

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>とする。</p> <p>2. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備</p> <p>2. 1項の溢水源及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、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を防護対象設備とする。</p> <p>2. 2. 3 溢水防護区画の設定</p> <p>溢水防護に対する評価対象区画は、2. 2. 2項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、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こと。</p>	<p>対しては、環境の温度及び放射線量並びに薬品等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であることを確認した。</p> <p>2. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備</p> <p>溢水防護上必要な機能を有する系統として、安全機能を有する構築物、系統及び機器の中から、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持するため、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となる、「重要度分類審査指針」における分類でクラス1及び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した。</p> <p>その上で、「重要度の特に高い安全機能を有する系統」として、「重要度分類審査指針」及び「設置許可基準規則」第十条を参照の上、該当する系統を抽出し、その安全機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象として選定した。</p> <p>2. 2. 3 溢水防護区画の設定</p> <p>溢水防護に対する評価対象区画は、2. 2. 2項に該当する溢水防護対象設備が設置されているすべての区画、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している。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>全ての防護対象設備が対象となっていることを確認するため、2.2.2項に該当する防護対象設備の系統図及び配置図とを照合しなければならぬ。また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。</p> <p>なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した堰等で区切られている場合には、区切られた区画を溢水防護区画として取り扱うことができる。</p> <p>2.2.4 溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けずその機能が確保されるか否かを評価する（図-1）。</p> <p>評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象とする。</p> <p>(1) 溢水経路の設定</p> <p>流水経路の設定にあたっては、溢水防護区画内漏えいと溢水防護区画外漏えいの2通りの溢水経路を想定する。</p>	<p>2.2.4 溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価においては、防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響に対し、その機能が確保されていることを確認した。</p> <p>評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象とした。</p> <p>(1) 溢水経路の設定</p> <p>溢水経路の設定に当たっては、溢水防護区画内漏えいと溢水防護区画外漏えいでの2とおりの溢水経路を想定した。</p> <p>なお、出入管理建物、電気建物及びタービン建物から防護対象設備が設置されている建物への流入経路については、水密扉等を設置することから、想定する必要はないことを確認した。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>a. 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での溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高くなるように当該溢水区画から他区画への流出がないように溢水経路を設定する。</p> <p>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。</p> <p>(a) 床ドレン 評価対象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あっても、目皿が1つの場合は、他の区画への流出は想定しないものとする。</p> <p>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本からの流出は期待できないものとする。この場合には、床ドレン配管における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>(b) 床面開口部及び床貫通部 評価対象区画床面に床開口部又は貫通部が設置されている場合であっても、床面開口部又は床貫通部から他の区画への流出は、考慮しないものとする。ただし、以下に掲げる場合は、評価対象区画から他の区画への流出を期待することができず、流出を期待する場合は、床開口部及び床貫通部における</p>	<p>a. 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での溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高くなるように、当該溢水区画から他区画への流出がないように溢水経路を設定した。</p> <p>(a) 床ドレン 評価対象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あっても、他の区画への流出は想定しないものとした。</p> <p>(b) 床面開口部及び床貫通部 評価対象区画床面に床開口部又は床貫通部が設置されている場合であっても、床面開口部又は床貫通部から他の区画への流出は考慮しない。ただし、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合は溢水防護区画から他の区画への流出を考慮した。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>①評価対象区画の床貫通部にあっては、貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部との間に隙間があつて、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合</p> <p>②評価対象区画の床面開口部にあっては、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合</p> <p>(c) 壁貫通部 評価対象区画の境界壁に貫通部が設置され、隣との区画の貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合であっても、その貫通部からの流出は考慮しないものとする。</p> <p>ただし、当該壁貫通部を貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部との間に隙間があつて、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合は、他の区画への流出を考慮することができる。</p> <p>流出を期待する場合は、壁貫通部における単位時間の流出量を算出し、溢水水位を評価すること</p> <p>(d) 扉 評価対象区画に扉が設置されている場合であっても、当該扉から隣室への流出は考慮しないものとする。</p>	<p>(c) 壁貫通部 評価対象区画の境界壁に貫通部が設置され、貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合であっても、その貫通部からの流出は考慮しないものとした。</p> <p>(d) 扉 評価対象区画に扉が設置されている場合であっても、当該扉から隣室への流出は考慮しない。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>(e) 排水設備</p> <p>評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路</p> <p>溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高く（当該溢水区画に流出する水量は多く、排出する流量は少なくなるように設定）なるように溢水経路を設定する。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。</p> <p>(a) 床ドレン</p> <p>評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合であって、他の区画の溢水水位が評価対象区画より高い場合は、水位差によって発生する流入量を考慮する。ただし、評価対象区画内に設置されている床ドレン配管に逆流防止弁が設置されている場合は、その効果を考慮することができる。</p>	<p>(e) 排水設備</p> <p>評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとした。</p> <p>b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路</p> <p>溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象設備の存在する溢水防護区画の水位が最も高く（当該溢水区画に流出する水量は多く、排出する流量は少なくなるように設定）なるように溢水経路を設定した。</p> <p>(a) 床ドレン</p> <p>評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合であって、他の区画の溢水水位が評価対象区画より高い場合は、水位差による流入量を考慮した。ただし、評価対象区画内に設置されている床ドレン配管に逆流防止弁が設置されている場合は、その効果を考慮した。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>(b) 天井面開口部及び貫通部</p> <p>評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部がある場合は、上部の区画で発生した溢水量の全量が流入するものとする。</p> <p>ただし、天井面開口部が鋼製又はコンクリート製の蓋で覆われたハッチに防水処理が施されている場合又は天井面貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。</p> <p>なお、評価対象区画上部にある他の区画に蓄積された溢水が、当該区画に残留すると評価できる場合は、その残留水の流出は考慮しなくてもよい。</p>	<p>(b) 天井面開口部及び貫通部</p> <p>評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部がある場合は、上部の区画で発生した溢水量の全量が流入するものとした。</p> <p>ただし、開口部又は貫通部に流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮していない。</p>	
<p>(c) 壁貫通部</p> <p>評価対象区画の境界壁に貫通部が設置されている場合であって、隣の区画の溢水による水位が貫通部より高い位置にある場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。</p> <p>ただし、評価対象区画の境界壁に貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。</p>	<p>(c) 壁貫通部</p> <p>評価対象区画の境界壁に貫通部が設置されている場合であって、隣の区画の溢水による水位が貫通部より高い位置にある場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮した。</p> <p>ただし、評価対象区画の境界壁に貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮していない。</p>	
<p>(d) 扉</p> <p>評価対象区画に扉が設置されている場合は、隣室との水</p>	<p>(d) 扉</p> <p>評価対象区画に扉が設置されている場合は、隣室との水</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>位差によって発生する流入量を考慮する。当該扉が水密扉である場合は、流入を考慮しないことができる。ただし、水密扉は、溢水時に想定される水位により発生する水圧に対し水密性が確保でき、その水圧に耐えられる強度を有している場合に限る。</p> <p>(e) 堰 溢水が発生している区画に堰が設置されている場合であって、他に流出経路が存在しない場合は、当該区画で発生した溢水は堰の高さまで蓄積されるものとする。</p> <p>(f) 排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受けている等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p>	<p>水位差によって発生する流入量を考慮した。 当該扉が水密扉である場合は、流入を考慮していない。 なお、水密扉は、溢水時に想定される水位により発生する水圧に対し水密性が確保でき、その水圧に耐えられる強度を有することを確認した。</p> <p>(e) 堰 溢水が発生している区画に堰が設置されている場合であって、他に流出経路が存在しない場合は、当該区画で発生した溢水は堰の高さまで蓄積されるものとした。</p> <p>(f) 排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとした。</p> <p>(g) 溢水伝播 上層階の溢水は階段あるいは機器ハッチを經由して下層階へ伝播する。下層階への伝播については、下層階における溢水の伝播先を特定し、上層階からの溢水量全</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算定 溢水防護区画の評価で没水、被水評価の対象区画の分類例を図-2に示す。また、溢水防護区画の評価で蒸気評価の対象区画の分類例を図-3に示す。各項目の算定方法を以下に示す。</p> <p>a. 没水評価に用いる水位の算出方法 影響評価に用いる水位の算出は、漏えい発生階とその経路上の評価対象区画の全てに対して行う。 水位：Hは、下式に基づいて算出する。</p> $H = Q / A$ <p>ただし、各項目は以下とする。 Q：流入量(m³)</p> <p>「2. 1 溢水源及び溢水量の想定」で想定した溢水量に基づき、「2. 2. 4 (1) 溢水経路の設定」の溢水経路の評価に基づき評価対象区画への流入量を算出する。</p> <p>A：滞留面積 (m²) 評価対象区画内と溢水経路に存在する区画の総面積を滞留面積として評価する。 なお、滞留面積は、壁及び床の盛り上がり(コンクリート</p>	<p>量が流入するものとする。</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算定</p> <p>a. 没水評価に用いる水位の算出方法 影響評価に用いる水位の算出は、漏えい発生階とその経路上の評価対象区画のすべてに対して行った。 水位：Hは、下式に基づいて算出した。</p> $H = Q / A$ <p>Q：流入量 (m³) A：滞留面積 (m²) 滞留面積Aは、以下の方針で算出した。 躯体図等を使用し対象区画の面積を算出した結果からコンクリート基礎や機器等の欠損面積を差し引くことにより算出した。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所 3号炉での評価結果	備考
<p>基礎等) 範囲を除く有効面積を滞留面積とする。</p> <p>b. 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 被水評価に用いる飛散距離の算出は、防護対象設備が存在する区画を対象に行う。 飛散距離：Xは次式に基づいて算出する。(図-4)</p> $X = \frac{\tan \phi + \sqrt{\tan^2 \phi + (2gH) / (\dot{V} \cos^2 \phi)}}{g / (\dot{V} \cos^2 \phi)}$ <p>$V = \sqrt{2gP / \gamma}$ (トリチュリの定理) ただし、各項目は以下とする。 V = 噴出速度 (m/s) ϕ = 噴出角度 (破損位置や天井への衝突等も考慮し、飛散距離Xが最大となるϕを採用する) H = 破損位置の床上高さ (m) g = 重力加速度 (m/s²) P = 管内圧力 (Pa) γ = 水の比重量 (kg/m³)</p> <p>なお、上記の式は空気抵抗を考慮していない安全側の評価式であるため、必要に応じて空気抵抗を考慮することができ。この場合、考慮した空気抵抗の値については、使用した値の妥当性を示すこと。</p>	<p>b. 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 防護対象設備が設置されている評価対象区画内に溢水源となりうる配管が存在する場合は、その飛散距離によらず被水評価の対象とした。 被水に対して対策が必要な機器については、必要により保護カバー等による被水防護対策を実施する。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法 蒸気評価に用いる拡散範囲は、適切な評価方法を用いて妥当な評価範囲を設定する。 評価手法を用いて拡散範囲の算出を行わない場合には、保守側に連通した複数の区画全体に蒸気が拡散するものとする。 ただし、評価方法として、汎用3次元流体ソフトウェア等を用いて拡散範囲を算出する場合には、使用した解析コードの蒸気拡散計算への適用性と評価条件を示すこと。</p> <p>(3) 影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が、以下に示す没水、被水及び蒸気の要求を満足しているか確認する。 a. 没水による影響評価 想定される溢水源に基づいて評価した評価対象区画における最高水位が、2. 2. 2項で選定された防護対象設備の設置位置を超えないことを確認する。</p>	<p>c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法 高エネルギー配管のターミナルエンド部については、完全全周破断を想定した溢水影響評価を実施する。環境への影響が大きいと考えられる蒸気漏えいに関して以下の対策を実施することとしており、対策の最適化を図ったうえで、蒸気の拡散範囲を算出した。 (1) 蒸気漏えい自動検知、遠隔隔離（自動又は手動）ターミナルエンド部以外の一部配管（補助蒸気系配管）については、ガイドに従い応力評価を実施し、評価結果に基づき貫通クラックを想定する等の影響評価を実施した。</p> <p>(3) 影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が没水、被水及び蒸気の要求を満足していることを確認した。 a. 没水による影響評価 溢水源に基づいて評価した評価対象区画における最高水位と防護対象設備の機能喪失高さを比較することにより、当該設備の機能維持の可否を評価している。 なお、溢水防護対象設備自身を溢水源として想定する場合は、当該設備は機能喪失するものとした。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>また、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あつては、歩行に影響のない水位（階段堰高さ）であること及び必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われないことを確認する。</p> <p>上記、設置位置及びアクセス通路の水位が判断基準を超える場合又は環境の温度、放射線により現場操作が必要な設備へ接近できないと判断される場合は、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>b. 被水による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている防護対象設備の被水による影響については、以下の項目について確認する。</p> <p>防護対象設備から溢水源となる配管が直視できる場合には、図一5に示す被水の影響評価の考え方に従い確認する。また、溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。（解説2. 2. 4-2）</p> <p>① 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認する。</p>	<p>また、溢水評価において、現場操作が必要な設備に対しては、環境の温度及び放射線量並びに薬品等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であることを確認した。</p> <p>b. 被水による影響評価</p> <p>防護対象設備が設置された評価対象区画内に溢水源となる配管が存在する場合は、ガイドに示す被水の影響評価の考え方に従い、防護対象設備が隔壁等で分離配置されているか、被水に対する保護構造を有したか等の観点から確認した。また、溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施した。耐環境仕様でもなく、かつ、防護措置がとられていない機器は、被水防護措置（コーキング処理、カバー等）による水密性の向上対策等を実施する。</p> <p>① 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認した。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>② 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認する。</p> <p>③ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。</p> <p>④ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合は、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、防滴仕様であることを確認する。</p> <p>⑥ 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あつては、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われないことを確認する。</p> <p>上記、①～⑥を満足しない場合には、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>①項の「被水防護措置」とは、障壁による分離、距離による分離及び防水板等による被水防護等をいい、被水防護措置がなされている場合の例を図-6に示す。</p>	<p>② 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認した。</p> <p>③ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認した。</p> <p>④ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合は、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認した。</p> <p>⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、防滴仕様であることを確認した。</p> <p>⑥ 中央制御室については、運転員が常駐し運転操作が可能である。また、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等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であることを確認した。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>解説-2. 2. 4-2 「被水による影響評価」 被水による影響評価の対象となる溢水源の考え方は、没水による影響評価における溢水源と同じである。「溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、それを超える口径の配管破断時より少ないが、溢水の飛散による防護対象設備への影響を考慮する必要があるからである。</p> <p>c. 蒸気による影響評価 評価対象区画に設置されている防護対象設備の蒸気による影響については、以下の項目について確認する。 防護対象設備から溢水源となる同じ区画にある場合には、図-7に示す蒸気の影響評価の考え方に従い確認する。 また、溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価を実施する。(解説2. 2. 4-3)</p> <p>① 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>② 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されていな</p>	<p>c. 蒸気による影響評価 高エネルギー配管のターミナルエンド部については、完全全周破断を想定した溢水影響評価を実施する。環境への影響が大きいと考えられる蒸気漏えいに関して以下の対策を実施することとしており、対策の最適化を図ったうえで、蒸気の拡散範囲を算出した。 (1) 蒸気漏えい自動検知、遠隔隔離（自動又は手動）ターミナルエンド部以外の一部配管（補助蒸気系配管）については、ガイドに従い応力評価を実施し、評価結果に基づき貫通クランクを想定する等の影響評価を実施した。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>い場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認する。</p> <p>③ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。</p> <p>④ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合は、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>⑤ ①～④を満足しない場合には、防護対象設備が、耐蒸気仕様（想定される温度等を考慮した仕様）であることを確認する。</p> <p>⑥ 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あっては、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われないことを確認する。</p> <p>上記、①～⑥を満足しない場合は、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>④の「蒸気防護措置」とは、気流による分離、ケーブル端子箱の密封処理による分離等による蒸気防護処置等を</p>		

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>いう。</p> <p>解説2. 2. 4-3 「蒸気による影響評価」 蒸気による影響評価の対象となる溢水源の考え方は、没水による影響評価における溢水源と同じである。「溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、それを超える口径の配管破断時より少ないが、蒸気の拡散による防護対象設備への影響を考慮する必要があるからである。</p> <p>(4) 溢水による影響評価の判定</p> <p>(3) の影響評価の結果から内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多重性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）。</p> <p>内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響（溢水）を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p>	<p>(4) 溢水による影響評価の判定</p> <p>内部溢水に対して、防護対象設備がその安全機能を失わないこと（多重性又は多重性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）を確認した。また、溢水により発生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確認した。</p> <p>内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合を想定し、溢水の影響を考慮した上で、安全評価指針に基づき安全解析を実施し、問題ないことを確認した。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>3. 使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の溢水評価</p> <p>3. 1 溢水源及び溢水量の想定</p> <p>溢水源としては、2. 1項の原子炉施設の溢水源及び溢水量の想定と同じ溢水源と溢水量を想定する。</p> <p>3. 1. 1 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</p> <p>配管の破損は、2. 1. 1項の原子炉施設と同じように内包する流体のエネルギーに応じて①高エネルギー配管及び②低エネルギー配管の2種類に分類し、破損を想定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高エネルギー配管については、完全全周破断 ・低エネルギー配管については、配管内径の1/2の長さと同配管肉厚の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。） <p>3. 1. 2 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ている設備からの放水による溢水</p> <p>(1) 火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水</p> <p>火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水は、2. 1. 2項の原子炉施設と同じように以下の2項目を想定する。</p>	<p>3. 使用済燃料ピットの溢水評価</p> <p>3. 1 溢水源及び溢水量の想定</p> <p>溢水源としては、2. 1項の原子炉施設の溢水源及び溢水量の想定と同じ溢水源と溢水量を想定した。</p> <p>3. 1. 1 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</p> <p>破損を想定する機器はガイド付録Aに従い、高エネルギー配管及び低エネルギー配管の2種類に分類し破損を想定した。高エネルギー配管の破損形状については、完全全周破断、低エネルギー配管の破損形状については、貫通クラックを想定した。</p> <p>一部の高エネルギー配管（補助蒸気系配管）については、ガイドに従い応力評価を実施し、評価結果に基づき貫通クラックを想定する等の影響評価を実施した。</p> <p>3. 1. 2 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ている設備からの放水による溢水</p> <p>(1) 火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水</p> <p>b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p>	<p>a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水</p> <p>泊発電所3号炉においては、防護対象設備の有無にかかわらず、建屋内に自動作動するスプリンクラーは設置されていないことから、これによる放水は想定していません。</p> <p>また、建屋外のスプリンクラーの作動による溢水の影響により、防護対象設備が、その安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p> <p>火災発生時に消火栓による消火活動が想定される区画における放水を想定し、放水箇所を起点とした溢水の伝播についても考慮した評価を実施した。</p> <p>溢水量は、建屋内での消火栓による消火活動を想定し、消火活動が連続して実施される時間を見込んで算出した。</p> <p>具体的には原則として3時間の消火活動を想定して溢水量を算出するが、火災源が小さいエリアについては、日本電気協会電気技術指針「原子力発電所の火災防護指針 (JEAG4607-2010)」解説-4-5(1)の規定による「火災荷重」及び「等価時間」を考慮し算出した。</p>	

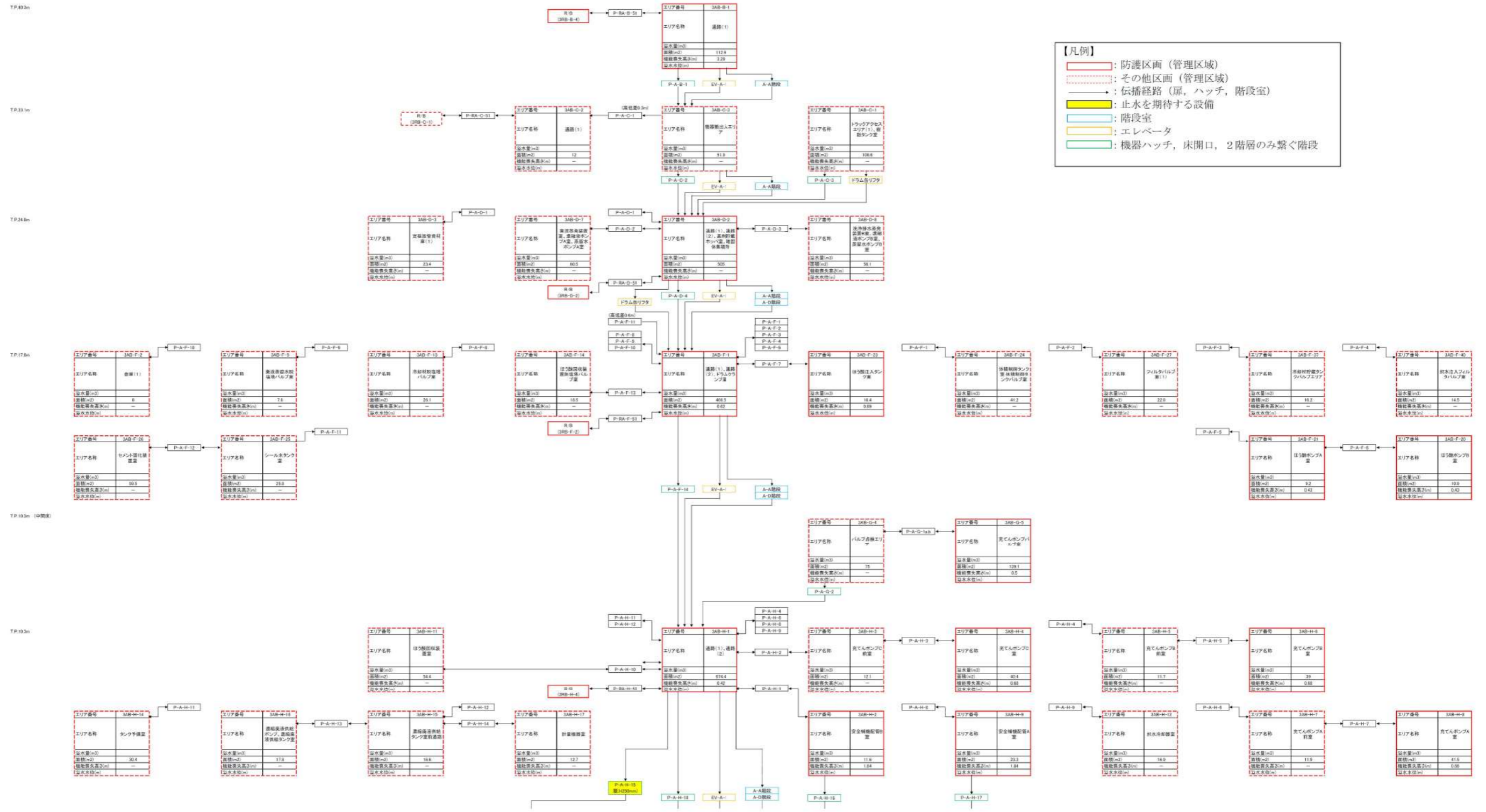
原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>3. 1. 3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水 (1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水 流体を内包する機器（配管、容器）のうち、基準地震動による地震力によって、破損が生じるとされる機器について、2. 1. 3 (1) 項の原子炉施設と同じように破損による溢水を想定する。</p> <p>(2) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水 使用済燃料貯蔵プール水が、地震に伴うスロッシングによってプール外へ漏水する可能性のある場合は、2. 1. 3 (2) 項の原子炉施設と同じように溢水源として想定する。</p> <p>3. 2 溢水影響評価</p> <p>3. 2. 1 使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）に対する溢水影響評価 溢水に対する使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の安全確保の考え方は、以下のとおりとする。</p>	<p>なお、放水量は、実放水試験の結果に保守性を加味して放水量を設定した。</p> <p>3. 1. 3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水 (1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水 耐震Sクラスの機器については、基準地震動による地震力によって破損が生じないことから、溢水源として想定しない。</p> <p>また、耐震B、Cクラスの機器のうち、耐震Sクラスの機器と同様に基準地震動による地震力に対して構造強度評価により耐震性が確保されるもの、又は耐震対策工事により耐震性を確保するものは溢水源としない。</p> <p>(2) 使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水 基準地震動による使用済燃料ピットのスロッシング評価を行い、使用済燃料ピットからの溢水量を評価した。</p> <p>3. 2 溢水影響評価</p> <p>3. 2. 1 使用済燃料ピットに対する溢水影響評価 基準地震動におけるスロッシングによる使用済燃料ピットからの溢水量がピット外に流出した際の使用済燃料ピット</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>溢水の影響評価にあたっては、発電所内で発生した溢水に対して、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）設備が、「プール冷却」及び「プールへの給水」ができることを確認する。</p> <p>プール冷却にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）冷却系に外乱が生じ、冷却を維持する必要がある場合、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）を保安規定で定めた水温（65℃以下）以下に維持できること。</p> <p>プールへの給水にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）補給水系に外乱が生じ、給水を維持する必要がある場合、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）を燃料の放射線を遮へいするために必要な量を維持できること。</p>	<p>ト水位を求め、ピット冷却（保安規定で定めた水温 65℃以下）及び使用済燃料からの遮蔽に必要な量の水が確保されていることを確認した。</p>	
<p>3. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備</p> <p>3. 1 項の溢水源及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、溢水の発生場所毎に「プール冷却」及び「プールへの給水」の機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。</p>	<p>3. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備 使用済燃料ピットの「冷却」及び「給水」に必要となる設備を抽出し、防護対象設備とした。</p>	<p>3. 2. 3 溢水防護区画の設定 溢水防護に対する評価対象区画は、3. 2. 2 項に該当す</p>

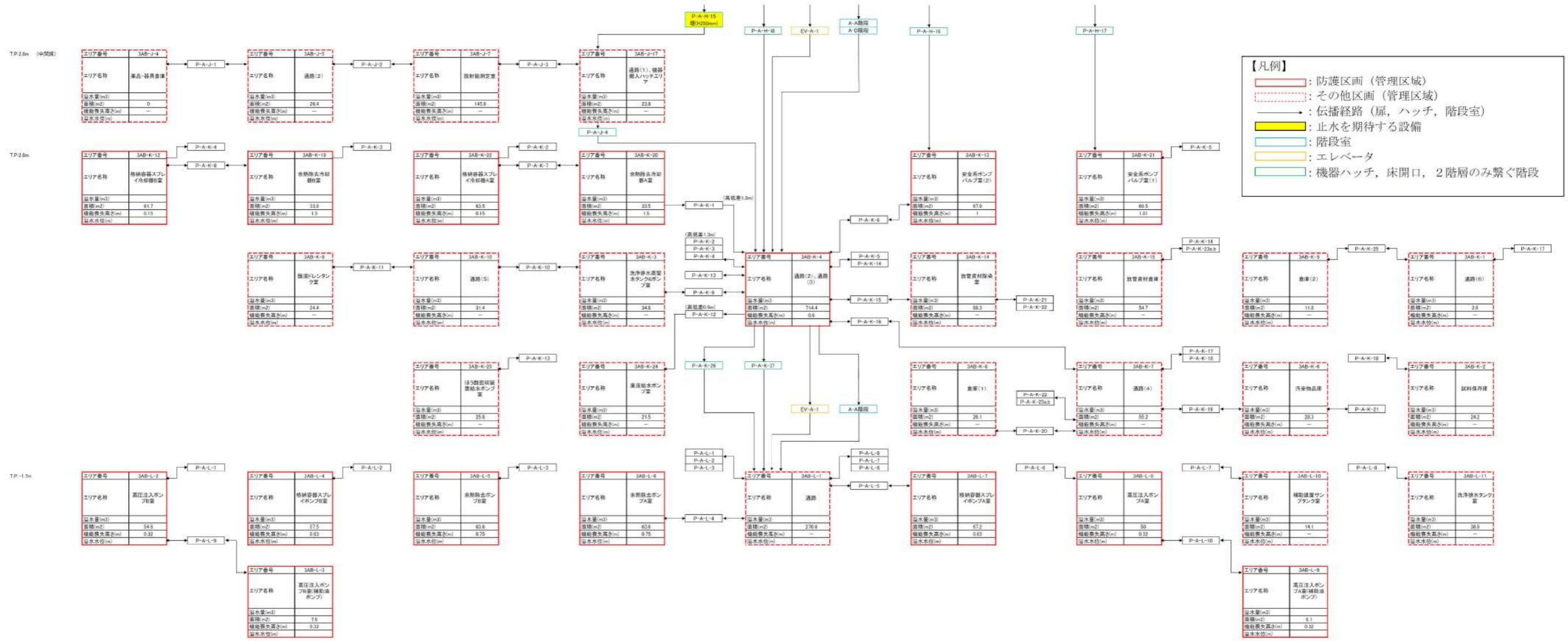
原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定すること。</p> <p>全ての防護対象設備が対象となっていることを確認するため、3. 2. 2項に該当する防護対象設備の系統図及び配置図とを照合しなければならない。</p> <p>また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。</p> <p>なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した堰等で区切られている場合には、区切られた区画を溢水防護区画として取り扱うことができる。</p>	<p>溢水防護対象設備が設置されているすべての区画、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している。</p>	
<p>3. 2. 4 溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けず、その機能が確保されるかを評価する。(図-8)</p> <p>評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象とする。</p> <p>溢水影響評価方法は、原子炉施設と同様の方法を用いる。</p>	<p>3. 2. 4 溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けず、その機能が確保されることを確認した。</p> <p>溢水防護区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在するすべての溢水防護区画を対象とした。</p>	
<p>(1) 溢水経路の設定</p> <p>流水経路の設定にあたっては、以下の経路を考慮して設定する。溢水経路の設定方法は、2. 2. 4 (1)の原子炉施設</p>	<p>(1) 溢水経路の設定</p> <p>溢水経路の設定に当たっては、2. 2. 4 (1)の原子炉施設の溢水経路の設定と同じ方法を用いた。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	泊発電所3号炉での評価結果	備考
<p>の溢水経路の設定と同じ方法を用いる。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 溢水防護区内漏えいでの溢水経路 b. 溢水防護区外漏えいでの溢水経路 <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価に用いる以下の各項目の算出は、2. 4 (2) の原子炉施設の算出方法と同じ算出方法を用いる。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 没水評価に用いる水位の算出方法 b. 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法 <p>(3) 影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が、以下に示す没水、被水及び蒸気の要求を満足しているか確認する。確認方法は、2. 2. 4 (3) の原子炉施設の影響評価と同じ。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 没水による影響評価 b. 被水による影響評価 c. 蒸気による影響評価 <p>(4) 溢水による影響評価の判定 (3) の影響評価の結果から内部溢水に対して、使用済燃料貯蔵プールの冷却及び給水機能が失われないこと。</p>	<p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出は、2. 2. 4 (2) の原子炉施設の算出方法と同じ算出方法を用いた。</p> <p>(3) 影響評価 防護すべき対象機器が、没水、被水及び蒸気の要求を満足しているかの確認は、2. 2. 4 (3) の原子炉施設の影響評価と同じ方法を用いて確認した。</p> <p>(4) 溢水による影響評価の判定 想定される内部溢水に対して、使用済燃料ピットの冷却及び給水機能が失われないことを確認した。</p>	

