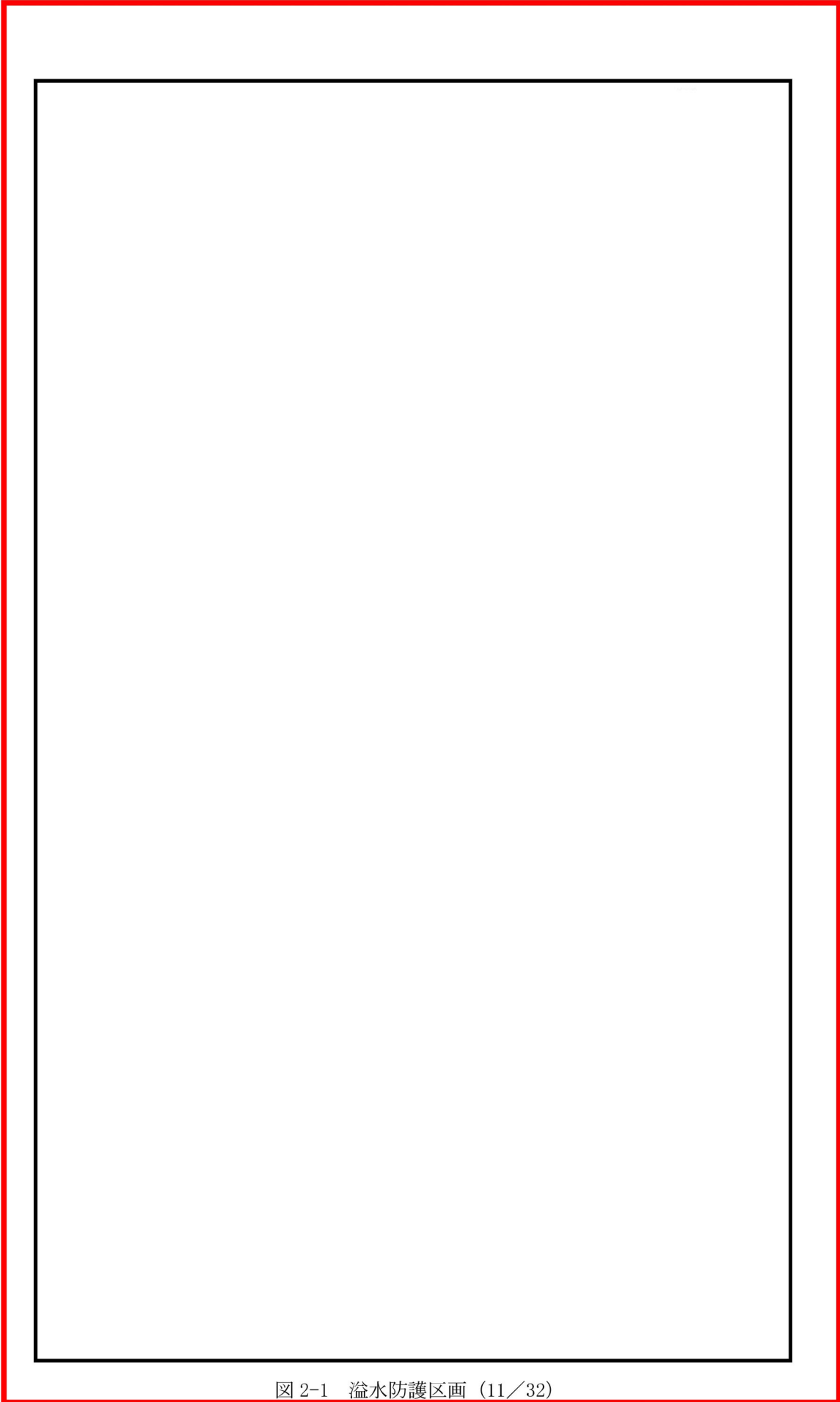


図 2-1 溢水防護区画 (11/32)

V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定

1. 概要

本資料は、溢水から防護すべき設備の溢水評価に用いる溢水源及び溢水量並びに溢水防護区画及び溢水経路の設定について説明するものである。

② a

2. 溢水源及び溢水量の設定

溢水影響を評価するために、評価ガイドを踏まえて発生要因別に分類した以下の溢水を設定し、溢水源及び溢水量を設定する。

- ・ 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水（以下「想定破損による溢水」という。）
- ・ 発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「消火水の放水による溢水」という。）
- ・ 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（通常運転中における使用済燃料プールのスロッシングにより発生する溢水，施設定期検査中における使用済燃料プール，原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングにより発生する溢水並びに廃棄物処理建屋におけるサイトバンカプールのスロッシングにより発生する溢水を含む。）（以下「地震起因による溢水」という。）
- ・ その他の要因（地下水の流入，地震以外の自然現象，機器の誤作動等）により生じる溢水（以下「その他の溢水」という。）

② a

想定破損により生じる溢水では、溢水源となり得る機器は流体を内包する配管とし、地震起因による溢水では溢水源となり得る機器は流体を内包する容器（タンク，熱交換器，脱塩塔，ろ過脱塩器等）及び配管として、それぞれにおいて対象となる機器を系統図より抽出し、抽出された機器が想定破損における応力評価又は耐震評価において破損すると評価された場合、それぞれの評価での溢水源とする。

② a

2.1 想定破損による溢水

想定破損による溢水については、単一の配管の破損による溢水を想定して、配管の破損箇所を溢水源として設定する。

また、破損を想定する配管は、内包する流体のエネルギーに応じて、以下で定義する高エネルギー配管又は低エネルギー配管に分類する。

- ・ 「高エネルギー配管」とは、呼び径25A（1B）を超える配管であって、プラントの通常運転時に運転温度が95℃を超えるか又は運転圧力が1.9 MPa[gage]を超える配管。ただし、被水及び蒸気の影響については配管径に関係なく評価する。
- ・ 「低エネルギー配管」とは、呼び径25A（1B）を超える配管であって、プラントの通常運転時に運転温度が95℃以下で、かつ運転圧力が1.9 MPa[gage]以下の配管。なお、運転圧力が静水頭の配管は除く。

② a

- ・ 高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%

② a

又はプラント運転期間の1 %より小さければ、低エネルギー配管として扱う。

配管の破損形状の想定に当たっては、高エネルギー配管は、「完全全周破断」、低エネルギー配管は、「配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック（以下「貫通クラック」という。）」を想定する。ただし、応力評価を実施する配管については、発生応力 S_n と許容応力 S_a の比により、以下で示した応力評価の結果に基づく破損形状を想定する。

【高エネルギー配管（ターミナルエンド部を除く。）】

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管

$$S_n \leq 0.4 \times S_a \Rightarrow \text{破損想定不要}$$

$$0.4 \times S_a < S_n \leq 0.8 \times S_a \Rightarrow \text{貫通クラック}$$

【低エネルギー配管】

$$S_n \leq 0.4 S_a \Rightarrow \text{破損想定不要}$$

発生応力と許容応力の比較により破損形状の想定を行う以下の配管は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために、継続的な肉厚管理を実施することとし、保安規定に定めて管理する。

- ・原子炉隔離時冷却系蒸気配管の一般部（重大事故等対処設備との共用ライン含む）
- ・原子炉建屋廃棄物処理棟の所内蒸気系配管の一般部

また、高エネルギー配管として運転している時間の割合が、当該系統の運転している時間の2 %又はプラント運転期間の1 %より小さいことから低エネルギー配管とする系統（ほう酸水注入系、残留熱除去系、残留熱除去系海水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系）については、運転時間実績管理を実施することとし、保安規定に定めて管理する。

② a

(1) 溢水源の設定

高エネルギー配管及び低エネルギー配管に対して、想定される破損形状に基づいた溢水源及び溢水量を設定する。

想定破損評価対象配管を応力評価する際には、3次元はりモデルによる評価を実施する。

評価で用いる解析コードSAP-IV及びAutoPIPEは耐震評価と同じ使用方法で用いる。

② a

(2) 溢水量の設定

溢水評価では、「(1) 溢水源の設定」において設定した破損形状による溢水を想定し、異常の検知、事象の判断及び漏えい箇所の特定並びに漏えい箇所の隔離等により漏えい停止するまでの時間を考慮し保守的に設定し、溢水量を算出する。また、隔離後の隔離範囲内の系統の保有水量を考慮して溢水量を算出する。想定する破損箇所は防護すべき設備への溢水影響が最も大きくなる位置とする。

破損を想定する配管については、以下の手法を用いて溢水量の算定を行う。

- ・完全全周破断を想定する場合の溢水流量は、系統の定格流量を用いる。ただし、系統上の破断位置、口径、流体圧力等を考慮することにより、より適切な溢水流量を算定できる場合はその値を用いる。
- ・貫通クラックを想定する場合の流出流量は、破断面積、損失係数及び水頭を用いて以下の計算式より求める。

$$Q = A \times C \times \sqrt{(2 \times g \times H)} \times 3600$$

Q：流出流量 (m³/h)

A：破断面積 (m²)

C：損失係数

g：重力加速度 (m/s²)

H：水頭 (m)

破断面積 (A) 及び水頭 (H) は、原則として系統の最大値 (最大口径、最大肉厚、配管の最高使用圧力) を使用するが、破断を想定する系統の各区画内での口径、肉厚、圧力の最大値が明確な場合は、その値を使用する。

- ・溢水の発生後、溢水を検知し隔離するまでの隔離時間を、手動隔離及び自動隔離を想定し設定する。評価した隔離までの時間に流出流量を乗じて系統保有水量を加えた溢水量を算定する。
- ・系統保有水量は、原則として系統内のすべての配管内及びポンプ等の機器内の保有水量の合算値を、保守的に1.1倍の安全率を乗じた値を用いる。
ただし、配管の高さや引き回し等の観点から流出しないと判断できる範囲を明確に示せる場合は、その範囲を除いた保有水量を用いる。また、屋外タンク等の公称容量が定められ、想定する保有水量が大きく変動することがない機器に関しては、1.1倍の安全率を乗ずる対象から除外する。
- ・隔離までの流出量に関しては、補給水や他系統からの回り込みを考慮する。
- ・溢水量を比較して最大となる溢水量を、当該系統の没水評価に用いる溢水量として設定する。設定した溢水量を表2-4に示す。

なお、配管の想定破損による溢水評価において、溢水量を制限するために漏えい停止操作に期待する場合は、的確に操作を行うために手順を整備することとし、保安規定に定めて管理する。

② b

2.2 消火水の放水による溢水

溢水源として消火栓からの溢水と消火栓以外からの溢水について考慮する。

(1) 消火栓からの放水による溢水

消火水の放水による溢水については、発電用原子炉施設内に設置される消火設備等からの放水を溢水源として設定し、消火設備等からの単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する。

火災発生時には、1箇所火災源を消火することを想定するため溢水源となる区画は1箇所となる。また、放水量は評価ガイドに従い放水時間を設定して算定する。

なお、消火活動により区画の扉を開放する場合は、開放した扉からの消火水の伝播を考慮する。

a. 放水時間の設定

消火栓からの消火活動における放水時間は、3時間に設定する。

なお、消火栓の放水に関して、中央制御室、電気品室、バッテリー排気ファン室等の異なる安全区分を有する設備が隣接するエリア、そのエリアへの流下経路があるエリア並びに重大事故等対処設備を内包する緊急時対策所建屋、緊急用海水ポンプピット、格納容器圧力逃がし装置格納槽、常設代替高圧電源装置置場、常設代替高圧電源装置用カルバー、常設低圧代替注水系ポンプ室、可搬型設備用軽油タンク室（南側）及び可搬型設備用軽油タンク室（西側）は、水消火を行わない消火手段を採用することで、消火栓の放水は行わない設計とする。

b. 溢水量の設定

屋内の消火栓からの溢水量の算出に用いる放水流量は、消防法施行令第十一条に規定される「屋内消火栓設備に関する基準」により、消火栓からの放水流量を 130 L/min とし、この値を 2 倍して溢水流量とした。放水時間と溢水流量から評価に用いる消火栓の溢水量を以下のとおりとした。

$$\cdot 130 \text{ L/min/個} \times 3 \text{ 時間} \times 2 \text{ 箇所} = 46.8 \text{ m}^3$$

屋外の消火栓からの溢水量の算出に用いる放水流量は、消防法施行令第十九条に規定される「屋外消火栓設備に関する基準」により、消火栓からの放水流量を 350 L/min とし、この値を 2 倍して溢水流量とした。放水時間と溢水流量から評価に用いる消火栓の溢水量を以下のとおりとした。

$$\cdot 350 \text{ L/min/個} \times 3 \text{ 時間} \times 2 \text{ 箇所} = 126.0 \text{ m}^3$$

(2) 消火栓以外からの放水による溢水

消火栓以外の設備としては、スプリンクラや格納容器スプレイ冷却系があるが、防護すべき設備が設置されている建屋には、自動作動するスプリンクラは設置しない設計とし、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とすることから溢水源として想定しない。

また、格納容器スプレイ冷却系は、単一故障による誤作動が発生しないように設計上考慮

されていることから誤作動による溢水は想定しない。

なお、原子炉格納容器内の防護すべき設備については、格納容器スプレイ冷却系の作動により発生する溢水により安全機能を損なわない設計とする。

2.3 地震起因による溢水

(1) 溢水源の設定

地震起因による溢水については、溢水源となり得る機器（流体を内包する機器）のうち、基準地震動 S_s による地震力により破損が生じる機器及び使用済燃料プール等のスロッシングによる漏えい水を溢水源として設定する。

② a

耐震Sクラス機器については、基準地震動 S_s による地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しない。また、耐震B、Cクラス機器のうち耐震対策工事の実施あるいは設計上の裕度の考慮により、基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性が確保されているものについては溢水源として想定しない。

施設定期検査中の評価を行う場合には、使用済燃料プール、原子炉ウエル及びドライヤセパレータプールのスロッシングによる漏えい水を溢水源として設定する。

放射性物質を含む液体の管理区域外漏えいに関する評価を行う場合について、タービン建屋内及び廃棄物処理建屋内の溢水源となり得る機器（流体を内包する機器）のうち、要求される地震力により破損が生じる機器及び廃棄物処理建屋のサイトバンカプールのスロッシングによる漏えい水を溢水源として設定する。

溢水源としない機器の具体的な耐震計算を添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「V-2-別添2 溢水防護に係る施設の耐震性に関する説明書」に示す。

(2) 溢水量の設定

溢水量の算出に当たっては、漏水が生じるとした機器のうち防護すべき設備への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価する。溢水源となる配管については破断形状を完全全周破断とし、溢水源となる容器については全保有水量を考慮した上で、溢水量を算出する。

また、漏えい検知による漏えい停止に期待する場合は、漏えい停止までの隔離時間を考慮し、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。ここで、漏水量は、配管の破損箇所からの流出流量に隔離時間を乗じて設定する。なお、地震による機器の破損が複数箇所と同時に発生する可能性を考慮し、漏えい検知による自動隔離機能を有する場合を除き、隔離による漏えい停止は期待しない。

タービン建屋及び海水ポンプ室循環水ポンプエリアにおいては、基準地震動 S_s による地震力に対して、耐震性が確保されない循環水配管の伸縮継手の全円周状の破損を想定し、循環水ポンプを停止するまでの間に生じる溢水量を設定する。この際、循環水系隔離システムによる自動隔離機能に期待するとともに、海水ポンプ室循環水ポンプエリアについては、可撓継手による溢水流量低減に期待する。

使用済燃料プール、原子炉ウエル、ドライヤセパレータプール及びサイトバンカプールのスロッシングによる溢水量及びタービン建屋循環水ポンプエリア及び海水ポンプ室循環水ポ

ンブエリアにおける循環水配管の伸縮継手の全円周状の破損を想定した溢水量の算出については、以下に示す。

また、以上の条件により設定した各建屋の溢水量を表2-5に示す。

表2-5 設定した溢水量（地震起因）

建屋名称		溢水量 (m ³)	
原子炉建屋原子炉棟		通常運転中	123.76 ^{*1}
		施設定期検査中	246.93 ^{*2}
タービン建屋		循環水系配管	約14723 ^{*3}
		循環水系配管以外	約8610 ^{*3}
海水ポンプ室	溢水防護区画	0	
	循環水ポンプエリア	循環水管からの溢水量	328
		系統保有水量	5000以上 ^{*4}
屋外タンク		7408	
原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）		約2700	
② b 原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟除く）		0	
廃棄物処理建屋		全保有水量	約4300 ^{*5}
		スロッシングのみ	18.5 ^{*6}

注記 *1：使用済燃料プールスロッシングによる最大溢水量を含む。

*2：使用済燃料プール，原子炉ウエル及びドライヤセパレータプールのスロッシングによる溢水量のみ。

*3：基準地震動S₀により破損する機器・配管からの溢水量であり，放射性物質を含む液体の管理区域外漏えいの評価においても，保守的に本溢水量を用いた評価を行う。

*4：循環水管の保有水量であるが，循環水管の破損箇所が水没した場合には水位差がなくなるため，全量が流出することはない。

*5：サイトバンカプールの全保有水量を含む。放射性物質を含む液体の管理区域外漏えいの評価においても，保守的に本溢水量を用いた評価を行う。

*6：サイトバンカプール設置エリアからの放射性物質を含む液体の管理区域外漏えいを評価する際に用いる値。

また、施設定期検査作業に伴う防護対象設備の待機除外や扉の開放等、プラントの保守管理上やむを得ぬ措置の実施により、影響評価上設定したプラント状態と一時的に異なる状態となった場合も想定する。