溢水伝播フロー図



原子炉補助建屋 溢水伝播フロー図 (1/3)



原子炉補助建屋 漏水伝播フロー図 (2/3)

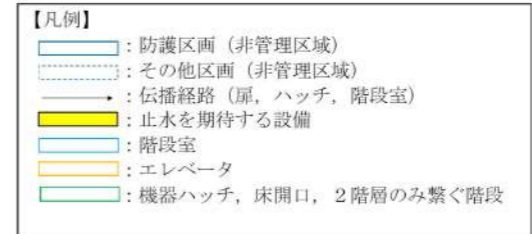
TP 23.0m

エリア番号	SAB-C-N1
エリア名称	補助線昇降機 エリア
容水量(m ³)	
床積(m ²)	315.7
増設容水量(m ³)	—
給水口径(mm)	—

P-A-C-N1

エリア番号	SAB-D-N1
エリア名称	空調設備エリア (1)、空調設備 エリア(2)
容水量(m ³)	
床積(m ²)	821.8
増設容水量(m ³)	0.15
給水口径(mm)	—

エリア番号	SAB-D-N2
エリア名称	中央制御室 機房エリア
容水量(m ³)	
床積(m ²)	77.2
増設容水量(m ³)	0.15
給水口径(mm)	—

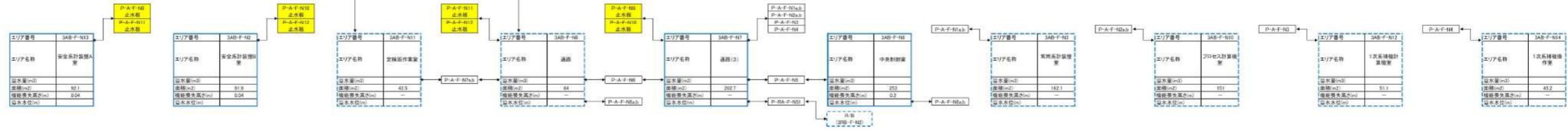


TP 24.0m

TP 17.0m (中間層)

エリア番号	SAB-E-N0
エリア名称	物置室
容水量(m ³)	
床積(m ²)	139
増設容水量(m ³)	—
給水口径(mm)	—

TP 17.0m

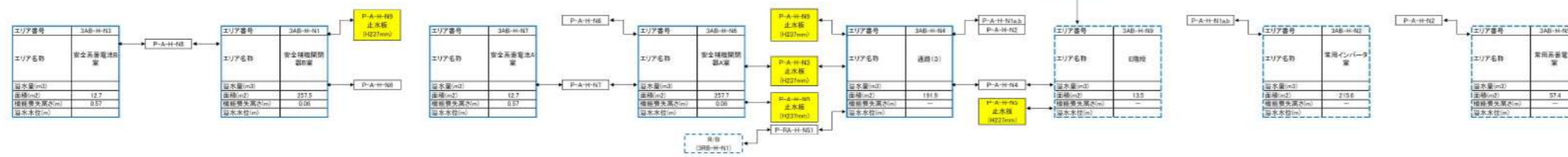


TP 16.0m (中間層)

エリア番号	SAB-G-N0
エリア名称	倉庫(1)
容水量(m ³)	
床積(m ²)	19
増設容水量(m ³)	—
給水口径(mm)	—

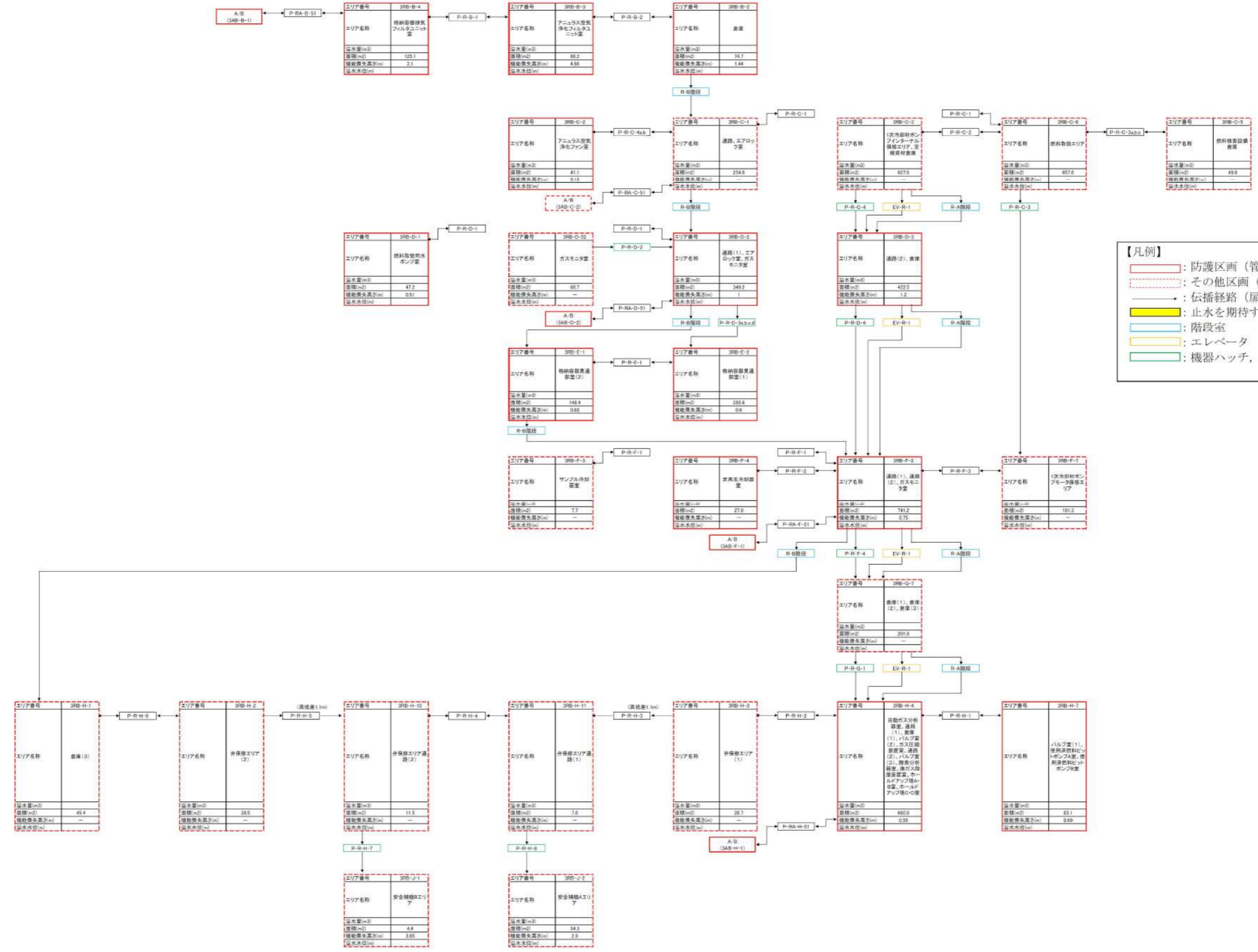
P-A-G-N0

TP 16.0m



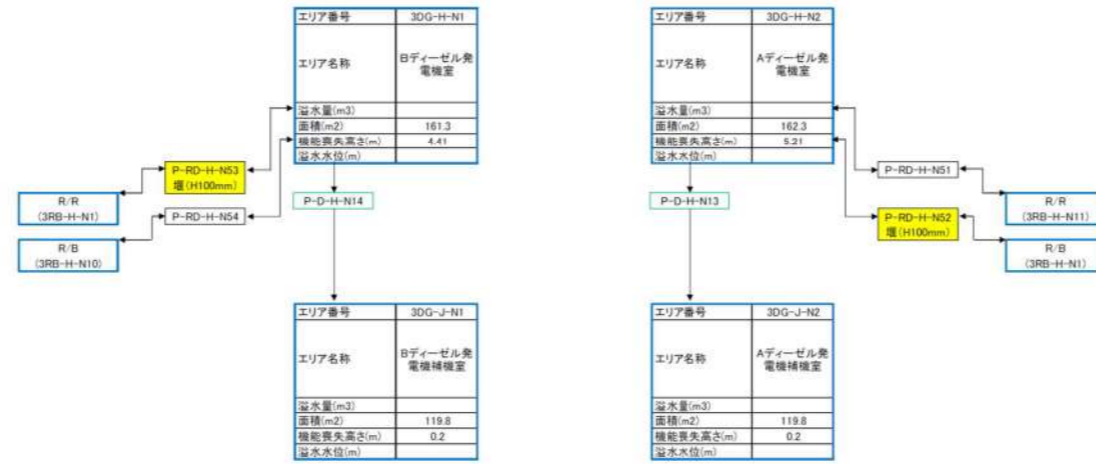
原子炉補助建屋 溢水伝播フロー図 (3/3)

TP.403n
 TP.331n
 TP.248n
 TP.178n (中階床)
 TP.173n
 TP.103n (中階床)
 TP.103n
 TP.23n (中階床)



原子炉建屋 溢水伝播フロー図 (1/2)

T.P.10.3m



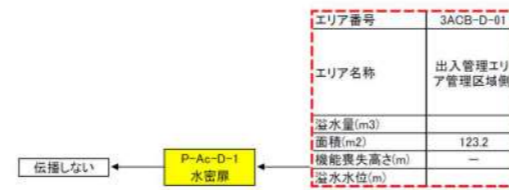
T.P.2.3m (中間床)

【凡例】

- (白) : 防護区画 (非管理区域)
- (点線) : その他区画 (非管理区域)
- : 伝播経路 (扉, ハッチ, 階段室)
- (黄) : 止水を期待する設備
- (青) : 階段室
- (黄) : エレベータ
- (緑) : 機器ハッチ, 床開口, 2階層のみ繋ぐ階段

ディーゼル発電機建屋 溢水伝播フロー図

T.P.10.3m



T.P.6.3m



【凡例】

- (赤) : 防護区画 (管理区域)
- (点線) : その他区画 (管理区域)
- : 伝播経路 (扉, ハッチ, 階段室)
- (黄) : 止水を期待する設備
- (青) : 階段室
- (黄) : エレベータ
- (緑) : 機器ハッチ, 床開口, 2階層のみ繋ぐ階段

出入管理建屋 溢水伝播フロー図 (1/2)

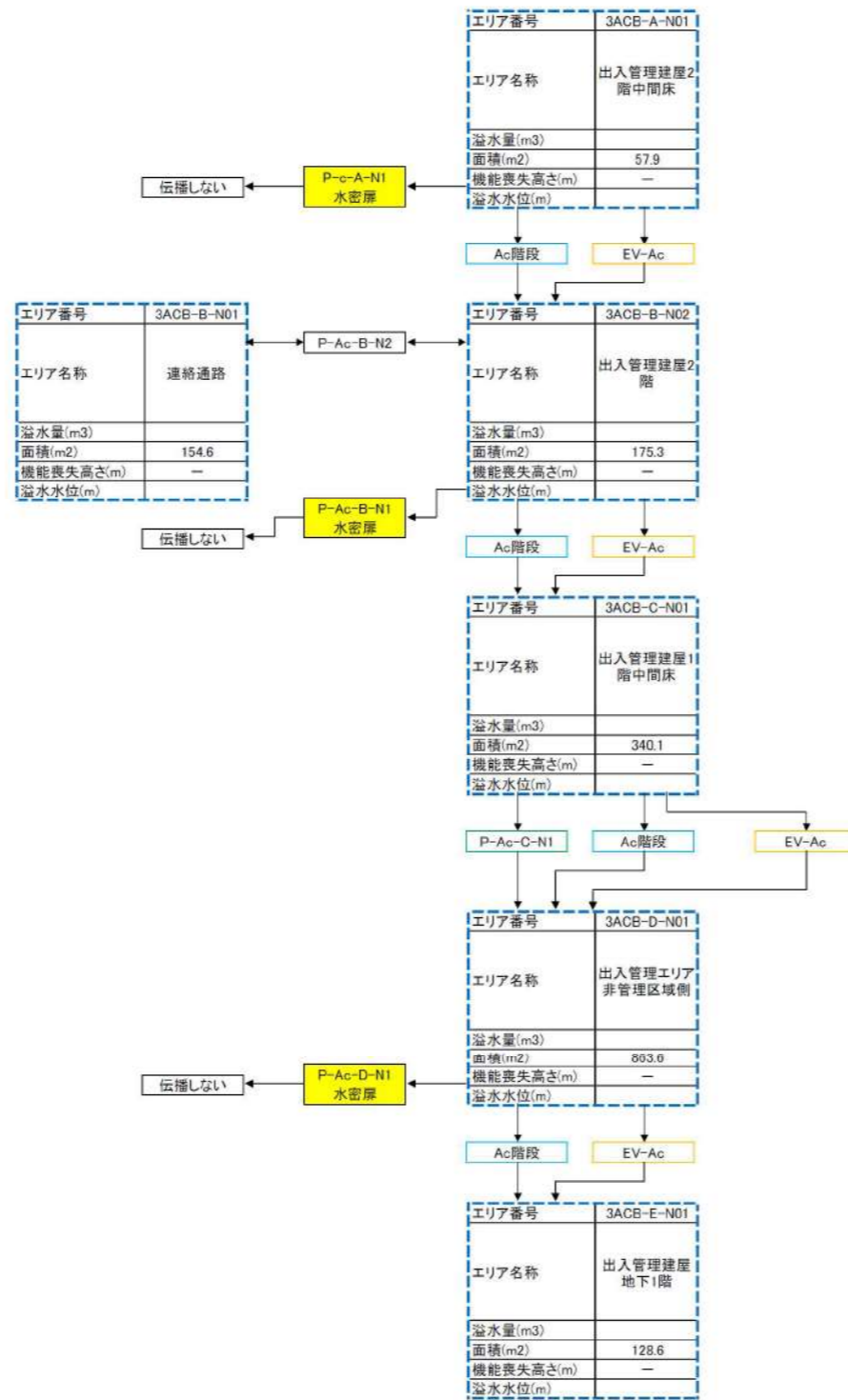
T.P.21.2m

T.P.17.8m

T.P.14.3m

T.P.10.3m

T.P.6.3m



【凡例】

- : 防護区画 (非管理区域)
- : その他区画 (非管理区域)
- : 伝播経路 (扉, ハッチ, 階段室)
- : 止水を期待する設備
- : 階段室
- : エレベータ
- : 機器ハッチ, 床開口, 2階層のみ繋ぐ階段

出入管理建屋 溢水伝播フロー図 (2/2)

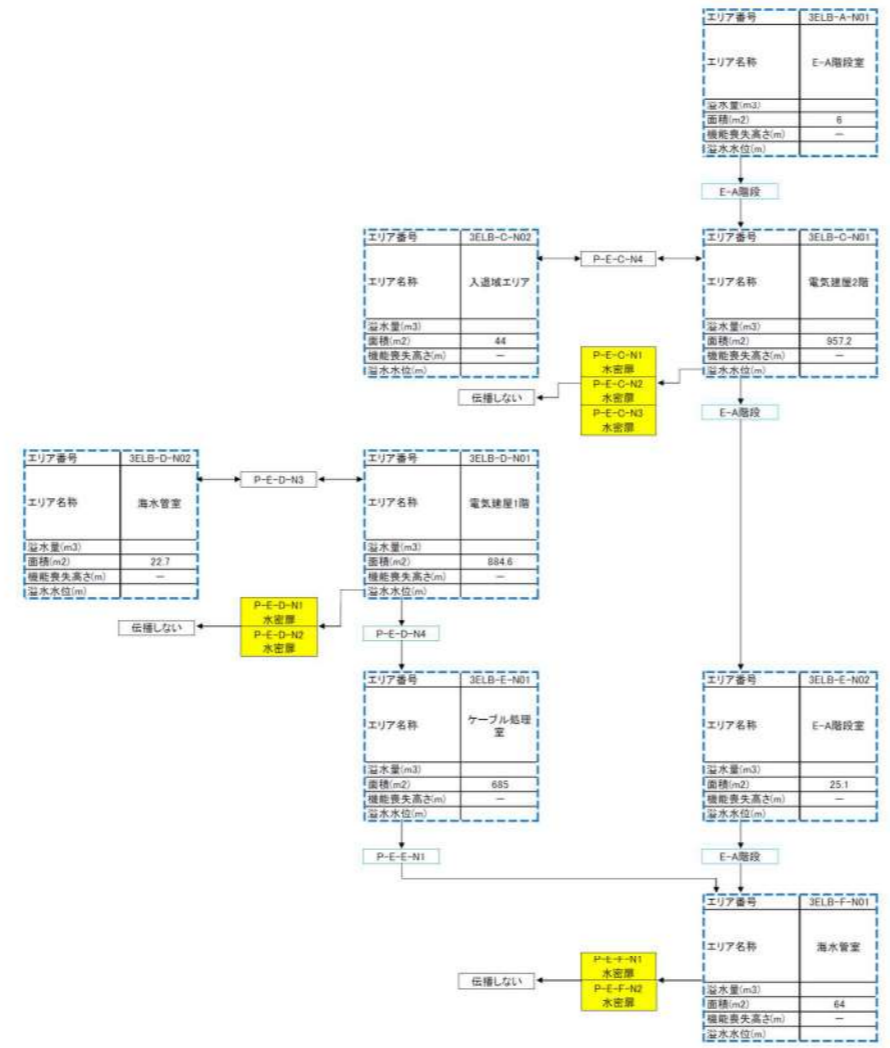
TP24.8m

TP17.8m

TP10.3m

TP7.1m

TP2.3m



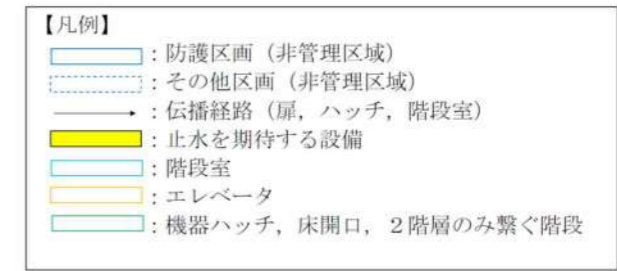
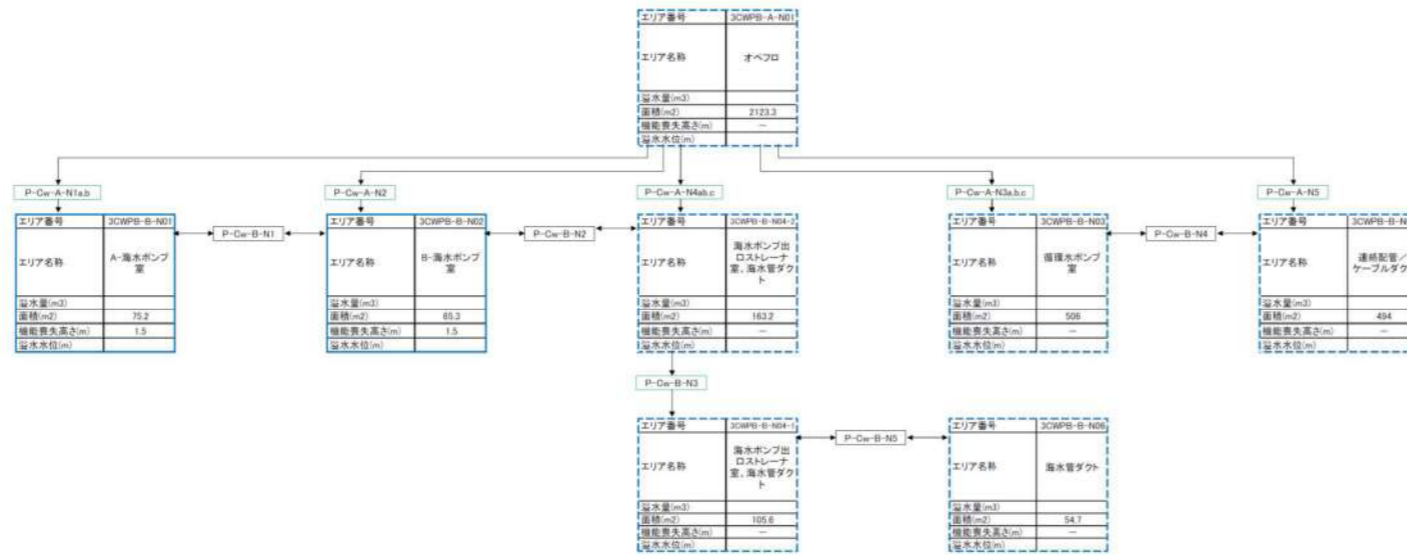
【凡例】

- (Blue dashed border): 防護区画 (非管理区域)
- (Red dashed border): その他区画 (非管理区域)
- : 伝播経路 (扉, ハッチ, 階段室)
- (Yellow): 止水を期待する設備
- (Blue solid border): 階段室
- (Yellow solid border): エレベータ
- (Green solid border): 機器ハッチ, 床開口, 2階層のみ繋ぐ階段

電気建屋 溢水伝播フロー図

TP.10.2m

TP.10.2m 以下



循環水ポンプ建屋 溢水伝播フロー図

被水影響評価結果から必要となる設備対策について

表 1 設備対策一覧（被水対策）（1/4）

対象機器		対策内容
名称	機器番号	
3-タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁A	3V-MS-582A	電線管接続部等にコーキング処理
3-タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁B	3V-MS-582B	
3A-補助給水ライン流量 (II)	3FT-3766	
3B-補助給水ライン流量 (III)	3FT-3776	
3C-補助給水ライン流量 (IV)	3FT-3786	
3-体積制御タンク出口第1止め弁	3LCV-121B	
3-充てんポンプ入口燃料取替用水ピット側入口弁A	3LCV-121D	
3-充てんポンプ入口燃料取替用水ピット側入口弁B	3LCV-121E	
3-緊急ほう酸注入弁	3V-CS-541	
3-充てんラインC/V外側隔離弁	3V-CS-177	
3-充てんラインC/V外側止め弁	3V-CS-175	
3A-ほう酸タンク水位 (I)	3LT-206	
3B-ほう酸タンク水位 (II)	3LT-208	
3A-余热除去ポンプ出口流量 (I)	3FT-601	
3B-余热除去ポンプ出口流量 (II)	3FT-611	
3A-制御用空気ヘッダ圧力 (III)	3PT-1800	
3B-制御用空気ヘッダ圧力 (IV)	3PT-1810	
3A-使用済燃料ピット冷却器補機冷却水入口弁	3V-CC-151A	
3B-使用済燃料ピット冷却器補機冷却水入口弁	3V-CC-151B	
3-B A, WDおよびLDエバポ補機冷却水戻りライン第1止め弁	3V-CC-351	
3-B A, WDおよびLDエバポ補機冷却水戻りライン第2止め弁	3V-CC-352	
3A-格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-177A	
3B-格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-177B	
3A-使用済燃料ピット冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-159A	
3A-余热除去冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-117A	
3B-余热除去冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-117B	
3-ほう酸注入タンク出口C/V外側隔離弁A	3V-SI-036A	
3-ほう酸注入タンク出口C/V外側隔離弁B	3V-SI-036B	
3-補助高圧注入ラインC/V外側隔離弁	3V-SI-051	
3-燃料取替用水ピット水位 (I)	3LT-1400	

表 1 設備対策一覧（被水対策）（2/4）

対象機器		対策内容
名称	機器番号	
3－燃料取替用水ピット水位（II）	3LT-1401	電線管接続部等にコーキング処理
3 A－燃料取替用水ポンプ	3RFP1A	
3 B－燃料取替用水ポンプ	3RFP1B	
3 A－主蒸気ライン圧力（I）	3PT-465	
3 A－主蒸気ライン圧力（II）	3PT-466	
3 A－主蒸気ライン圧力（III）	3PT-467	
3 A－主蒸気ライン圧力（IV）	3PT-468	
3 B－主蒸気ライン圧力（I）	3PT-475	
3 B－主蒸気ライン圧力（II）	3PT-476	
3 B－主蒸気ライン圧力（III）	3PT-477	
3 B－主蒸気ライン圧力（IV）	3PT-478	
3 C－主蒸気ライン圧力（I）	3PT-485	
3 C－主蒸気ライン圧力（II）	3PT-486	
3 C－主蒸気ライン圧力（III）	3PT-487	
3 C－主蒸気ライン圧力（IV）	3PT-488	
3 A－中央制御室給気ファン	3VSF21A	
3 B－中央制御室給気ファン	3VSF21B	
3 A－中央制御室循環ファン	3VSF20A	
3 B－中央制御室循環ファン	3VSF20B	
3 A－中央制御室給気ファン出口ダンパ	3D-VS-603A	
3 B－中央制御室給気ファン出口ダンパ	3D-VS-603B	
3 A－中央制御室循環ファン入口ダンパ	3D-VS-604A	
3 B－中央制御室循環ファン入口ダンパ	3D-VS-604B	
3 A－中央制御室循環風量調節ダンパ	3HCD-2836	
3 B－中央制御室循環風量調節ダンパ	3HCD-2837	
3 A－安全補機開閉器室給気ファン	3VSF27A	
3 B－安全補機開閉器室給気ファン	3VSF27B	
3 A－蓄電池室排気ファン	3VSF31A	
3 B－蓄電池室排気ファン	3VSF31B	
3 A－非管理区域空調機器室電気ヒータ	3VSE2A	
3 B－非管理区域空調機器室電気ヒータ	3VSE2B	
3 C－非管理区域空調機器室電気ヒータ	3VSE2C	

表1 設備対策一覧（被水対策）（3/4）

対象機器		対策内容
名称	機器番号	
3D-非管理区域空調機器室電気ヒータ	3VSE2D	電線管接続部等にコーキング処理
3A-非管理区域空調機器室電気ヒータ（3VSE2A）出口空気温度（2）	3TS-2933	
3B-非管理区域空調機器室電気ヒータ（3VSE2B）出口空気温度（2）	3TS-2937	
3C-非管理区域空調機器室電気ヒータ（3VSE2C）出口空気温度（2）	3TS-2953	
3D-非管理区域空調機器室電気ヒータ（3VSE2D）出口空気温度（2）	3TS-2957	
3A-非管理区域空調機器室室内空気温度（1）	3TS-2930	
3A-非管理区域空調機器室室内空気温度（2）	3TS-2931	
3C-非管理区域空調機器室室内空気温度（1）	3TS-2950	
3C-非管理区域空調機器室室内空気温度（2）	3TS-2951	
3B-非管理区域空調機器室室内空気温度（1）	3TS-2934	
3B-非管理区域空調機器室室内空気温度（2）	3TS-2935	
3D-非管理区域空調機器室室内空気温度（1）	3TS-2954	
3D-非管理区域空調機器室室内空気温度（2）	3TS-2955	
3-空調用冷水C母管入口隔離弁	3V-CH-012C	
3-空調用冷水C母管出口隔離弁	3V-CH-013	
3A-安全補機開閉器室給気ユニット冷水温度制御弁	3TCV-2774	
3B-安全補機開閉器室給気ユニット冷水温度制御弁	3TCV-2775	
3A-中央制御室給気ユニット冷水温度制御弁	3TCV-2827	
3B-中央制御室給気ユニット冷水温度制御弁	3TCV-2828	
3-1次冷却材ポンプ封水戻りラインC/V外側隔離弁	3V-CS-255	
3A-格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	3V-CP-013A	
3B-格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	3V-CP-013B	
3-よう素除去薬品タンク注入Aライン止め弁	3V-CP-054A	
3-よう素除去薬品タンク注入Bライン止め弁	3V-CP-054B	
3-格納容器圧力（I）	3PT-590	
3-格納容器圧力（II）	3PT-591	
3-格納容器圧力（III）	3PT-592	
3-格納容器圧力（IV）	3PT-593	
3-余剰抽出冷却器等補機冷却水入口C/V外側隔離弁	3V-CC-422	