具体的には、以下の運用を行うことを保安規定に定めて管理する。

- ・施設定期検査時において、原子炉建屋原子炉棟6階で使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングにより発生する溢水に対して、床ファンネル及び流下開口の閉止を行うことで、溢水影響が他に及ばない運用とする。
- ・原子炉建屋原子炉棟6階の残留熱除去系熱交換器ハッチを開放する場合には、ハッチ廻りに原子炉建屋原子炉棟止水板6-1及び原子炉建屋原子炉棟止水板6-2を設置することで、ハッチ内へ溢水が伝播することを防止する運用とする。
- ・通常運転中に関して、原子炉建屋原子炉棟6階におけるキャスク搬出入を行う際のみ、干渉物となる大物機器搬入口開口部及び燃料輸送容器搬出口開口部の原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰6-1（鋼板部）の取り外しを行い、作業完了後に設置する運用とする。
- ・上記の運用において、必要時に設置する若しくは取り外すとした設備及び措置については、設置又は復旧時の構造強度及び止水性能を満足するための施工方法を定める。
- ・溢水経路を構成する水密扉については、開放後の確実な閉止操作、中央制御室における閉止状態の確認及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作の手順等を定める。

② b

3.1 溢水防護区画の設定

溢水防護に対する評価対象区画を溢水防護区画とし、防護すべき設備が設置されているすべての区画並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定する。

溢水防護区画は壁、扉、堰、床段差等又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離される区画として設定し、溢水防護区画を構成する壁、扉、堰、床段差等については、現場の設備等の設置状況を踏まえ、溢水の伝播に対する評価条件を設定する。

② b

3.2 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路

溢水防護区画内漏えいに関する溢水経路の設定を行う場合、溢水防護区画内の水位が最も高くなるよう、原則として当該溢水防護区画から他の区画への流出がないように溢水経路を設定するが、溢水防護区画内水位が境界堰高さを超えた場合に他区画へ流出することが明らかな場合には、越流分の溢水が流出することを考慮して溢水経路を設定する。

溢水評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考え方を以下に示す。

(1) 床ドレン

溢水防護区画に床ドレン配管が設置され、他の区画とつながっている場合でも、目皿が1つの場合は、他の区画への流出は想定しない。ただし、同一区画に目皿が複数ある場合は、流出量の最も大きい床ドレン配管1本を除き、それ以外からの流出を期待する。

(2) 床面開口部及び床貫通部

溢水防護区画床面に開口部又は貫通部が設置されている場合であっても、床開口部又は貫

V-1-1-8-4 溢水影響に関する評価

1. 概要

本資料は、防護すべき設備に対して、発電用原子炉施設内で発生を想定する溢水の影響により、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがないことを評価する。

また、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あふれ出ることを想定する放射性物質を含む液体が、管理区域外へ漏えいしないことを評価する。

2. 溢水評価

③
④

発電用原子炉施設内で発生を想定する溢水の影響により、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがないことを評価する。また、使用済燃料プールのスロッシングによる水位低下を考慮しても、使用済燃料プールの冷却機能及び遮蔽機能が維持できることを評価する。溢水評価において、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あふれ出ることを想定する放射性物質を含む液体が、管理区域外へ漏えいするおそれがないことを評価する。

評価で期待する溢水防護に関する施設は、添付書類「V-1-1-8-1 溢水等による損傷防止の基本方針」によるものとする。また、溢水源及び溢水量の設定並びに溢水防護区画及び溢水経路の設定は、添付書類「V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定」によるものとする。

重大事故等対処設備のうち可搬設備については、保管場所における溢水影響を評価する。

溢水評価において現場操作が必要な設備に対しては、必要に応じて環境の温度及び放射線量並びに薬品、溢水水位及び漂流物による影響を考慮しても、運転員による操作場所までのアクセスが可能な設計とする。操作場所までのアクセス性については、溢水水位が20 cm以下であることを確認することで評価を行う。なお、地震時の溢水については、溢水発生から現場操作を行うまでに十分な時間的余裕があり、溢水はすべて最地下階に流下するため、アクセス性に影響はない。最地下階においてアクセスが必要となる区画については、歩廊を設置する。

溢水評価を行うに当たり防護対策として期待する溢水防護に関する施設の設計方針については、添付書類「V-1-1-8-5 溢水防護施設の詳細設計」に示す。

2.1 没水影響に対する評価

(1) 評価方法

③ a

溢水源、溢水量、溢水防護区画及び溢水経路から算出される溢水水位と防護すべき設備の機能喪失高さを比較し評価する。没水影響評価に用いる溢水水位の算出は、評価ガイドを踏まえ、漏えい発生区画とその経路上の溢水防護区画のすべてに対して行う。

2.2 被水影響に対する評価

(1) 評価方法

③ b

被水影響については、溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水、並びに天井面の開口部若しくは貫通部からの被水の影響を受ける範囲内*にある防護すべき設備が被水により要求される機能を損なうおそれがないことを評価する。なお、溢水源と防護すべき設備の間の離隔距離及び障壁の有無によらず、保守的に溢水源と同一区画内に設置される防護すべき設備は被水影響を受けることを想定し評価する。

注記 *：被水により防護すべき設備の機能が喪失する場合の被水源及び上層階からの伝播経路と防護すべき設備の位置関係について、溢水評価ガイドを参考に表2-2及び図2-1のように定める。

(2) 判定基準

被水影響に関する判定基準を以下に示す。

- a. 「J I S C 0 9 2 0 電気機械器具の外郭による保護等級（I Pコード）」における第二特性数字4以上相当の保護等級を有すること。
- b. 防護すべき設備のうち設計基準事故対処設備等については、多重性又は多様性を有しており、各々が別区画に設置され、同時に要求される機能を損なうことのないこと。その際、溢水を起因とする運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するために必要な機器の単一故障を想定すること、又は溢水を起因とする運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するために必要な機器が機能喪失する溢水事象により、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故が発生しないこと。
- c. 実機での被水条件を考慮しても、要求される機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置がなされていること。
- d. 防護すべき設備のうち重大事故等対処設備については、被水影響により設計基準事故対処設備等又は同様の機能を有する重大事故等対処設備と同時に機能を喪失することがないこと。

(3) 評価結果

防護すべき設備が判定基準のいずれかを満足することから、被水影響を受けて要求される機能を損なうおそれはない。

具体的な評価結果を表2-3に示す。

2.4 使用済燃料プールの機能維持に関する溢水評価

(1) 評価方法

③ c

基準地震動 S_0 による地震力によって生じる使用済燃料プールのスロッシングによる使用済燃料プール水位の低下が、冷却機能及び遮蔽機能に与える影響を評価する。

また、スロッシングによって使用済燃料プール外へ流出する溢水等により、使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を有する系統の防護すべき設備については、「2.1 没水影響に対する評価」及び「2.2 被水影響に対する評価」における溢水影響評価において、スロッシングを含む溢水に対して機能喪失しないことを確認している。

スロッシングにより発生する溢水量は、基準地震動 S_0 による地震力により生じるスロッシング現象を3次元流動解析により評価する。

スロッシングによる水位低下の影響評価においては、3次元流動解析における評価条件である通常水位を初期水位とするが、保守的な評価条件として使用済燃料プールの低水位警報設定値を初期水位とした評価も行う。

なお、施設定期検査中における、使用済燃料プール、原子炉ウエル及びドライヤセパレータープールのスロッシングによる溢水についても、同様の評価を行う。

(2) 判定基準

使用済燃料プールの機能維持に関する判定基準を以下に示す。

- ・スロッシング後の使用済燃料プール水位が、使用済燃料プールの冷却機能（水温65℃以下）及び燃料体等からの放射線に対する遮蔽機能（保安規定で定めた管理区域内における特別措置を講じる基準である水面の線量率（ ≤ 1.0 mSv/h））の維持に必要な水位が確保されること。
- ・スロッシング後の使用済燃料プール水位が、使用済燃料プールの冷却機能（水温65℃以下）の維持に必要な水位を下回る場合には、プール水温が65℃となるまでに使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を有する系統による給水・冷却が可能であること。

(3) 評価結果

③ c

スロッシング後の使用済燃料プール水位は、燃料体等からの放射線に対する遮蔽機能に必要な水位が維持されることを確認した。また、スロッシング後の使用済燃料プール水位は、一時的にオーバーフロー水位を下回るが、プール水温が65℃となるまでに残留熱除去系等による使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を有する系統による給水・冷却が可能であり、冷却機能維持への影響がないことを確認した。評価結果を表2-7、表2-8に示す。

表 3-10 海水ポンプ室の溢水防護区画への溢水流入影響評価

循環水管からの溢水量		滞留する 溢水量	許容量	判定
溢水発生から 隔離完了まで	系統保有水量			
				○*2

注記 *1：系統保有水量は、水位差により流出することはないため、滞留しない。

*2：貫通部止水処置による溢水伝播防止処置を実施済み。

*3：配管保有水量の流出が停止した時点の溢水量。

3.5 地下水からの影響評価

防護すべき設備を内包する原子炉建屋、タービン建屋等の周辺地下部には排水設備（サブドレン）を設置しており、同設備により各建屋周辺に流入する地下水の排出を行っている。

地下水からの影響評価では、保守的に排水ポンプが故障等により機能喪失することを想定し、その際の排水不能となった地下水が防護すべき設備に与える影響について評価を行う。

排水ポンプが機能喪失した場合、地下水位が上昇するが、保守的に地表面までの水位上昇を考慮する。

この地下水位に対して、建屋外壁及び貫通部止水処置により建屋内に流入することを防止することから、溢水防護区画を内包する建屋内の防護すべき設備への影響はない。

4. 管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価

(1) 評価方法

④

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あふれ出る放射性物質を含む液体が、管理区域外へ漏えいするおそれがないことを評価する。

添付書類「V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定」で設定した溢水源、溢水量、溢水防護区画及び溢水経路を踏まえ、管理区域内での放射性物質を含む液体の溢水水位は「2.1 没水影響に対する評価」における算出方法により評価する。

防護すべき設備を内包する建屋の管理区域内の放射性物質を含む液体の溢水量と建屋の地下階の容積等を比較し、放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播するおそれがないことを評価する。また、中間階における溢水の一時的な水位と、放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播することを防ぐことを期待する管理区域外伝播防止堰高さを比較し、放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播するおそれがないことを評価する。

(2) 判定基準

発生を想定する放射性物質を含む液体の溢水量が建屋の地下階の容積を超えず、放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播するおそれがないこと。

中間階における溢水の一時的な溢水水位が、管理区域外伝播防止堰高さを超えず、放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播するおそれがないこと。この際、管理区域外伝播防止堰高さが、一時的な水位変動及び床勾配による床面高さのばらつきを考慮し、溢水水位に対して原則200 mm以上の裕度を確保されていること。ただし、一時的な水位変動については、溢水水位が100 mm未満であり、水位変動の影響が小さいと考えられる場合には、当該水位と同じ高さ以上の裕度が確保されていること。さらに、床勾配による床面高さのばらつきについては、管理区域外伝播防止堰の設置位置が床勾配の上端部であることが明らかである場合には、50 mmの裕度が確保されていること。

(3) 評価結果

④ 発生を想定する放射性物質を含む液体の溢水量は、建屋の地下階の容積を超えないことから、放射性物質を含む液体は管理区域外へ伝播するおそれはない。

また、中間階における一時的な水位を考慮した場合の溢水水位が管理区域外伝播防止堰高さを超えないことから、放射性物質を含む液体は管理区域外へ伝播するおそれはない。

地下階における滞留評価結果を表4-1に、中間階における一時的な水位を考慮した場合の溢水水位が管理区域外伝播防止堰高さを超えないことに対する評価結果を表4-2に示す。

表4-1 地下階層への滞留評価結果

対象建屋	滞留可能容量 (m ³)	溢水量 (m ³)	判定
原子炉建屋廃棄物処理棟	6319	約2700	○
タービン建屋	約26699	約20910	○
廃棄物処理建屋	6970	約4300	○

表4-2 中間階における堰の評価結果

対象建屋	溢水水位 (m)	堰高さ (m) *
原子炉建屋廃棄物処理棟	0.03	0.30以上
タービン建屋	0.25	0.45以上
廃棄物処理建屋	0.015	0.15以上
	0.015	0.15以上

注記 *：設置床からの高さ。

V-1-1-8-5 溢水防護施設の詳細設計

1. 概要

本資料は、添付書類「V-1-1-8-1 溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき、溢水防護に関する施設（処置含む。）の設備分類、要求機能及び性能目標を明確にし、各設備の機能設計に関する設計方針について説明するものである。

2. 設計の基本方針

④

発電用原子炉施設内における溢水の発生により、添付書類「V-1-1-8-2 防護すべき設備の設定」にて設定している防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれのないようにするため、あるいは、放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播するおそれがないようにするため、溢水防護に関する施設を設置する。

溢水防護に関する施設は、添付書類「V-1-1-8-2 防護すべき設備の設定」で設定している溢水防護区画、添付書類「V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定」で設定している溢水源、溢水量及び溢水経路、添付書類「V-1-1-8-4 溢水影響に関する評価」にて評価している溢水水位による静水圧、蒸気噴出荷重及び基準地震動 S_s による地震力に対して、その機能を維持又は保持できる設計とする。

溢水防護に関する施設の設計に当たっては、添付書類「V-1-1-8-1 溢水等による損傷防止の基本方針」にて設定している、溢水防護対策を実施する目的や設備の分類を踏まえて設備ごとの要求機能を整理するとともに、機能設計上の性能目標及び構造強度設計上の性能目標を設定する。

溢水防護に関する施設の機能設計上の性能目標を達成するため、設備ごとの各機能の設計方針を示す。

溢水防護に関する施設の設計フローを図2-1に示す。

溢水水位による荷重に対し、強度が要求される溢水防護に関する施設の強度計算の基本方針、強度計算の方法及び結果を添付書類「V-3-別添3 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度に関する説明書」に示す。

基準地震動 S_s による地震力に対し、止水性の維持を期待する溢水防護に関する施設のうち、工事計画の基本設計方針に示す浸水防護施設の主要設備リストに記載される耐震設計上の重要度分類がC-2クラスの機器及び津波防護に係る耐震設計上の重要度分類がSクラスの施設と共通設計である「浸水防止蓋・水密ハッチ」、「逆流防止装置」及び「貫通部止水処置」の耐震計算については、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「V-2-1-9 機能維持の基本方針」に基づき実施し、耐震計算の方法及び結果については、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「V-2-10-2 浸水防護施設の耐震性についての計算書」に示す。

基準地震動 S_s による地震力に対し、溢水伝播防止機能を維持するために必要な耐震Cクラスの循環水系隔離システムの耐震計算及び上位クラス施設に対する波及的影響を及ぼさないために必要な耐震Cクラスの防護カバーの耐震計算については、添付書類V-2-別添2-1「溢水防護に係る施設の耐震性についての計算書の方針」に基づき実施し、耐震計算の方法及び結果については、それぞれ添付書類「V-2-別添2-4 循環水系隔離システムの耐震性についての計算書」及び添付書類「V-2-別添2-5 防護カバーの耐震性についての計算書」に示す。

使用済燃料プール等のスロッシングにより発生する溢水に対して、止水機能を持つ溢水拡大防止堰及び止水板については、繰り返し発生するスロッシングによる床面への溢水が、徐々に滞留していくことを保守的に想定するために、スロッシングによる全溢水量を超える静水圧荷重を考慮するものとする。

(4) 管理区域外伝播防止堰（放射性廃棄物の廃棄施設と一部兼用）

管理区域外伝播防止堰は、管理区域内で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、管理区域外への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

管理区域外伝播防止堰のうち耐震設計上の重要度分類がC-2クラスの堰は、管理区域内で発生を想定する溢水の静水圧荷重及び基準地震動 S_s による地震力に対し、止水性の維持を考慮して、主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。上記以外の管理区域外伝播防止堰は、管理区域内で発生を想定する溢水の静水圧荷重及び耐震重要度分類にて要求される地震力に対し、止水性の維持を考慮して、主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(5) 逆流防止装置

逆流防止装置は、原子炉建屋原子炉棟内に滞留する溢水に対し、地震時及び地震後においても、原子炉建屋原子炉棟内の溢水防護区画への溢水伝播を防止する止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

逆流防止装置は、原子炉建屋原子炉棟内に滞留する溢水による静水圧荷重及び基準地震動 S_s による地震力に対し、止水性の維持を考慮して、主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。閉止部については溢水による静水圧荷重に対し、止水性の維持を考慮して、有意な漏えいを生じない設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(6) 貫通部止水処置（浸水防止設備と一部兼用）

④

貫通部止水処置は、溢水防護区画を内包する建屋外で発生を想定する溢水（地下水、循環水ポンプエリアにおける循環水管の破断による溢水等）及び溢水防護区画を内包する建屋内で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、溢水防護区画を内包する建屋及び溢水防護区画への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

また、貫通部止水処置は、管理区域内で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、管理区域外への溢水伝播防止に必要な高さまでの止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

貫通部止水処置は、溢水防護区画を内包する建屋外で発生を想定する溢水（地下水、循環水ポンプエリアにおける循環水管の破断による溢水等）、溢水防護区画を内包する建屋内で発生を想定する溢水及び管理区域内で発生を想定する溢水による静水圧荷重及び基準

(1) 逆流防止装置の漏えい試験

a. 試験条件

漏えい試験は、実機で使用している形状、寸法の試験体を用いて実施し、評価水位以上想定した水圧を作用させた場合に閉止部からの漏えいが許容漏水量以下であることを確認する。

図4-10に漏えい試験概要図を示す。

b. 試験結果

試験の結果、漏れはなく、許容漏水量以下であることを確認した。

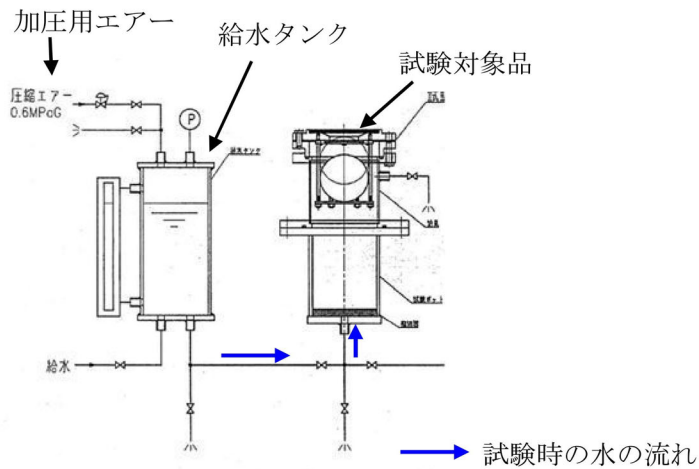


図 4-10 漏えい試験概要図

④

4.1.6 貫通部止水処置の設計方針

貫通部止水処置は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

貫通部止水処置は、溢水防護区画を内包する建屋外で発生を想定する溢水、（地下水、循環水ポンプエリアにおける循環水管の破断による溢水等）及び溢水防護区画を内包する建屋内で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、溢水防護区画を内包する建屋及び溢水防護区画への溢水伝播防止に必要な高さまでの止水性を維持するため、及び管理区域内で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、管理区域外への溢水伝播防止に必要な高さまでの止水性を維持するために、発生を想定する溢水高さまでの壁面の貫通部に貫通部止水処置を実施する。堰以外による貫通部止水処置については「(1) 貫通部止水処置の漏えい試験」により止水性を確認した施工方法による止水処置を実施し、堰による貫通部止水処置については「4.1.3 溢水拡大防止堰及び止水板の設計方針」と同じ施工方法による処置を実施する。

貫通部止水処置の配置を図4-11に示す。

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更認可申請に伴う影響について

【第14条 安全設備】

1. 基準適合性の確認範囲

①多重性又は多様性及び独立性について

既工事計画においては、重要度が高い安全機能を有する施設について、単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その機能が達成できるよう、多重性又は多様性及び独立性を有する設計方針とすることを記載している。

【補足-5 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改修工事の概要について】

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（1～3頁参照）

「V-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」（1, 3, 15, 16頁参照）

「V-1-5-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書」（1頁参照）

「V-1-5-4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書」（8, 15, 19頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、多重性又は多様性及び独立性を有する設計に影響がないことを確認する。

②環境条件について

既工事計画においては、安全施設については、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想定される環境条件において、その機能を発揮するため、当該設備がさらされる圧力、温度、湿度、放射線等の環境条件と機器仕様との比較等により耐性を確認した設計方針とすることを記載している。

【補足-5 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改修工事の概要について】

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（1, 16～21, 23頁参照）

「放射線管理施設 放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面（放射線管理用計測装置）」（第7-1-5図参照）

今回の変更認可申請に伴い、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環境条件において、耐性を確認した設計に影響がないことを確認する。

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更認可申請に伴う影響について
【第14条 安全設備】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
<p>補足-5 【原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改造工事の概要について】</p>	<p>・今回の放射線モニタの改造により，機器構成に変更はないことから，多重性又は多様性及び独立性を有する設計に影響を与えないことを確認した。また，同じ「原子炉建屋付属棟」の建屋内への移設であり，環境条件に変更がないことから，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環境条件における設計に影響を与えないことを確認した。【①,②】</p>
<p>V-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p>	<p>・今回の放射線モニタの改造により，機器構成に変更がないことを確認した。【①】</p>
<p>V-1-5-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書 V-1-5-4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p>	<p>・今回の放射線モニタの改造により，原子炉建屋ガス処理系の作動回路に変更はなく，多重性を有する設計に変更がないことを確認した。【①】</p>
<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p>	<p>・今回の放射線モニタの改造により，多重性又は多様性及び独立性を有する設計に変更がないことを確認した。【①】 ・今回の放射線モニタの改造により，想定される環境条件において，耐性を有する設計に変更がないことを確認した。【②】</p>
<p>放射線管理施設 放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面（放射線管理用計測装置） （第7-1-5図）</p>	<p>・今回の放射線モニタの改造により，同じ「原子炉建屋付属棟」の建屋内への移設することを確認した。【②】</p>

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更認可申請に伴う影響について

【第14条 安全設備】

3. まとめ
 - ・ 今回の放射線モニタの改造について、重要施設に要求される多重性又は多様性及び独立性の設計に変更がないことを確認した。また、安全施設に要求される通常運転時、運転時の過渡変化時及び設計基準事故時に想定される環境条件における設計に変更がないことを確認した。
 - ・ 安全設備を含めた重要施設及び安全施設に対する多重性又は多様性及び独立性並びに環境条件の設計方針に変更ないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
 - ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、安全設備に関する基本設計方針についても変更がないことから、審査対象条文とならない。

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第9条、第14条、第15条（第1項及び第3項を除く。）、第32条第3項、第38条第2項、第44条第1項第5号及び第54条（第2項第1号及び第3項第1号を除く。）及び第59条から第77条並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）に基づき、安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性について説明するものである。

①, ②

今回は、健全性として、機器に要求される機能を有効に発揮するための系統設計及び構造設計に係る事項を考慮して、「多重性又は多様性及び独立性に係る要求事項を含めた多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散に関する事項（技術基準規則第9条、第14条第1項、第54条第2項第3号、第3項第3号、第5号、第7号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」という。）、「共用化による他号機への悪影響も含めた、機器相互の悪影響（技術基準規則第15条第4項、第5項、第6項、第54条第1項第5号、第2項第2号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「悪影響防止」という。）、「安全設備及び重大事故等対処設備に想定される事故時の環境条件（使用条件含む。）等における機器の健全性（技術基準規則第14条第2項、第32条第3項、第44条第1項第5号、第54条第1項第1号、第6号、第3項第4号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「環境条件等」という。）及び「要求される機能を達成するために必要な操作性、試験・検査性、保守点検性等（技術基準規則第15条第2項、第38条第2項及び第54条第1項第2号、第3号、第4号、第3項第2号、第6号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「操作性及び試験・検査性」という。）を説明する。

健全性を要求する対象設備については、技術基準規則及びその解釈だけでなく、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）及びその解釈も踏まえて、重大事故等対処設備は全てを対象とし、安全設備を含む設計基準対象施設は以下のとおり対象を明確にして説明する。

①

「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」については、技術基準規則第14条第1項及びその解釈にて安全設備に対して要求されていること、設置許可基準規則第12条第2項及びその解釈にて安全機能を有する系統のうち安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの（以下「重要施設」という。）に対しても要求されていることから、安全設備を含めた重要施設を対象とする。

人の不法な侵入等の防止の考慮については、技術基準規則第9条及びその解釈にて発電用原子炉施設に対して要求されていることから、重大事故等対処設備を含む発電用原子炉施設を対象とする。

「悪影響防止」のうち、内部発生飛散物の考慮は、技術基準規則第15条第4項及びその解釈にて設計基準対象施設に属する設備に対して要求されていることから、安全設備を含めた設計基準対象施設を対象とする。共用又は相互接続の禁止に対する考慮は、技術基準規則第15条第5項及びその解釈にて、安全設備に対して要求されていること、設置許可基準規則第12条第6項及びその解釈にて重要安全施設に対して要求されていることから、安全設備を含めた重要安全施設を対象とする。共用又は相互接続による安全性の考慮は、技術基準規則第15条第6項及びその解釈にて安全機

能を有する構築物，系統及び機器（以下「安全施設」という。）に対して要求されているため，安全設備を含めた安全施設を対象とする。

① 「環境条件等」については，設計が技術基準規則第14条第2項及びその解釈にて安全施設に対して要求されているため，安全設備を含めた安全施設を対象とする。

「操作性及び試験・検査性」のうち，操作性の考慮は，技術基準規則第38条第2項及びその解釈にて中央制御室での操作に対する考慮が要求されており，その操作対象を考慮して安全設備を含めた安全施設を対象とする。試験・検査性，保守点検性等の考慮は技術基準規則第15条第2項及びその解釈にて設計基準対象施設に対して要求されており，安全設備を含めた設計基準対象施設を対象とする。

2. 基本方針

安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性について、以下の4項目に分け説明する。

2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

①

重要施設は、単一故障が発生した場合でもその機能を達成できるように、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とし、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とする。

多重性又は多様性及び独立性を備える設計とすることにより、単一故障、環境条件、自然現象、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の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「人為事象」という。）、溢水、火災等により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお、

自然現象のうち地震に対する設計については、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「V-2-1 耐震設計の基本方針」に基づき実施する。地震を除く自然現象及び人為事象に対する設計については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。溢水に対する設計については、添付書類「V-1-1-8 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-8-1 溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき実施する。火災に対する設計については、添付書類「V-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「2. 火災防護の基本方針」に基づき実施する。また、発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止に係る設計上の考慮等については、別添3「発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について」に基づき実施する。

①

重要施設は、当該システムを構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障が発生した場合で、外部電源が利用できない場合においても、システムの安全機能が達成できるよう、原則として、多重性又は多様性及び独立性を持つ設計とする。

短期間と長期間の境界は24時間とする。

重要施設のうち、単一設計で安全機能を達成できるものについては、その設計上の考慮を「3. システム施設毎の設計上の考慮」に示す。

重大事故防止設備については、設計基準事故対処設備並びに使用済燃料プールの冷却設備及び注水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）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、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じた設計とする。ただし、重大事故に至るおそれのある事故が発生する要因となった喪失機能を代替するもののうち、非常用ディーゼル発電機等のように、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備がないものは、多様性及び独立性並びに位置的分散の設計方針は適用しない。

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等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に、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性及び独

2.3 環境条件等

安全施設及び重大事故等対処設備は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。

- ② 安全施設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。安全施設の環境条件には、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ける圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。

重大事故等対処設備は、重大事故等時の温度、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（使用場所）又は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、温度（環境温度及び使用温度）、放射線、荷重のみならず、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（凍結及び降水）、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害及び周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。

荷重としては、重大事故等時の機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象（地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。

- ② 安全施設及び重大事故等対処設備について、これらの環境条件の考慮事項毎に、環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、荷重、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響、冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響並びに設置場所における放射線の影響に分け、以下(1)から(6)に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重

- ②
- ・安全施設は、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ける環境条件を考慮した設計とする。
 - ・原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時の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。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。
 - ・原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。また、横滑りも含めて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については、必要により当該設備の

落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。このうち、インターフェイスシステムLOCA時、使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故又は主蒸気管破断事故起因の重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。

- ・原子炉建屋付属棟内（中央制御室含む。）、緊急時対策所建屋内、常設代替高圧電源装置置場（地下階）内、格納容器圧力逃がし装置格納槽内、常設低圧代替注水系ポンプ室内、緊急用海水ポンプピット内及び立坑内の重大事故等対処設備は、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。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。また、横滑りを含めて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については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。
- ・屋外及び常設代替高圧電源装置置場（地上階）の重大事故等対処設備は、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、中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。また、横滑りを含めて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については、地震後においても機能及び性能を保持する設計とする。さらに、風（台風）及び竜巻による風荷重を考慮して、浮き上がり又は横滑りによって設計基準事故対処設備や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突して損傷することを防止するとともに、積雪及び火山の影響を考慮して、必要により除雪及び除灰等の措置を講じる。
- ・屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時において、万が一使用中に機能を喪失した場合であっても、可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるよう、位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管する設計とする。
- ・原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力、温度等に対し、格納容器スプレイ水による影響を考慮しても、その機能を発揮できる設計とする。
- ・安全施設及び重大事故等対処設備において、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。

a. 環境圧力

- ② 原子炉格納容器外の安全施設及び重大事故等対処設備については、事故時に想定される環境圧力が、原子炉建屋原子炉棟内は事故時に作動するブローアウトパネル開放設定値を考慮して大気圧相当、原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内並びに屋外は大気圧であり、大気圧にて機能を損なわない設計とする。

原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備については、使用時に想定される環境圧力が加わっても、機能を損なわない設計とする。

原子炉格納施設内の安全施設に対しては、発電用原子炉設置変更許可申請書「十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」（以下「許可申請書十号」という。）ロ。

において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を包絡する圧力として、0.31 MPa [gage]を設定する。

原子炉格納施設内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗(+全交流動力電源喪失)」を包絡する圧力として、原則として、0.62 MPa [gage]を設定する。

ただし、重大事故等発生初期に機能が求められるものは、機能が求められるときの環境圧力を考慮して、環境圧力を設定する。

設定した環境圧力に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、機器が使用される環境圧力下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあつては、絶縁や回転等の機能が阻害される圧力に到達しないことを確認する。

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行う安全弁等については、環境圧力において吹出量が確保できる設計とする。原子炉冷却材圧力バウンダリに属する逃がし安全弁は、サブレッション・チェンバからの背圧の影響を受けないようベローズと補助背圧平衡ピストンを備えたバネ式の平衡形安全弁とし、吹出量に係る設計については、添付書類「V-4-1 安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書」に示す。

- ② 確認の方法としては、環境圧力と機器の最高使用圧力との比較の他、環境圧力を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

b. 環境温度及び湿度による影響

- ② 安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される環境温度及び湿度にて機能を損なわない設計とする。環境温度及び湿度については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、建屋内、屋外）毎に想定事故時に到達する最高値とし、区分毎の環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を機器仕様として設定する。

原子炉格納容器内の安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を包絡する温度及び湿度として、温度は171 °C、湿度は100 %（蒸気）を設定する。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗(+全交流動力電源喪失)」を包絡する温度及び湿度として、原則として、温度は200 °C（最高235 °C）、湿度は100 %（蒸気）を設定する。

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）の安全施設に対しては、原子炉建屋原子炉棟内の温度が最も高くなる「主蒸気管破断」を考慮し、事故等時の設備の使用状態に応じて、原則として、温度は65.6 °C（事象初期：100 °C）、湿度は90 %（事象初期：100 %（蒸気））を設定する。

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）の重大事故等対処設備に対しては、原則として、温度は65.6 °C、湿度は100 %を設定する。その他、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、エリアの温度が上昇する事象を選定する。

「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、耐火壁により東側区分と西側区分に分離されており、機能が期待される区分は高温水及び蒸気による影響が小さく、温度は65.6℃、湿度は100%に包絡される。

「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、使用済燃料プール水の沸騰の可能性を考慮して、温度は100℃、湿度は100%（蒸気）を設定する。

「主蒸気管破断事故起因の重大事故等」時に使用する原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備に対しては、主蒸気管から原子炉棟への蒸気の流出を考慮し、原則として、温度は65.6℃（事象初期：100℃）、湿度100%（事象初期：100%（蒸気））を設定する。

- ② 原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内）の安全施設及び重大事故等対処設備に対しては、原則として、温度は40℃、湿度は90%を設定する。

屋外の安全施設及び重大事故等対処設備に対しては、夏季を考慮して温度は40℃、湿度は100%を設定する。

環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を設定できない機器については、その設備の機能が求められる事故に応じて、サポート系による設備の冷却や、熱源からの距離等を考慮して環境温度及び湿度を設定する。

なお、環境温度を考慮し、耐環境性向上を図る設計を行っている機器については、「3. 系統施設毎の設計上の考慮」に示す。

設定した環境温度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあっては、機器が使用される環境温度下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあっては、絶縁や回転等の機能が阻害される温度に到達しないこととする。

- ② 環境温度に対する確認の方法としては、環境温度と機器の最高使用温度との比較、規格等に基づく温度評価の他、環境温度を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

また、設定した湿度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあっては、当該構造部が気密性・水密性を有し、一定の肉厚を有する金属製の構造とすることで、湿度の環境下であっても耐圧機能が維持される設計とする。耐圧部以外の部分にあっては、機器の外装を気密性の高い構造とし、機器内部を周囲の空気から分離することや、機器の内部にヒーターを設置し、内部で空気を加温して相対湿度を低下させること等により、絶縁や導通等の機能が阻害される湿度に到達しないこととする。

- ② 湿度に対する確認の方法としては、環境湿度と機器仕様の比較の他、環境湿度を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

c. 放射線による影響

- ② 安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される放射線にて機能を損なわない設計とする。放射線については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、建屋内、屋外）毎に想定事故時に到達する最大線量とし、区分毎の放射線量に対して、

- ② 遮蔽等の効果を考慮して、機能を損なわない材料、構造、原理等を用いる設計とする。

安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を選定し、その最大放射線量を包絡する線量として、原子炉格納容器内は260 kGy/6ヶ月を設定する。原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）の安全施設に対しては、原則として、1.7 kGy/6ヶ月を設定する。

- ② 原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内）の安全施設に対しては、屋外と同程度の放射線量として1 mGy/h以下を設定する。

ただし、放射線源の影響を受ける可能性があるエリアについては、遮蔽等の効果や放射線源からの距離等を考慮して放射線量を設定する。

屋外の安全施設に対しては、1 mGy/h以下を設定する。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として、「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」での最大放射線量を包絡する線量として、原則として、640 kGy/7日間を設定する。

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）の重大事故等対処設備に対しては、原則として、1.7 kGy/7日間を設定する。