表 1 設備対策一覧（被水対策）（4/4）

対象機器		対策内容
名称	機器番号	
3-余剰抽出冷却器等補機冷却水出口C/V外側隔離弁	3V-CC-430	電線管接続部等にコーキング処理
3-1次冷却材ポンプ補機冷却水入口止め弁	3V-CC-501	
3-1次冷却材ポンプ補機冷却水入口C/V外側隔離弁	3V-CC-503	
3-1次冷却材ポンプ補機冷却水出口C/V外側隔離弁	3V-CC-528	
3A-制御用空気C/V外側隔離弁	3V-IA-510A	
3B-制御用空気C/V外側隔離弁	3V-IA-510B	
3A-アニュラス全量排気弁	3V-VS-102A	
3B-アニュラス全量排気弁	3V-VS-102B	
3A-アニュラス少量排気弁	3V-VS-103A	
3B-アニュラス少量排気弁	3V-VS-103B	
3A-中央制御室非常用循環ファン	3VSF22A	
3B-中央制御室非常用循環ファン	3VSF22B	
3A-中央制御室非常用循環ファン入口ダンパ	3D-VS-602A	
3B-中央制御室非常用循環ファン入口ダンパ	3D-VS-602B	
3A-中央制御室外気取入風量調節ダンパ	3HCD-2823	
3B-中央制御室外気取入風量調節ダンパ	3HCD-2824	
3A-中央制御室事故時外気取入風量調節ダンパ	3HCD-2850	
3B-中央制御室事故時外気取入風量調節ダンパ	3HCD-2851	
3A-中央制御室非常用循環ファン出口空気流量	3FS-2867	
3B-中央制御室非常用循環ファン出口空気流量	3FS-2868	
3-試料採取室排気隔離ダンパ	3D-VS-653	
3-試料採取室排気風量制御ダンパ	3FCD-2905	
3-タービン動補助給水ポンプ起動盤トレンA	3TDFA	
3-タービン動補助給水ポンプ起動盤トレンB	3TDFB	
3-補助給水ポンプ出口流量調節弁盤トレンA	3AFWA	
3-補助給水ポンプ出口流量調節弁盤トレンB	3AFWB	

内部溢水影響評価における評価の保守性について
内部溢水影響評価において考慮している保守性について、表 1 に整理する。

表 1 内部溢水影響評価における評価の保守性 (1/2)

評価対象	項目	算出式又は設定値	評価における保守性	備考
溢水量	保有水量	配管施工図又は平面図より 配管長を算出	<ul style="list-style-type: none"> 平面図を使用した場合は、配管が建屋外郭の 3 辺（縦、横、高さ）にルートされ、かつ往復していると仮定し配管長を算出し、配管径は系統の最大径として保有水量を算出 図面より算出した配管の容積を 1.1 倍し保有水量を設定 計算結果を 10m³ 単位で切り上げ処理 	補足説明資料 2
	系統溢水量	<ul style="list-style-type: none"> $Q = A \times C \times \sqrt{2 \times g \times H}$ Q：流出流量 (m³/h) A：破断面積 (m²) C：損失係数 H：水頭 (m) 臨界流量は LBB 規格に規定される算出式に基づき算出 	<ul style="list-style-type: none"> すべての区画に対して最高使用圧力・最大口径から算出した系統の溢水量を使用 自動隔離の場合、隔離時間は秒単位を切上げ、分単位で設定（主蒸気系の場合、11 秒→1 分） 	補足説明資料 2
	隔離時間	想定破損評価における手動 隔離時間は基本 80 分を使用	<ul style="list-style-type: none"> 隔離時間 80 分未満の系統についても 80 分を使用 	補足説明資料 12
溢水水位	滞留面積	<ul style="list-style-type: none"> 区画の全面積から機器等の欠損面積を差し引くことで滞留面積を算出 常設機器、現場資機材等の欠損面積は現場調査により算出 	<ul style="list-style-type: none"> 欠損面積の現場測定結果を一律係数倍することで裕度を確保 欠損面積となる部分が最大となるよう、設置物の投影面積を欠損面積として測定 床面積算出後に小数第 2 位を切り捨て処理 	添付資料 8
	溢水水位 (評価高さ)	<ul style="list-style-type: none"> $H = Q / A + \text{床勾配}$ H：溢水水位 (m) Q：流入量 (m³) A：滞留面積 (m²) 	<ul style="list-style-type: none"> 計算値は端数を切り上げ 	補足説明資料 45

表 1 内部溢水影響評価における評価の保守性 (2/2)

評価対象	項目	算出式又は設定値	評価における保守性	備考
溢水水位	排水	—	・床ドレンによる排水には期待せず，溢水量全量が伝播するものとして評価（段差等で囲まれた区画内へ貯留される分を考慮しない）	別添 1-4
流下開口からの流出量	グレーチング・吹抜けからの流出量	$Q = C \times B \times h^{3/2}$ Q：越流量 (m ³ /s) C：流量係数 (m ^{1/2} /s) h：越流水深 (m) B：開口の幅 (m)	・流出を期待できる開口の幅の50%として設定 ・開口周辺に堰が無い場合でも，堰があるものとして流出量を算出	添付資料 11
機能喪失高さ	機能喪失高さ	機能喪失高さは「基本設定箇所」を基本とし，溢水水位に応じて機能喪失高さの実力値である「個別測定箇所」に見直す。「基本設定箇所」は以下の通りとする。 <ul style="list-style-type: none"> ・弁類 弁が設置されている配管の中心レベル ・ポンプ類，ファン類 コンクリート基礎の高さ ・電気盤類 対象機器の設置レベル ・計器関係 計器下端レベル 	・「基本設定箇所」，「個別測定箇所」ともに最大水上高さである50mmを差し引いた値として設定 ・水面のゆらぎによる影響を考慮し，機能喪失高さの裕度が小さい場合，ゆらぎ対策を実施	添付資料 5 補足説明資料 43

保有水量・系統別溢水量算出要領

1. 対象範囲

- (1) 水系及び油系配管系統のすべてを保有水量算出対象とする。
- (2) A系、B系など複数に分割されている場合は、各々の系統について算出する。

2. 系統漏えい量 (W1) 算出要領

溢水量は溢水ガイドに基づき算出した。考慮する条件等を以下に示す。

- (1) 隔離時間 (自動) : 自動隔離を期待できる場合は、インターロックを考慮した隔離時間とする。
- (2) 隔離時間 (手動/単一破損) : 手動隔離の場合、隔離時間は基本 80 分を使用する。
- (3) 破損想定箇所 : 「破損想定箇所の最高使用圧力」, 「破損想定箇所の口径」とし、系統で漏えい量が最も厳しい箇所を破損想定とし、建屋ごとには算出しない。
- (4) 破損形状は内包する流体のエネルギーに応じて、原則、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 1/2 の幅を有する貫通クラックを想定する。
- (5) 数値処理 : 保守的に算出した漏えい量の小数点以下第 1 位を切り上げた値とする。
- (6) ポンプ運転流量 : 「定格流量」とする。
- (7) 配管内圧 : 「最高使用圧力」とする。

以上を踏まえ、当該系統に対して他系統との接続、大容量水源及び補給のいずれかが存在する場合、系統漏えい量を以下のとおり算出した。

$$W1 \text{ (系統漏えい量 (m}^3\text{))} = Q \text{ (流出流量 (m}^3\text{/h))} \times t \text{ (隔離時間 (h))}$$

ここで、高エネルギー配管における完全全周破断の場合、配管破損箇所より系統の運転流量等で漏えいが発生するものとする。具体的には、以下のとおりである。

- a. 安全解析の設定が適用できる場合は、その解析で使用される流量を用いた。
- b. 配管の圧力、温度、口径等から算出される臨界流量を用い、臨界流量算出に当たっては流量が保守的になるように加速損失、摩擦損失を無視し入口損失だけを考慮した。(別紙 1 参照)
- c. ポンプ出口の配管の破断では、ポンプのランナウト流量を適用した。
- d. 補助給水配管からの漏えい流量は、1 箇所から全流量が流出すると設定した。(ポンプは 3 台の蒸気発生器に水を送水するため、配管は 3 本あり、そのうち 1 本が破断する)

これらの考え方をを用いて、高エネルギー配管の溢水量を算出した結果を別紙2「高エネルギー配管の溢水量算出結果」に示す。

貫通クラックの場合は、以下の計算式より求める。

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

(A : 破断面積 (m²), C : 流出流量損失係数 (0.82) ※1, g : 重力加速度 (m/s²), H : 水頭 (m))

※1 流出流量損失係数Cについて

流出流量損失係数Cは次式により算出される。

$$C = \sqrt{\frac{1}{1 + \xi}} \quad \xi : \text{損失係数}$$

損失係数ξは、破損部の入口形状により決定する係数であるが、貫通クラックを想定するため、図1(c)が最も近い形状であり、損失係数は0.50を使用した。

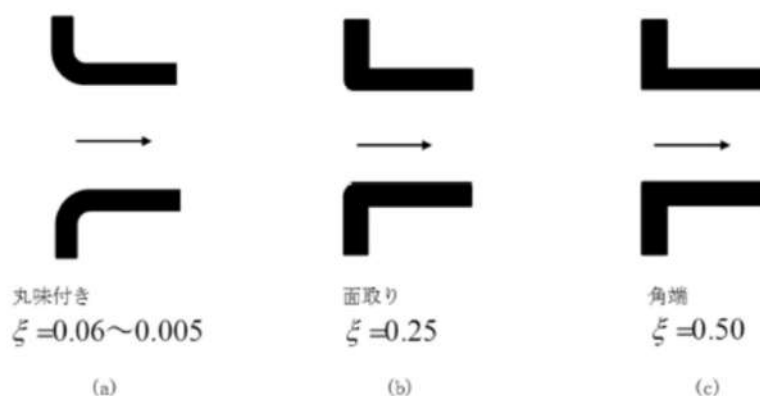


図1 管路の入口形状と損失形状

3. 系統保有水量 (W2) の算出要領

- (1) 溢水ガイドにおいて破損を想定する機器及び呼び径 25A を超える配管に対し、系統図にて、保有水量を算出する範囲を抽出する。
- (2) 抽出した範囲について、配管施工図を準備する。
- (3) 配管施工図より配管長を算出する。
 - a. 配管施工図がない場合は、平面図を使用する。
 - b. エルボ、ティー等の管継手部は保守的に配管長を算出する。(図2参照)
 - c. レデューサは大口径側の口径を使用する。
 - d. バルブ、スペシャリティ、フランジは接続配管の内径面積×面間寸法により算出するものとする。

- (4) 配管長×内径面積により、保有水量を算出する。(内径面積は、公称肉厚にて算出)
- (5) 機器保有水量は「運転時重量」と「乾燥重量」の差等とする。
- (6) 保有水量の算出に当たっては、評価に保守性を確保する観点から、以下のとおり取り扱う。(いずれの場合も、10m³単位で切り上げ処理)
- 配管の保有水量の算出において配管施工図を使用した場合は、呼び径 25A 以下の小口径配管等の保有水量を考慮し、計算値に 10%※²を加味し評価上の保有水量と設定する。
 - 配管保有水量の算出において平面図を使用した場合は、建屋外郭の3辺(縦、横、高さ)にルートされ、かつ往復していると仮定し、また配管サイズを系統の最大径※³として保有水量を設定する。
 - 機器に接続されている呼び径 25A 以下の小口径配管等の保有水量を考慮し、算出した機器保有水量に 10%※²を加味し評価上の保有水量と設定する。

※² 機器の据付公差による配管長への影響や製作公差による配管断面積への影響、ドレン・ベントライン等の小口径配管、微量の保有水を有するラック内等の保有水量の影響を考慮し、算出した配管保有水量に 10%加味する。

※³ 配管の立上り等の据付状態は平面図上に記載がないものと想定し、配管は建屋外郭の3辺(縦、横、高さ)にルートされ、かつ往復していると仮定し、また配管サイズを系統の最大径として保有水量を算出していることから、十分な余裕を確保できていると考えられる。

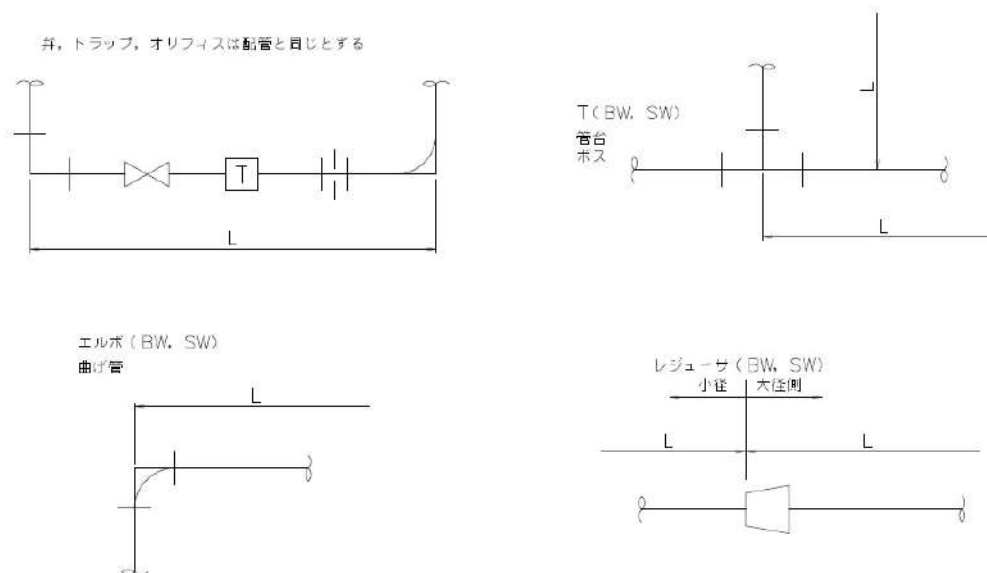


図2 管継手の配管長L

4. 溢水量 (W) 算出要領

- (1) 当該系統に対し、他系統との接続、大容量水源及び補給のいずれかが存在する場合の溢水量

$$W \text{ (系統溢水量 (m}^3\text{))} = W1 \text{ (系統漏えい量 (m}^3\text{))} + W2 \text{ (系統保有水量 (m}^3\text{))}$$

- (2) 当該系統のみで、他系統との接続、大容量水源及び補給のいずれも無い場合の溢水量

$$W \text{ (系統溢水量 (m}^3\text{))} = W2 \text{ (系統保有水量 (m}^3\text{))}$$

臨界流量について

臨界流量は、破断箇所からの溢水流量を最も保守的に評価するために用いる流量である。保守的な設定をするための考え方を以下に整理した。

- ・算定に用いた臨界流量は、「JSME S ND1-2002 発電用原子力設備規格 配管破損防護設計規格」（以降、LBB 規格と称す）で規定されたもの。
- ・LBB 規格では、臨界流評価モデルとして「Henry のサブクール水モデル」と「Moody のスリップモデル」が規定。加圧水の流出に対しては「Henry のサブクール水モデル」を適用。（飽和水、飽和蒸気については、「Moody のスリップモデル」を用いる）
- ・臨界流量を算出するためには、系統圧力、温度、配管口径、長さ、圧力損失等が必要。
- ・LBB 規格では、臨界流量評価において以下の圧力損失を考慮することが記載されているが、保守的に臨界流量を大きくするため、加速損失及び摩擦損失を考慮しなかった。

- ①入口損失：主給水管から補助給水への流入部等、破断点へ向かう流れが分岐管へ流入する際に生じる損失
- ②加速損失：破断点へ向かう流れの中で加圧水が気液二相流となる過程で起こる密度変化により生じる損失
- ③摩擦損失：配管壁面との摩擦により生じる損失

加速損失及び摩擦損失は入口から破断点までの配管長さに依存し、破断点までが長くなればこれらの圧力損失が大きくなるため、臨界流量が小さくなり流出流量が制限される。

高エネルギー配管の溢水量算出結果

高エネルギー配管は、ターミナルエンド部と一般部の完全全周破断を想定し隔離までの時間を適切に設定することで溢水量を算出する。具体的には破損を想定する系統、箇所に対し、異常の検知方法や運転員が事象を判断する際のパラメータ等を整理し、隔離により漏えいを停止するまでの時間の積み上げを行う。その後、各系統の漏えい流量を乗じて溢水量を算出する。

高エネルギー配管の系統別溢水量算出結果を表1～8に示す。

表 1 漏えい停止までの時間の設定及び系統溢水量 (化学体積制御系) その 1

建屋	想定範囲	①異常の検知	②事象の判断及び漏えい箇所の特定	③漏えい箇所の隔離等により漏えい停止	合計 (①+②+③)	系統溢水量 ($W=W1+W2$)
原子炉建屋	封水注入配管 (貫通部～流量計)	<システム検知> 配管破損により、破損側A-封水注入流量が増加するため、健全側B, C-封水注入流量が低下し、RCP 封水注入ライン流量低警報が発信する 1分 (通常の封水注入流量 1.82m ³ /h に対して、低警報は1.5m ³ /hであるため、速やかに警報が発信する)	以下のパラメータから封水注入流量計下流からの漏えいと判断 10分 封水注入流量, 封水戻り流量, 原子炉補助建屋サンプル水位等	中央制御室において, A-1次冷却材ポンプ封水注入ラインC/V 外側隔離弁を閉止 2分 (A-1次冷却材ポンプ封水注入ラインC/V 外側隔離弁を閉止1分, 漏えい継続の場合は1次冷却材ポンプ封水注入流量制御弁を手動閉止1分, 合わせて2分)	13分	系統溢水量W=6.8m ³ 定格封水注入流量5.46m ³ /h (1.82m ³ /h×3/ループ=5.46m ³ /h) 系統漏えい量W1=13分/60分×5.46m ³ /h=1.2m ³ 系統保有水量W2=5.6m ³ 1.2m ³ +5.6m ³ =6.8m ³
原子炉補助建屋	封水注入配管 (流量計～封水注入ライン流量調節弁)	<システム検知> 配管破損により、封水注入流量が低下し、RCP 封水注入ライン流量低警報が発信する 1分 (通常の封水注入流量 1.82m ³ /h に対して、低警報は1.5m ³ /hであるため、速やかに警報が発信する)	以下のパラメータから封水注入流量計上流からの漏えいと判断 10分 封水注入流量, 封水戻り流量, 原子炉補助建屋サンプル水位等	中央制御室において, 1次冷却材ポンプ封水注入流量制御弁を手動閉止 1分	12分	系統溢水量W=6.7m ³ 定格封水注入流量5.46m ³ /h (1.82m ³ /h×3/ループ=5.46m ³ /h) 系統漏えい量W1=12分/60分×5.46m ³ /h=1.1m ³ 系統保有水量W2=5.6m ³ 1.1m ³ +5.6m ³ =6.7m ³

表 2 漏えい停止までの時間の設定及び系統溢水量 (化学体積制御系) その 2

建屋	想定範囲	①異常の検知	②事象の判断及び漏えい箇所の特定	③漏えい箇所の隔離等により漏えい停止	合計 (①+②+③)	系統溢水量 ($W=W1+W2$)
原子炉 補助建屋	充てん配管 (貫通部～流量計)	<システム検知> 配管破損により、充てん流量が上昇し、充てん流量高警報が発信 1分 (通常の充てん流量 23.8m ³ /h に対して高警報 29m ³ /h であるため、当該ライインの破断により速やかに警報が発信する)	以下のパラメータから充てんライインからの漏えいと判断 10分 VCT 水位、充てん流量、原子炉補助建屋サンプ水位等	中央制御室において、 抽出オリフィス出口 C/V 内側隔離弁、充てん流量制御弁を手動閉止 2分 (抽出オリフィス出口 C/V 内側隔離弁を手動閉止 1分、充てん流量制御弁を手動閉止 1分、合わせて 2分)	13分	系統溢水量 $W=15.5\text{m}^3$ 充てんポンプ定格流量 45.4m ³ /h 系統漏えい量 $W1=13\text{分}/60\text{分} \times 45.4\text{m}^3/\text{h}=9.9\text{m}^3$ 系統保有水量 $W2=5.6\text{m}^3$ $9.9\text{m}^3+5.6\text{m}^3=15.5\text{m}^3$
	充てん配管 (流量計～充てんポンプ)	<システム検知> 配管破損により、充てん流量が低下し、充てん流量低警報が発信する 1分 (通常の充てん流量 23.8m ³ /h に対して低警報 8m ³ /h であるため、当該ライインの破断により速やかに警報が発信する)		中央制御室において、 抽出オリフィス出口 C/V 内側隔離弁、充てん流量制御弁を手動閉止 5分 (抽出オリフィス出口 C/V 内側隔離弁を手動閉止 1分、充てん流量制御弁を手動閉止 1分、漏えい継続の場合は充てんポンプを停止 2分 (空転含む)、体積制御タング出口第 1 止め弁を閉止 1分、合わせて 5分)	16分	系統溢水量 $W=37.6\text{m}^3$ 充てんポンプランナウト流量 120m ³ /h 系統漏えい量 $W1=16\text{分}/60\text{分} \times 120\text{m}^3/\text{h}=32.0\text{m}^3$ 系統保有水量 $W2=5.6\text{m}^3$ $32.0\text{m}^3+5.6\text{m}^3=37.6\text{m}^3$

表 3 漏えい停止までの時間の設定及び系統溢水量 (化学体積制御系) その 3

建屋	想定範囲	①異常の検知	②事象の判断及び漏えい箇所の特定	③漏えい箇所の隔離等により漏えい停止	合計 (①+②+③)	系統溢水量 (W=W1+W2)
原子炉建屋	<p>抽出配管 / 非再生冷却器入口 (貫通部～非再生冷却器)</p>	<p><システム検知> 配管破損により VCT (0.07809m³/%) の保有水が減少し VCT 水位が低下する。VCT 通常水位 (60+5%) から原子炉補給開始水位 (36-5%) まで水位が低下し、原子炉補給水制御が自動の場合、原子炉補給開始音吹鳴、原子炉補給水制御が自動以外の場合は体積制御タンク水位低 (自動以外) (L120) 警報が発信 0.07809m³/% × (65% - 31%) ÷ 32.1m³/h × 60分 = 5分</p>	<p>以下のパラメータから抽出ラインからの漏えいと判断 10分 加圧器水位, VCT 水位, 原子炉補助建屋サンプ水位等</p>	<p>中央制御室において、抽出オリフイス出口 C/V 内側隔離弁を手動閉止 1分</p>	<p>16分</p>	<p>系統溢水量 W = 20.5m³ オリフイスによる制限流量 32.1m³/h 系統漏えい量 W1 = 16分 / 60分 × 32.1m³/h = 8.6m³ 系統保有水量 W2 = 11.9m³ 8.6m³ + 11.9m³ = 20.5m³</p>
	<p>抽出配管 / 非再生冷却器入口 (非再生冷却器～圧力制御弁)</p>					

表 4 漏えい停止までの時間の設定及び系統溢水量（主蒸気系）

建屋	想定範囲	①異常の検知	②事象の判断及び漏えい箇所の特定	③漏えい箇所の隔離等により漏えい停止	合計 (①+②+③)	系統溢水量 ($W=W1+W2$)
原子炉建屋	主蒸気管	<p><システム検知> 主蒸気ライン圧力低 ECCS 作動による原子炉トリップ 2秒 また、主蒸気ライン圧力低により主給水隔離弁が自動隔離 9秒 <u>1分</u></p>	<p>以下のパラメータから隔離する 蒸気発生器を特定 10分 SG 水位偏差, SG 流量偏差, 主蒸気ライン圧力低等</p>	<p>中央制御室において、補助給水隔離弁、補助給水ポンプ出口流量調節弁を自動閉止 <u>2分</u></p>	<p><u>13分</u></p>	<p><u>系統溢水量 $W=163.9m^3$</u> 主給水流量 $2,091m^3/h$ 補助給水流量 $240m^3/h$ 系統漏えい量 $W1$ $=1分/60分 \times 2,091m^3/h$ $+12分/60分 \times 240m^3/h = 82.9m^3$ 配管保有水量 $15.0m^3$ 蒸気発生器保有水量 $66.0m^3$ 系統保有水量 $W2=15.0+66.0=81.0m^3$ $82.9m^3+81.0m^3=163.9m^3$ <u>系統溢水量 $W=450.1m^3$</u></p>
	主蒸気逃がし弁, 主蒸気隔離弁バイパス配管 (主蒸気管分岐～隔離弁), タービン駆動補助給水ポンプ 管 (主蒸気管分岐～ターミナルエンド)	<p><システム検知> 主蒸気流量増加に伴う原子炉出力上昇により PR 中性子束高制御棒引抜阻止 (C-2) 警報が発信 <u>1分... a</u></p>	<p>以下のパラメータから隔離する 蒸気発生器を特定 10分... b 主蒸気流量, SG 圧力, SG 水位偏差, SG 流量偏差等</p>	<p>中央制御室において緊急負荷降下の準備・連絡、トリップ状態確認、主給水隔離弁、補助給水ポンプ出口流量調節弁自動閉止 24分 (中央制御室において緊急負荷降下の準備・連絡 3分... c, 緊急負荷降下 15分... d, プラントトリップ状態確認 2分... e, 主給水隔離弁、主給水ポンプ自動閉止 2分... f, 補助給水隔離弁、補助給水ポンプ出口流量調節弁自動閉止 2分... g, 合わせて 24分)</p>	<p><u>35分</u> ※1 主給水ラインの隔離完了までの時間 33分 (a～fの合計) ※2 プラントトリップによる補助給水ポンプ起動から補助給水ラインの隔離完了までの時間 6分 (e～gまでの合計)</p>	<p>添付「蒸気負荷の異常な増加」 ($2,091m^3/h \times 3 ループ \times 10\% = 627.3m^3/h$) では2次系弁 (主蒸気逃がし弁、タービンバイパス弁等) の1弁の誤開を包絡しているので $627.3m^3/h$ を保守的に使用 補助給水流量 $240m^3/h$ 系統漏えい量 $W1$ $=33分^{33}/60分 \times 627.3m^3/h = 369.1m^3$ $+6分^{32}/60分 \times 240m^3/h = 369.1m^3$ 配管保有水量 $15.0m^3$ 蒸気発生器保有水量 $66.0m^3$ 系統保有水量 $W2=15.0+66.0=81.0m^3$ $369.1m^3+81.0m^3=450.1m^3$ <u>系統溢水量 $W=161.2m^3$</u></p>
	主蒸気ドレン配管 (一般部)	<p><システム検知> 主蒸気流量増加に伴う SG 熱出力が上昇するため、出力変化による SG 熱出力1分間平均値超過警報が発信 <u>5分... h</u></p>		<p>※2 プラントトリップによる補助給水ポンプ起動から補助給水ラインの隔離完了までの時間 6分 (e～gまでの合計) ※3 主給水ラインの隔離完了までの時間 37分 (h+b～fの合計)</p>	<p><u>39分</u></p>	<p><u>系統溢水量 $W=161.2m^3$</u> 臨界流量 $91m^3/h$ (口径 $2B \times Sch40$, 圧力 $58.7kg/cm^2$, 温度 $274^\circ C$ より) 補助給水流量 $240m^3/h$ 系統漏えい量 $W1$ $=37分^{33}/60分 \times 91m^3/h$ $+6分^{32}/60分 \times 240m^3/h = 80.2m^3$ 配管保有水量 $15.0m^3$ 蒸気発生器保有水量 $66.0m^3$ 系統保有水量 $W2=15.0+66.0=81.0m^3$ $80.2m^3+81.0m^3=161.2m^3$</p>

表 5 漏えい停止までの時間の設定及び系統溢水量（主給水系）

建屋	想定範囲	①異常の検知	②事象の判断及び漏えい箇所の特定	③漏えい箇所の隔離等により漏えい停止	合計 (①+②+③)	系統溢水量 ($W=W1+W2$)
原子炉建屋	主給水管 (貫通部 ～主給水隔離弁)	<システム検知> 主蒸気ライン圧力低 ECCS 作動による原子炉トリップ 7秒 また、主蒸気ライン圧力低により、主給水隔離弁自動隔離 14秒 <u>1分</u>	以下のパラメータから隔離する 蒸気発生器を特定 10分 SG 水位偏差, SG 流量偏差, 主蒸気ライン圧力低等	中央制御室において、補助水隔離弁、補助給水ポンプ出口流量調節弁を手動閉止 <u>2分</u>	<u>13分</u>	系統溢水量 $W=163.9m^3$ 主給水流量 $2,091m^3/h$ 補助給水流量 $240m^3/h$ 系統漏えい量 $W1$ = $1分/60分 \times 2,091m^3/h$ + $12分/60分 \times 240m^3/h = 82.9m^3$ 配管保有水量 $15.0m^3$ 蒸気発生器保有水量 $66.0m^3$ 系統保有水量 $W2 = 15.0 + 66.0 = 81.0m^3$ $82.9m^3 + 81.0m^3 = 163.9m^3$
	主給水管 (主給水隔離弁 ～逆止弁)	<システム検知> 主蒸気ライン圧力低 ECCS 作動による原子炉トリップ 7秒 <u>1分</u>	主給水ライン漏えいと特定 10分※ ※隔離弁自動閉止のため、事象判断時間は考慮しない	主蒸気ライン圧力低により主給水制御弁、主給水隔離弁自動隔離 0分※ (主蒸気ライン圧力低により主給水制御弁、主給水隔離弁自動隔離 7秒) ※検知時間の 1分に包絡されるため考慮しない	<u>1分</u>	系統溢水量 $W=49.9m^3$ 主給水流量 $2,091m^3/h$ 系統漏えい量 $W1$ = $1分/60分 \times 2,091m^3/h = 34.9m^3$ 配管保有水量 $W2 = 15.0m^3$ $34.9m^3 + 15.0m^3 = 49.9m^3$
	主給水管 (逆止弁～主給水制御弁、主給水バイパス制御弁)	<システム検知> SG 水位低による原子炉トリップ 39秒 <u>1分</u>	以下のパラメータから隔離する 蒸気発生器を特定 10分 SG 水位偏差, SG 流量偏差, SG 水位低による原子炉トリップ等	中央制御室において、主給水制御弁、主給水隔離弁を手動閉止 <u>2分</u>	<u>13分</u>	系統溢水量 $W=468.1m^3$ 主給水流量 $2,091m^3/h$ 系統漏えい量 $W1$ = $13分/60分 \times 2,091m^3/h = 453.1m^3$ 配管保有水量 $W2 = 15.0m^3$ $453.1m^3 + 15.0m^3 = 468.1m^3$
	主給水管 (主給水制御弁、主給水バイパス制御弁 ～T/B 貫通部)	<システム検知> SG 水位低による原子炉トリップ 39秒 <u>1分</u>	以下のパラメータから隔離する 蒸気発生器を特定 10分 SG 水位偏差, SG 流量偏差, SG 水位低による原子炉トリップ等	中央制御室において、主給水ポンプ 2 台を遠隔手動停止、ポンプ出口弁閉動作時間 7分 (中央制御室において、主給水ポンプ 2 台を遠隔手動停止 2分 (1分×2台)、ポンプ出口弁閉動作時間 5分、合わせて 7分)	<u>18分</u>	系統溢水量 $W=642.3m^3$ 主給水流量 $2,091m^3/h$ 系統漏えい量 $W1$ = $18分/60分 \times 2,091m^3/h = 627.3m^3$ 配管保有水量 $W2 = 15.0m^3$ $627.3m^3 + 15.0m^3 = 642.3m^3$

表 6 漏えい停止までの時間の設定及び系統溢水量 (蒸気発生器ブロワーダウン系)

建屋	想定範囲	①異常の検知	②事象の判断及び漏えい箇所の特定	③漏えい箇所の隔離等により漏えい停止	合計 (①+②+③)	系統溢水量 ($W=W1+W2$)
原子炉建屋	蒸気発生器ブロワーダウン配管 (貫通部～隔離弁)	<p><システム検知> SG 水位低による原子炉トリップ 114 秒 <u>2分・・・a</u></p>	<p>以下のパラメータから隔離する 蒸気発生器を特定 10分・・・b SG 水位偏差, SG 流量偏差等</p>	<p>中央制御室において、主給水制御弁、主給水隔離弁を手動閉止、補助給水隔離弁、補助給水ポンプ出口流量調節弁を手動閉止 <u>4分</u> (主給水制御弁、主給水隔離弁を手動閉止 2分・・・c、補助給水隔離弁、補助給水ポンプ出口流量調節弁を手動閉止 2分・・・d、合わせて4分)</p>	<p><u>16分</u> ※1 主給水ライン隔離完了までの時間 14分 (a～c までの合計) ※2 ブランケットトリップによる補助給水ポンプ起動から補助給水ライン隔離完了までの時間 14分 (b～d までの合計)</p>	<p>系統溢水量 $W=297.8m^3$ 臨界流量 $689m^3/h$ (口径 $3B \times Sch40$, 圧力 $58.7kg/cm^2$, 温度 $262^\circ C$ より) 補助給水流量 $240m^3/h$ 系統漏えい量 $W1=14 \text{分}^{*1}/60 \text{分} \times 689m^3/h + 14 \text{分}^{*2}/60 \text{分} \times 240m^3/h = 216.8m^3$ 配管保有水量 $15.0m^3$ 蒸気発生器保有水量 $66.0m^3$ 系統保有水量 $W2=15.0+66.0=81.0m^3$ $216.8m^3+81.0m^3=297.8m^3$</p>

表 7 漏えい停止までの時間の設定及び系統溢水量（補助給水系）

建屋	想定範囲	①異常の検知	②事象の判断及び漏えい箇所の特定	③漏えい箇所の隔離等により漏えい停止	合計 (①+②+③)	系統溢水量 ($W=W1+W2$)
原子炉建屋	補助給水配管 (主給水管分岐 ～逆止弁)	<p>①システム検知 <システム検知の増加によりSG給水 主給水流量の増加によりSG給水 >蒸気流量偏差大警報が発信 1分・・・a</p> <p>補足：主給水制御範囲内の漏えいとなりSG水位低による原子炉トリップ、主給水ポンプの過回転トリップには期待しない</p>	<p>以下のパラメータから隔離する 蒸気発生器を特定 10分・・・b SG水位偏差, SG流量偏差等</p>	<p>中央制御室において緊急負荷降下の準備・連絡、緊急負荷降下、プラントトリップ状態確認、主給水制御弁、主給水隔離弁手動閉止、補助給水ポンプ出口流量調節弁手動閉止 24分</p> <p>(緊急負荷降下の準備・連絡3分・・・c, 緊急負荷降下15分・・・d, プラントトリップ状態確認2分・・・e, 主給水制御弁、主給水隔離弁手動閉止2分・・・f, 補助給水ポンプ出口流量調節弁手動閉止2分・・・g, 合わせて24分)</p>	<p>35分</p> <p>※1 主給水ライン隔離完了までの時間33分 (a～fの合計)</p> <p>※2 プラントトリップによる補助給水ポンプ起動から補助給水ラインの隔離完了までの時間6分 (e～gの合計)</p>	<p>系統溢水量 $W=587.4m^3$</p> <p>臨界流量 $877m^3/h$ (口径 $3B \times Sch80$, 圧力 $58.7kg/cm^2$, 温度 $220^\circ C$ より)</p> <p>補助給水流量 $240m^3/h$ 系統漏えい量 $W1$ $=33min^{※1} \div 60min \times 877m^3/h$ $+6min^{※2} \div 60min \times 240m^3/h = 506.4m^3$</p> <p>配管保有水量 $15.0m^3$ 蒸気発生器保有水量 $66.0m^3$ 系統保有水量 $W2 = 15.0 + 66.0 = 81.0m^3$ $506.4m^3 + 81.0m^3 = 587.4m^3$</p>

表 8 漏えい停止までの時間の設定及び系統溢水量（補助蒸気系）

建屋	想定範囲	①異常の検知	②事象の判断及び漏えい箇所の特定	③漏えい箇所の隔離等により漏えい停止	合計 (①+②+③)	系統溢水量 ($W=W1+W2$)
原子炉建屋 原子炉 補助建屋	補助蒸気供給配管	<p>①異常の検知</p> <p><温度検知> 測温センサ (60℃) の検知により補助蒸気遮断弁が自動閉止 5分</p> <p>(測温抵抗体の検知時間は区画に依存する。補助蒸気遮断弁の閉止時間は約25秒、検知遅れ10秒を想定。)</p>	<p>②事象の判断及び漏えい箇所の特定</p> <p>温度異常高の警報により、漏えい箇所を特定、判断 10分※</p> <p>※隔離弁自動閉止のため、事象判断時間は考慮しない</p>	<p>③漏えい箇所の隔離等により漏えい停止</p> <p>自動隔離のため操作時間なし 0分</p>	5分	<p>系統溢水量 $W=3.7m^3$</p> <p>スチームコンバータ容量 $31.3m^3/h$ (定格発生蒸気量 $30t/h$ より) 系統漏えい量 $W1$ $=5min \div 60min \times 31.3m^3/h = 2.7m^3$ 系統保有水量 $W2=1.0m^3$ $2.7m^3 + 1.0m^3 = 3.7m^3$</p>

内部溢水により想定される事象の確認及び解析確認結果

泊発電所 3 号炉では、内部溢水の影響軽減対策として、原子炉の安全停止を達成し、維持するために必要な系統は、内部溢水によって同時に機能が喪失しないように系統分離等の対策を講じており、安全停止パスを確保することとしている。

その上で、内部溢水により原子炉に外乱が及ぶ場合について、重畳事象を含めどのような事象が起こる可能性があるかを分析し、内部溢水による影響範囲を評価し、緩和設備に対する機能維持状態を確認し、低温停止が可能であることを確認する。

以下に、事象の抽出プロセス、解析前提条件及び解析結果を示す。

1. 想定される事象の評価プロセス

(1) 前提条件

次の事項を前提とし、評価を行うこととする。

- ・内部溢水が発生した場合、原子炉の安全停止ならびに外乱事象の対処に必要な設備は、その機能が維持されることを確認していることから、溢水防護対象設備は機能喪失しないものとする。
- ・原子炉建屋及び原子炉補助建屋（以下「1次系建屋」という）又はタービン建屋（以下「2次系建屋」という）において内部溢水が発生することを仮定し、当該建屋内の防護対象設備以外のものは機能喪失を仮定する（溢水により機能を喪失する設備は機能喪失を仮定する）。
- ・1次系建屋内において発生した内部溢水は、1次系建屋間で影響を及ぼすが、2次系建屋には影響は及ばない。また、2次系建屋において発生した内部溢水は、当該の建屋以外に影響は及ばない。

(2) 抽出プロセスの考え方

内部溢水に起因して様々な機器の故障や誤動作に伴う外乱の発生が想定され、また、幾つかの外乱が同時に発生することも考えられる。

発生する事象の抽出に当たっては、ある溢水区画において溢水が発生した場合に溢水影響を受ける設備を抽出し、どのような外乱が発生し得るのか、外乱発生後に事象がどのように進展するのかについて、安全停止パスの確認と同様にすべての溢水区画について評価することが考えられる。そのためには、常用系設備等の防護対象設備に該当しない設備に対してそれらの配置を網羅的に整理し、溢水区画ごとに溢水影響を詳細に分析することが必要である。しかしながら、このような詳細な分析を実施することは現実的でないことから、防護対象設備に該当しない常用系設備等は、設置された溢水区画によらず溢水影響を受ける可能性があるという保守的な仮定を用いた代替の評価手法により評価することとする。

る。以上を踏まえ、1次系建屋及び2次系建屋で内部溢水により発生すると考えられる外乱の抽出を行い、内部溢水により誘発される過渡事象等の起回事象（以下「代表事象」という）を特定する。更に代表事象が重畳することも考慮する。

また、代表事象の重畳の組合せの評価については、代表事象の事象進展の特徴から重畳した場合の事象進展を定性的に推定することにより、より厳しい評価結果となりうる組合せを選定し、選定した重畳事象の収束が可能であるかについて解析的に確認を行う。

以下に、内部溢水により想定される事象の抽出から解析評価までのプロセス及びプロセスの各ステップの概要を示す。(図 1.1)

【ステップ1】

評価事象を網羅的に抽出するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価審査指針」という）の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える要因を抽出する。(図 2.1)

【ステップ2】

原子炉に有意な影響を与える要因を誘発する故障を抽出する。(図 2.1)

【ステップ3】

ステップ2で抽出した故障が発生し得る溢水区画を分析する。ここでは、常用系設備等の防護対象設備に該当しない設備は、設置された溢水区画によらず、溢水影響を受ける可能性があるとして仮定する。その際、1次系建屋及び2次系建屋の溢水の影響は当該の建屋以外に影響が及ばないとする。(図 2.1)

【ステップ4】

ステップ2及び3での分析を踏まえ、各建屋で発生する代表事象として扱う事象を特定する。代表事象の特定に当たっては、溢水影響により発生する可能性のある事象の中から最も厳しい事象を想定する。(例えば、1次冷却材ポンプのトリップについては、溢水の規模により1台トリップから全台トリップまで考えられるが、最も厳しくなる全台トリップを想定する。)(図 2.1)

【ステップ5】

各建屋で発生する代表事象の解析結果等を踏まえ、代表事象の組合せごとに、重畳を考慮した場合にプラントに与える影響が厳しくなるか否かの分析を行い、解析の要否を整理する。

【ステップ6】

各建屋での内部溢水の発生を想定した場合においても動作を期待できる緩和系を確認する。

【ステップ7】

原子炉停止機能及び炉心冷却機能に単一故障を想定する。なお、原子炉停止機能及び炉心冷却機能を有する設備は、溢水防護対象設備として溢水により機能喪失しないことを確認しているので、多重化された設備の一方が単一故障するものとする。

【ステップ8】

ステップ7までの分析結果等を踏まえ、抽出した事象の解析を実施し、事象の収束ができることを確認する。

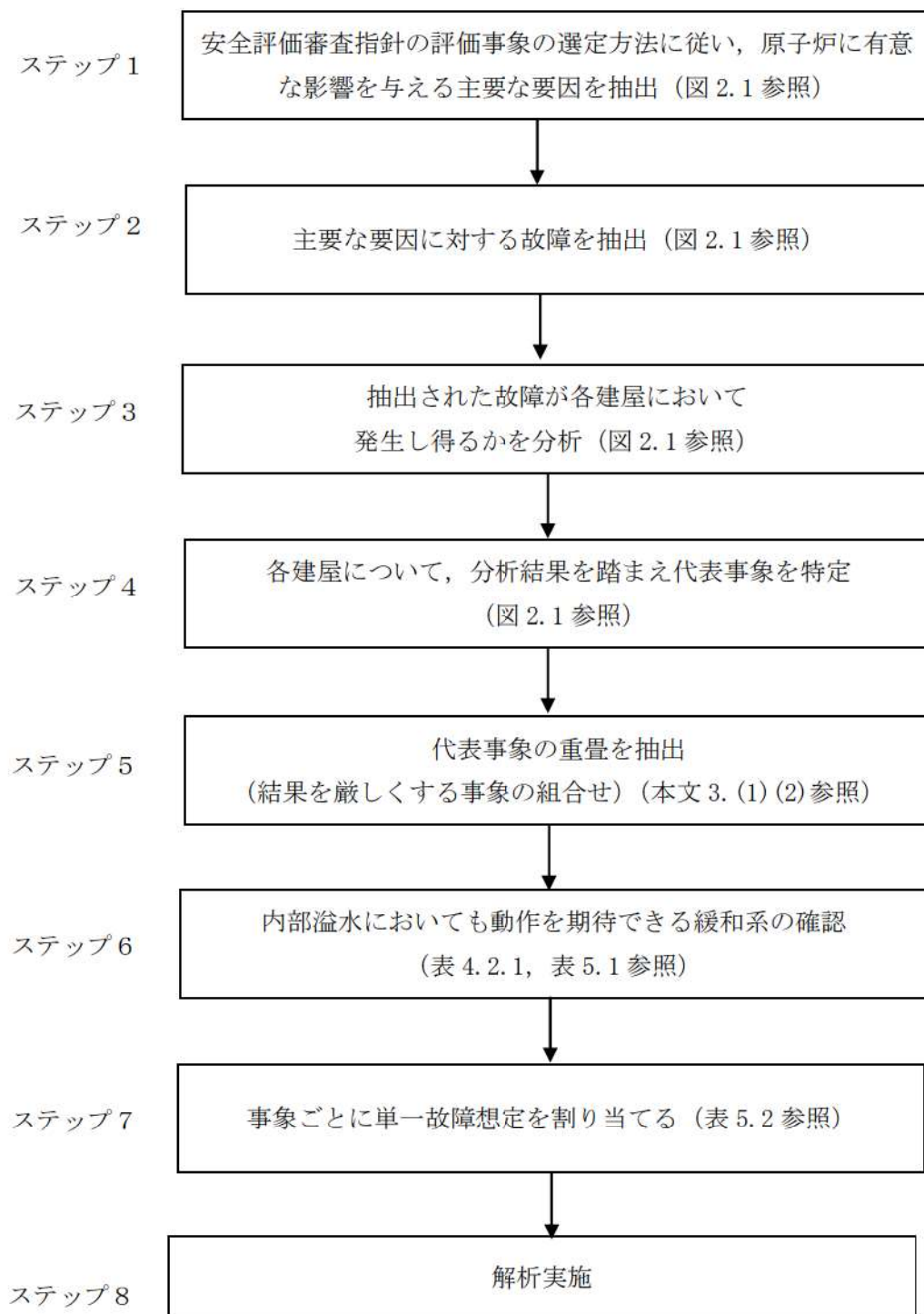


図 1.1 評価プロセス

2. 代表事象の抽出

安全評価審査指針の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要因及びその要因に対する故障の抽出結果を図 2.1 に示す。また、同図において、抽出した故障が、1 次系建屋及び 2 次系建屋において発生し得るかを分析し、各建屋において抽出した代表事象を示す。

図 2.1 において抽出された、1 次系建屋及び 2 次系建屋における内部溢水により発生する可能性のある代表事象を表 2.1 に示す。

表 2.1 抽出された代表事象

抽出された代表事象	1 次系建屋	2 次系建屋
蒸気負荷の異常な増加	—	○
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	○	—
蒸気発生器への過剰給水	○	○
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	○	—
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	○	○
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	○	○
制御棒の落下及び不整合	○	○
2 次冷却系の異常な減圧	—	○
主給水流量喪失	○	○
外部電源喪失	○	○
原子炉冷却材流量の部分喪失	○	—
原子炉冷却材流量の喪失	○	—
負荷の喪失	○	○
原子炉冷却材系の異常な減圧	○	—

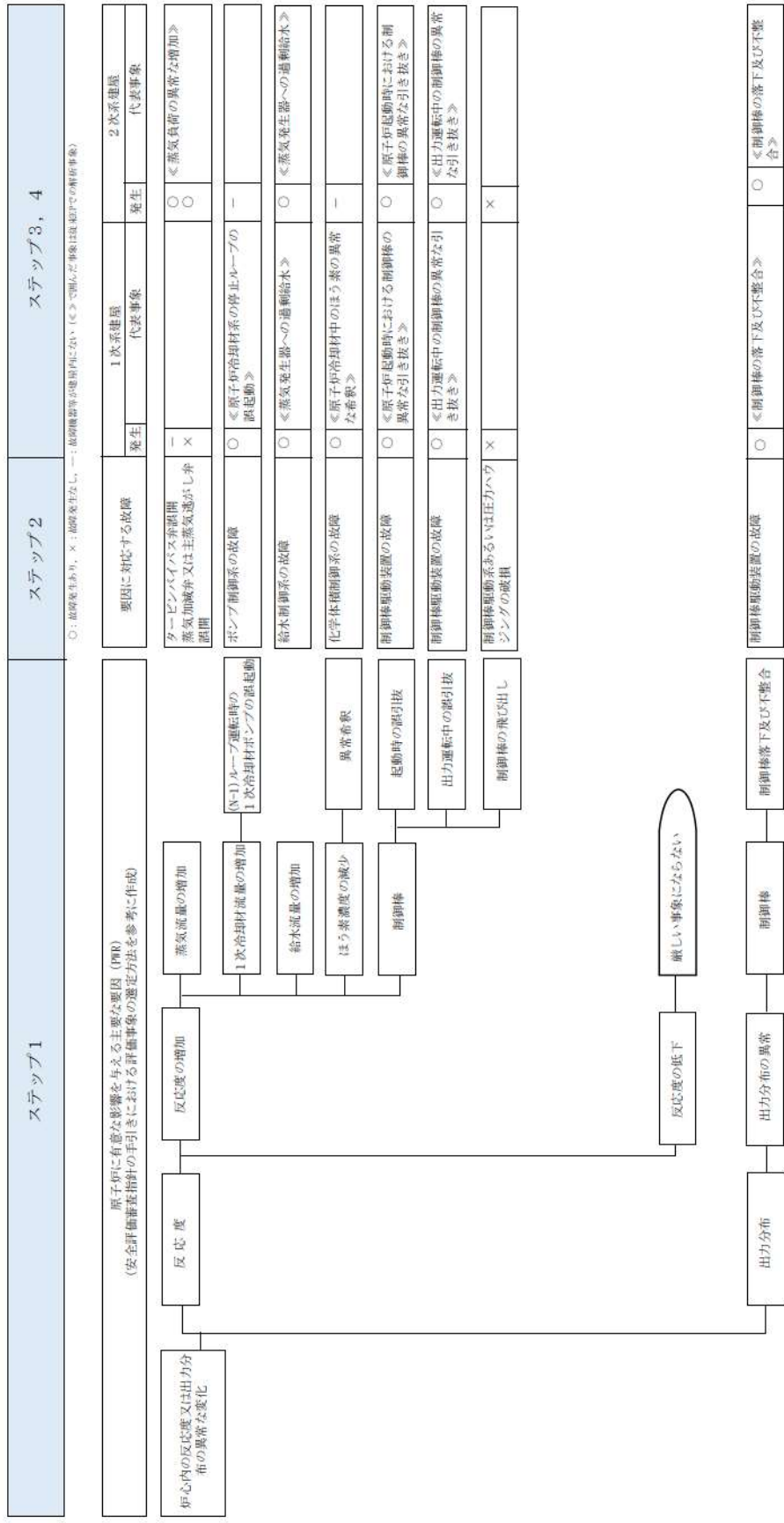


図 2.1 外乱分析図 (1/3)

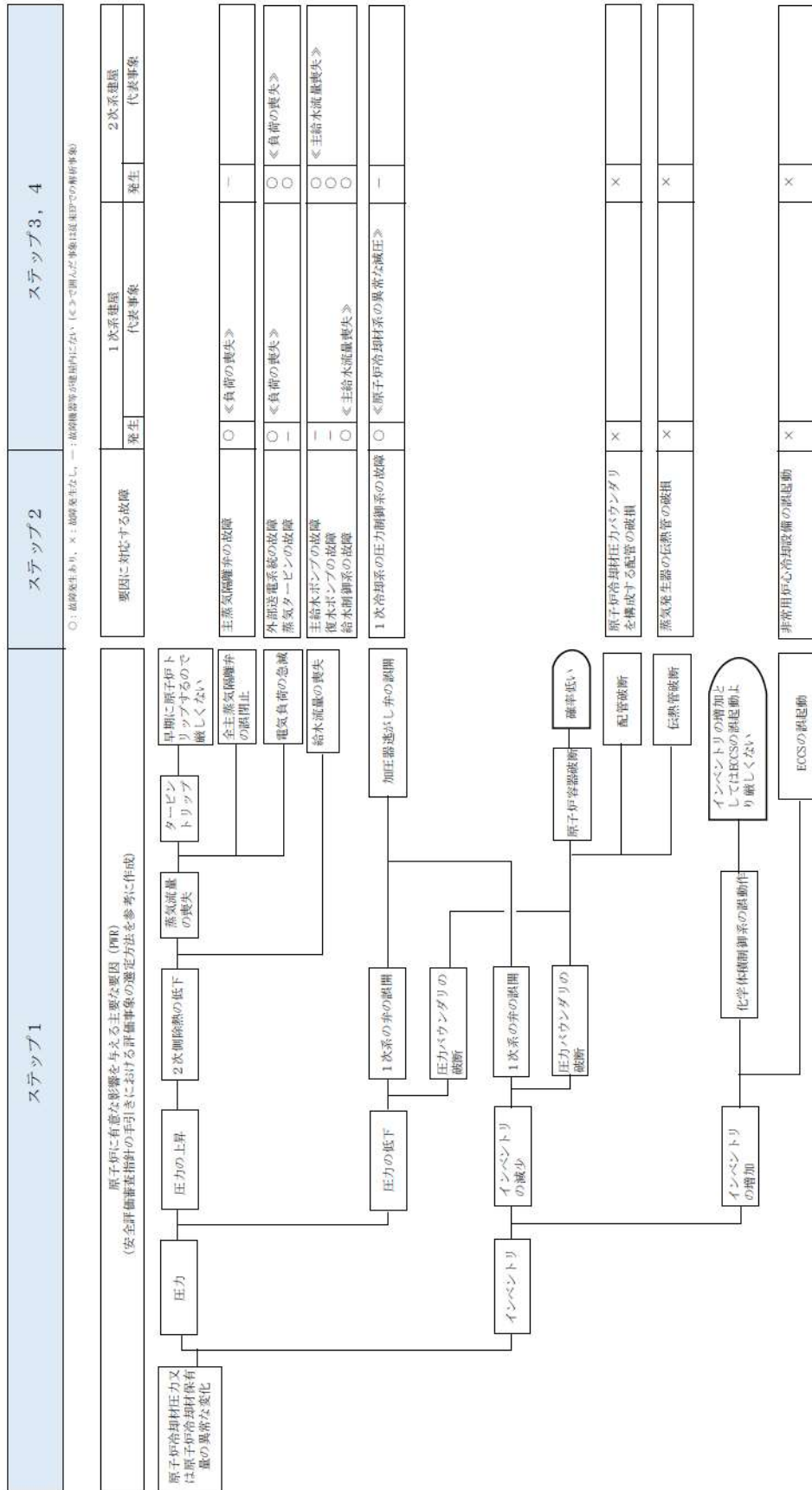


図 2.1 外乱分析図 (3/3)

3. 重畳を考慮した内部溢水影響評価事象の抽出【ステップ5】

(1) 重畳を考慮すべき事象の分析

2. にて抽出した1次系建屋及び2次系建屋における内部溢水により発生する可能性のある代表事象について、重畳を考慮した場合に、事象を厳しくする可能性について検討した。結果を表3.1及び表3.2に示す。

重畳を考慮すべき事象として抽出された代表事象の概要を表3.3に示す。

表 3.1 1次系建屋における抽出事象及び重畳考慮の要否

抽出された事象		重畳	重畳を考慮しない理由
I	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	—	①
II	蒸気発生器への過剰給水	考慮	
III	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	考慮	
IV	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	考慮	
V	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	考慮	
VI	制御棒の落下及び不整合	—	②
VII	主給水流量喪失	考慮	
VIII	外部電源喪失	考慮	
IX	原子炉冷却材流量の部分喪失	考慮	
X	原子炉冷却材流量の喪失	考慮	
XI	負荷の喪失	考慮	
XII	原子炉冷却材系の異常な減圧	考慮	

表 3.2 2次系建屋における抽出事象及び重畳考慮の要否

代表事象		重畳	重畳を考慮しない理由
I	蒸気負荷の異常な増加	考慮	
II	蒸気発生器への過剰給水	考慮	
III	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	考慮	
IV	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	考慮	
V	制御棒の落下及び不整合	—	②
VI	2次冷却系の異常な減圧	考慮	
VII	主給水流量喪失	考慮	
VIII	外部電源喪失	考慮	
IX	負荷の喪失	考慮	

※ 重畳を考慮しない理由

- ① 計画的な N-1 ループ運転は想定していないため、重畳は考慮しない。
- ② 溢水により制御棒の落下が生じる場合、全制御棒が落下する。この場合、原子炉出力は低下するのみであり、重畳は考慮しない。なお、溢水により制御棒の不整合は生じない。

表 3.3 抽出された代表事象の概要

抽出事象	概要
蒸気負荷の異常な増加	原子炉の出力運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常増加し、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象。
蒸気発生器への過剰給水	原子炉の出力運転中に給水制御系の故障等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象。
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	原子炉の起動時又は出力運転中に、化学体積制御設備の故障等により、1次冷却材中に純水が注入され、1次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加される事象。
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	原子炉の起動時に、制御棒駆動装置の故障等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象。
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象
2次冷却系の異常な減圧	原子炉の高温停止中に、タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の2次冷却系の弁が誤開放し、1次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象。
主給水流量喪失	原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、原子炉からの除熱能力が低下する事象。
外部電源喪失	原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する事象。
原子炉冷却材流量の部分喪失	原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動する1次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象。
原子炉冷却材流量の喪失	原子炉の出力運転中に、1次冷却材の流量が定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に減少する事象。
負荷の喪失	原子炉の出力運転中に、外部送電系統又は蒸気タービンの故障等により、蒸気タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象。
原子炉冷却材系の異常な減圧	原子炉の出力運転中に、1次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象。

(2) 抽出事象に対する重畳の分析結果

(1) で抽出された重畳を考慮した場合に事象を厳しくする可能性のある事象について、原子炉トリップのタイミング等のプラント挙動について整理し、これらの観点から、重畳の組合せを考慮した場合に事象を厳しくする可能性があるかについて、更なる検討を行う。

この検討においては、2つの事象の組合せについて、重畳を考慮したとしてもどちらか1つの事象に包絡される、重畳を考慮した場合には厳しい評価となる可能性がある、又は、重畳を考慮しない(単独の事象)方が厳しい評価となるかについて、定性的に評価を行う。

なお、重畳を考慮した場合に厳しくなる事象の組合せが複数同定される場合には、更なる重畳を検討することが必要となる。

a. 1次系建屋における代表事象の重畳

表 3.1 に抽出した重畳を考慮すべき事象について、原子炉トリップのタイミング等について表 3.4 に整理する。この整理した結果を踏まえ、プラント挙動の観点から抽出した事象の重畳考慮の要否について検討を行った。この検討の結果を表 3.6 に示す。

以下に表 3.6 に記載の分析結果について示す。

「蒸気発生器への過剰給水」は蒸気発生器による除熱が過大となり1次冷却材温度が低下する事象であり、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」は蒸気発生器による除熱が喪失して1次冷却材温度が上昇する事象である。これらの外乱が同時に生じた場合、温度低下又は上昇を緩和する働きをするため、組み合わせない方が結果を厳しくする。「外部電源喪失」、「原子炉冷却材流量の部分喪失」及び「原子炉冷却材流量の喪失」は外乱発生後早期に原子炉トリップする事象であり、他の外乱が同時に生じた場合でも事象進展に大きな影響を受けないため、単独事象で代表できる。

「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」は原子炉起動時を想定している事象であるため、原子炉運転中を想定している他の外乱との組合せは考慮する必要がない。また、外乱発生後早期に原子炉トリップする事象であり、他の外乱が同時に生じた場合でも事象進展に大きな影響を受けないことから他の外乱との組合せは考慮する必要がない。