「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、最大放射線量は1.7 kGy/7日間に包絡される。

「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、使用済燃料プール水位が低下することで生じる燃料からの直接線とその散乱線が想定されるが、当該影響は小さいため、最大放射線量は1.7 kGy/7日間に包絡される。

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内）の重大事故等対処設備に対しては、原則として、屋外と同程度の放射線量として3 Gy/7日間を設定する。

ただし、放射線源の影響を受ける可能性があるエリアについては、遮蔽等の効果や放射線源からの距離等を考慮して放射線量を設定する。

屋外の重大事故等対処設備に対しては、原子炉格納容器からの直接線及びスカイシャイン線、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質によるクラウドシャイン線及びグラウンドシャイン線を考慮し、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」での最大放射線量を包絡する線量として、3 Gy/7日間を設定する。

表2-1-1～表2-1-6にこれらの放射線量評価に用いた評価条件等を示す。

放射線による影響に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、耐放射線性が低いと考えられるパッキン・ガスケットも含めた耐圧部を構成する部品の性能が有意に低下する放射線量に到達しないこと、耐圧部以外の部分にあつては、電気絶縁や電気信号の伝送・表示等の機能が阻害される放射線量に到達しないこととする。

- ② 確認の方法としては、環境放射線を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等により得られた機器等の機能が維持される積算線量を機器の放射線に対する耐性値とし、環境放射線条件と比較することとする。耐性値に有意な照射速度依存性がある場合には、実証試験の際の照射速度に応じて、機器の耐性値を補正することとする。

環境放射線条件との比較のため、機器の耐性値を機器が照射下にあると評価される期間で除算して線量率に換算することとする。なお、原子炉施設の通常運転中に有意な放射線環境に置かれる機器にあつては、通常運転時などの事故等以前の状態において受ける放射線量分を事故等時の線量率に割増すること等により、事故等以前の放射線の影響を評価することとする。

放射線の影響の考慮として、原子炉压力容器は中性子照射の影響を受けるため、設計基準事故時等及び重大事故等時に想定される環境において脆性破壊を防止することにより、その機能を発揮できる設計とする。原子炉压力容器は最低使用温度を21℃に設定し、関連温度（初期）を-12℃以下に管理することで脆性破壊が生じない設計とする。原子炉压力容器の破壊靱性に対する評価については、添付書類「V-1-2-2 原子炉压力容器の脆性破壊防止に関する説明書」に示す。

放射線に対して中央制御室遮蔽及び緊急時対策所遮蔽は、想定事故時においても、遮蔽装置としての機能を損なわない設計とする。中央制御室遮蔽及び緊急時対策所遮蔽の遮蔽設計及び評価については、添付書類「V-4-2 生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

d. 屋外の天候による影響（凍結及び降水）

屋外の安全施設及び常設重大事故等対処設備については、屋外の天候による影響（凍結及び降水）により機能を損なわないよう防水対策及び凍結防止対策を行う設計とする。

e. 荷重

- ② 安全施設及び常設重大事故等対処設備については、自然現象（地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響）による荷重の評価を行い、それぞれの荷重及びこれらの荷重の組合せにも機能を有効に発揮できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備については、自然現象（地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響）によって機能を損なうことのない設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、地震荷重及び地震を含む荷重の組合せが作用する場合においては、その機能を有効に発揮するために、横滑りを含めて地震による荷重を考慮して機能を損なわない設計にするとともに、地震後においても機能及び性能を保持する設計とする。

屋内の重大事故等対処設備については、風（台風）及び竜巻による風荷重に対し外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に設置又は保管することで、他の設備に悪

置ることによりサージ・ノイズの侵入を防止する，又は鋼製筐体や金属シールド付ケーブルを適用し電磁波の侵入を防止する等の措置を講じた設計とする。

(4) 周辺機器等からの悪影響

- ②
- ・安全施設は，地震，火災，溢水及びその他の自然現象並びに人為事象による他設備からの悪影響により，発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。
 - ・重大事故等対処設備は，事故対応のために設置・配備している自主対策設備や風（台風）及び竜巻等を考慮して当該設備に対し必要により講じた落下防止，転倒防止，固縛などの措置を含む周辺機器等からの悪影響により，重大事故等に対処するために必要な機能を失うおそれがない設計とする。
 - ・重大事故等対処設備が受ける周辺機器等からの悪影響としては，自然現象，外部人為事象，火災及び溢水による波及的影響を考慮する。屋外の重大事故等対処設備は，地震以外の自然現象及び外部人為事象による波及的影響に起因する周辺機器等からの悪影響により，重大事故等に対処するための必要な機能を損なわないように，常設重大事故等対処設備は，設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置し，可搬型重大事故等対処設備は，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図るとともに，その機能に応じて，全てを一つの保管場所に保管することなく，一部は離れた位置の保管場所に分散配置する。また，重大事故等対処設備及び資機材等は，竜巻による風荷重が作用する場合においても，設計基準事故及び重大事故等に対処するための必要な機能に悪影響を及ぼさないように，浮き上がり又は横滑りにより飛散しない設計とするか，設計基準事故対処設備等及び当該保管エリア以外の重大事故等対処設備に衝突し，損傷させない位置に保管する設計とする。位置的分散については，「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。
 - ・地震の波及的影響によりその機能を喪失しないように，常設重大事故等対処設備は，地震については技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」に基づく設計とし，津波（敷地に遡上する津波を含む。）については漂流物対策等を実施する設計とする。可搬型重大事故等対処設備は，地震の波及的影響により，重大事故等に対処するための必要な機能を損なわないように，設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り，その機能に応じて，全てを一つの保管場所に保管することなく，複数の保管場所に分散配置する。位置的分散については，「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。また，屋内の可搬型重大事故等対処設備は，油内包機器による地震随伴火災の有無や，水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響を考慮して保管するとともに，屋外の可搬型重大事故等対処設備は，地震により生じ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，傾斜及び浮き上がり，地盤支持力の不足，地中埋設構造物の崩壊等を受けない位置に保管する。
 - ・重大事故等対処設備は，地震により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とし，また，地震による火災源又は溢水源とならない設計とする。常設重大事故等対処設備については

V-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第 34 条、第 47 条、第 67 条、第 69 条、第 73 条、第 75 条及び第 76 条並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）に関わる放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置の構成、計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。併せて、技術基準規則第 34 条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録、保存及び外部電源が喪失した場合の計測についても説明する。

- ① なお、技術基準規則第 34 条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置のうち設計基準対象施設としてのみ使用する計測装置の構成、計測範囲及び技術基準規則第 47 条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置の警報機能に関しては、要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、設計基準対象施設に関する表示、電源、記録の保存及びデータ伝送系の多様化並びに重大事故等対処設備に関する放射線管理用計測装置について説明する。

2. 基本方針

2.1 設計基準対象施設に関する計測

周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率を計測するための固定式周辺モニタリング設備は、非常用所内電気設備に接続するとともに、専用の無停電電源装置を有し、電源の供給元の切替時に発生する短時間の停電時においても電源を供給できる設計とする。指示値は中央制御室及び緊急時対策所へ表示し、中央制御室及び緊急時対策所建屋までの伝送は多様性を有する設計とする。

管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率を計測するためのエリアモニタリング設備のうち、原子炉建屋エリアモニタ（燃料取替フロア燃料プール）は、外部電源が喪失した場合でも計測できるよう、非常用所内電気設備から給電できる設計とする。

技術基準規則第 34 条及びその解釈に基づき、計測装置の計測結果は、中央制御室に原則表示し、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とする。ただし、断続的な試料の分析を行う場合は、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

2.2 重大事故等対処設備に関する計測

技術基準規則第 67 条及びその解釈に基づき、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉格納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における放射性物質濃度を計測するためのプロセスモニタリング設備を設置し、計測結果は中央制御室に表示し、記録及び保存できる設計とする。また、直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

技術基準規則第 69 条及びその解釈に基づき、使用済燃料貯蔵槽の上部の空間線量率を、燃料貯蔵設備に係る重大事故等^(注)により変動する可能性がある範囲にわたり計測するためのエリアモニタリング設備を設置し、計測結果は中央制御室に表示し、記録及び保存できる設計とする。また、直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

(注) 燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり

- a. 「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」第37条 3-1 (a) 及び (b) で定義する想定事故1 (使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故) 及び想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故) において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下
- b. 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下した場合

3. 放射線管理用計測装置の構成

①

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置における検出器から測定値の指示、表示及び記録に至るシステム構成及び電源構成については、「3.1 プロセスモニタリング設備」、「3.2 エリアモニタリング設備」、「3.3 固定式周辺モニタリング設備」、「3.4 移動式周辺モニタリング設備」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置による計測結果の表示、記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」にてとりまとめる。

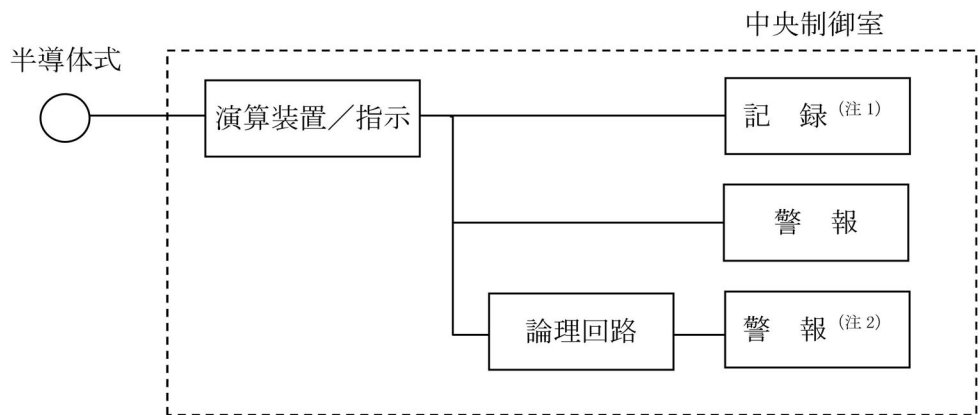
①

(4) 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタは、設計基準対象施設の機能を有しており、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの検出信号は、半導体式からのパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。

また、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。

（「図 3.1.2-8 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの概略構成図」及び「図 3.1.2-9 検出器の構造図（原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ）」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 原子炉建屋ガス処理系起動

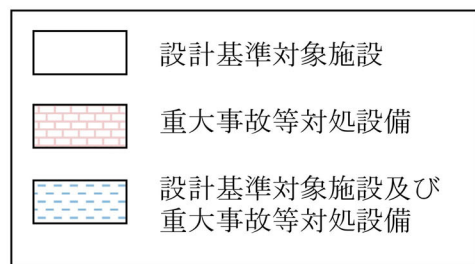


図 3.1.2-8 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの概略構成図

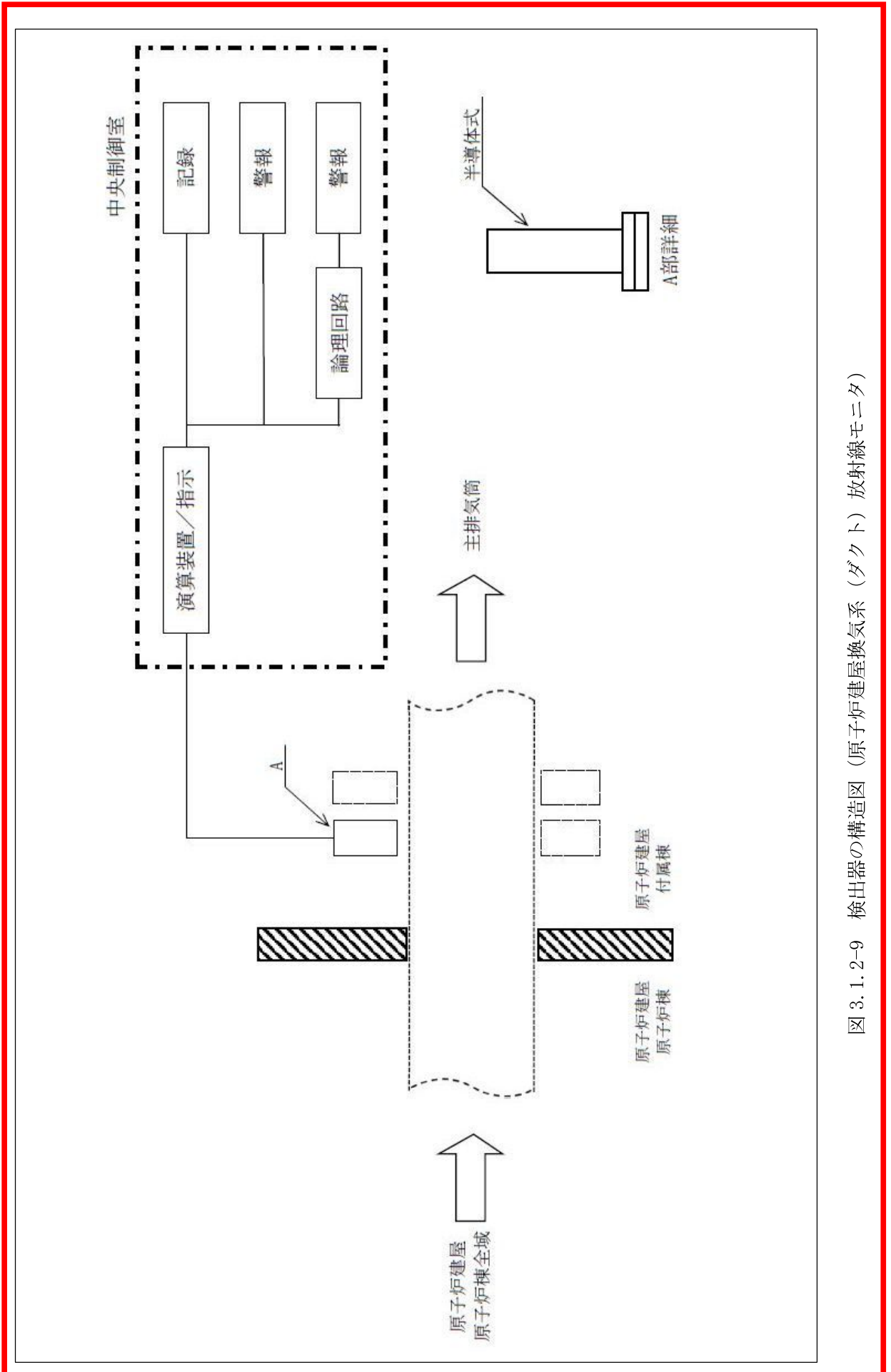


図 3.1.2-9 検出器の構造図 (原子炉建屋換気系 (ダクト) 放射線モニタ)

V-1-5-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書

1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第 35 条、第 59 条及び第 61 条並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）に関わる、工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠について説明する。

今回、設計基準対象施設である、工学的安全施設等の作動信号のうち、設定値を変更する、原子炉水位低、原子炉水位異常低下（レベル 2）及び原子炉水位異常低下（レベル 1）について説明する。なお、変更後の設定値は設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化の解析及び事故の解析において燃料要素の許容損傷限界を超えないことを確認している。重大事故等対処設備に関しては、工学的安全施設等の自動作動信号を発信する設備として、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を設置したことから、本設備から発信される作動信号の設定値根拠について説明する。

2. 基本方針

①

2.1 工学的安全施設

運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするため、原子炉停止系統と併せて機能する以下の工学的安全施設の作動回路を設ける。各工学的安全施設の起動（作動）信号の考え方を以下に示す。

(1) 主蒸気隔離弁

原子炉水位異常低下（レベル 2）、主蒸気管圧力低、主蒸気管放射能高、主蒸気管トンネル温度高、主蒸気管流量大、復水器真空度低のいずれかの信号により作動（閉）する。

(2) その他の原子炉格納容器隔離弁

ドライウエル圧力高、原子炉水位低、原子炉水位異常低下（レベル 2）のいずれかの信号によりその他の原子炉格納容器隔離弁は作動（閉）する。

①

(3) 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋放射能高、ドライウエル圧力高、原子炉水位低のいずれかの信号により原子炉建屋ガス処理系は起動する。

(4) 高圧炉心スプレイ系

ドライウエル圧力高、原子炉水位異常低下（レベル 2）のいずれかの信号により高圧炉心スプレイ系は起動する。

(5) 低圧炉心スプレイ系

ドライウエル圧力高、原子炉水位異常低下（レベル 1）のいずれかの信号により低圧炉心スプレイ系は起動する。

V-1-5-4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る
制御方法に関する説明書

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原子炉の自動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過渡時自動減圧機能について以下に示す。

(1) 原子炉緊急停止系作動回路

原子炉緊急停止系作動回路は、発電用原子炉の安全性を損なうおそれのある運転時の異常な過渡変化あるいは設計基準事故が発生した場合又は発生が予想される場合に、それを抑制あるいは防止するため、異常を検知し原子炉をスクラムさせる。

原子炉緊急停止系作動回路は、2チャンネルで構成され各チャンネルには、1つの測定変数に対して少なくとも2つ以上の独立したトリップ接点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時のトリップに対して、原子炉がスクラムされるようになっている。

原子炉スクラム信号一覧表を「表 3.4.4-1 原子炉スクラム信号一覧表」に示すとともに、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を「表 3.4.4-2 解析に使用する原子炉スクラム信号の応答時間」に示す。

① (2) 工学的安全施設作動回路

工学的安全施設作動回路は、原子炉冷却材喪失あるいは主蒸気管破断等に際して、事故の拡大の防止及び環境への放射性物質の放出を抑制するため、異常を検知し工学的安全施設を作動させる。

工学的安全施設作動回路は、発電用原子炉の諸変数を監視する多重計測回路と、そこから信号を受けて工学的安全施設を作動させる論理回路とで構成する。

工学的安全施設作動信号一覧表を「表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「1. 工学的安全施設作動信号」に示すとともに、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を「表 3.4.4-4 解析に使用する工学的安全施設の作動信号の応答時間」に示す。

(3) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉スクラム系統とは独立した原子炉圧力高（A T W S）又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号により、全制御棒を全挿入させる。あるいは、操作スイッチを手動で操作することで作動させる。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号を「表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「2. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号」に示す。

(4) A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）

運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉スクラム系統とは独立した原子炉圧力高（A T W S）又

表 3. 4. 4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表 (2/6)

工学的安全施設等の作動信号の種類			検出器及び作動信号				工学的安全施設等の作動信号を発信させない条件
			検出器の種類	個数	工学的安全施設等の作動に要する信号の個数	設定値	
その他の原子炉格納容器隔離弁	*16 (1)	ドライウエル 圧力高	格納容器 圧力検出器	4	2*4	13.7 kPa 以下	—
		原子炉 水位低	原子炉水位 検出器	4		1372 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
	*17 (2)	原子炉 水位低	原子炉水位 検出器	4	2*5	1372 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
	*18 (3)	原子炉水位 異常低下 (レベル 2)	原子炉水位 検出器	4	2*5	1243 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
① 原子炉建屋ガス処理系		原子炉建屋 放射能高	原子炉建屋 放射能 検出器	8	2*6	通常運転時の 放射能の 10 倍以下	—
		ドライウエル 圧力高	格納容器圧 力検出器	4	2*7	13.7 kPa 以下	—
		原子炉 水位低	原子炉水位 検出器	4		1372 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
高圧炉心スプレイ系		ドライウエル 圧力高	格納容器 圧力検出器	4	2*8	13.7 kPa 以下	—
		原子炉水位 異常低下 (レベル 2)	原子炉水位 検出器	4	2*8	1243 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—

NT2 補① V-1-5-4 R1

表 3. 4. 4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表 (6/6)

4. 過渡時自動減圧機能の作動信号

工学的安全施設等の作動信号の種類		検出器及び作動信号				工学的安全施設等の作動信号を発信させない条件
		検出器の種類	個数	工学的安全施設等の作動に要する信号の個数	設定値	
過渡時自動減圧機能	原子炉水位異常低下(レベル1)	原子炉水位検出器	4	2 ^{*15}	961 cm 以上 (原子炉圧力容器零レベルより)	自動減圧系の起動阻止スイッチにより過渡時自動減圧機能の作動信号を阻止できる

*1：主蒸気隔離弁の作動回路は 2 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 主蒸気隔離弁は閉となる。

*2：主蒸気隔離弁の作動回路は 20 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 主蒸気隔離弁は閉となる。

*3：主蒸気隔離弁の作動回路は 8 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 主蒸気隔離弁は閉となる。

*4：内側及び外側隔離弁の各作動回路は各検出器 1 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 隔離弁は閉となる。

*5：内側及び外側隔離弁の各作動回路は検出器 1 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する検出器が同時に動作すれば, 隔離弁は閉となる。

① *6：原子炉建屋ガス処理系 A, B の各作動回路は 2 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 原子炉建屋ガス処理系起動となる。

*7：原子炉建屋ガス処理系 A, B の各作動回路は各検出器 1 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 原子炉建屋ガス処理系起動となる。

*8：高圧炉心スプレイ系の作動回路は 4 個の検出器からなる並列の論理和回路で構成され, 最低 2 個の検出器が同時に動作すれば, 高圧炉心スプレイ系起動となる。

*9：低圧炉心スプレイ系の作動回路は各検出器 2 個ずつの計 4 個の検出器からなる並列の論理和回路で構成され, 最低 2 個の検出器が同時に動作すれば, 低圧炉心スプレイ系起動となる。

*10：残留熱除去系の作動回路は各検出器 2 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, 同じチャンネルに属する最低 2 個の検出器が同時に動作すれば, 1 系統以上の論理回路の成立で低圧注水系 1 系統以上起動となる。

*11：自動減圧系の作動回路は 2 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, 同じ

設計及び工事計画認可申請 第 7-1-5 図

東海第二発電所

放射線管理施設
放射線管理用計測装置の検出器の
取付箇所を明示した図面
(放射線管理用計測装置)
(4/5)

日本原子力発電株式会社

1724

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更認可申請に伴う影響について

【第15条 設計基準対象施設の機能】

1. 基準適合性の確認範囲

① 東海発電所との共用又は相互接続に係る設計

既工事計画においては、重要安全施設は、東海発電所との間で原則共用又は相互に接続しない設計とする方針を記載している。ただし、安全性が向上する場合は、共用又は相互に接続できる設計とする方針を記載している。

【補足-5 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改造工事の概要について】参照

【V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書】（1, 2, 15, 45, 46, 49, 50, 55～58頁参照）

【V-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書】（1, 3, 15, 16頁参照）
今回の変更認可申請に伴い、東海発電所との共用又は相互接続に対する基本方針に変更がないことを確認する。

② 保守点検（試験及び検査を含む。）に係る設計

既工事計画においては、設計基準対象施設は、その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（試験及び検査を含む。）が可能な構造とし、かつ、そのために必要な配置、空間及びアクセス性を備えた設計とする方針を記載している。

【補足-5 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改造工事の概要について】参照

【V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書】（1, 2, 26, 29～31頁参照）
今回の変更認可申請に伴い、保守点検（試験及び検査を含む。）に対する基本方針に変更がないことを確認する。

③ 飛散物による損傷防護に係る設計

既工事計画においては、設計基準対象施設に属する設備は、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする方針を記載している。内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管については、材料選定、強度設計に十分な考慮を払うとともに、「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 J E A G 4613-1998」（日本電気協会）に基づく設計とする方針を記載している。また、新たな設計基準対象施設及び改造を伴う設計基準対象施設については、高速回転機器が損壊し、飛散物とならないように保護装置を設けること等により、オーバースピードとならない設計とする方針を記載している。

【V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書】（1, 2, 14 頁参照）

【V-1-1-9 発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書】（1, 2, 4, 7頁参照）

【補足-100-1 発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書】（4～7頁参照）
今回の変更認可申請に伴い、飛散物による損傷防護に対する基本方針に変更がないことを確認する。

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更認可申請に伴う影響について
【第15条 設計基準対象施設の機能】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
補足-5 【原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改造工事の概要について】	<ul style="list-style-type: none"> 今回の放射線モニタの改造により，東海発電所との共用又は相互に接続しないことを確認した。また，機器構成に変更がなく，保守点検（試験及び検査を含む。）に対する設計に影響を与えないことを確認した。【①,②】
V-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	<ul style="list-style-type: none"> 今回の放射線モニタの改造により，東海発電所との共用又は相互に接続しないことを確認した。【①】
V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	<ul style="list-style-type: none"> 今回の放射線モニタの改造により，東海発電所との共用又は相互接続に対する基本方針に変更がないことを確認した。【①】 今回の放射線モニタの改造により，保守点検（試験及び検査を含む。）に対する基本方針に変更がないことを確認した。【②】 今回の放射線モニタの改造により，内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管及び高速回転機器の破損に伴う飛散物による損傷防護に対する基本方針に変更がないことを確認した。【③】
V-1-1-9 発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書 補足-100-1 発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書	<ul style="list-style-type: none"> 今回の放射線モニタの改造により，移設する区画内に内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管及び高速回転機器がないことを確認した。【③】

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更認可申請に伴う影響について

【第15条 設計基準対象施設の機能】

3. まとめ

- 今回の放射線モニタの改造について、東海発電所との共用又は相互に接続する原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタはない。また、保守点検（試験及び検査を含む。）及び飛散物による損傷防護に対する基本方針に変更がないことを確認した。
- 設計基準対象施設の機能に要求される東海発電所との共用又は相互接続、保守点検（試験及び検査を含む。）及び飛散物による損傷防護に係る設計に変更がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、設計基準対象施設の機能に関する基本方針についても変更がないことから、審査対象条文とならない。

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第9条、第14条、第15条（第1項及び第3項を除く。）、第32条第3項、第38条第2項、第44条第1項第5号及び第54条（第2項第1号及び第3項第1号を除く。）及び第59条から第77条並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）に基づき、安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性について説明するものである。

①, ②

今回は、健全性として、機器に要求される機能を有効に発揮するための系統設計及び構造設計に係る事項を考慮して、「多重性又は多様性及び独立性に係る要求事項を含めた多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散に関する事項（技術基準規則第9条、第14条第1項、第54条第2項第3号、第3項第3号、第5号、第7号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」という。）、「共用化による他号機への悪影響も含めた、機器相互の悪影響（技術基準規則第15条第4項、第5項、第6項、第54条第1項第5号、第2項第2号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「悪影響防止」という。）、「安全設備及び重大事故等対処設備に想定される事故時の環境条件（使用条件含む。）等における機器の健全性（技術基準規則第14条第2項、第32条第3項、第44条第1項第5号、第54条第1項第1号、第6号、第3項第4号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「環境条件等」という。）及び「要求される機能を達成するために必要な操作性、試験・検査性、保守点検性等（技術基準規則第15条第2項、第38条第2項及び第54条第1項第2号、第3号、第4号、第3項第2号、第6号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「操作性及び試験・検査性」という。）を説明する。

健全性を要求する対象設備については、技術基準規則及びその解釈だけでなく、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）及びその解釈も踏まえて、重大事故等対処設備は全てを対象とし、安全設備を含む設計基準対象施設は以下のとおり対象を明確にして説明する。

「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」については、技術基準規則第14条第1項及びその解釈にて安全設備に対して要求されていること、設置許可基準規則第12条第2項及びその解釈にて安全機能を有する系統のうち安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの（以下「重要施設」という。）に対しても要求されていることから、安全設備を含めた重要施設を対象とする。人の不法な侵入等の防止の考慮については、技術基準規則第9条及びその解釈にて発電用原子炉施設に対して要求されていることから、重大事故等対処設備を含む発電用原子炉施設を対象とする。

①, ③

「悪影響防止」のうち、内部発生飛散物の考慮は、技術基準規則第15条第4項及びその解釈にて設計基準対象施設に属する設備に対して要求されていることから、安全設備を含めた設計基準対象施設を対象とする。共用又は相互接続の禁止に対する考慮は、技術基準規則第15条第5項及びその解釈にて、安全設備に対して要求されていること、設置許可基準規則第12条第6項及びその解釈にて重要安全施設に対して要求されていることから、安全設備を含めた重要安全施設を対象とする。共用又は相互接続による安全性の考慮は、技術基準規則第15条第6項及びその解釈にて安全機

①, ③

能を有する構築物，系統及び機器（以下「安全施設」という。）に対して要求されているため，安全設備を含めた安全施設を対象とする。

「環境条件等」については，設計が技術基準規則第14条第2項及びその解釈にて安全施設に対して要求されているため，安全設備を含めた安全施設を対象とする。

「操作性及び試験・検査性」のうち，操作性の考慮は，技術基準規則第38条第2項及びその解釈にて中央制御室での操作に対する考慮が要求されており，その操作対象を考慮して安全設備を含

②

めた安全施設を対象とする。試験・検査性，保守点検性等の考慮は技術基準規則第15条第2項及びその解釈にて設計基準対象施設に対して要求されており，安全設備を含めた設計基準対象施設を対象とする。

2.2 悪影響防止

設計基準対象施設は、他の設備から悪影響を受け、安全性を損なわないよう、配置上の考慮又は多重性を考慮する設計とする。

重大事故等対処設備は発電用原子炉施設（隣接する発電用原子炉施設を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）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、重大事故等対処設備使用時及び通常待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）、設備兼用時の容量に関する影響、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並びに共用を考慮し、以下に重大事故等対処設備使用時及び通常待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）、タービンミサイル等の内部発生飛散物による影響並びに共用に対する設計上の考慮を説明する。

なお、設備兼用時の容量に関する影響については、複数の機能を兼用する設備について複数の機能を兼用する場合を踏まえて設定した容量を添付書類「V-1-1-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書」に示す。また、設計基準対象施設に考慮すべき地震、火災、溢水、風（台風）、竜巻による他設備からの悪影響については、これらの波及的影響により安全施設の機能を損なわないことを「2.3 環境条件等」に示す。重大事故等対処設備に考慮すべき地震、火災、溢水、風（台風）、竜巻による他設備への影響については、これらの波及的影響により他設備の機能を損なわないことを「2.3 環境条件等」に示す。

(1) 重大事故等対処設備使用時及び通常待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）

- ・系統的な影響に対して重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の隔離若しくは分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- ・放水砲による建屋への放水により、放水砲の使用を想定する重大事故等において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(2) 内部発生飛散物による影響

- ③
- ・設計基準対象施設に属する設備は、蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損及び配管の破断、高速回転機器の破損に伴う飛散物により安全性を損なわないように設計する。
 - ・重大事故等対処設備は、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、重大事故等対処設備がタービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

悪影響防止を含めた設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の内部発生飛散物による影

響の考慮については、添付書類「V-1-1-9 発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書」に示す。

(3) 共用

安全施設及び常設重大事故等対処設備の共用については、以下の設計とする。

- ① ・重要安全施設は、東海発電所との間で原則共用又は相互に接続しない設計とするが、安全性が向上する場合は、共用又は相互に接続できる設計とする。なお、東海発電所と共用又は相互に接続する重要安全施設はないことから、共用又は相互に接続することを考慮する必要はない。
- ・重要安全施設以外の安全施設は、東海発電所との間で共用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設計とする。ただし、重要安全施設以外の安全施設は、東海発電所と相互に接続しない設計とする。
- ・常設重大事故等対処設備は、一部の敷地を共有する東海発電所内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、共用対象の施設毎に要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）を満たしつつ、東海発電所内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、さらに東海発電所内及び東海第二発電所内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。

安全施設及び常設重大事故等対処設備のうち、共用する機器については、「3. 系統施設毎の設計上の考慮」に示す。

2.4 操作性及び試験・検査性

安全施設は、誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とし、重大事故等対処設備は、確実に操作できる設計とする。

- ② 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、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（試験及び検査を含む。）を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とし、構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とする。

なお、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。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施できる設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、原則として、系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。系統試験については、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ことで試験可能な設計とする。

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・性能を確認するものは、他の系統と独立して機能・性能確認（特性確認を含む。）が可能な設計とする。

以下に操作性及び試験・検査性に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 操作性

安全施設及び重大事故等対処設備は、操作性を考慮して以下の設計とする。

- ・安全施設は、プラントの安全上重要な機能を損なうおそれがある機器・弁等に対して、色分けや銘板取り付け等の識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置、中央監視操作の盤面配置、理解しやすい表示方法により発電用原子炉施設の状態が正確、かつ迅速に把握できる設計とするとともに施錠管理を行い、運転員の誤操作を防止する設計とする。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。中央制御室制御盤は、盤面器具（指示計、記録計、操作器具、表示装置、警報表示）を系統毎にグループ化して中央制御室操作盤に集約し、操作器具の統一化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）、操作器具の操作方法に統一性を持たせること等により、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において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。
- ・当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失並びに燃焼ガスやばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化）を想定しても、運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を中央制御室において操作に必要な照明の確保等により容易に操作することができる設計とするとともに、現場操作についても運転時

お、東海発電所の排気筒の短尺化及びサービス建屋減築等によりアクセスルートへの影響を防止する設計とする。また、降水及び地震による屋外タンクからの溢水に対して、道路上へ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。

- ・アクセスルートは、敷地に遡上する津波による遡上高さに対して十分余裕を見た高さに高所の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飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突及び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は、迂回路を考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。落雷及び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ため、さらに生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。
- ・屋外のアクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の復旧又は迂回路の通行を行うことで、通行性を確保できる設計とする。また、不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策等を行う設計とする。
- ・屋外アクセスルートは、自然現象のうち凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両についてはタイヤチェーン等を装着することにより通行性を確保できる設計とする。
- ・屋内アクセスルートは、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、その他の自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象及び森林火災及び高潮）及び外部人為事象（飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス及び船舶の衝突）に対しては、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に確保する設計とする。
- ・屋内アクセスルートの設定に当たっては、油内包機器及び水素内包機器による地震随伴火災の影響や、水又は蒸気内包溢水の影響を考慮するとともに、別ルートも考慮した複数のルート選定が可能な配置設計とする。

アクセスルートの確保について、周辺斜面の崩壊等に対する考慮を別添1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」に示す。

(2) 試験・検査性

- ② 設計基準対象施設は、その健全性及び能力を確認するために、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（試験及び検査を含む。）が可能な構造であり、かつ、そのために必要な配置、空間及びアクセス性を備えた設計とする。

また、設計基準対象施設は、使用前検査、溶接安全管理検査、施設定期検査、定期安全管理検査並びに技術基準規則に定められた試験及び検査ができるように以下について考慮した設計とする。

- ②
- ・発電用原子炉の運転中に待機状態にある設計基準対象施設は、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を除き、運転中に定期的に試験及び検査ができる設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、その健全性並びに多様性又は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。

- ・設計基準対象施設のうち構造、強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・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。

重大事故等対処設備は、設計基準対象施設と同様な設計に加えて、以下について考慮した設計とする。

- ・重大事故等対処設備のうち代替電源設備は、電気系統の重要な部分として適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、具体的に以下の機器区分毎に示す試験・検査が実施可能な設計とし、その設計に該当しない設備は個別の設計とする。