以上の分析の結果、二つの事象の重畳を考慮した場合に厳しくなる事象の組合せが複数同定されたため、評価パラメータごとに更なる重畳を検討した結果を表 3.8 に示す。

原子炉圧力の観点では、抽出された事象のうち、「負荷の喪失」が単独事象として最も厳しい事象である。ここで、「蒸気発生器への過剰給水」及び「原子炉冷却材系の異常な減圧」は原子炉圧力を低下させる外乱であり、圧力上昇の観点で厳しくならないため、組合せを考慮しない。「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」及び「主給水流量喪失」は1次冷却材温度の上昇により原子炉圧力上昇をもたらすため、組合せを考慮する。なお、「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」は反応度添加率(約 $2 \times 10^{-5}(\Delta k/k)/s$)が「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」で想定する反応度添加率の範囲($\sim 8.6 \times 10^{-4}(\Delta k/k)/s$)に包絡されるため、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」に代表される。

DNBRの観点では、抽出された事象のうち、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」が単独事象として最も厳しい事象である。ここで、「負荷の喪失」は原子炉圧力が上昇すること、及び、早期に原子炉トリップすることから、DNBR低下の観点で厳しくならないため、組合せを考慮しない。なお、「蒸気発生器への過剰給水」の反応度添加率（最大で $2 \times 10^{-5}(\Delta k/k)/s$ 程度）、及び、「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」の反応度添加率（約 $2.0 \times 10^{-5}(\Delta k/k)/s$ ）は、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」で想定する反応度添加率の範囲（ $\sim 8.6 \times 10^{-4}(\Delta k/k)/s$ ）に包絡されるため、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」に代表される。

以上より、1次系建屋溢水発生時に想定する重畳事象の評価ケースを表3.10に示す。

b. 2次系建屋における代表事象の重畳

表3.2に抽出した重畳を考慮すべき事象について、原子炉トリップのタイミング等について表3.5に整理する。この整理した結果を踏まえ、プラント挙動の観点から抽出した事象の重畳考慮の要否について検討を行った。この検討の結果を表3.7に示す。

以下に表3.7に記載の分析結果について示す。

「蒸気負荷の異常な増加」及び「蒸気発生器への過剰給水」は蒸気発生器による除熱が過大となり1次冷却材温度が低下する事象であり、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」は蒸気発生器による除熱が喪失して1次冷却材温度が上昇する事象である。これらの外乱が同時に生じた場合、温度低下又は上昇を緩和する働きをするため、組み合わせない方が結果を厳しくする。

「外部電源喪失」は外乱発生後早期に原子炉トリップする事象であり、他の外乱が同時に生じた場合でも事象進展に大きな影響を受けないため、単独事象で代表できる。

「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「2次冷却系の異常な減圧」は原子炉起動時又は停止時を想定している事象であるため、原子炉の出力運転中を想定している他の外乱との組合せは考慮する必要がない。

以上の分析の結果、二つの事象の重畳を考慮した場合に厳しくなる事象の組合せが複数同定されたため、評価パラメータごとに更なる重畳を検討した結果を表3.9に示す。

原子炉圧力の観点では、抽出された事象のうち、「負荷の喪失」が単独事象として最も厳しい事象である。ここで、「蒸気負荷の異常な増加」及び「蒸気発生器への過剰給水」は原子炉圧力を低下させる外乱であり、圧力上昇の観点で厳しくならないため、組合せを考慮しない。「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」及び「主給水流量喪失」は1次冷却材温度の上昇により原子炉圧力上昇をもたらすため、組合せを考慮する。

DNBRの観点では、抽出された事象のうち、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」が単独事象として最も厳しい事象である。ここで、「負荷の喪失」は原子炉圧力が上昇すること、及び、早期に原子炉トリップすることから、DNBR低下の観点で厳しくならないため、組合せを考慮しない。なお、「蒸気負荷の異常な増加」の反応度添加率（最大で $3 \times 10^{-5}(\Delta k/k)/s$

程度)及び「蒸気発生器への過剰給水」による反応度添加率(最大で $2 \times 10^{-5}(\Delta k/k)/s$ 程度)は、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」で想定する反応度添加率の範囲($\sim 8.6 \times 10^{-4}(\Delta k/k)/s$)に包絡されるため、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」に代表される。

以上より、2次系建屋溢水発生時に想定する重畳事象の評価ケースを表3.11に示す。なお、抽出された重畳事象は1次系建屋溢水発生時に想定する重畳事象に包絡されるため、評価は不要である。

表 3.4 想定される代表事象（単独事象）の解析結果（1次系建屋溢水発生時を想定）

	原子炉トリップタイミング	原子炉圧力 ピーク値	DNBR 最小値	燃料エンタルピー ピーク値
蒸気発生器への過剰給水	約 56 秒後 (蒸気発生器水位異常高によるター ビントリップ)	圧力上昇幅 約 0.2MPa	約 2.03	—
原子炉冷却材中のほう素の異常 な希釈	原子炉トリップしない	—	—	—
原子炉起動時における制御棒の 異常な引き抜き	約 9.5 秒後 (出力領域中性子束高 (低設定))	約 17.4MPa[gage]	—	約 344kJ/kg
出力運転中の制御棒の異常な引 き抜き	約 60 秒後 (過大温度 ΔT 高)	圧力上昇幅 約 0.8MPa	約 1.56	—
主給水流量喪失	約 27 秒後 (原子炉圧力高)	約 17.3MPa[gage]	—	—
外部電源喪失	「主給水流量喪失」, 「原子炉冷却材流量の喪失」 解析で包含される			
原子炉冷却材流量の部分喪失	約 2.7 秒後 (1次冷却材流量低)	圧力上昇幅 約 0.3MPa	約 1.99	—
原子炉冷却材流量の喪失	約 1.8 秒後 (1次冷却材ポンプ電源電圧低)	圧力上昇幅 約 0.6MPa	約 1.75	—
負荷の喪失	約 8 秒後 (原子炉圧力高)	約 17.8MPa[gage]	約 2.02	—
原子炉冷却材系の異常な減圧	約 64 秒後 (原子炉圧力低)	—	約 1.86	—

表 3.5 想定される代表事象（単独事象）の解析結果（2次系建屋溢水発生時を想定）

	原子炉トリップタイミング	原子炉圧力 ピーク値	DNBR 最小値
蒸気負荷の異常な増加	原子炉トリップしない	圧力上昇幅 約 0.2MPa	約 1.88
蒸気発生器への過剰給水	約 56 秒後 (蒸気発生器水位異常高によるタービ ントリップ)	圧力上昇幅 約 0.2MPa	約 2.03
原子炉起動時における制御棒の異 常な引き抜き	約 9.5 秒後 (出力領域中性子束高 (低設定))	約 17.4MPa [gage]	—
出力運転中の制御棒の異常な引き 抜き	約 60 秒後 (過大温度 ΔT 高)	圧力上昇幅 約 0.8MPa	約 1.56
2次冷却系の異常な減圧	— (高温停止状態)	—	臨界に至らない
主給水流量喪失	約 27 秒後 (原子炉圧力高)	約 17.3MPa [gage]	—
外部電源喪失	「主給水流量喪失」, 「原子炉冷却材流量の喪失 (表 3.4)」 解析で包含される		
負荷の喪失	約 8 秒後 (原子炉圧力高)	約 17.8MPa [gage]	約 2.02

表 3.6 重畳事象の分析（1次系建屋漏水発生時）（1/5）

	①蒸気発生器への過剰給水	②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	⑤主給水流量喪失	⑥外部電源喪失	⑦原子炉冷却材流量の部分喪失	⑧原子炉冷却材流量の喪失	⑨負荷の喪失	⑩原子炉冷却材系の異常な減圧
①蒸気発生器への過剰給水	○	○	×	○	×	×	×	×	×	○
②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	—	—	×	○	×	×	×	○	○	○
①蒸気発生器への過剰給水	○	○	×	○	×	×	×	×	×	○
②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	—	—	×	○	×	×	×	○	○	○

表 3.6 重畳事象の分析 (1 次系建屋溢水発生時) (2/5)

	①蒸気発生器への過剰給水	②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	⑤主給水流量喪失	⑥外部電源喪失	⑦原子炉冷却材流量の部分喪失	⑧原子炉冷却材流量の喪失	⑨負荷の喪失	⑩原子炉冷却材系の異常な減圧
③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	-	-	-	<p>×</p> <p>③は起動時を想定しており、想定しているプラント状態が④と異なるため重量は考慮しない。 【抽出事象：-】</p>	<p>×</p> <p>正の反応度添加による燃料エンタルピ上昇の観点で③が厳しい。 重量事象は⑥により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である③で代表できる。 【抽出事象：③】</p>	<p>×</p> <p>原子炉トリップのタイミミングが遅い③が燃料エンタルピ上昇の観点で厳しいが、⑧は DNB 低下の観点で厳しくプラント挙動としては影響が大きい。 重量事象は⑦により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑦で代表できる。 【抽出事象：⑦】</p>	<p>×</p> <p>原子炉トリップのタイミミングが遅い③が燃料エンタルピ上昇の観点で厳しいが、⑧は DNB 低下の観点で厳しくプラント挙動としては影響が大きい。 重量事象は⑧により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑧で代表できる。 【抽出事象：⑧】</p>	<p>×</p> <p>③は起動時を想定しており、想定しているプラント状態が⑨と異なるため重量は考慮しない。 【抽出事象：-】</p>	<p>×</p> <p>原子炉トリップのタイミミングが早い③が燃料エンタルピ上昇の観点で厳しい。 重量事象は③により早期に原子炉トリップするため、単独事象である③で代表できる。 【抽出事象：③】</p>	<p>○</p> <p>制御棒の誤引き抜きにより正の反応度が添加される④の方が DNB 低下の観点で厳しい。 重量事象は蒸気発生器における除熱喪失の観点でより厳しい事象となる。 【抽出事象：④ + ⑤】</p>
④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	-	-	-	<p>○</p> <p>制御棒の誤引き抜きにより正の反応度が添加される④の方が DNB 低下の観点で厳しい。 重量事象は蒸気発生器における除熱喪失の観点でより厳しい事象となる。 【抽出事象：④ + ⑤】</p>	<p>×</p> <p>原子炉トリップのタイミミングが早い⑥が圧力上昇の観点で厳しく、プラント挙動としては影響が大きい。 重量事象は⑥により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑥で代表できる。 【抽出事象：⑥】</p>	<p>×</p> <p>原子炉トリップのタイミミングが遅い④が DNB 低下の観点で厳しい。 重量事象は⑦により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である④で代表できる。 【抽出事象：④】</p>	<p>×</p> <p>原子炉トリップのタイミミングが遅い④が DNB 低下の観点で厳しい。 重量事象は⑧により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑧で代表できる。 【抽出事象：⑧】</p>	<p>○</p> <p>負荷の喪失により除熱が悪化する④の方が圧力上昇の観点で厳しい。 重量事象は正の反応度添加による出力上昇の観点でより厳しい事象となる。 【抽出事象：④ + ⑨】</p>	<p>○</p> <p>制御棒の誤引き抜きにより正の反応度が添加される④の方が DNB 低下の観点で厳しい。 重量事象は蒸気発生器における除熱喪失の観点でより厳しい事象となる。 【抽出事象：④ + ⑩】</p>	

表 3.6 重畳事象の分析 (1次系建屋溢水発生時) (3/5)

①蒸気発生器への過剰給水	②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	⑤主給水流量喪失	⑥外部電源喪失	⑦原子炉冷却材流量の部分喪失	⑧原子炉冷却材流量の喪失	⑨負荷の喪失	⑩原子炉冷却材系の異常な減圧
⑤主給水流量喪失	—	—	—	△	△	△	△	△	△
⑥外部電源喪失	—	—	—	△	△	△	△	△	△

表 3.6 重畳事象の分析（1次系建屋溢水発生時）（4/5）

	①蒸気発生器への過剰給水	②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	⑤主給水流量喪失	⑥外部電源喪失	⑦原子炉冷却材流量の部分喪失	⑧原子炉冷却材流量の喪失	⑨負荷の喪失	⑩原子炉冷却材系の異常な減圧
⑦原子炉冷却材流量の部分喪失	—	—	—	—	—	—	△	△	△	△
⑧原子炉冷却材流量の喪失	—	—	—	—	—	—	△	△	△	△

表 3.6 重畳事象の分析（1次系建屋溢水発生時）（5/5）

	①蒸気発生器への過剰給水	②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	⑤主給水流量喪失	⑥外部電源喪失	⑦原子炉冷却材流量の部分喪失	⑧原子炉冷却材流量の喪失	⑨負荷の喪失	⑩原子炉冷却材系の異常な減圧
⑨負荷の喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	○	×
⑩原子炉冷却材系の異常な減圧	—	—	—	—	—	—	—	—	○	×

○：重畳事象が厳しい ×：単独事象が厳しい

×
減圧による
DNBR 低下の観点では⑩が厳しいが、負荷の喪失による圧力上昇の観点では⑨が厳しい。
両事象はお互いの外乱による影響を相殺するたため、重量は考慮しない
【抽出事象：—】

表 3.7 重畳事象の分析（2次系建屋溢水発生時）（1/4）

	①蒸気負荷の異常な増加	②蒸気発生器への過剰給水	③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	⑤2次冷却系の異常な減圧	⑥主給水流量喪失	⑦外部電源喪失	⑧負荷の喪失
①蒸気負荷の異常な増加		○ 蒸気負荷の増加により正の反応度が追加される①の方がDNBR低下の観点で厳しい。重畳事象は過冷却による正の反応度追加の観点でより厳しい事象となる。 【抽出事象：①+②】	× ①は出力運転時を想定としており、想定するプラント状態が③と異なるため、重畳は考慮しない。 【抽出事象：－】	○ 制御棒の引き抜きにより正の反応度が追加される④の方がDNBR低下の観点で厳しい。重畳事象は過冷却による正の反応度追加の観点でより厳しい事象となる。 【抽出事象：①+④】	× ①は出力運転時を想定としており、想定するプラント状態が⑤と異なるため、重畳は考慮しない。 【抽出事象：－】	× 過冷却に伴う出力上昇によるDNBR低下の観点では①が厳しいが、除熱喪失による圧力上昇の観点では⑥が厳しい。 両事象はお互いの外乱による影響を相殺するため、重畳は考慮しない 【抽出事象：－】	× DNBR低下の観点で⑦が厳しい。重畳事象は⑦により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑦で代表できる。 【抽出事象：⑦】	× 過冷却に伴う出力上昇によるDNBR低下の観点では①が厳しいが、負荷喪失による圧力上昇の観点では⑧が厳しい。 両事象はお互いの外乱による影響を相殺するため、重畳は考慮しない 【抽出事象：－】
②蒸気発生器への過剰給水			× ②は出力運転時を想定としており、想定するプラント状態が③と異なるため、重畳は考慮しない。 【抽出事象：－】	○ 制御棒の引き抜きにより正の反応度が追加される④の方がDNBR低下の観点で厳しい。重畳事象は過冷却による正の反応度追加の観点でより厳しい事象となる。 【抽出事象：②+④】	× ②は出力運転時を想定としており、想定するプラント状態が⑤と異なるため、重畳は考慮しない。 【抽出事象：－】	× 過冷却に伴う出力上昇によるDNBR低下の観点では②が厳しいが、主給水喪失による圧力上昇の観点では⑥が厳しい。 両事象はお互いの外乱による影響を相殺するため、重畳は考慮しない 【抽出事象：－】	× DNBR低下の観点で⑦が厳しい。重畳事象は⑦により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑦で代表できる。 【抽出事象：⑦】	× 過冷却に伴う出力上昇によるDNBR低下の観点では②が厳しいが、負荷喪失による圧力上昇の観点では⑧が厳しい。 両事象はお互いの外乱による影響を相殺するため、重畳は考慮しない 【抽出事象：－】

表 3.7 重畳事象の分析（2次系建屋溢水発生時）（2/4）

	①蒸気負荷の異常な増加	②蒸気発生器への過剰給水	③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	⑤2次冷却系の異常な減圧	⑥主給水流量喪失	⑦外部電源喪失	⑧負荷の喪失
③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	—	—	×	×	×	×	×	×
④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	—	—	—	—	×	○	×	○

③は起動時を想定としており、想定するプラント状態が④と異なるため、重量は考慮しない。
【抽出事象：一】

制御棒の引き抜きにより正の反応度が追加される③が燃料エンタルピの観点で厳しい。重量事象は③により早期に原子炉トリップするため、単独事象である③で代表できる。
【抽出事象：③】

③は起動時を想定としており、想定するプラント状態が⑥と異なるため、重量は考慮しない。
【抽出事象：一】

正の反応度添加による燃料エンタルピ上昇の観点で③が厳しい。重量事象は⑦により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である③で代表できる。
【抽出事象：③】

③は起動時を想定としており、想定するプラント状態が④と異なるため、重量は考慮しない。
【抽出事象：一】

原子炉トリップのタイミングが遅い④がDNBRの観点で厳しいが、⑦は圧力上昇の観点で、重量事象は正の反応度添加による出力上昇の観点でより厳しい事象となる。
【抽出事象：④＋⑧】

制御棒の引き抜きにより正の反応度が追加される④の方がDNBR低下の観点で厳しい。重量事象は主給水喪失による除熱悪化の観点でより厳しい事象となる。
【抽出事象：④＋⑥】

④は出力運転中を想定としており、想定するプラント状態が⑤と異なるため、重量は考慮しない。
【抽出事象：一】

—

—

表 3.7 重畳事象の分析（2次系建屋溢水発生時）（3/4）

	①蒸気負荷の異常な増加	②蒸気発生器への過剰給水	③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	⑤2次冷却系の異常な減圧	⑥主給水流量喪失	⑦外部電源喪失	⑧負荷の喪失
⑤2次冷却系の異常な減圧	—	—	—	—	△	△	△	△
⑥主給水流量喪失	—	—	—	—	△	△	△	△
⑦外部電源喪失	—	—	—	—	△	△	△	△

△は停止時を想定しており、想定するプラント状態が⑥と異なるため、重畳は考慮しない。
【抽出事象：—】

△は⑥の外乱を包絡しており、プラント挙動として影響が大きい。
重畳事象は⑦により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑦で代表できる。
【抽出事象：⑦】

△は⑥の外乱を包絡しており、プラント挙動として影響が大きい。
重畳事象は⑧により早期に原子炉トリップするため、単独事象である⑧で代表できる。
【抽出事象：⑧】

表 3.7 重畳事象の分析（2次系建屋溢水発生時）（4/4）

	①蒸気負荷の異常な増加	②蒸気発生器への過剰給水	③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	⑤2次冷却系の異常な減圧	⑥主給水流量喪失	⑦外部電源喪失	⑧負荷の喪失
⑧負荷の喪失	○	○	○	○	○	○	○	○

○：重畳事象が厳しい ×：単独事象が厳しい

表 3.8 重畳を考慮した場合に厳しくなる事象の組合せ（1次系建屋溢水発生時）

組合せを考慮する事象	圧力	DNBR
蒸気発生器への過剰給水	—	—※1
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	—※1	—※1
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	○	◎
主給水流量喪失	○	○
負荷の喪失	◎	—
原子炉冷却材系の異常な減圧	—	○

※1：反応度添加率の観点で「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」に代表される

◎：評価パラメータの観点で最も厳しい事象

○：重畳を考慮した場合に評価パラメータを厳しくする事象

—：重畳を考慮しない事象

表 3.9 重畳を考慮した場合に厳しくなる事象の組合せ（2次系建屋溢水発生時）

組合せを考慮する事象	圧力	DNBR
蒸気負荷の異常な増加	—	—※1
蒸気発生器への過剰給水	—	—※1
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	○	◎
主給水流量喪失	○	○
負荷の喪失	◎	—

※1：反応度添加率の観点で「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」に代表される

◎：評価パラメータの観点で最も厳しい事象

○：重畳を考慮した場合に評価パラメータを厳しくする事象

—：重畳を考慮しない事象

表 3.10 抽出された重畳事象（1次系建屋溢水発生時）

重畳事象	評価項目	備考
<u>ケース：1次系建屋-I</u> 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 主給水流量喪失 負荷の喪失	圧力	
<u>ケース：1次系建屋-II</u> 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 主給水流量喪失 原子炉冷却材系の異常な減圧	DNBR	

表 3.11 抽出された重畳事象（2次系建屋溢水発生時）

重畳事象	評価項目	備考
<u>ケース：2次系建屋-I</u> 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 負荷の喪失 主給水流量喪失	圧力	1次系建屋-Iと同条件となる。
<u>ケース：2次系建屋-II</u> 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 主給水流量喪失	DNBR	1次系の減圧によるDNBR悪化の観点で1次系建屋-IIに包絡される（1次系建屋-IIのケースで代表する）。

4. 内部溢水発生時に期待できる緩和系の整理【ステップ6】

1次系建屋又は2次系建屋における内部溢水において、動作を期待できる緩和機能を表4に示す。

表4 内部溢水発生時に期待できる緩和系

分類		機能	系統及び機器 (すべて1次系建屋に設置)
MS-1	原子炉停止機能	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動装置(トリップ機能)
		未臨界維持機能	制御棒 非常用炉心冷却設備(高压注入系)
		工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
	炉心冷却機能	原子炉停止後の除熱機能	補助給水設備 主蒸気安全弁
	その他	原子炉冷却材圧力バウンダリの加圧防止機能	加圧器安全弁(開機能)

5. 解析における機能喪失の仮定

(1) 内部溢水による機能喪失の仮定

溢水影響による解析において事象収束に期待する緩和系は、4.で示すとおり健全であり、緩和系の機能喪失を考慮する必要はない。

(2) 単一故障の仮定【ステップ7】

解析を行うに際し、安全評価審査指針に従い、想定した事象に加え、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を厳しくする機器の単一故障を仮定する。具体的な単一故障の想定と解析への影響を表5に示す。なお、1次系建屋、2次系建屋での解析を実施する事象発生時に期待する緩和系は表4のとおりである。

表5 単一故障の仮定と解析への影響

単一故障を仮定する機能	解析への影響
原子炉停止機能	・安全保護系に単一故障を仮定 (多重化されているため影響なし)
炉心冷却機能	・補助給水に単一故障を仮定する
放射能閉じ込め機能	・評価事象において燃料は破損しない

6. 解析コード及び解析条件

(1) 使用する解析コード

解析に当たっては、表6.1に示すとおり、設置許可申請解析において使用しているプラント動特性解析コード(MARVEL)を使用している。

表6.1 解析コード

解析項目	コード名
プラント動特性挙動 ・中性子束 ・1次冷却材温度 ・原子炉圧力	MARVEL

(2) 解析条件

プラントの初期状態等を設計基準事象である過渡事象における前提条件を踏襲する。主な解析条件を表6.2に示す。

表 6.2 主な解析条件

項目		解析条件	
		DNBR 評価	圧力評価
初期条件	原子炉出力	2660MWt (100%)	2660MWt (100%) +2%
	1次冷却材平均温度	306.6℃	306.6℃+2.2℃
	原子炉圧力	15.41MPa[gage]	15.41MPa[gage]－ 0.21MPa
外乱条件	制御棒の異常な引き抜き	$8.6 \times 10^{-4} (\Delta k/k) / s$ を最大反応度添加率とし、結果が最も厳しくなる値を考慮	同左
	原子炉冷却材系の異常な減圧	加圧器逃がし弁1弁誤開	－
	主給水流量喪失	すべての蒸気発生器への給水停止	同左
	負荷の喪失	－	蒸気タービンへの蒸気流量がゼロ
	外部電源	あり	あり

(3) 判断基準

内部溢水を起因として発生する代表事象に対して、単一故障を想定しても、影響緩和系により事象は収束することを確認する。

7. 解析結果

解析を実施する事象について、解析結果を表 7.1～表 7.2 表及び図 7.1, 図 7.3 に、事象の推移を図 7.2 及び図 7.4 に示す。

(1) 1次系建屋での内部溢水に起因する事象

1次系建屋での内部溢水に起因する事象の解析結果について以下に示す。

a. 圧力評価（負荷の喪失+出力運転中の制御棒の異常な引き抜き+主給水流量喪失）

(a) 原子炉停止状態

制御棒の引き抜きにより原子炉出力が上昇し、主給水流量喪失及び負荷の喪失による2次側除熱の悪化も相まって、1次冷却材温度、原子炉圧力も上昇する。原子炉圧力が上昇し、「原子炉圧力高」の設定値に到達して原子炉トリップする。

(b) 炉心冷却状態

原子炉トリップにより原子炉出力が低下し、主蒸気安全弁作動による2次側除熱促進

により 1 次冷却材温度，原子炉圧力は低下に転じる。解析上は仮定していないが，その後補助給水ポンプが起動し，炉心崩壊熱を除熱し炉心冷却を継続する。

(c) 安全停止状態

原子炉トリップ及び炉心冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

b. DNBR 評価（出力運転中の制御棒の異常な引き抜き＋主給水流量喪失＋原子炉冷却材系の異常な減圧）

(a) 原子炉停止状態

制御棒の引き抜きにより原子炉出力が上昇し，主給水流量喪失による 2 次側除熱の悪化も相まって，1 次冷却材温度も上昇する。また，原子炉冷却材系の異常な減圧により，1 次冷却材温度上昇による圧力上昇効果を打ち消して，原子炉圧力は低下する。原子炉出力及び 1 次冷却材温度が上昇し，「過大温度 ΔT 高」の設定値に到達すると原子炉トリップする。

(b) 炉心冷却状態

原子炉トリップにより原子炉出力が低下し，1 次冷却材温度は低下に転じる。解析上は仮定していないが，その後補助給水ポンプが起動し，炉心崩壊熱を除熱し炉心冷却を継続する。

(c) 安全停止状態

原子炉トリップ及び炉心冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

(2) 2 次系建屋での内部溢水に起因する事象

2 次系建屋での内部溢水に起因する事象は 1 次系建屋での内部溢水に起因する事象で代表できる。

以上より，内部溢水を起因として発生する可能性のある過渡的な事象に対して，プラントパラメータの悪化を顕著にする傾向があるものの，パラメータ悪化を検知して影響緩和系が自動動作し，単一故障を想定しても，影響緩和系により事象は収束し，原子炉が安全停止を維持できることを確認した。

表 7.1 解析結果まとめ表（1次系建屋／2次系建屋共通 圧力評価）

重畳事象	項目	解析結果 ()内は判断目安
負荷の喪失 +出力運転中の制御棒の異常な引き抜き +主給水流量喪失	原子炉圧力 (MPa[gage])	17.91 (20.592)

事象発生	時刻 (秒)
負荷の喪失 制御棒引き抜き ^{※1} 主給水流量喪失	0
「原子炉圧力高」原子炉トリップ限界値到達	5.3
加圧器安全弁作動	6.5
「出力領域中性子束高」原子炉トリップ限界値到達	6.9
制御棒クラスタ落下開始	7.3
原子炉出力最大 (約 118%)	7.3
主蒸気安全弁作動	8.4
原子炉圧力最大 (約 17.91MPa[gage])	8.6
1次冷却材平均温度最大 (約 317.2℃)	10.2

※1 反応度添加率 : $2.2 \times 10^{-4} (\Delta k/k) / s$

表 7.2 解析結果まとめ表（1次系建屋／2次系建屋共通 DNBR 評価）

重畳事象	項目	解析結果 () 内は判断目安
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き +原子炉冷却材系の異常な減圧 +主給水流量喪失	最小 DNBR	1.53 (1.42)

事象発生	時刻 (秒)
制御棒引き抜き ^{※2} 主給水流量喪失 加圧器逃がし弁 1 個全開	0
「過大温度 Δ T 高」原子炉トリップ限界値到達	18.6
原子炉出力最大 (約 118%)	24.6
制御棒クラスタ落下開始	24.6
DNBR 最小 (約 1.53)	24.7
1 次冷却材平均温度最大 (約 313.2℃)	26.9

※2 反応度添加率 : $5.4 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/s$

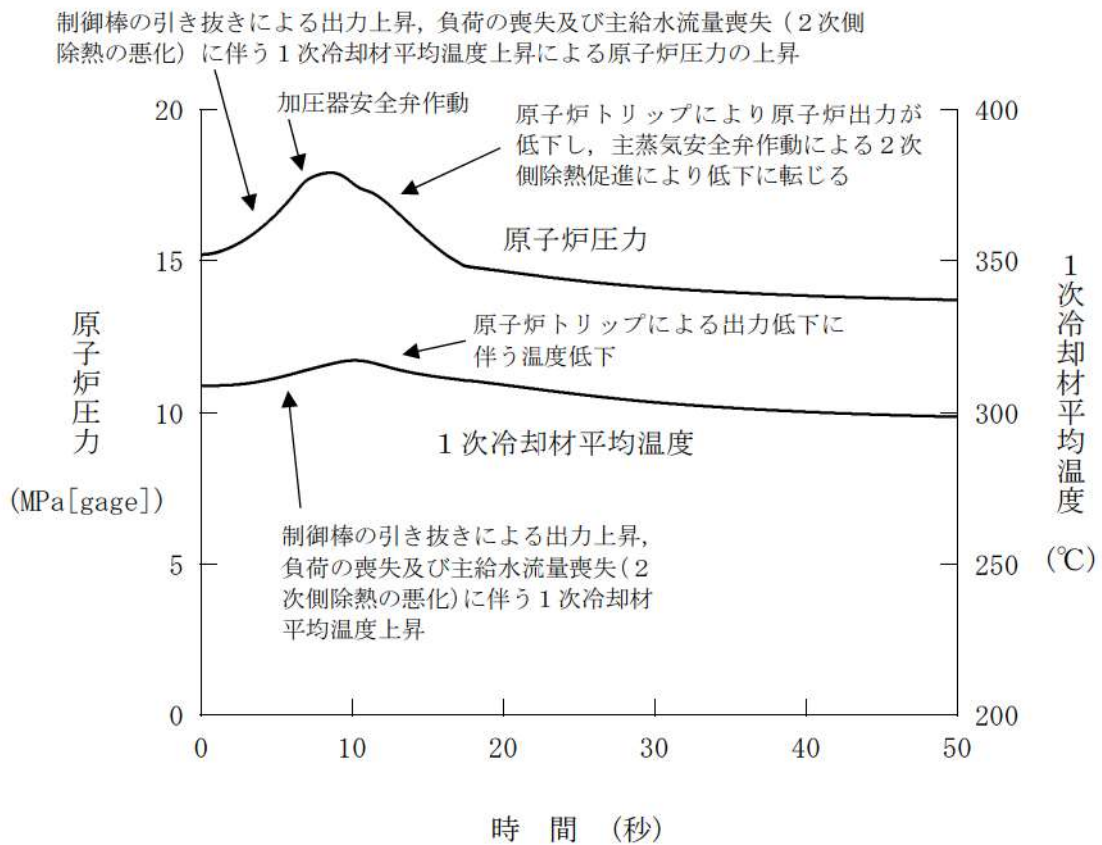
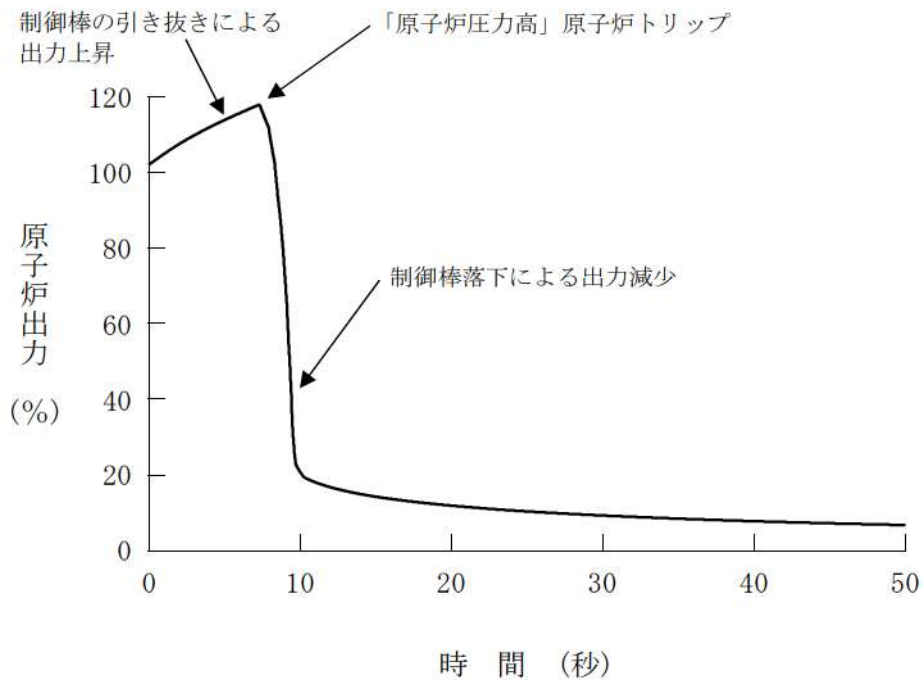


図 7.1 1次系建屋/2次系建屋における溢水による事象変化 (圧力評価)

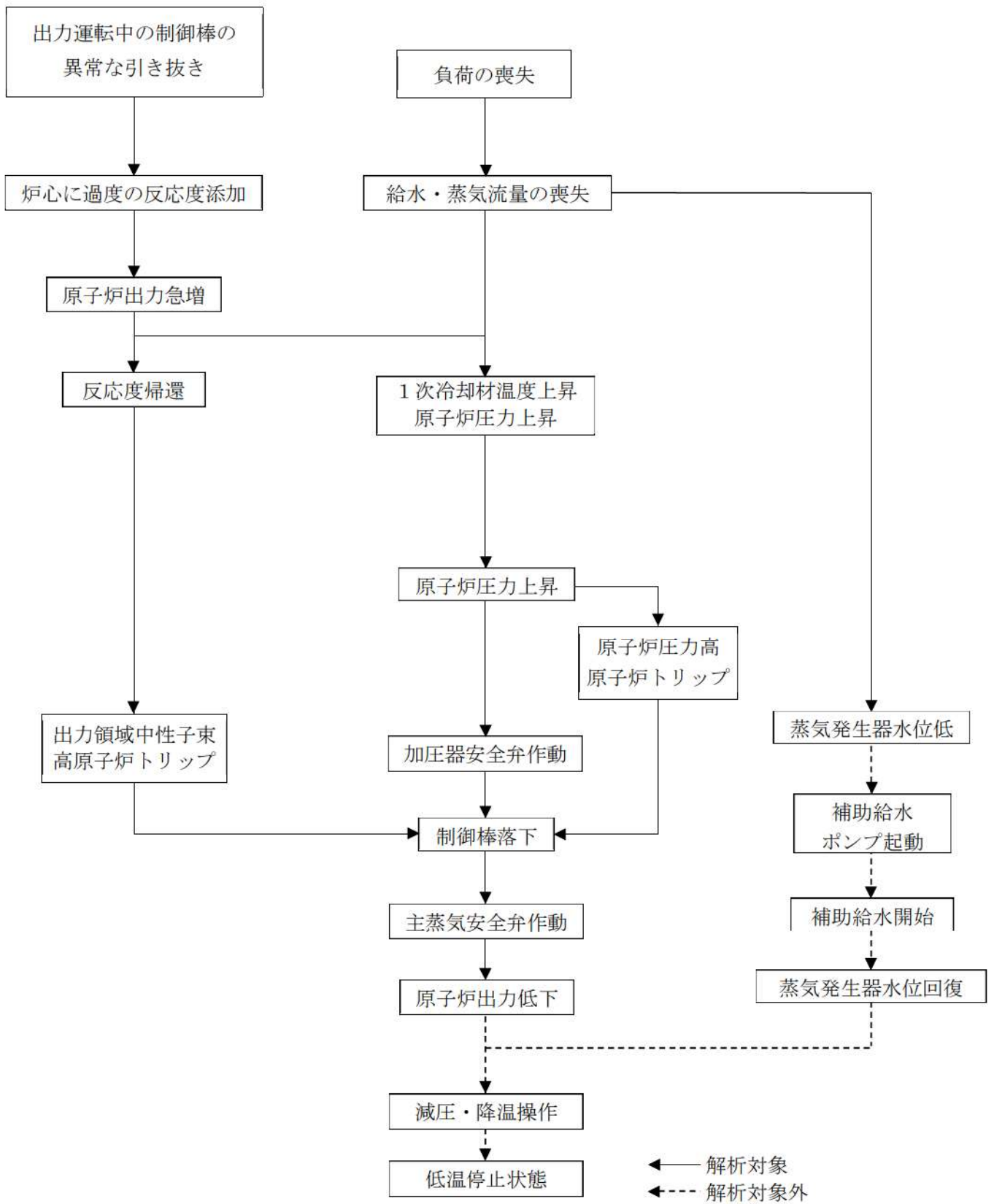


図 7.2 1次系建屋/2次系建屋における事象推移のフローチャート (圧力評価)

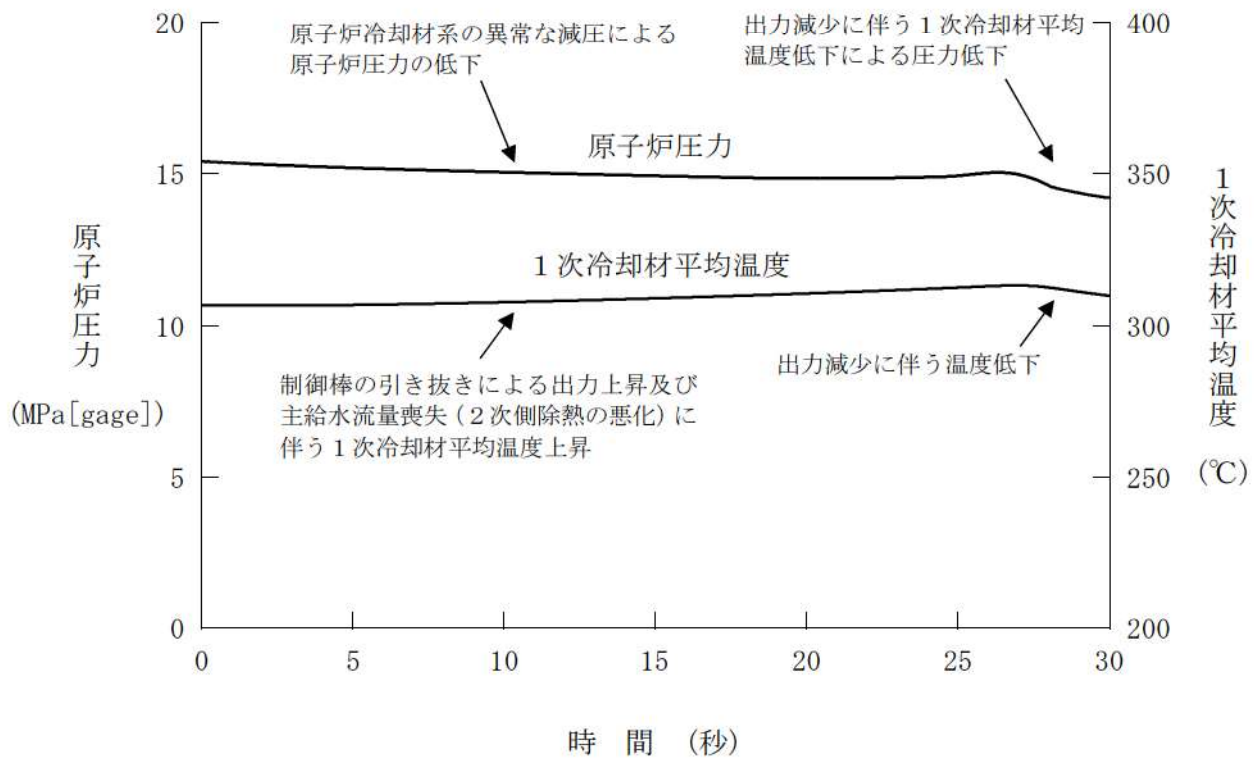
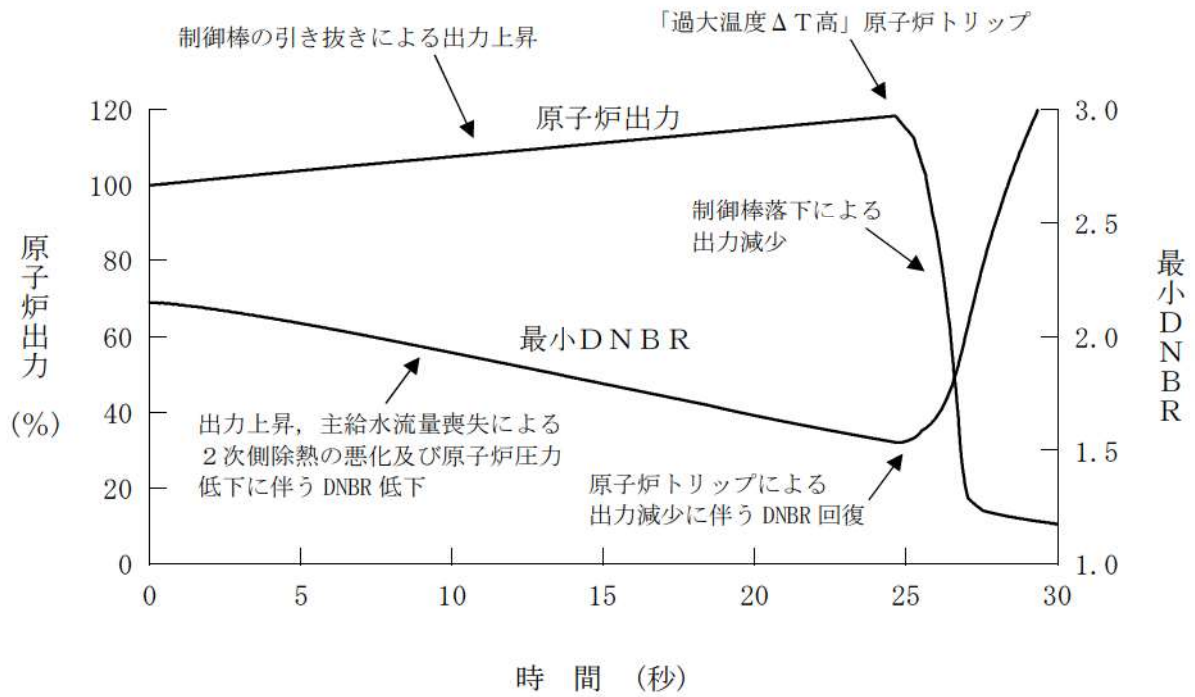


図 7.3 1次系建屋/2次系建屋における溢水による事象変化 (DNBR 評価)

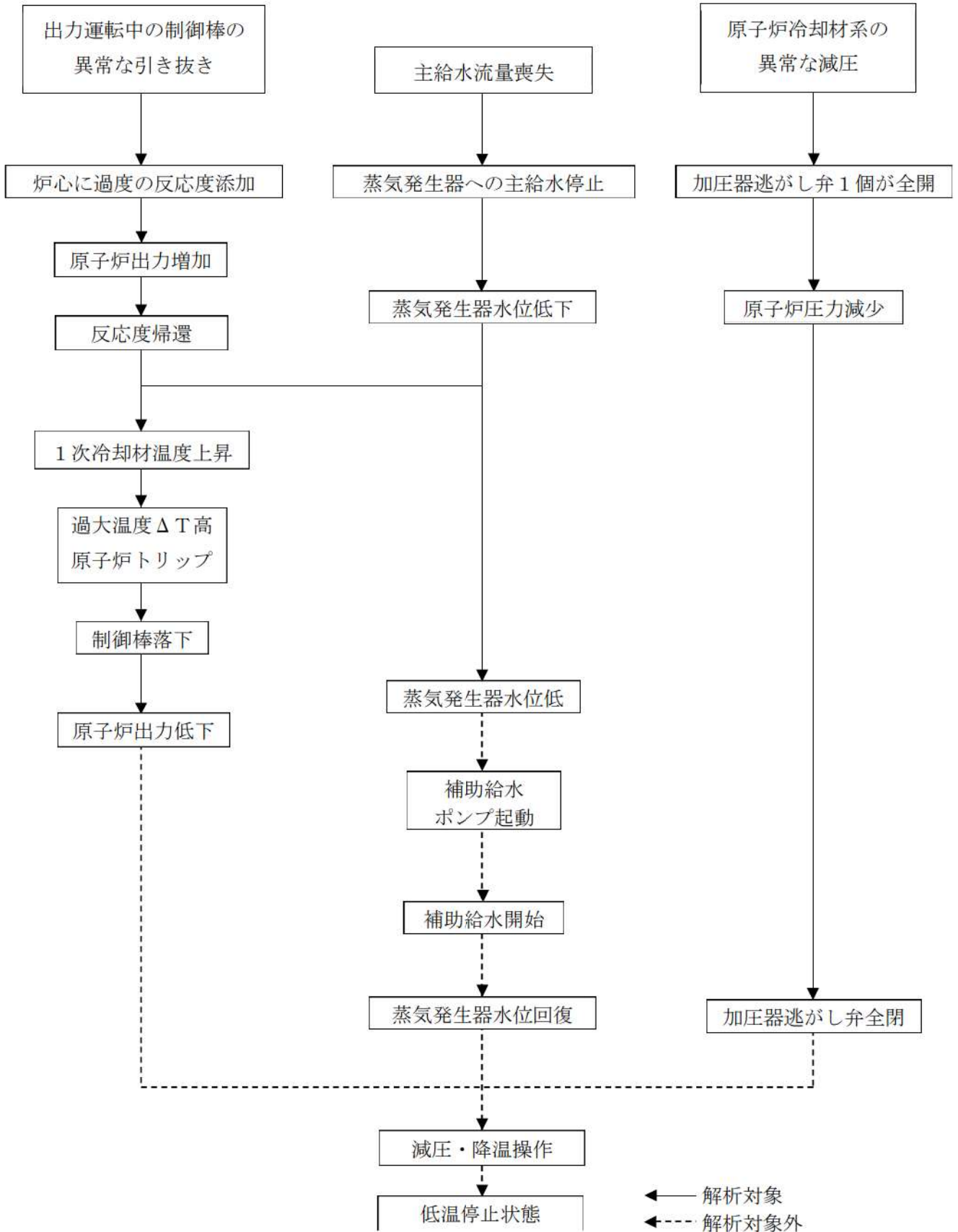


図 7.4 1次系建屋/2次系建屋における事象推移のフローチャート (DNBR 評価)

防護対象設備の選定について

1. はじめに

本資料は「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」に基づく評価を実施するにあたり防護対象設備の具体的な選定方針についてまとめたものである。

2. 防護対象設備の選定方針について

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」に基づき、溢水防護上必要な機能を有する系統として、安全施設のうち、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持するため、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、並びに使用済燃料ピットにおいてはピット冷却機能及びピットへの給水機能を維持するために必要となる、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）における分類でクラス1及び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。

抽出した結果は、「3. 原子炉の高温停止及び低温停止に必要な設備」、「4. 原子炉外乱に対処するために必要な設備」、「5. 使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能の維持に必要な系統」に記載する。

また、内部溢水により原子炉に外乱が生じ、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価審査指針」という）に基づき発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い、炉心が損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とするため、それを達成するために必要な設備についても抽出する必要がある。

そのため、内部溢水により原子炉に外乱が及ぶ場合について、安全評価審査指針に基づく運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の重畳事象を含め、どのような事象が起こる可能性があるかを分析し、その重畳事象が発生した場合に「4. 原子炉外乱に対処するために必要な設備」で整理した防護対象設備にて事象が収束できることを確認する。（確認結果については補足説明資料3に示す。）

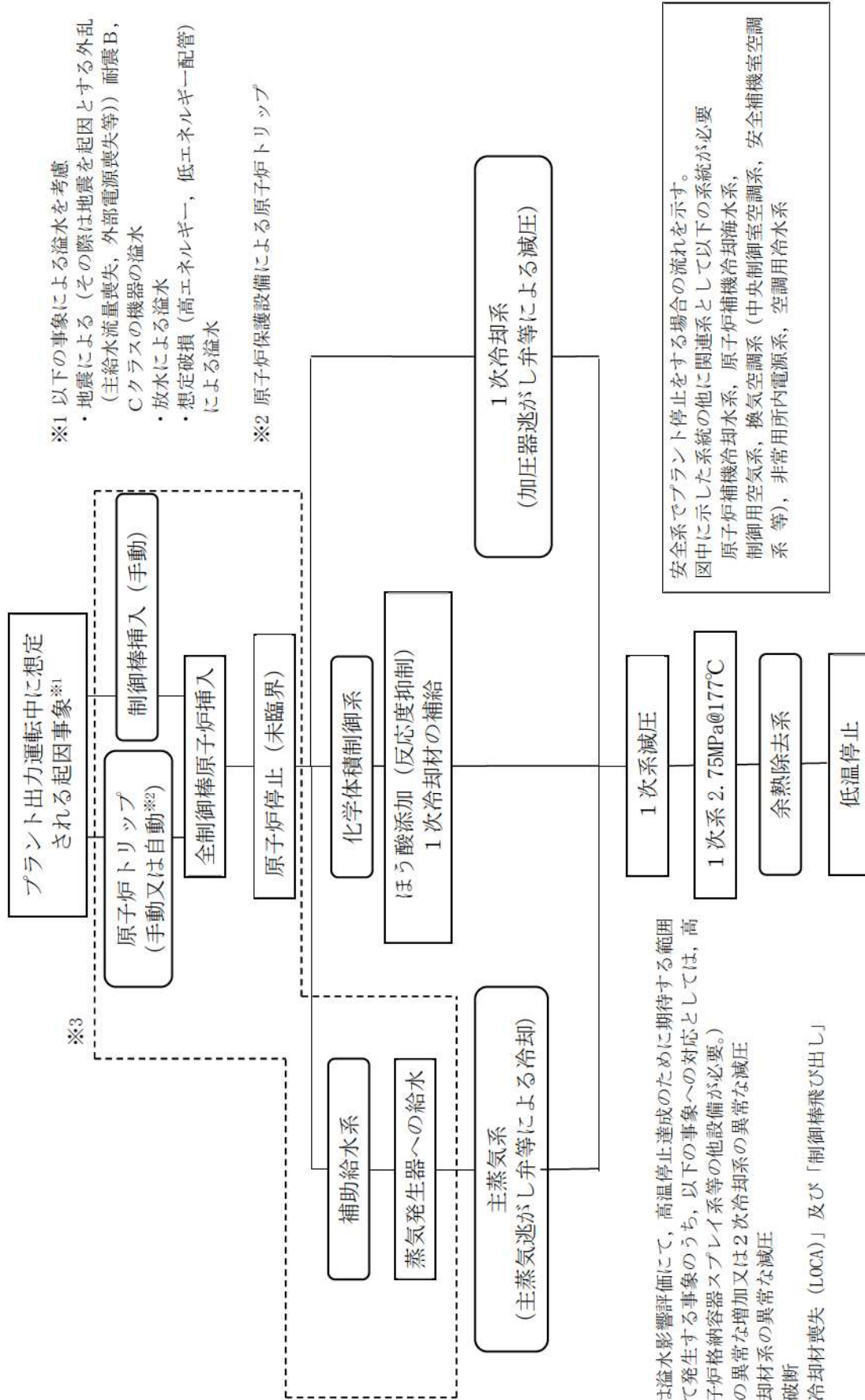
次に、溢水影響により機能喪失する可能性があるか否かについて「6. 溢水影響評価の対象のスクリーニングについて」により抽出する。なお、電気、計装設備等の関連系の設備のスクリーニングの考え方については、「7. 計装設備の選定の考え方について」、「8. 電気設備の選定の考え方について」に記載する。

選定された防護対象設備の機能要求を整理した結果については、「9. 防護対象設備の機能要求について」に記載する。

3. 原子炉の高温停止及び低温停止に必要な設備

図 1 に原子炉を低温停止に移行する際のフローを示す。原子炉の高温停止及び低温停止に必要な機能，系統は以下のとおりであり，これらの機能を達成するために必要な設備を防護対象設備に選定する。

- ・ 原子炉停止：原子炉停止系
- ・ ほう酸添加：原子炉停止系
(化学体積制御系のほう酸注入機能等)
- ・ 崩壊熱除去：補助給水系，主蒸気系，余熱除去系
- ・ 1次系減圧：1次冷却系の減圧機能
- ・ 上記系統の関連系：
原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系，制御用空気系，
換気空調系，非常用所内電源系，空調用冷水系，電気盤



※1 以下の事象による溢水を考慮
 ・地震による（その際は地震を起因とする外乱（主給水流量喪失、外部電源喪失等）耐震B、Cクラスの機器の溢水）
 ・放水による溢水
 ・想定破損（高エネルギー、低エネルギー配管）による溢水

※2 原子炉保護設備による原子炉トリップ

※3

※3 破線の枠内は溢水影響評価にて、高温停止達成のために期待する範囲（溢水によって発生する事象のうち、以下の事象への対応としては、高圧注入系、原子炉格納容器スプレイ系等の他設備が必要。）
 ⑩蒸気負荷の異常な増加又は2次冷却系の異常な減圧
 ⑪原子炉冷却材系の異常な減圧
 ⑫主蒸気管破断
 ⑬「原子炉冷却材喪失（LOCA）」及び「制御棒飛び出し」

図1 プラントの停止の流れ

4. 原子炉外乱に対処するために必要な設備

(1) 原子炉外乱

安全評価審査指針に基づき、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象として、原子炉外乱を表 1 及び表 2 に整理する。

(2) 原子炉外乱に対処するための設備

表 1 及び表 2 に示す事象と溢水の関係から溢水影響評価上想定する事象とその対処系統を表 3 に示す。

表 3 の①～⑨の起回事象で原子炉が自動停止する場合は通常の高温停止に必要な系統（安全保護系、原子炉停止系及び補助給水系）により原子炉を冷却していくため、これらの機能を達成するために必要な設備を防護対象設備に選定する。

一方、⑩～⑫のような過冷却事象及び 1 次系の減圧事象では 1 次系の圧力低下等を伴うため、高圧注入系が自動で動作する可能性があり前述の原子炉を高温停止まで冷却する系統に高圧注入系を加えて防護対象設備に選定する。

また、⑬原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という）等では、炉心の冷却並びに原子炉格納容器の冷却、減圧及び隔離のため、低圧注入系、原子炉格納容器スプレイ系及び原子炉格納容器隔離弁を加えて防護対象設備に選定する。なお、これらの系統により事象を収束させた後には LOCA 等 1 次冷却系の健全性が損なわれる事象を除き、余熱除去系を用いて低温停止に移行する（図 1 参照）。

この一連の対応により原子炉を「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の機能が果たされる。

表1 運転時の異常な過渡変化と溢水の関係

原子炉外乱の事象	考慮 要否	スクリーンアウトする理由
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	○	
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	○	
制御棒の落下及び不整合	○	
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	○	
原子炉冷却材流量の部分喪失	○	
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	—	<p>誤起動の場合、停止ループの低温の冷却材が炉心に注入され、炉心に正の反応度が添加された後の反応度フィードバック効果により原子炉出力は低下し整定する。</p> <p>このように、本事象では対処設備は不要であるため、溢水影響評価上考慮不要。</p>
外部電源喪失	○	<p>外部電源喪失により常用電源が喪失するが、常用電源喪失は「主給水流量喪失」及び「原子炉冷却材流量の喪失」に包絡される。</p>
主給水流量喪失	○	
蒸気負荷の異常な増加	—	<p>蒸気負荷が増加した場合、炉心に正の反応度が添加された後の反応度フィードバック効果により原子炉出力は抑制され整定する。</p> <p>このように、本事象では対処設備は不要であるため、溢水評価上考慮不要。</p>
2次冷却系の異常な減圧	○	
蒸気発生器への過剰給水	○	
負荷の喪失	○	
原子炉冷却材系の異常な減圧	○	
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	○	

表2 設計基準事故と溢水の関係

原子炉外乱の事象	考慮 要否	スクリーンアウトする理由
原子炉冷却材喪失 (LOCA)	○*	
原子炉冷却材流量の喪失	○	
原子炉冷却材ポンプの軸固着	-	溢水の発生によって1次冷却材ポンプの回転軸は固着しない。
主給水管破断	○*	
主蒸気管破断	○*	
制御棒飛び出し	○*	
蒸気発生器伝熱管破損	-	溢水の発生によって蒸気発生器の伝熱管は破損しない。

※ 溢水事象であるため対象として考慮する。

表3 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「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」及び「制御棒の落下及び不整合」	・原子炉トリップ ・補助給水	・安全保護系 ・原子炉停止系 ・補助給水系
②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈 (ほう素濃度制御系異常)		
③「原子炉冷却材流量の部分喪失」 及び「原子炉冷却材流量の喪失」 (1次冷却材ポンプ停止)		
④蒸気発生器への過剰給水 (主給水制御弁開他 ※1)		
⑤主給水流量喪失 (主給水ポンプ停止他 ※2)		
⑥負荷の喪失 (主蒸気隔離弁開他 ※3)		
⑦出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動		
⑧主給水管破断		
⑨外部電源喪失		
⑩2次冷却系の異常な減圧 (タービンバイパス弁開他 ※4)	上記機能に加え, ・高圧注入	上記系統に加え, ・高圧注入系
⑪原子炉冷却材系の異常な減圧 (加圧器逃がし弁開他 ※5)		
⑫主蒸気管破断		
⑬「原子炉冷却材喪失 (LOCA)」及び 「制御棒飛び出し」	上記機能に加え, ・低圧注入 ・格納容器スプレイ ・格納容器隔離	上記系統に加え, ・低圧注入系 ・原子炉格納容器スプレイ系 ・格納容器隔離弁 ・換気空調系 (アニュラス空気浄化設備)

※1 主給水バイパス制御弁開

※2 復水ポンプ停止, 主給水制御弁・隔離弁開

※3 蒸気タービン停止

※4 主蒸気逃がし弁開, タービン蒸気加減弁開

※5 加圧器スプレイ弁開, 加圧器補助スプレイ弁開

5. 使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能の維持に必要な系統

使用済燃料ピットの冷却機能は使用済燃料ピット水浄化冷却系が該当し、保安規定で定めた水温（65℃以下）に維持することが可能である。

また、使用済燃料ピットの給水機能は燃料取替用水系が該当し、使用済燃料ピットからの放射線を遮蔽するために必要な水量を維持することが可能である。

選定フローを図2に示す。

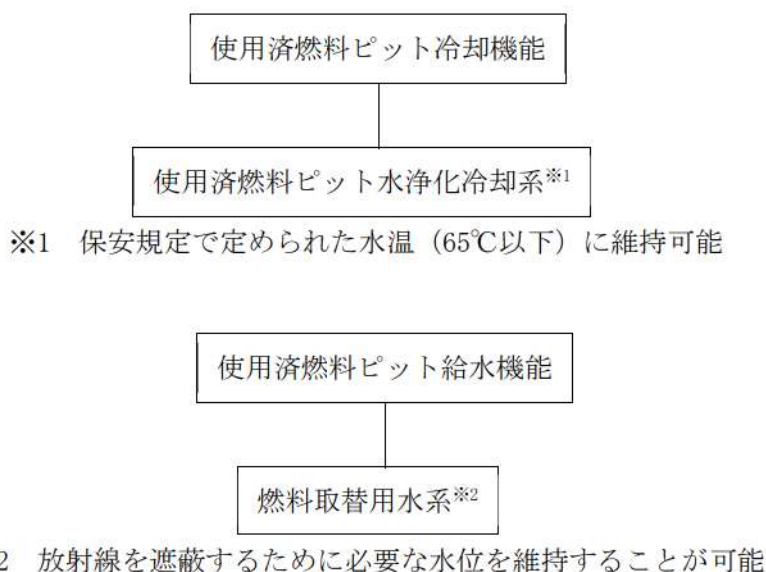


図2 使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能を有する系統

6. 溢水影響評価対象のスクリーニングについて

3., 4., 5. から選定された防護対象設備から、溢水による設備機能への影響の有無（設備の種別、耐環境仕様等）を考慮したスクリーニングを行い、溢水影響評価上の防護対象設備として選定する。「別添1 3.3 溢水影響評価上の防護対象設備の選定」に従いスクリーニングを実施して溢水影響評価対象外とした設備については、「別添1 添付資料6 表2 溢水影響評価から対象外とした設備一覧」に示す。