- a. ポンプ、ファン、圧縮機
 - ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
 - ・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。
 - ・ポンプ車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。
- b. 弁（手動弁、電動弁、空気作動弁、安全弁）
 - ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
 - ・分解が可能な設計とする。
 - ・人力による手動開閉機構を有する弁は、規定トルクによる開閉確認が可能な設計とする。
- c. 容器（タンク類）
 - ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
 - ・内部確認が可能なよう、マンホール等を設ける、又は外観の確認が可能な設計とする。
 - ・原子炉格納容器は、全体漏えい率試験が可能な設計とする。
 - ・ポンベは規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。
 - ・ほう酸水貯蔵タンクは、ほう酸濃度及びタンク水位を確認できる設計とする。
 - ・よう素フィルタは、銀ゼオライトの性能試験が可能な設計とする。
 - ・軽油貯蔵タンク等は、油量を確認できる設計とする。
 - ・タンクローリは、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。
- d. 熱交換器
 - ・機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影

響を及ぼさず試験可能な設計とする。

・分解が可能な設計とする。

e. 空調ユニット

・機能・性能の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。

・フィルタを設置するものは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部確認が可能なように、点検口を設けるとともに、性能の確認が可能なように、フィルタを取り出すことが可能な設計とする。

・分解又は取替が可能な設計とする。

f. 流路

・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。

・熱交換器を流路とするものは、熱交換器の設計方針に従う。

g. 内燃機関

・機能・性能の確認が可能なように、発電機側の負荷を用いる試験系統等により、機能・性能確認ができる系統設計とする。

・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。

h. 発電機

・機能・性能の確認が可能なように、各種負荷（ポンプ負荷、系統負荷、模擬負荷）により機能・性能確認ができる系統設計とする。

・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。

・電源車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

i. その他電源設備

・各種負荷（系統負荷、模擬負荷）、絶縁抵抗測定、弁の開閉又は試験装置により、機能・性能の確認ができる系統設計とする。

・鉛蓄電池は、電圧測定が可能な系統設計とする。ただし、鉛蓄電池（ベント型）は電圧及び比重測定が可能な系統設計とする。

②

j. 計測制御設備

・模擬入力により機能・性能の確認（特性確認又は設定値確認）及び校正が可能な設計とする。

・論理回路を有する設備は、模擬入力による機能確認として、論理回路作動確認が可能な設計とする。

k. 遮蔽

・主要部分の断面寸法の確認が可能な設計とする。

・外観の確認が可能な設計とする。

1. 通信連絡設備

・機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

1. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、表 3-3-1 に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

また、計測機器の故障等により、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の多様性を有したパラメータについて、表 3-3-2 及び表 3-3-3 に示す。

表 3-3-2 及び表 3-3-3 で示すパラメータは、以下のとおり。

・重要監視パラメータ

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を少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。

・有効監視パラメータ

主要パラメータのうち、自主対策設備*の計器のみで計測されるが、計測することが困難になった場合にその代替パラメータが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されるパラメータをいう。

・重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が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少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。

・常用代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備*の計器のみで計測されるパラメータをいう。

注記 *：自主対策設備とは、技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備をいう。

(3) 悪影響防止

①

a. 共用

以下の設備については、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。

(a) 通信連絡設備

重要安全施設以外の安全施設として、通信連絡設備のうち衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び F A X）、テレビ会議システム（社内）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I P 電話及び I P - F A X）、加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））は、東

①

海発電所で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

常設重大事故等対処設備として、通信連絡設備のうち緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）は、同一の端末を使用することにより、端末を変更する場合に生じる情報共有の遅延を防止することができ、安全性の向上が図れることから、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。

衛星電話設備（固定型）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（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）は、共用により悪影響を及ぼさないよう、東海発電所及び東海第二発電所の使用する要員が通信連絡するために必要な容量を確保する設計とする。

- ・放射性物質濃度（空气中・水中・土壌中）及び海上モニタリング

i. 重大事故等時における緊急時対策所機能

- ・緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備による放射線防護
- ・放射線量の測定

j. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、表 3-4-1 に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

a. 単一設計

(a) 中央制御室換気系

設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする中央制御室換気系のダクトの一部については、当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する単一故障のうち、想定される最も過酷な条件として、ダクトの全周破断を想定しても、安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。

想定される単一故障の発生に伴う中央制御室の運転員の被ばく量は、設計基準事故時に、ダクトの全周破断に伴う漏えいを考慮し、保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価したとしても、緊急作業時に係る線源強度を下回ることを確認した。

単一設計における主要解析条件の比較を表 3-7-1 に、ダクト全周破断時の影響評価を表 3-7-2 に示す。

また、単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する 2 日間を考慮し、修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。

中央制御室換気系のうち単一設計とするダクトの一部の設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とし、修復作業に係る従事者の被ばく線量を緊急時作業にかかる線量強度に照らしても十分小さくなるよう保安規定に基づき管理する。

(3) 悪影響防止

①

a. 共用

以下の設備については、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。

(a) 緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所用差圧計

常設重大事故等対処設備として、緊急時対策所は、事故対応において東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所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

①

ため、緊急時対策所を共用化し、事故収束に必要な緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用換気設備（緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置）及び緊急時対策所用差圧計を設置する。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、東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所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、発電所の分けなく使用できる設計とする。

a. 非常用の計測制御用電源設備

非常用の計測制御用電源設備は、計装用主母線 2 母線及び計装用分電盤 3 母線で構成する。計装用分電盤 2 A 及び 2 B は、2 系統に分離独立する設計とし、それぞれ非常用無停電電源装置から給電することで、多重性及び独立性を図った設計とする。

(3) 悪影響防止

①

a. 共用

以下の設備については、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。

(a) 緊急時対策所用代替電源設備

常設重大事故等対処設備として、緊急時対策所は、事故対応において東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所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、緊急時対策所を共用化し、事故収束に必要な緊急時対策所用代替電源設備（緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプ）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、東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所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、発電所の区分けなく使用できる設計とする。

3.7.2 常用電源設備

(1) 機能

常用電源設備は主に以下の機能を有する。

a. 通常運転時等における保安電源機能

3.7.3 補助ボイラー

(1) 機能

補助ボイラーは主に以下の機能を有する。

a. タービンのグランド蒸気、廃棄物処理系の濃縮器、屋外タンク配管の保温及び各種建屋等の暖房用の蒸気供給機能

3.7.4 火災防護設備

火災防護設備は主に以下の機能を有する。

(1) 機能

a. 火災の発生防止、感知、消火、影響軽減機能

(2) 悪影響防止

①

a. 共用

以下の設備については、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。

①

(a) 火災感知設備

重要安全施設以外の安全施設として、火災防護設備である火災感知設備の一部は、共用する火災区域に設け、中央制御室での監視を可能とすることで、共用により発電用原子炉の安全性を損なわない設計とする。

(b) 消火系

重要安全施設以外の安全施設として、火災防護設備である消火系のうち電動機駆動消火ポンプ、構内消火用ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動構内消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、原水タンク及び多目的タンクは、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

(c) 火災区域構造物

重要安全施設以外の安全施設として、火災防護設備である火災区域構造物のうち固体廃棄物作業建屋及び固体廃棄物貯蔵庫は、共用する火災区域に必要な構造物により構成し、共用により発電用原子炉の安全性を損なわない設計とする。

3.7.5 浸水防護施設

浸水防護施設は主に以下の機能を有する。

(1) 機能

- a. 津波防護機能
- b. 浸水防止機能
- c. 津波監視機能

3.7.6 補機駆動用燃料設備

(1) 機能

補機駆動用燃料設備は主に以下の機能を有する。

- a. 重大事故等時における補機駆動用燃料の供給機能
- b. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、表 3-6-2 に示す。

(3) 悪影響防止

①

a. 共用

以下の設備については、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。

- ① (a) ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク
重要安全施設以外の安全施設として、ディーゼル駆動消火ポンプ燃料タンクは、ディーゼル駆動消火ポンプの機能を達成するために必要となる容量を有することで、共用により発電用原子炉の安全性を損なわない設計とする。

3.7.7 非常用取水設備

非常用取水設備は主に以下の機能を有する。

(1) 機能

- a. 通常運転時等における流路としての機能
- b. 重大事故等時における流路としての機能

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、表 3-6-3 に示す。

3.7.8 緊急時対策所

(1) 機能

緊急時対策所は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における緊急時対策所機能
- b. 重大事故等時における緊急時対策所機能
 - ・緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備による放射線防護（放射線管理施設）
 - ・緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定
 - ・放射線量の測定（放射線管理施設）
 - ・必要な情報の把握（計測制御系統施設）
 - ・通信連絡（計測制御系統施設）
 - ・緊急時対策所用代替電源設備による給電（非常用電源設備）
- c. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、表 3-6-4 に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

(3) 悪影響防止

①

a. 共用

以下の設備については，東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。

(a) 緊急時対策所

重要安全施設以外の安全施設として，緊急時対策所は，東海発電所と同時発災時に対応するために必要な居住性を確保する設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。

常設重大事故等対処設備として，緊急時対策所は，事故対応において東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所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，緊急時対策所を共用化し，事故収束に必要な緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所非常用換気設備等を設置する。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，東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所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，発電所の分けなく使用できる設計とする。

V-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第 34 条、第 47 条、第 67 条、第 69 条、第 73 条、第 75 条及び第 76 条並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）に関わる放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置の構成、計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。併せて、技術基準規則第 34 条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録、保存及び外部電源が喪失した場合の計測についても説明する。

- ① なお、技術基準規則第 34 条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置のうち設計基準対象施設としてのみ使用する計測装置の構成、計測範囲及び技術基準規則第 47 条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置の警報機能に関しては、要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、設計基準対象施設に関する表示、電源、記録の保存及びデータ伝送系の多様化並びに重大事故等対処設備に関する放射線管理用計測装置について説明する。

2. 基本方針

2.1 設計基準対象施設に関する計測

周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率を計測するための固定式周辺モニタリング設備は、非常用所内電気設備に接続するとともに、専用の無停電電源装置を有し、電源の供給元の切替時に発生する短時間の停電時においても電源を供給できる設計とする。指示値は中央制御室及び緊急時対策所へ表示し、中央制御室及び緊急時対策所建屋までの伝送は多様性を有する設計とする。

管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率を計測するためのエリアモニタリング設備のうち、原子炉建屋エリアモニタ（燃料取替フロア燃料プール）は、外部電源が喪失した場合でも計測できるよう、非常用所内電気設備から給電できる設計とする。

技術基準規則第 34 条及びその解釈に基づき、計測装置の計測結果は、中央制御室に原則表示し、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とする。ただし、断続的な試料の分析を行う場合は、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

2.2 重大事故等対処設備に関する計測

技術基準規則第 67 条及びその解釈に基づき、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉格納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における放射性物質濃度を計測するためのプロセスモニタリング設備を設置し、計測結果は中央制御室に表示し、記録及び保存できる設計とする。また、直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

技術基準規則第 69 条及びその解釈に基づき、使用済燃料貯蔵槽の上部の空間線量率を、燃料貯蔵設備に係る重大事故等^(注)により変動する可能性がある範囲にわたり計測するためのエリアモニタリング設備を設置し、計測結果は中央制御室に表示し、記録及び保存できる設計とする。また、直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

(注) 燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり

- a. 「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」第37条 3-1 (a) 及び (b) で定義する想定事故1 (使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故) 及び想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故) において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下
- b. 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下した場合

3. 放射線管理用計測装置の構成

①

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置における検出器から測定値の指示、表示及び記録に至るシステム構成及び電源構成については、「3.1 プロセスモニタリング設備」、「3.2 エリアモニタリング設備」、「3.3 固定式周辺モニタリング設備」、「3.4 移動式周辺モニタリング設備」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置による計測結果の表示、記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」にてとりまとめる。

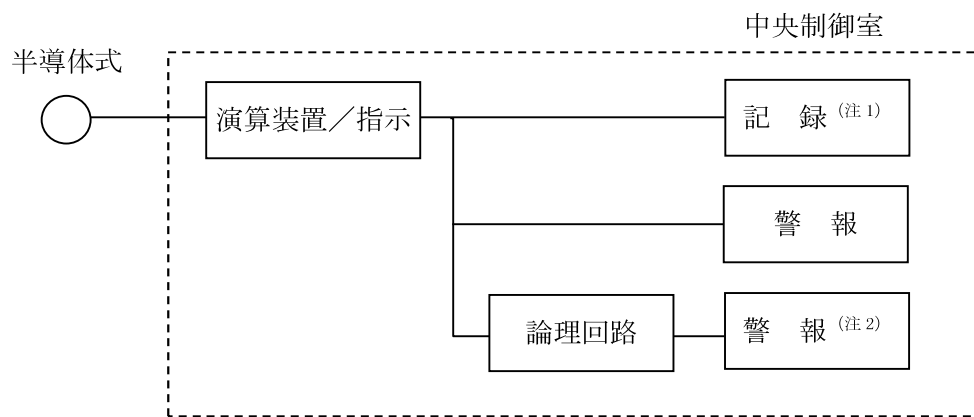
①

(4) 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタは、設計基準対象施設の機能を有しており、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの検出信号は、半導体式からのパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。

また、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。

（「図 3.1.2-8 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの概略構成図」及び「図 3.1.2-9 検出器の構造図（原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ）」参照。）



（注1）記録計

（注2）原子炉建屋ガス処理系起動

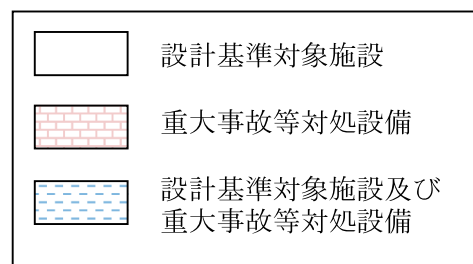


図 3.1.2-8 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの概略構成図

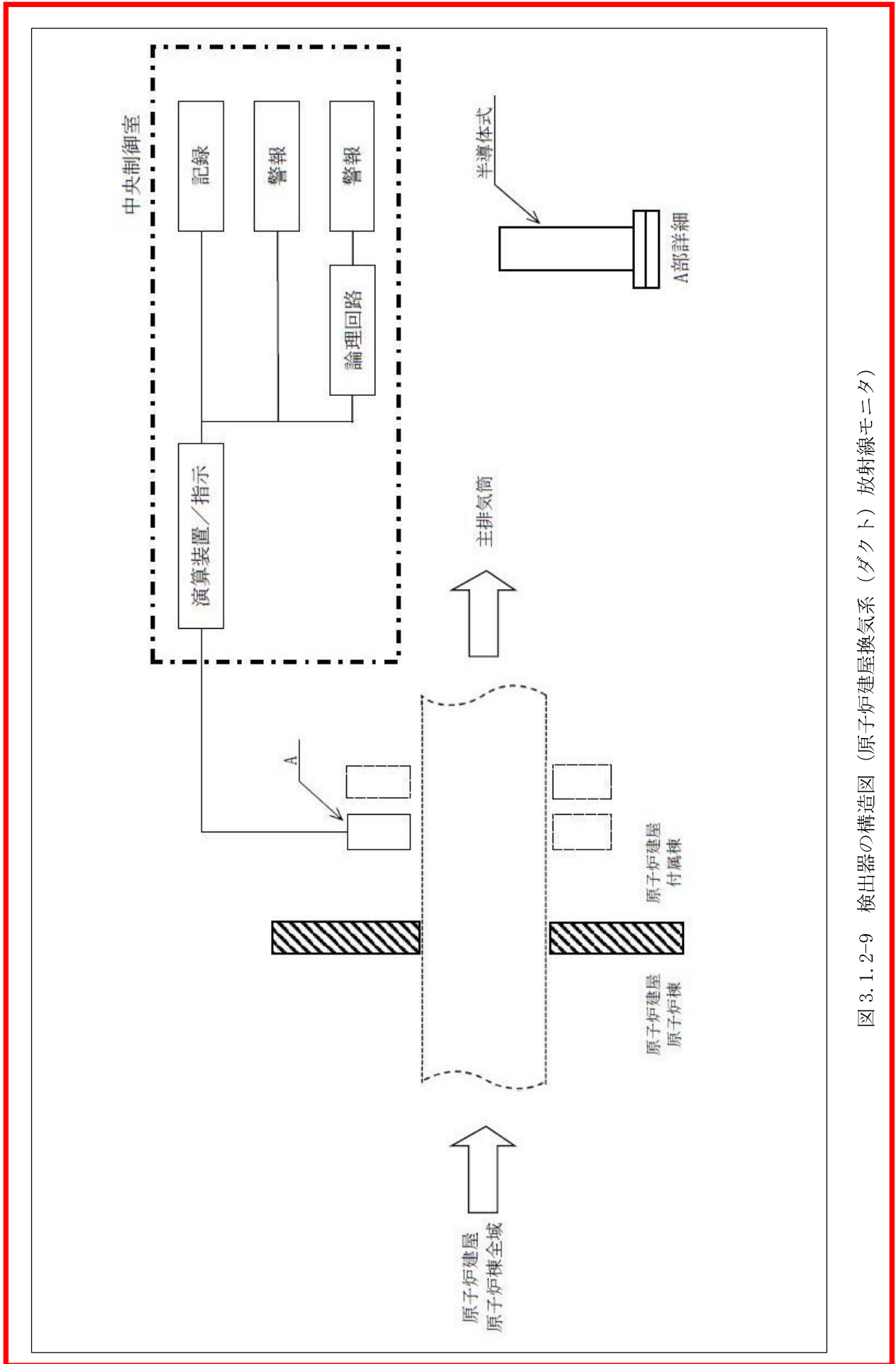


図 3.1.2-9 検出器の構造図 (原子炉建屋換気系 (ダクト) 放射線モニタ)