7. 計装設備の選定の考え方について

サポート系の計装設備については、系統及び設備の状態を監視する設備並びに事故時のプラント状態を把握する設備を防護対象設備とする。

ただし、原子炉格納容器内に設置された計器の内、事故時のプラント状態を把握する計器設備（検出器）には耐環境性があることから溢水影響はないと評価した。

以下に計装設備（監視パラメータ）の選定結果を示す。なお、原子炉格納容器内の計装設備であっても安全停止の達成に必要な監視パラメータ、事故時監視パラメータを整理した。具体

的な方法は、本章の（４）にまとめる。

（１）原子炉の高温停止及び低温停止に必要な計装設備

高温停止に関して、原子炉トリップ、補助給水、高圧注入及び低圧注入の作動信号を期待するパラメータは以下である。

原子炉トリップ：出力領域中性子束， T_{avg} ， ΔT ，加圧器圧力，１次冷却材流量，１次冷却材ポンプ電源電圧，蒸気発生器水位（狭域）

補助給水：蒸気発生器水位（狭域），
（補助給水ピット水位：監視パラメータとして期待）

高圧注入：加圧器圧力，主蒸気ライン圧力，格納容器圧力，加圧器水位，
（格納容器再循環サンプル水位：監視パラメータとして期待）

また、安全系による低温停止操作を行うための監視パラメータは、以下のとおりである。

- ・ １次冷却材温度（広域）
- ・ １次冷却材圧力
- ・ 蒸気発生器水位（広域）
- ・ 主蒸気ライン圧力
- ・ 補助給水ライン流量
- ・ ほう酸タンク水位
- ・ 燃料取替用水ピット水位
- ・ 加圧器水位

（２）原子炉外乱への対処に必要な計装設備

原子炉外乱への対処機能として、以下のパラメータによる作動信号発信を期待する。

原子炉トリップ：（１）と同じ

補助給水：（１）と同じ

高圧注入：（１）と同じ

低圧注入：加圧器圧力，主蒸気ライン圧力，格納容器圧力，
（格納容器再循環サンプル水位，余熱除去ポンプ出口流量：監視パラメータとして期待）

格納容器スプレイ：格納容器圧力

格納容器隔離：高圧注入，格納容器スプレイと同じ

溢水影響評価上想定する事象は設計基準事故（「LOCA」及び「制御棒飛び出し」）を含むことから、以下の事故時監視パラメータを選定する。

- ・ 中性子源領域中性子束

- ・原子炉トリップ遮断器の状態
- ・1次冷却材温度（広域）
- ・1次冷却材圧力
- ・加圧器水位
- ・蒸気発生器水位（狭域）
- ・蒸気発生器水位（広域）
- ・主蒸気圧力
- ・格納容器圧力
- ・ほう酸タンク水位
- ・燃料取替用水ピット水位
- ・補助給水ピット水位
- ・格納容器再循環サンプル水位
- ・補助給水ライン流量
- ・格納容器高レンジエリアモニタ

上記に加え、安全上特に重要な関連機能に必要な情報を監視するパラメータとして、以下のパラメータを選定する。

- ・原子炉補機冷却水サージタンク水位
- ・制御用空気ヘッダ圧力

(3) 使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能に必要な計装設備

水温、水位の変化は急激なものではないと考えられることから運転員による計測に期待するものとし既存の設備には期待しないものとする。

(4) 溢水影響評価対象計装設備のスクリーニングについて

原子炉格納容器内に設置される計装設備(検知器)のうち、LOCA時のみ機能要求がある設備については耐環境性を有しており機能を喪失することはない。一方、原子炉格納容器外の溢水事象においては、図1プラントの停止フローに従って高温停止、低温停止に移行するために必ずしも必要とならない設備（例えば、状態監視のみの現場指示計等、溢水により機能喪失しても安全は確保されるもの）については溢水影響はないと評価した。表5に計装設備の考え方を示す。

表5 溢水影響評価対象外とする計装設備

溢水影響はないと評価した計装設備	理由
出力領域中性子束, Tavg, ΔT, 加圧器圧力, 1次冷却材流量, 1次冷却材ポンプ電源電圧, 蒸気発生器水位 (狭域)	プラント健全性確保するために必要なパラメータであるが, 溢水事象が発生した場合のプラント停止操作において必ずしも必要でないパラメータである
加圧器圧力, 蒸気発生器水位 (狭域), 蒸気発生器水位 (広域), 格納容器高レンジエリアモニタ, 1次冷却材温度 (広域), 格納容器再循環サンプル水位, 格納容器圧力, 加圧器水位, 1次冷却材圧力, 中性子源領域中性子束	事故時のプラント状態を把握する計装設備 (検出器) であり, 耐環境性があること, LOCA 時のみ機能要求がある設備に関連する計装設備 (PAM) であり, 原子炉格納容器内で発生した溢水 (LOCA) により機能喪失することはない。又は, 溢水事象が発生した場合のプラント停止操作において必ずしも必要でないもの。

8. 電気設備の選定の考え方について

電気設備は選定された防護対象設備及び計装設備に関連する電気設備 (制御盤, 電源盤等) を防護対象設備とする。

9. 防護対象設備の機能要求について

「別添1 添付資料4 表1 防護対象設備一覧」に記載された設備の機能要求を明確化するため, 高温停止, 低温停止及び閉じ込め機能の確保並びに使用済燃料ピットの冷却・給水に必要な系統設備について, それぞれに1. (フロント系) 直接系, 2. (サポート系) 間接系, 3. (サポート系) 電気計装機器が存在することから, 図3のフローにて機能区分を整理した。さらに, 機能区分に含まれる安全機能については, 表に整理した。

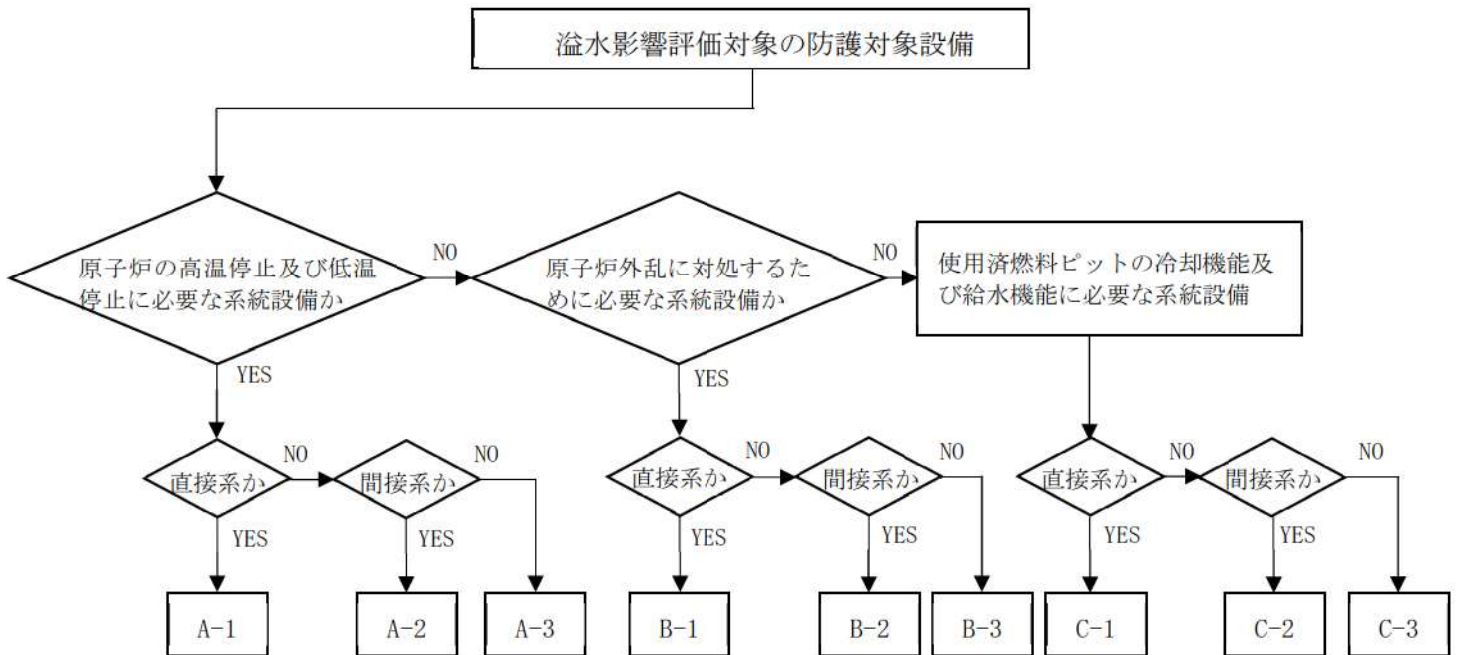


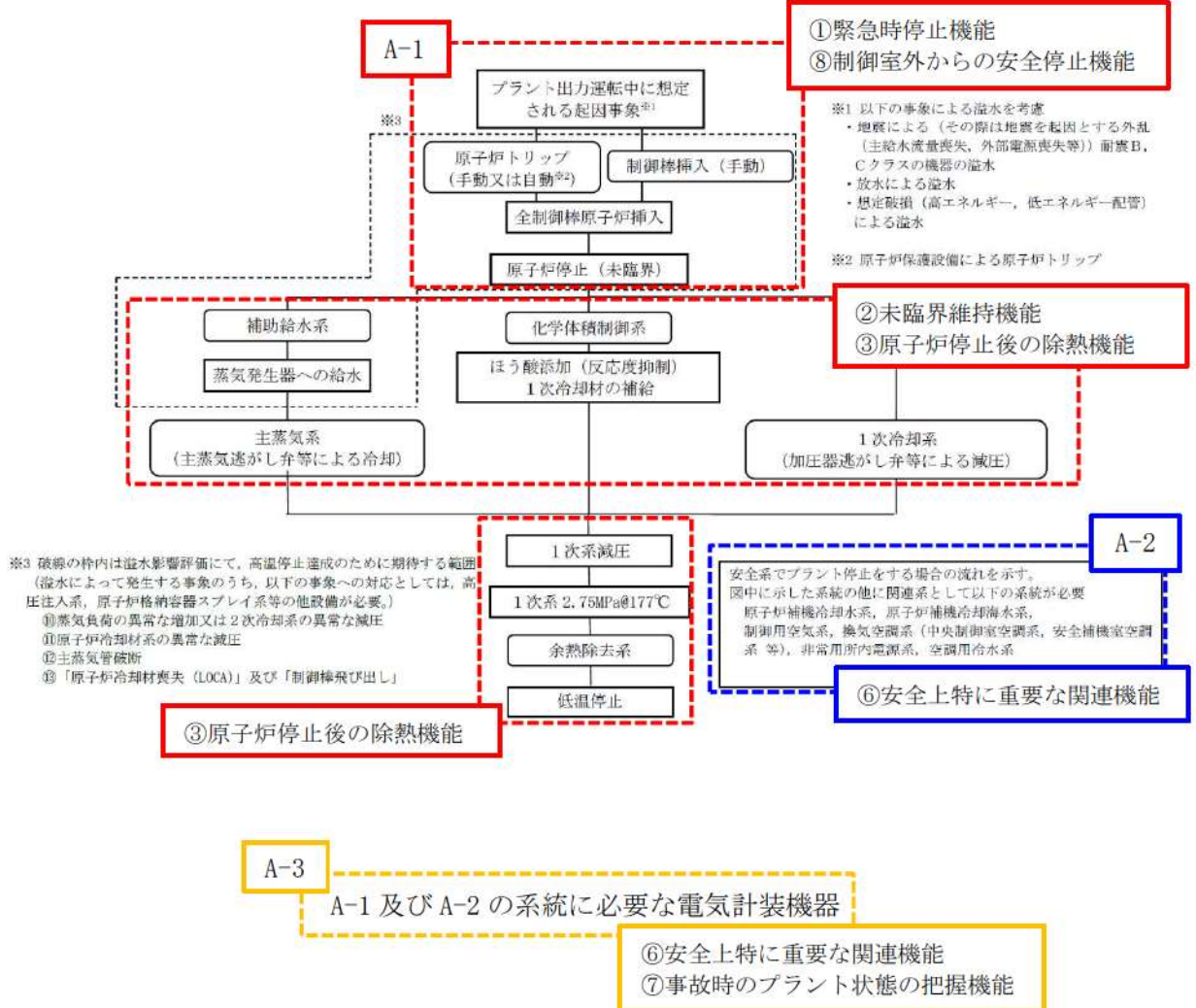
図3 機能区分の分離フロー

表6 機能区分に含まれる安全機能

機能区分	安全機能
A-1	①緊急時停止機能 ②未臨界維持機能 ③原子炉停止後の除熱機能 ⑧制御室外からの安全停止機能
A-2	⑥安全上特に重要な関連機能
A-3	⑥安全上特に重要な関連機能 ⑦事故時のプラント状態の把握機能
B-1	④炉心冷却機能 ⑤放射性物質の閉じ込め機能 ⑥安全上特に重要な関連機能
B-2	⑥安全上特に重要な関連機能
B-3	⑥安全上特に重要な関連機能 ⑦事故時のプラント状態の把握機能
C-1	⑨ピット冷却機能 ⑩ピット給水機能
C-2	(A-2 に包絡されている)
C-3	(A-3 に包絡されている)

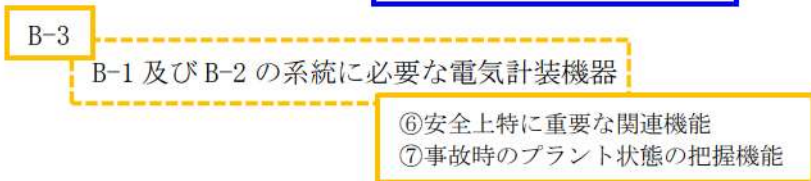
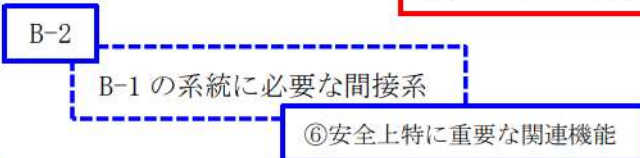
機能区分及び安全機能は、2.～8.の記載から、次のとおり判断できる。

①原子炉の高温停止及び低温停止に必要な系統設備

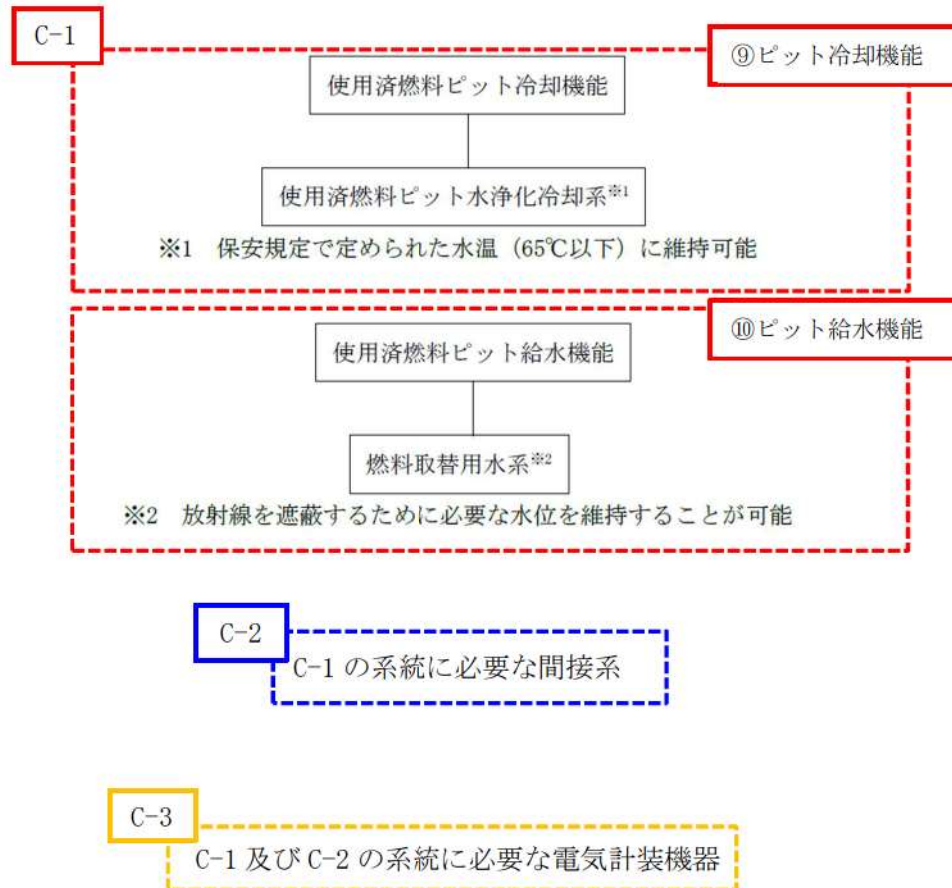


②原子炉外乱に対処するために必要な系統設備

B-1	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「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」及び「制御棒の落下及び不整合」	・原子炉トリップ ・補助給水	・安全保護系 ・原子炉停止系 ・補助給水系
	②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈 (ほう素濃度制御系異常)		
	③「原子炉冷却材流量の部分喪失」及び「原子炉冷却材流量の喪失」 (1次冷却材ポンプ停止)		
	④蒸気発生器への過剰給水 (主給水制御弁開他 ※1)		
	⑤主給水流量喪失 (主給水ポンプ停止他 ※2)		
	⑥負荷の喪失 (主蒸気隔離弁開他 ※3)		
	⑦出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動		
	⑧主給水管破断		
	⑨外部電源喪失		
	⑩2次冷却系の異常な減圧 (タービンバイパス弁開他 ※4)	上記機能に加え, ・高圧注入	上記系統に加え, ・高圧注入系
	⑪原子炉冷却材系の異常な減圧 (加圧器逃がし弁開他 ※5)		
	⑫主蒸気管破断		
	⑬「原子炉冷却材喪失 (LOCA)」及び「制御棒飛び出し」	上記機能に加え, ・低圧注入 ・格納容器スプレイ ・格納容器隔離	上記系統に加え, ・低圧注入系 ・原子炉格納容器スプレイ系 ・格納容器隔離弁 ・換気空調系 (アニュラス空気浄化設備)
	※1 主給水バイパス制御弁開 ※2 復水ポンプ停止, 主給水制御弁・隔離弁開 ※3 蒸気タービン停止 ※4 主蒸気逃がし弁開, タービン蒸気加減弁開 ※5 加圧器スプレイ弁開, 加圧器補助スプレイ弁開		「②原子炉外乱に対処するために必要な系統設備」の機能区分となる系統は黄色の四角で囲った系統設備 ④炉心冷却機能 ⑤放射性物質の閉じ込め機能 ⑥安全上特に重要な関連機能



③使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能に必要な設備



安全機能を示した防護対象設備リストは、「別添 1 添付資料 4 表 1 防護対象設備一覧」に示す。

タービントリップ機能を有する MS-3 設備の内部溢水に対する防護について

泊発電所 3 号炉における、タービントリップ機能を有する MS-3 設備を対象とした内部溢水に対する防護について以下に示す。

1. 溢水防護の方針

タービントリップ機能を有する MS-3 設備の内部溢水に対する防護においては、設置許可基準規則の要求事項を踏まえ、“溢水が発生した場合でも、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できること”を確認する。ここで、タービントリップ機能を有する MS-3 設備の安全機能とは、運転時の異常な過渡変化があっても、タービンをトリップさせ、MS-1、MS-2 とあいまって事象を緩和する機能のことをいう。

2. タービントリップ機能を有する MS-3 設備概要

タービントリップ機能を有する MS-3 設備は、タービン保安装置及び主蒸気止め弁（閉機能）である。タービントリップ機能は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の運転時の異常な過渡変件事象における「蒸気発生器への過剰給水」事象で影響緩和のための安全機能として期待している。この事象は、原子炉の出力運転中に蒸気発生器 1 基に主給水制御弁全開容量で給水され、蒸気発生器水位異常高によるタービントリップ、タービントリップによる原子炉トリップという事象進展となる。具体的には、「蒸気発生器水位異常高」信号が発信されると、タービン保安装置内のタービントリップ用電磁弁を作動させて、タービン油系の圧力を開放することにより、主蒸気止め弁（以下「MSV」という）を閉止することによりタービントリップとなる。タービントリップは、MSV リミットスイッチによる全閉か、タービン保安装置内の非常遮断油圧圧力スイッチによる油圧低で検出される。このどちらかが検出されることで原子炉トリップ信号を発信し、原子炉トリップ遮断器を開放することになる。

タービントリップ用電磁弁への信号は二重化された設計となっており、タービントリップ用電磁弁及び非常遮断油圧圧力スイッチも多重化された設計となっている。また、蒸気発生器水位異常高によるタービントリップ信号のロジック回路は定期事業者検査ごとに確認され、タービン保安装置によるタービントリップ用電磁弁動作までのロジック回路は通常運転中に毎月 1 回確認されている。更に、これらへの供給電源は非常用所内電源から給電されている。また、タービントリップ用電磁弁動作による MSV 閉止動作も定期事業者検査ごとに確認されていること、MSV が全閉（1 弁ずつ）することを毎月 1 回確認されていることから、タービントリップ用電磁弁、MSV リミットスイッチ及び非常遮断油圧圧力スイッチは、十分な信頼性がある MS-3 としている。

なお、「蒸気発生器への過剰給水」事象以外の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故においても原子炉トリップによるタービントリップを考慮している事象があるが、これは原子炉トリップ後の炉心の過冷却による正の反応度添加を防止するためであり、安全評価上、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する機能としての要求はない。

タービントリップ機能を有するMS-3設備（タービントリップ用電磁弁、MSVリミットスイッチ及び非常遮断油圧圧力スイッチ）の設備概要及び設置箇所をそれぞれ図1及び図2に示す。

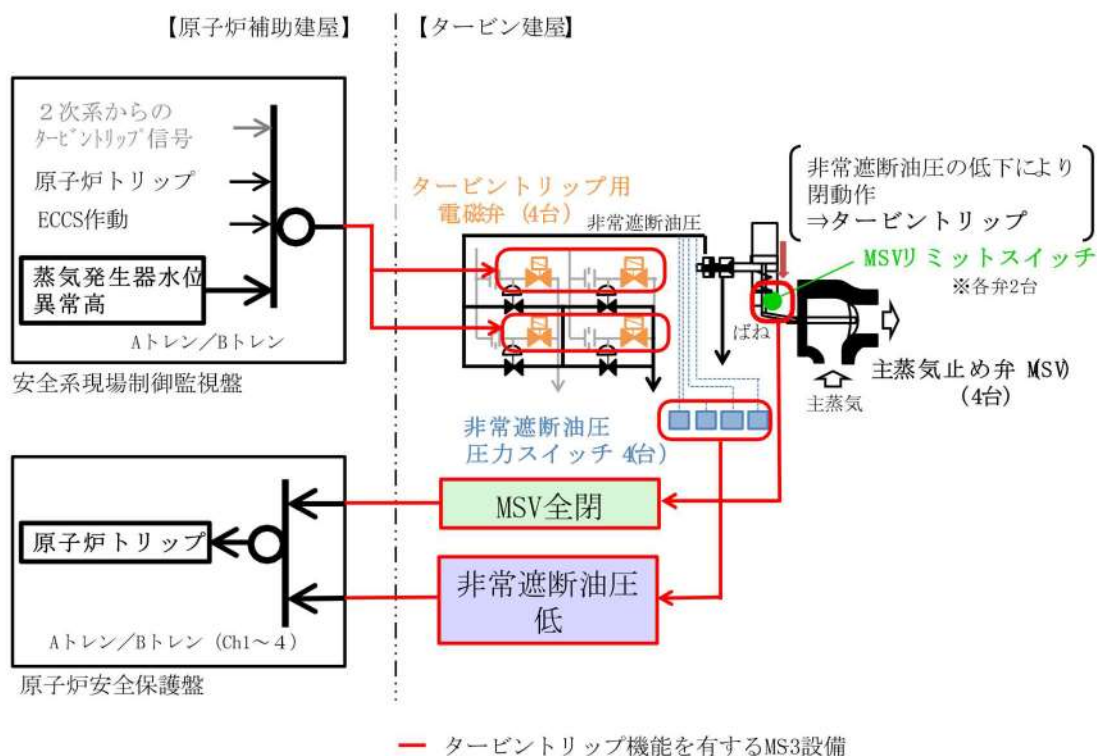
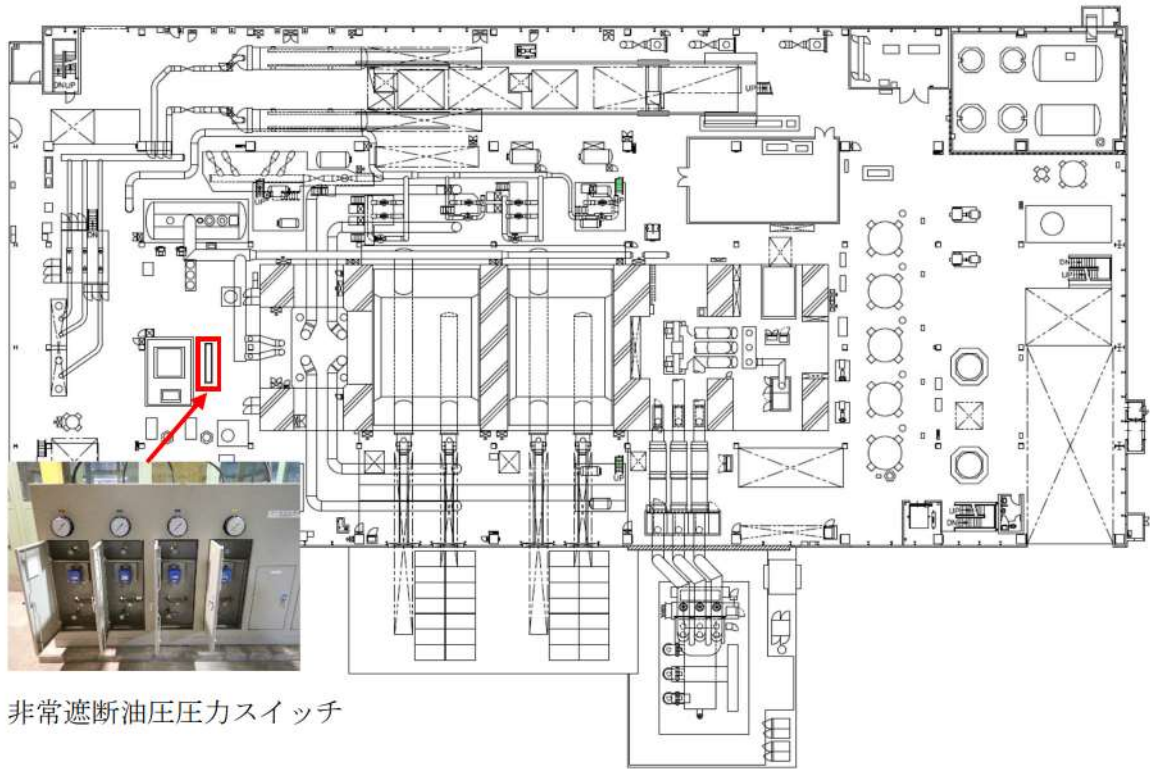
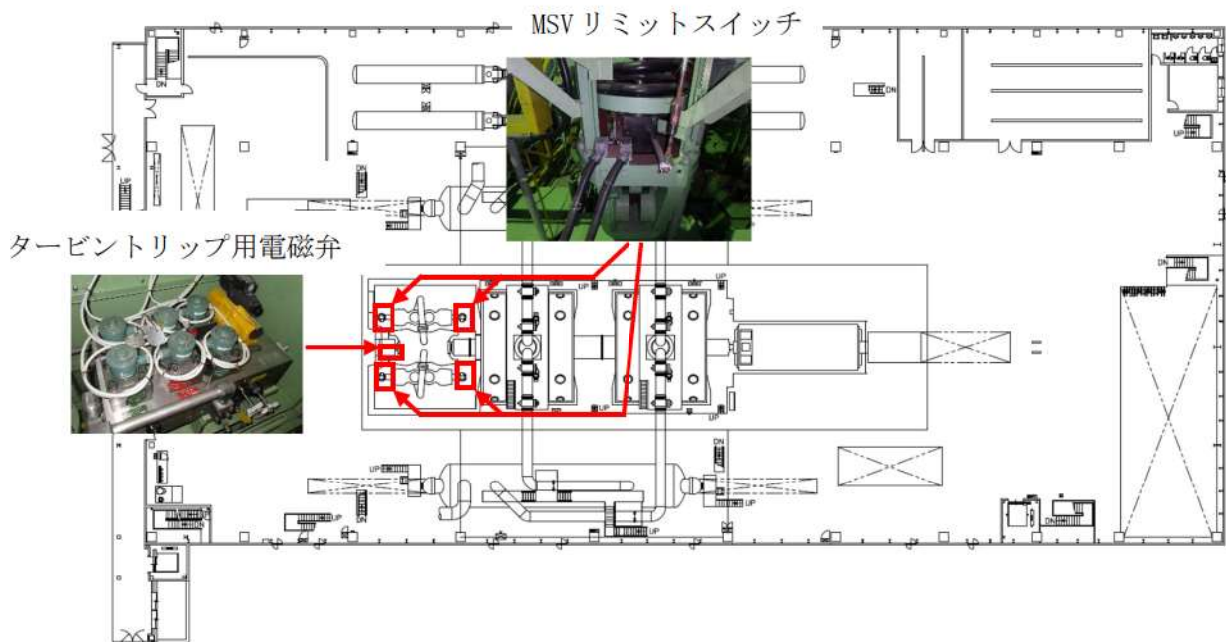