V-1-1-9 発電用原子炉施設の蒸気タービン，ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書

1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第15条第4項及びその「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」（以下「解釈」という。）に基づき、機器の損壊又は配管の破損に伴う飛散物により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とすることについて説明するとともに、技術基準規則第54条第1項第5号及びその解釈に基づき、悪影響防止として高速回転機器が飛散物とならないことについて説明するものである。

③

配管の破損に関しては、設計基準対象施設に属する設備のうち原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲となる弁E12-F009から弁E12-F008まで及び弁E12-F053A, Bから弁E12-F050A, Bまでの主配管（以下「RCPB拡大範囲」という。）が今回の申請範囲となることから、RCPB拡大範囲の破損に伴う飛散物により、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計を行うことについて説明する。

また、機器の損壊に関しては、高速回転機器のうち新たな設計基準対象施設、改造を伴う設計基準対象施設及び重大事故等対処設備が今回の申請範囲となることより、これらの高速回転機器がオーバースピードに起因する損壊に伴う飛散物とならないことを説明する。

なお、重大事故等対処設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、ディーゼル発電機等については、設計基準事故時と使用する系統設備及び使用方法に変更がないこと並びに設計基準対象施設に関しては技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

2. 基本方針

③

設計基準対象施設に属する設備は、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。

内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管については、材料選定、強度設計に十分な考慮を払うとともに、「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 J E A G 4613-1998」（日本電気協会）（以下「J E A G 4613」という。）に基づき配管破損を想定し、その結果生じる可能性のある動的影響により、発電用原子炉施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うこととする。

また、新たな設計基準対象施設、改造を伴う設計基準対象施設及び重大事故等対処設備については、高速回転機器が損壊し、飛散物とならないように保護装置を設けること等により、オーバースピードとならない設計とする。

3. 評価

③

発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定される配管の破損又は機器の損壊には、以下の要因が考えられる。内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管については破損に伴う飛散物により、発電用原子炉施設の安全性を損なわないことを、また、高速回転機器については損壊に伴う飛散物とならないことを評価する。

(1) 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損

- ・ RCPB拡大範囲

(2) 高速回転機器の損壊

- ・ 常設代替高圧電源装置，常設高圧代替注水系ポンプ，常設低圧代替注水系ポンプ，電動機駆動消火ポンプ等，今回の申請範囲となる高速回転機器である新たな設計基準対象施設，改造を伴う設計基準対象施設及び重大事故等対処設備を第1表「主要回転機器一覧」に示す。

3.1 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損による飛散物

3.1.1 評価方針

高温高圧の流体を内包する原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する主配管のうちRCPB拡大範囲について、J E A G 4613に基づき配管破損を想定し、以下の評価内容により評価し、設計上考慮する。なお、L B B概念は適用しない。

ただし、J E A G 4613に記載されている基準地震動 S_1 については、弾性設計用地震動 S_d と読み替える。また、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和55年通商産業省告示第501号，最終改正平成15年7月29日経済産業省告示第277号）に関する内容については、「発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005年版（2007追補版含む。））＜第I編 軽水炉規格＞ J S M E S N C 1 - 2005/2007」（日本機械学会）（以下「J S M E S N C 1」という。）に従うものとする。

3.1.2 評価内容

評価においては、配管破損想定位置を考慮したうえで、防護対象を防護する。

(1) 防護対象

防護対象は、原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又は緩和する機能を有するもののうち、次のとおりとする。

a. 原子炉停止系

③ b. 炉心冷却に必要な工学的安全施設及び関連施設

c. 原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散

(3) 防護対策の実施

配管破損による動的影響により，他の安全機能を有する構築物，系統及び機器が損傷しないように，必要に応じ以下の措置を講じる設計とする。

- a. 配管破損想定位置と防護対象機器は，十分な離隔距離をとる。
- b. 配管破損想定位置又は防護対象機器を障壁で囲む。
- c. 上記のいずれかの対策がとれない場合，配管破損による動的影響に十分耐えるパイプホイッププレストレイント等を設ける。

3.1.3 評価結果

③

RCPB拡大範囲における配管破損に関し，J E A G 4613に基づき評価した結果，発生応力又は疲労累積係数が所定の値を超える箇所はなく，配管破損想定位置は弁E12-F009から弁E12-F008まで及び弁E12-F053A，Bから弁E12-F050A，Bまでの各配管において格納容器外に位置するターミナル・エンド（配管アンカーサポート点）の3箇所であることを確認した。また，当該配管破損想定位置は障壁で囲まれていること及び障壁内に設置される防護対象については多重化が考慮されていることを確認した。したがって，配管の破損に伴う飛散物により発電用原子炉施設の安全性は損なわれない。

3.2 高速回転機器の損壊による飛散物

3.2.1 評価方針

ポンプ，ファン等の回転機器は，使用材料の検査，製品の品質管理，規格等に基づき安全設計及び定期検査により損壊防止を図ること並びにディーゼル駆動補機及びタービン駆動補機については，調速装置及び非常調速装置等を設けることにより損壊防止対策が十分実施される。具体的な回転機器のオーバースピードに起因する損壊防止対策については，「3.2.2 評価内容」により評価し，必要に応じ設計上考慮する。

3.2.2 評価内容

高速回転機器については，機器毎に駆動源が異なるため，それぞれオーバースピードに対する損壊防止について必要に応じ設計上考慮する。

(1) 電動補機

誘導電動機を駆動源とする機器は，供給側の電源周波数が一定であることより，負荷（インペラ側の水等）が喪失しても，電流が変動するのみで回転速度は一定を維持し，オーバースピードとならないため，設計上考慮する必要はない。

第1表 主要回転機器一覧

補機（回転機器）		電動	ディーゼル 駆動	タービン 駆動
設計基準 対象施設	非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	○		
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	○		
	電動機駆動消火ポンプ	○		
	ディーゼル駆動消火ポンプ		○	
	構内消火用ポンプ	○		
	ディーゼル駆動構内消火ポンプ		○	
	中央制御室換気系空気調和機ファン*	○		
	中央制御室換気系フィルタ系ファン*	○		
	非常用ガス処理系排風機*	○		
重大事故等 対処設備	代替燃料プール冷却系ポンプ	○		
	常設高圧代替注水系ポンプ			○
	常設低圧代替注水系ポンプ	○		
	可搬型代替注水大型ポンプ		○	
	可搬型代替注水中型ポンプ		○	
	代替循環冷却系ポンプ	○		
	緊急用海水ポンプ	○		
	緊急時対策所非常用送風機	○		
	常設代替高圧電源装置		○	
	常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	○		
	緊急時対策所用発電機		○	
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ	○		
	可搬型代替低圧電源車		○	
窒素供給装置用電源車		○		

注記 *：改造を伴う機器を示す。

③

NT2 補② V-1-1-9 R1E

補足-100-1 【発電用原子炉施設の蒸気タービン，ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書】

4. 原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破損による損傷防護について

4.1 概要

「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」（以下「技術基準規則」という。）第15条第4項及びその「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」（以下「解釈」という。）に基づき、配管の破損に伴う飛散物により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とすることについて説明するものである。

③

配管破損に関しては、設計基準対象施設に属する設備のうち新規基準において拡大となった原子炉冷却材圧力バウンダリ（以下「RCPB」という。）の範囲を除く、既存のRCPB範囲について配管破損に伴う飛散物により、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計を行うことについて説明する。

4.2 基本方針

設計基準対象施設に属する設備は、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。

内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管については、材料選定、強度設計に十分な考慮を払うとともに、「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 J E A G 4613-1998」（日本電気協会）（以下「J E A G 4613」という。）に基づき配管破損を想定し、その結果生じる可能性のある動的影響により、発電用原子炉施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うこととする。

なお、配管破損想定位置の想定にあたって、応力算出には地震動 S_a を用いる。

4.3 評価

発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定される内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損に伴う飛散物により、発電用原子炉施設の安全性を損なわないことを評価する。

4.3.1 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損による飛散物

4.3.1.1 評価方針

③

高温高圧の流体を内包する原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する主配管のうち既存のRCPB範囲について、J E A G 4613に基づき配管破損を想定し、以下の評価内容により評価し、設計上考慮する。なお、L B B 概念は適用しない。

ただし、J E A G 4613に記載されている基準地震動 S_1 については、弾性設計用地震動 S_a と読み替える。また、「発電用原子力設備に関する

構造等の技術基準」(昭和55年通商産業省告示第501号, 最終改正平成15年7月29日経済産業省告示第277号)に関する内容については, 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版(2007追補版含む。)) <第I編 軽水炉規格> J S M E S N C 1 - 2005/2007」(日本機械学会)(以下「J S M E S N C 1」という。)に従うものとする。

4.3.1.2 評価内容

評価においては, 配管破損想定位置を考慮したうえで, 防護対象を防護する。

(1) 防護対象

防護対象は, 原子炉施設の異常状態において, この拡大を防止し, 又は緩和する機能を有するもののうち, 次のとおりとする。

- a. 原子炉停止系
- ③ b. 炉心冷却に必要な工学的安全施設及び関連施設
- c. 原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり, かつ, 放射性物質の放散に対する障壁を形成するよう設計された範囲の施設

(2) 配管破損想定位置

既存のRCPB範囲について, J E A G 4613に基づき, ターミナル・エンド及び発生応力又は疲労累積係数が所定の値を超える点を配管破損想定位置とする。

- a. ターミナル・エンド
- b. 供用状態A, B及び(1/3) S_d 地震荷重*に対して次のいずれかの条件を満たす点
 - (a) $S_n > 2.4 S_m$, かつ, $S_e > 2.4 S_m$
 - (b) $S_n > 2.4 S_m$, かつ, $S_n' > 2.4 S_m$

ただし, S_n : J S M E S N C 1 PPB-3531の計算式に準じて計算した一次+二次応力。

S_e : J S M E S N C 1 PPB-3536(6)の計算式に準じて計算した熱膨張応力。

S_n' : J S M E S N C 1 PPB-3536(3)の S_n の計算式に準じて計算した一次+二次応力。

S_m : J S M E S N C 1 付録材料図表Part5表1に規定される材料の設計応力強さ。

(c) 疲労累積係数 > 0.1

ただし、上述する疲労累積係数は供用状態 A、B における疲労累積係数に $(1/3) S_d$ ($S_d - D1$, $S_d - 11$, $S_d - 12$, $S_d - 13$, $S_d - 14$, $S_d - 21$, $S_d - 22$ 及び $S_d - 31$) 地震のみによる疲労累積係数を加算したものとする。

注記 * : S_d ($S_d - D1$, $S_d - 11$, $S_d - 12$, $S_d - 13$, $S_d - 14$, $S_d - 21$, $S_d - 22$ 及び $S_d - 31$) 地震とは、添付資料「V-2 耐震性に関する説明書」のうち、添付書類「V-2-1-1 耐震設計の基本方針の概要」に示す弾性設計用地震動 $S_d - D1$, $S_d - 11$, $S_d - 12$, $S_d - 13$, $S_d - 14$, $S_d - 21$, $S_d - 22$ 及び $S_d - 31$ による動的地震力をいう。なお、弾性設計用地震動 S_d の概要は、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち、添付書類「V-2-1-2 基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d の策定概要」に示す。

(3) 防護対策の実施

配管破損による動的影響により、他の安全機能を有する構築物、系統及び機器が損傷しないように、必要に応じ以下の措置を講じる設計とする。

- a. 配管破損想定位置と防護対象機器は、十分な離隔距離をとる。
- b. 配管破損想定位置又は防護対象機器を障壁で囲む。
- c. 上記のいずれかの対策がとれない場合、配管破損による動的影響に十分耐えるパイプホイッププレストレイント等を設ける。

4.3.1.3 評価結果

③

既存のRCPB範囲における配管破損に関し、J E A G 4613に基づき評価した結果、発生応力又は疲労累積係数が所定の値を超える箇所及び各配管におけるターミナル・エンドがあり、配管破損を想定する箇所があることを確認した。

既存のRCPB範囲における配管破損想定位置を第1表に、各系統の配管鳥瞰図を第1図から第16図に示す。

これらの配管破損想定位置は必要な強度を有するパイプホイッププレストレイントが設置されている、又は設置されていない配管については、配管

- ③ 破損想定位置近傍に防護対象設備がないことを確認した。したがって、配管の破損に伴う飛散物により発電用原子炉施設の安全性は損なわれない。

第 1 表 RCPB 範囲における配管破損想定位置

対象		配管破損想定位置の有無		パイプホイッププレストレイント設置の有無	破損想定位置近傍の防護対象設備の有無
系統名	モデル No.	ターミナル・エンド	発生応力又は疲労累積係数が所定の値を超える点		
給水系	FDW-1, 2, 3, 4, 9	有	有	有	—
	FDW-5, 6, 7, 8, 11	有	有	有	—
主蒸気系	MS-A	有	有	有	—
	MS-B	有	有	有	—
	MS-C	有	有	有	—
	MS-D	有	有	有	—
	MS-24	有	有	無	無
原子炉冷却材再循環系	PLR-PD-1	有	有	有	—
	PLR-PD-2	有	有	有	—
原子炉隔離時冷却系	RCIC-19, 20, 29	有	無	無	無
	RCIC-24-1	有	無	無	無
	RCIC-24-2	有	有	無	無
残留熱除去系	RHR-PD-29	有	無	有	—
	RHR-PD-35	有	無	有	—
	RHR-PD-36	有	無	有	—
原子炉冷却材浄化系	CU-PD-9	有	有	有	—

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更認可申請に伴う影響について 【第35条 安全保護装置】

1. 基準適合性の確認範囲

①安全保護装置の機能について

既工事計画においては、安全保護装置は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、その異常な状態を検知し及び原子炉緊急停止系その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とすることを記載している。

「V-1-5-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書」（1頁参照）

「V-1-5-4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書」（7, 8, 15, 19頁参照）
今回の変更認可申請に伴い、上記の設計に変更がないことを確認する。

②不正アクセス行為等の被害の防止について

既工事計画においては、安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止並びに物理的及び電气的アクセスの制限を設け、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止する措置を講ずること、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止できる設計とすることを記載している。

「V-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」（1, 121～125頁参照）
今回の変更認可申請に伴い、不正アクセス行為等の被害を防止する設計に変更がないことを確認する。

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更認可申請に伴う影響について
【第35条 安全保護装置】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
V-1-5-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書 V-1-5-4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書	<ul style="list-style-type: none"> 今回の放射線モニタの改造により，原子炉建屋ガス処理系の作動回路及び起動（作動）信号の設定値に変更がないことを確認した。【①】
V-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	<ul style="list-style-type: none"> 今回の放射線モニタの改造により，不正アクセス行為等の被害を防止する設計に変更がないことを確認した。【②】

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更認可申請に伴う影響について

【第35条 安全保護装置】

3. まとめ
 - ・ 今回の放射線モニタの改造について、原子炉建屋ガス処理系を自動的に作動させる安全保護装置の構成に変更がないことを確認した。
 - ・ 安全保護装置に要求される機能に変更が無いため、既工事計画で確認された技術基準の適合性に影響を与えない。
 - ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、安全保護装置に関する基本設計方針についても変更がないことから、審査対象条文とならない。

V-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第34条、第35条、第47条、第67条、第68条及び第73条並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）に関わる計測制御系統施設のうち計測装置の構成、計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。併せて技術基準規則第34条及びその解釈に関わる計測装置の計測結果の記録の保存についても説明するとともに、計測装置の機能を有した安全保護装置に関して、技術基準規則第35条及びその解釈に関わる計測制御系統施設のうち安全保護装置の不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置について説明する。

なお、技術基準規則第34条及びその解釈に関わる計測装置のうち設計基準対象施設としてのみ使用する計測装置の構成及び計測範囲、技術基準規則第35条及びその解釈に関わる安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止以外の構成並びに技術基準規則第47条の計測装置の警報動作範囲に関しては、要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、計測制御系統施設のうち設計基準対象施設に関する計測結果の記録の保存及び安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止並びに重大事故等対処設備に関する計測装置の構成、計測範囲について説明する。

2. 基本方針

2.1 設計基準対象施設に関する計測

(1) 計測結果の記録の保存

技術基準規則第34条及びその解釈に基づき、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータの計測装置の計測結果は、原則、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とし、断続的な試料の分析を行う場合は、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

② (2) 安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止

技術基準規則第35条及びその解釈に基づき、安全保護装置のうち、アナログ回路で構成する機器は、外部ネットワークとの物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作を防止すること等の措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

3.3 安全保護装置

安全保護装置は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。また安全保護装置とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む）であり、外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。

安全保護装置を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保する設計とする。例として、原子炉緊急停止系の構成例を「図 3.3-1 原子炉緊急停止系の構成例」に示す。

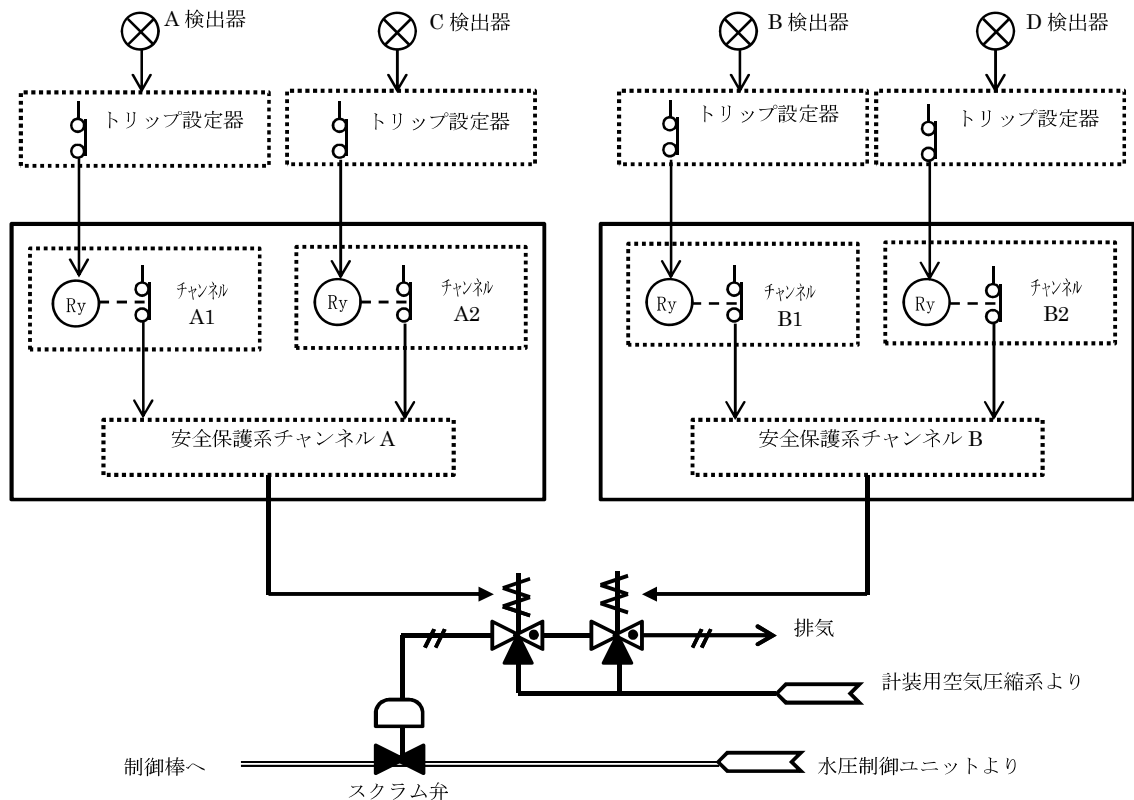


図 3.3-1 原子炉緊急停止系の構成例

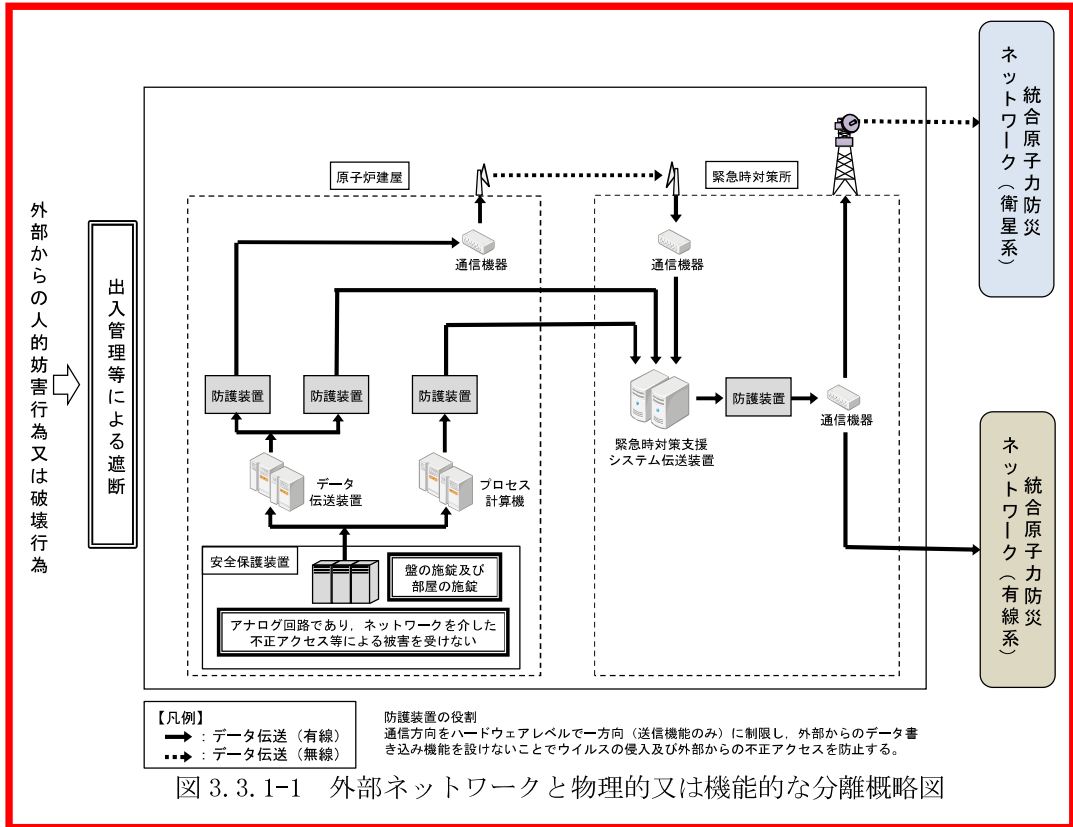
② 3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止

安全保護装置のうち、アナログ回路で構成する機器は、外部ネットワークとの物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作を防止すること等の措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

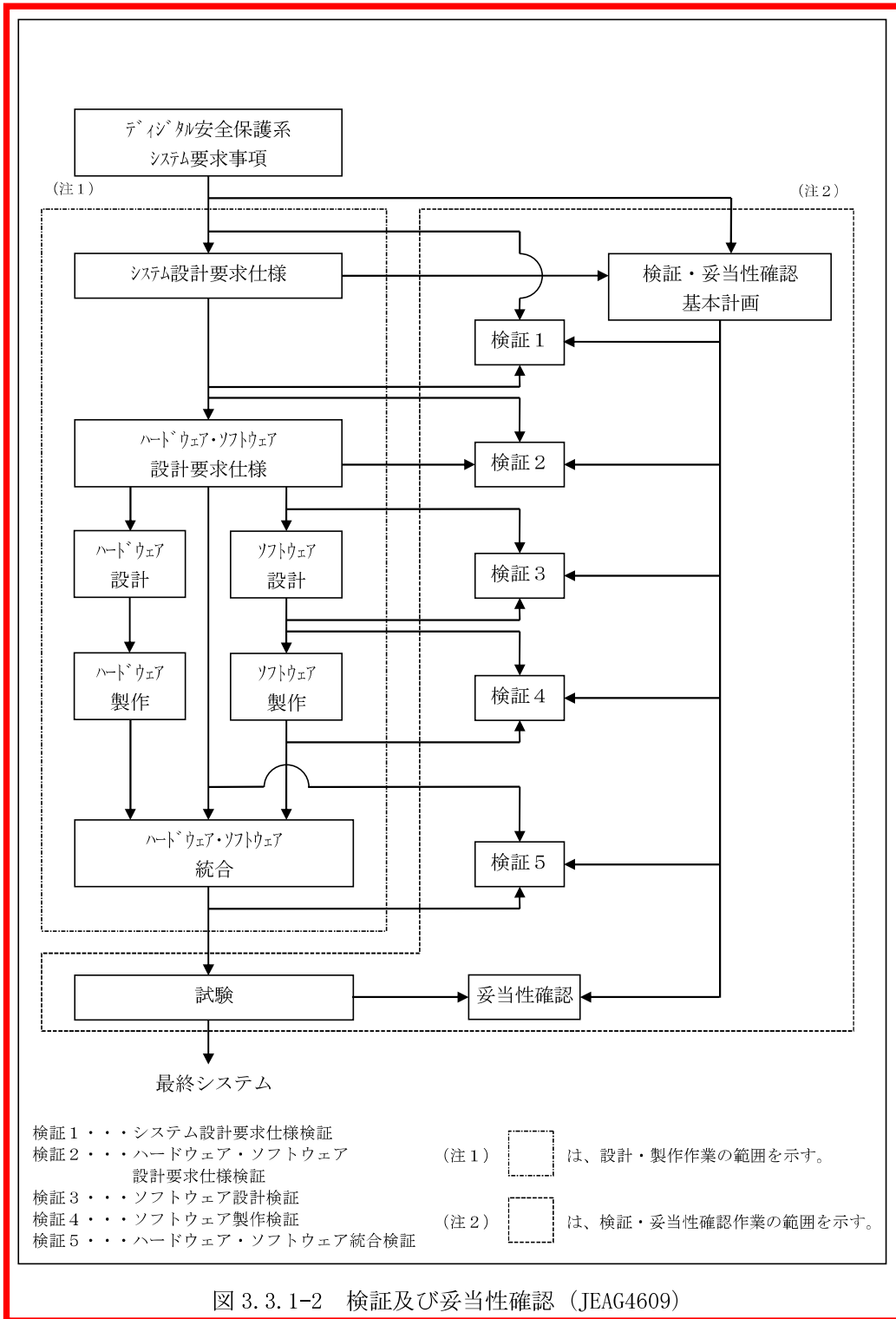
安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置を講じる

- ② ことで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。
- (1) 外部ネットワークと物理的な分離
安全保護装置は、盤に対する施錠によりハードウェアを直接接続させないことにより物理的に分離する設計とする。
安全保護装置は、盤の施錠等によりハードウェアを直接接続させない措置を実施することを保安規定に定める。
- (2) 外部ネットワークと機能的な分離
安全保護装置は、統合原子力防災ネットワークに接続されている緊急時対策支援システム伝送装置等外部からの侵入に対して、防護装置を介して外部への信号の流れを送信のみに制限することにより機能的に分離する設計とする。（「図 3.3.1-1 外部ネットワークと物理的又は機能的な分離概略図」参照。）
- (3) コンピュータウイルスが動作しない環境
安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、計算機固有のプログラム及び言語を使用し一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。
- (4) 物理的及び電氣的アクセスの制限
人的侵入や不正行為が発生しないように、発電所への入域の出入管理、盤の施錠、部屋の施錠等による物理的アクセスを制限する設計とするとともに、安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器のパスワード管理により電氣的アクセスを制限する設計とする。
- (5) システムの導入段階、更新段階または試験段階で承認されていない変更を防ぐ対策
安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規定」（JEAC4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008）、又は米国 Regulatory Guide 1.152「原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウェアの基準」に準じて、設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認（コンピュータウイルスの混入防止含む。）がなされたソフトウェアを使用する設計とする。（「図 3.3.1-2 検証及び妥当性確認（JEAG4609）」及び「表 3.3.1-1 各検証項目における検証内容」参照）
- (6) 有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作の防止及びウイルス等の侵入防止
外部ネットワークと物理的な分離及び機能的な分離、コンピュータウイルスが動作しない環境、物理的及び電氣的アクセスの制限、システムの導入段階、更新段階または試験段階で承認されていない変更を防ぐ対策を行うことにより有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入を防止できる設計とする。

②



②



②

表 3.3.1-1 各検証項目における検証内容

検証項目	検証内容
検証 1	JEAC4620 のデジタル安全保護系システム要求事項が正しくシステム設計要求仕様に反映されていることを検証する。
検証 2	システム設計要求仕様が正しくソフトウェア設計要求仕様に反映されていることを検証する。
検証 3	ソフトウェア設計要求仕様が正しくソフトウェア設計に反映されていることを検証する。
検証 4	ソフトウェア設計通りに正しくソフトウェアが製作されていることを検証する。
検証 5	ハードウェアとソフトウェアを統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様通りのシステムとなっていることを検証する。
妥当性確認	ソフトウェアとハードウェアを統合して検証されたシステムが、JEAC4620 のデジタル安全保護系システム要求事項を満足していることを確認する。

V-1-5-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書

1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第 35 条、第 59 条及び第 61 条並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）に関わる、工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠について説明する。

今回、設計基準対象施設である、工学的安全施設等の作動信号のうち、設定値を変更する、原子炉水位低、原子炉水位異常低下（レベル 2）及び原子炉水位異常低下（レベル 1）について説明する。なお、変更後の設定値は設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化の解析及び事故の解析において燃料要素の許容損傷限界を超えないことを確認している。重大事故等対処設備に関しては、工学的安全施設等の自動作動信号を発信する設備として、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を設置したことから、本設備から発信される作動信号の設定値根拠について説明する。

2. 基本方針

① 2.1 工学的安全施設

運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするため、原子炉停止系統と併せて機能する以下の工学的安全施設の作動回路を設ける。各工学的安全施設の起動（作動）信号の考え方を以下に示す。

(1) 主蒸気隔離弁

原子炉水位異常低下（レベル 2）、主蒸気管圧力低、主蒸気管放射能高、主蒸気管トンネル温度高、主蒸気管流量大、復水器真空度低のいずれかの信号により作動（閉）する。

(2) その他の原子炉格納容器隔離弁

ドライウエル圧力高、原子炉水位低、原子炉水位異常低下（レベル 2）のいずれかの信号によりその他の原子炉格納容器隔離弁は作動（閉）する。

① (3) 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋放射能高、ドライウエル圧力高、原子炉水位低のいずれかの信号により原子炉建屋ガス処理系は起動する。

(4) 高圧炉心スプレイ系

ドライウエル圧力高、原子炉水位異常低下（レベル 2）のいずれかの信号により高圧炉心スプレイ系は起動する。

(5) 低圧炉心スプレイ系

ドライウエル圧力高、原子炉水位異常低下（レベル 1）のいずれかの信号により低圧炉心スプレイ系は起動する。

V-1-5-4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る
制御方法に関する説明書

NT2 補① V-1-5-4 R0

発電機の負荷喪失場合には設定負荷信号を零に戻し、タービン蒸気加減弁、インターセプト弁を全閉するようになっている。さらに、発電機が定格出力の40%以上で運転中に負荷遮断が発生した場合には、出力-負荷アンバランスリレーにより、タービン蒸気加減弁、インターセプト弁を急速に閉鎖させる。

(3) 圧力制御装置

タービンの入口圧力は圧力制御装置で制御される。実際の圧力と設定圧力との平均誤差はある調定率で蒸気流量信号に変換され、低値優先回路に入る。低値優先回路では、負荷制御装置からの制御弁流量信号と比較される。負荷制御装置からの流量信号はある一定のバイアスがかけられ、圧力制御装置からの流量信号よりも高くなっている。従って、定常運転時にはいつも圧力制御装置からの流量信号がタービン蒸気加減弁の流量制御装置へ送られる。

また高値優先回路を出た流量信号はバイパス制御装置へも送られる。

(4) バイパス制御装置

バイパス制御装置は、圧力制御装置からの流量信号が実際のタービン蒸気加減弁の流量信号よりも大きくなった場合に、タービンバイパス弁を開けるものである。この回路にはバイアスがかけてあり、多少の圧力変動ではタービンバイパス弁は開かないようになっている。

また、最大流量制限がありタービン蒸気加減弁とタービンバイパス弁流量との合計をある範囲内に制限している。

蒸気タービン起動時及び停止時には、原子炉で発生した蒸気を流すためにタービンバイパス弁ジャッキがある。このタービンバイパス弁ジャッキからの信号は高値優先回路を通りタービンバイパス弁流量信号となり流量制御装置に送られる。

(5) 流量制御装置

タービン蒸気加減弁、インターセプト弁、タービンバイパス弁に独立して流量制御装置があり、各弁の開閉をサーボ弁制御により行う。

① 3.4.4 安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備

発電用原子炉の異常状態を検知した場合に発電用原子炉を停止させ、必要に応じて非常炉心冷却設備を作動させることにより燃料要素の許容損傷限界を超える等のことがない設計とする原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設等の作動設備。運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象(以下「ATWS」という。)が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行させるATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）及びATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）並びに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原子炉の自動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過渡時自動減圧機能について以下に示す。

(1) 原子炉緊急停止系作動回路

原子炉緊急停止系作動回路は、発電用原子炉の安全性を損なうおそれのある運転時の異常な過渡変化あるいは設計基準事故が発生した場合又は発生が予想される場合に、それを抑制あるいは防止するため、異常を検知し原子炉をスクラムさせる。

原子炉緊急停止系作動回路は、2チャンネルで構成され各チャンネルには、1つの測定変数に対して少なくとも2つ以上の独立したトリップ接点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時のトリップに対して、原子炉がスクラムされるようになっている。

原子炉スクラム信号一覧表を「表 3.4.4-1 原子炉スクラム信号一覧表」に示すとともに、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を「表 3.4.4-2 解析に使用する原子炉スクラム信号の応答時間」に示す。

① (2) 工学的安全施設作動回路

工学的安全施設作動回路は、原子炉冷却材喪失あるいは主蒸気管破断等に際して、事故の拡大の防止及び環境への放射性物質の放出を抑制するため、異常を検知し工学的安全施設を作動させる。

工学的安全施設作動回路は、発電用原子炉の諸変数を監視する多重計測回路と、そこから信号を受けて工学的安全施設を作動させる論理回路とで構成する。

工学的安全施設作動信号一覧表を「表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「1. 工学的安全施設作動信号」に示すとともに、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を「表 3.4.4-4 解析に使用する工学的安全施設の作動信号の応答時間」に示す。

(3) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉スクラム系統とは独立した原子炉圧力高（A T W S）又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号により、全制御棒を全挿入させる。あるいは、操作スイッチを手動で操作することで作動させる。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号を「表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「2. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号」に示す。

(4) A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）

運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉スクラム系統とは独立した原子炉圧力高（A T W S）又