図1 タービントリップ機能を有するMS-3設備の概要図



タービン建屋 1FL



タービン建屋 2FL

図2 タービントリップ機能を有する MS-3 設備の配置場所

3. 溢水の発生に伴う運転時の異常な過渡変件事象の発生時の考察

タービントリップ機能が期待される「蒸気発生器への過剰給水」事象については、原子炉の出力運転中に、給水制御系の故障、誤操作等により、主給水制御弁が1個全開し、蒸気発生器への給水が過剰となり、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定している。

主給水制御弁は原子炉建屋内の主蒸気管室に設置されており、タービン建屋内で溢水が発生した場合においても物理的に離隔されているため、主給水制御弁の全開は起こらない。なお、タービン建屋内で溢水が発生した場合において給水制御系の故障が仮に発生した場合においても、以下の防止対策、拡大防止対策を講じている。

(1) 防止対策

主給水制御弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が二つ以上同時に全開とならない設計としている。

(2) 拡大防止対策

- a. 通常運転中は、中央制御室で「蒸気発生器水位」、「主給水流量」等の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており、早期に異常現象の発生が検知できる。
- b. 蒸気発生器の水位が異常に上昇した場合には、「蒸気発生器水位高」信号により主給水制御弁を全閉する。また、同時に中央制御室に警報を発信し、運転員の注意を喚起する。

4. 結論

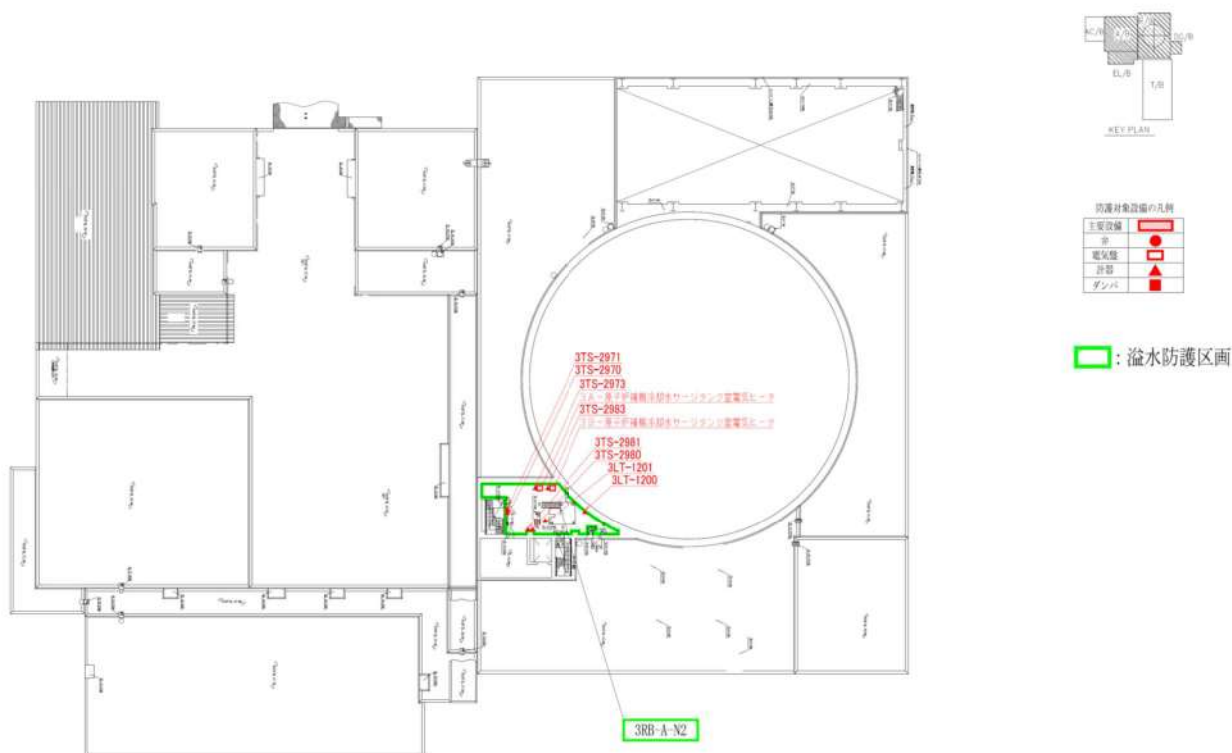
内部溢水により「蒸気発生器への過剰給水」事象の発生のおそれはなく、仮に発生した場合においても防止対策がとられていることから、溢水防護上、タービントリップ機能は原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な機能には該当しない。

以上より、タービントリップ機能を有するMS-3設備については溢水による影響評価の対象から除外する。

溢水影響評価上の防護対象設備の配置について

1. 溢水影響評価上の防護対象設備の配置について

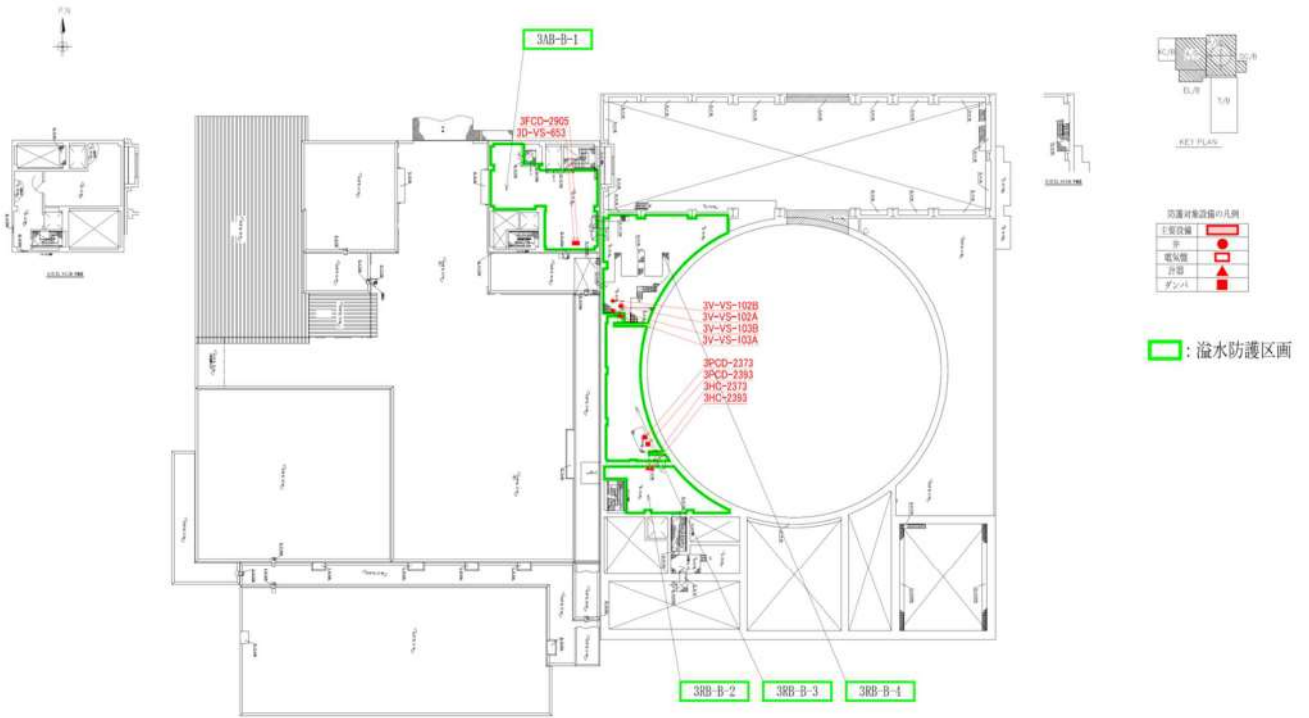
添付資料 4 表 1 にて抽出された溢水影響評価上の防護対象設備が、添付資料 7 で設定した区画上のどこに配置されているかについて、防護対象設備の配置について図 1 に示す。



泊発電所3号炉
内部溢水防護対象設備配置図(1/12)
T.P. 43.6m

3RB-A-N2			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
原子炉補機冷却水系	3-原子炉補機冷却水サージタンク水位 (III)	3LT-1200	1.02
原子炉補機冷却水系	3-原子炉補機冷却水サージタンク水位 (IV)	3LT-1201	1
換気空調系	3A-原子炉補機冷却水サージタンク室電気ヒータ	3VSE3A	2.49
換気空調系	3B-原子炉補機冷却水サージタンク室電気ヒータ	3VSE3B	2.49
換気空調系	3A-原子炉補機冷却水サージタンク室内空気温度 (1)	3TS-2970	1.42
換気空調系	3A-原子炉補機冷却水サージタンク室内空気温度 (2)	3TS-2971	1.42
換気空調系	3B-原子炉補機冷却水サージタンク室内空気温度 (1)	3TS-2980	1.41
換気空調系	3B-原子炉補機冷却水サージタンク室内空気温度 (2)	3TS-2981	1.41
換気空調系	3A-原子炉補機冷却水サージタンク室電気ヒータ (3VSE3A) 出口空気温度 (2)	3TS-2973	2.58
換気空調系	3B-原子炉補機冷却水サージタンク室電気ヒータ (3VSE3B) 出口空気温度 (2)	3TS-2983	2.57

図 1 防護対象設備配置図 (1/15)



泊発電所3号炉
内部溢水防護対象設備配置図(2/12)
T.P. 40. 3m

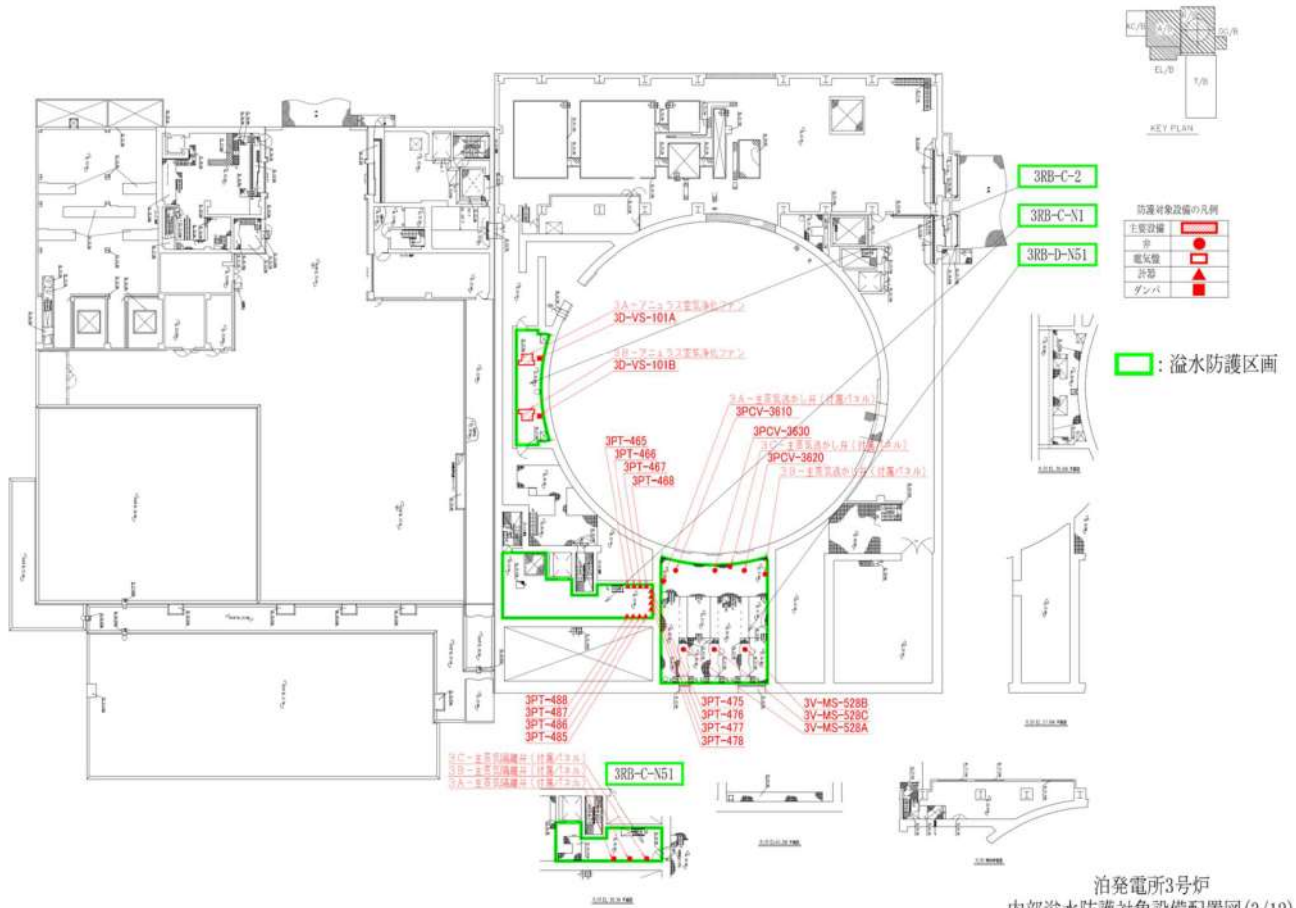
3AB-B-1			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
換気空調系	3-試料採取室排気隔離ダンパ	3D-VS-653	3.29
換気空調系	3-試料採取室排気風量制御ダンパ	3FCD-2905	3.61

3RB-B-2			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
換気空調系	3A-アニュラス戻りダンパ流量設定器	3HC-2373	1.44
換気空調系	3B-アニュラス戻りダンパ流量設定器	3HC-2393	1.44

3RB-B-3			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
換気空調系	3A-アニュラス戻りダンパ	3PCD-2373	4.86
換気空調系	3B-アニュラス戻りダンパ	3PCD-2393	4.86

3RB-B-4			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
換気空調系	3A-アニュラス全量排気弁	3V-VS-102A	4.16
換気空調系	3B-アニュラス全量排気弁	3V-VS-102B	4.17
換気空調系	3A-アニュラス少量排気弁	3V-VS-103A	3.1
換気空調系	3B-アニュラス少量排気弁	3V-VS-103B	3.12

図1 防護対象設備配置図 (2/15)



泊発電所3号炉
内部洪水防護対象設備配置図(3/12)
T. P. 33. 1m

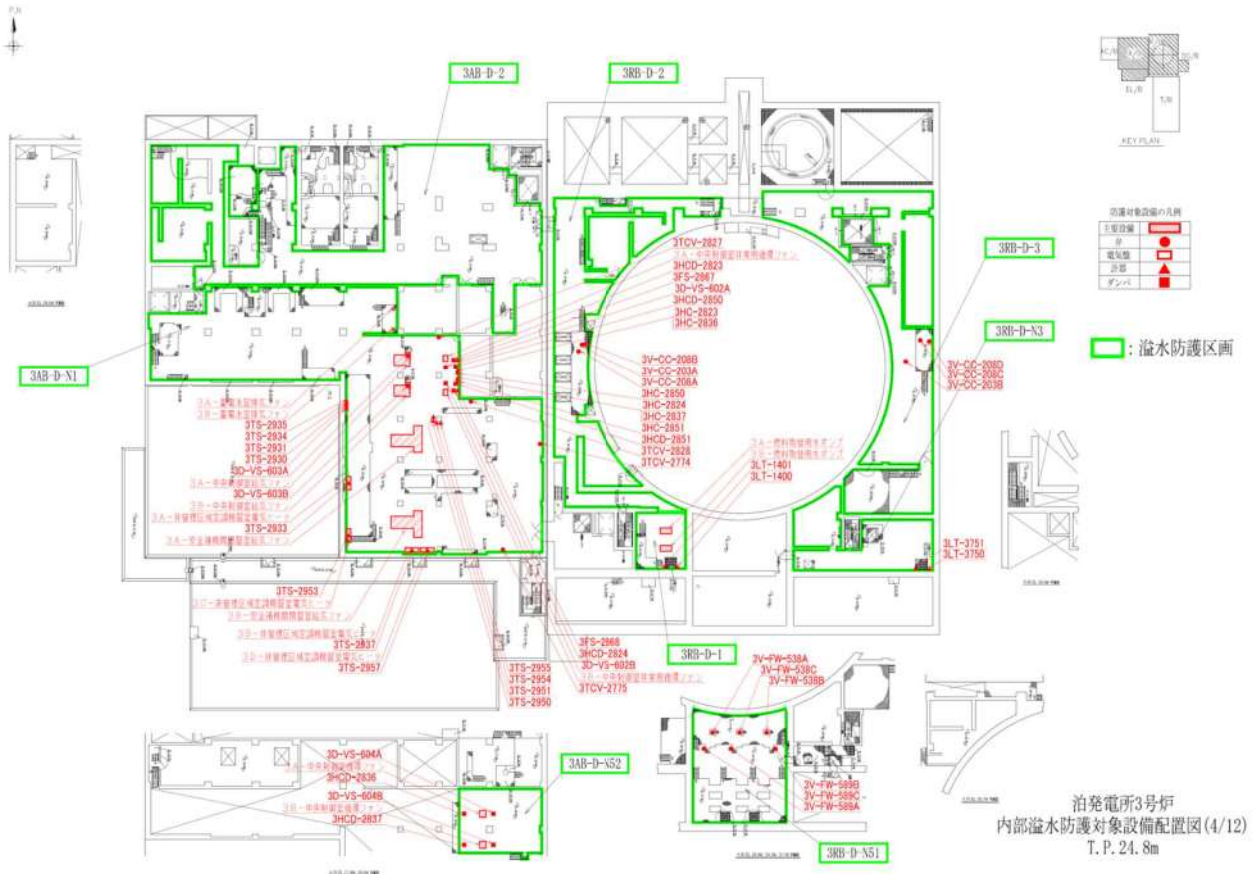
3RB-C-2			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
換気空調系	3 A-アニュラス空気浄化ファン	3VSF9A	0.15
換気空調系	3 B-アニュラス空気浄化ファン	3VSF9B	0.15
換気空調系	3 A-アニュラス排気ダンパ	3D-VS-101A	4.02
換気空調系	3 B-アニュラス排気ダンパ	3D-VS-101B	4.02

3RB-C-N1			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
主蒸気系	3 A-主蒸気ライン圧力 (I)	3PT-465	0.79
主蒸気系	3 A-主蒸気ライン圧力 (II)	3PT-466	0.79
主蒸気系	3 A-主蒸気ライン圧力 (III)	3PT-467	0.79
主蒸気系	3 A-主蒸気ライン圧力 (IV)	3PT-468	0.8
主蒸気系	3 B-主蒸気ライン圧力 (I)	3PT-475	0.79
主蒸気系	3 B-主蒸気ライン圧力 (II)	3PT-476	0.79
主蒸気系	3 B-主蒸気ライン圧力 (III)	3PT-477	0.79
主蒸気系	3 B-主蒸気ライン圧力 (IV)	3PT-478	0.79
主蒸気系	3 C-主蒸気ライン圧力 (I)	3PT-485	0.79
主蒸気系	3 C-主蒸気ライン圧力 (II)	3PT-486	0.79
主蒸気系	3 C-主蒸気ライン圧力 (III)	3PT-487	0.79
主蒸気系	3 C-主蒸気ライン圧力 (IV)	3PT-488	0.79

3RB-D-N51			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
主蒸気系	3 A-主蒸気逃がし弁	3PCV-3610	8.62
主蒸気系	3 B-主蒸気逃がし弁	3PCV-3620	8.62
主蒸気系	3 C-主蒸気逃がし弁	3PCV-3630	8.62
主蒸気系	3 A-主蒸気逃がし弁 (付属パネル)	3PCV-3610	8.3
主蒸気系	3 B-主蒸気逃がし弁 (付属パネル)	3PCV-3620	8.3
主蒸気系	3 C-主蒸気逃がし弁 (付属パネル)	3PCV-3630	8.3
主蒸気系	3 A-主蒸気隔離弁	3V-MS-528A	7.12
主蒸気系	3 B-主蒸気隔離弁	3V-MS-528B	7.12
主蒸気系	3 C-主蒸気隔離弁	3V-MS-528C	7.12

3RB-C-N51			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
主蒸気系	3 A-主蒸気隔離弁 (付属パネル)	3V-MS-528A	0.6
主蒸気系	3 B-主蒸気隔離弁 (付属パネル)	3V-MS-528B	0.6
主蒸気系	3 C-主蒸気隔離弁 (付属パネル)	3V-MS-528C	0.6

図1 防護対象設備配置図 (3/15)

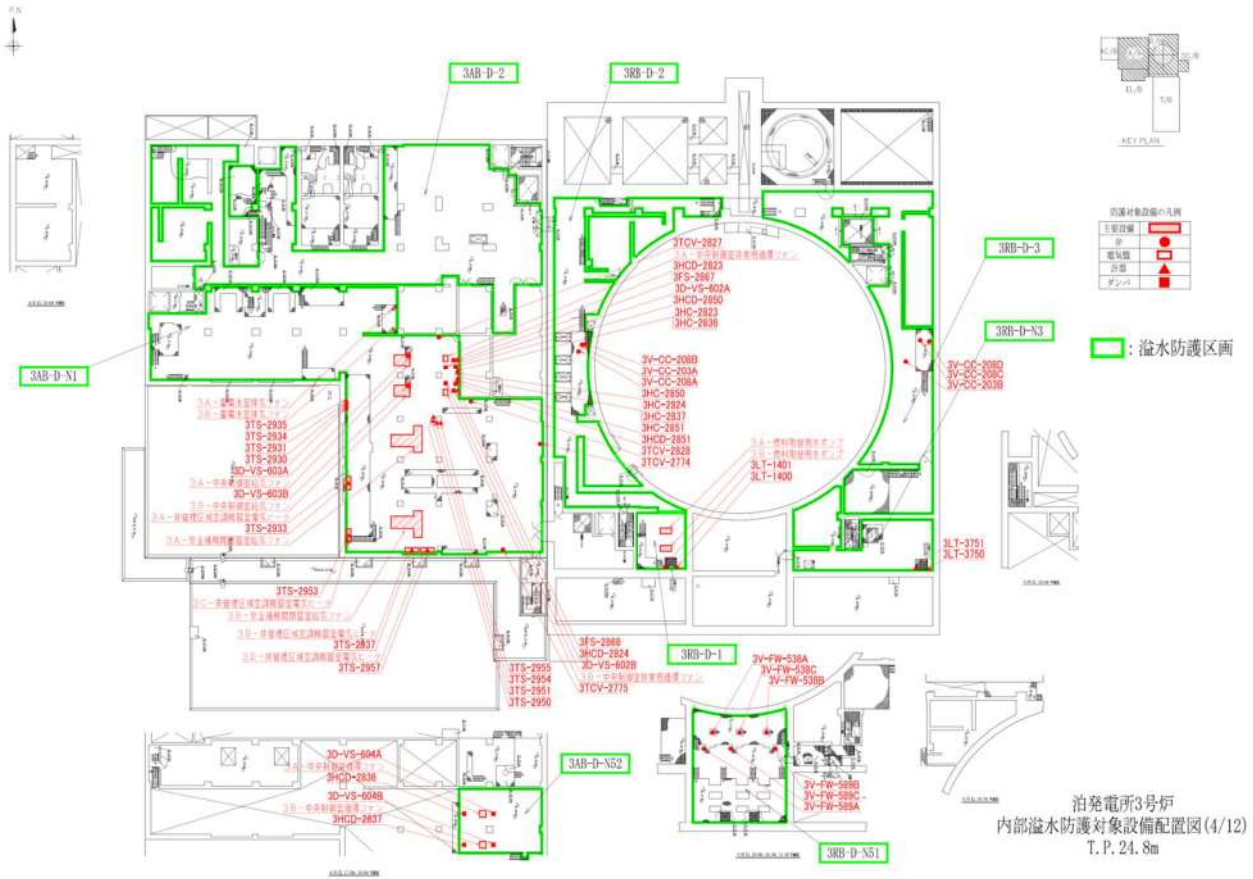


泊発電所3号炉
内部溢水防護対象設備配置図(4/12)
T. P. 24. 8m

3AB-D-N1				
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)	
換気空調系	3 A - 安全補機閉器室給気ファン	3VSF27A	0.15	
換気空調系	3 B - 安全補機閉器室給気ファン	3VSF27B	0.15	
換気空調系	3 A - 蓄電池室排気ファン	3VSF31A	1.52	
換気空調系	3 B - 蓄電池室排気ファン	3VSF31B	1.51	
換気空調系	3 A - 中央制御室給気ファン	3VSF21A	0.15	
換気空調系	3 B - 中央制御室給気ファン	3VSF21B	0.15	
換気空調系	3 A - 中央制御室給気ファン出口ダンパ	3D-VS-603A	3.79	
換気空調系	3 B - 中央制御室給気ファン出口ダンパ	3D-VS-603B	3.79	
換気空調系	3 A - 中央制御室循環風量調節ダンパ流量設定器	3HC-2836	1.14	
換気空調系	3 B - 中央制御室循環風量調節ダンパ流量設定器	3HC-2837	1.14	
換気空調系	3 A - 中央制御室非常用循環ファン	3VSF22A	0.15	
換気空調系	3 B - 中央制御室非常用循環ファン	3VSF22B	0.15	
換気空調系	3 A - 中央制御室非常用循環ファン出口空気流量	3FS-2867	1.34	
換気空調系	3 B - 中央制御室非常用循環ファン出口空気流量	3FS-2868	1.34	
換気空調系	3 A - 中央制御室非常用循環ファン入口ダンパ	3D-VS-602A	0.36	
換気空調系	3 B - 中央制御室非常用循環ファン入口ダンパ	3D-VS-602B	0.38	
換気空調系	3 A - 中央制御室外気取入風量調節ダンパ	3HC-2823	5.31	
換気空調系	3 B - 中央制御室外気取入風量調節ダンパ	3HC-2824	5.31	
換気空調系	3 A - 中央制御室外気取入風量調節ダンパ流量設定器	3HC-2823	1.64	
換気空調系	3 B - 中央制御室外気取入風量調節ダンパ流量設定器	3HC-2824	1.64	
換気空調系	3 A - 中央制御室事故時外気取入風量調節ダンパ	3HC-2850	4.62	
換気空調系	3 B - 中央制御室事故時外気取入風量調節ダンパ	3HC-2851	4.94	
換気空調系	3 A - 中央制御室事故時外気取入風量調節ダンパ流量設定器	3HC-2850	1.14	
換気空調系	3 B - 中央制御室事故時外気取入風量調節ダンパ流量設定器	3HC-2851	1.14	
換気空調系	3 A - 非管理区域空調機器室電気ヒータ	3VSE2A	2.5	
換気空調系	3 B - 非管理区域空調機器室電気ヒータ	3VSE2B	2.57	
換気空調系	3 C - 非管理区域空調機器室電気ヒータ	3VSE2C	2.5	
換気空調系	3 D - 非管理区域空調機器室電気ヒータ	3VSE2D	2.57	
換気空調系	3 A - 非管理区域空調機器室室内空気温度 (1)	3TS-2930	1.42	
換気空調系	3 A - 非管理区域空調機器室室内空気温度 (2)	3TS-2931	1.42	
換気空調系	3 B - 非管理区域空調機器室室内空気温度 (1)	3TS-2934	1.41	
換気空調系	3 B - 非管理区域空調機器室室内空気温度 (2)	3TS-2935	1.42	
換気空調系	3 C - 非管理区域空調機器室室内空気温度 (1)	3TS-2950	1.42	
換気空調系	3 C - 非管理区域空調機器室室内空気温度 (2)	3TS-2951	1.42	
換気空調系	3 D - 非管理区域空調機器室室内空気温度 (1)	3TS-2954	1.42	
換気空調系	3 D - 非管理区域空調機器室室内空気温度 (2)	3TS-2955	1.41	
換気空調系	3 A - 非管理区域空調機器室電気ヒータ (3VSE2A) 出口空気温度 (2)	3TS-2933	2.53	
換気空調系	3 B - 非管理区域空調機器室電気ヒータ (3VSE2B) 出口空気温度 (2)	3TS-2937	2.65	
換気空調系	3 C - 非管理区域空調機器室電気ヒータ (3VSE2C) 出口空気温度 (2)	3TS-2953	2.48	
換気空調系	3 D - 非管理区域空調機器室電気ヒータ (3VSE2D) 出口空気温度 (2)	3TS-2957	2.64	
空調用冷水系	3 A - 安全補機閉器室給気ユニット冷水温度制御弁	3TCV-2774	1.2	
空調用冷水系	3 B - 安全補機閉器室給気ユニット冷水温度制御弁	3TCV-2775	1.2	
空調用冷水系	3 A - 中央制御室給気ユニット冷水温度制御弁	3TCV-2827	1.2	
空調用冷水系	3 B - 中央制御室給気ユニット冷水温度制御弁	3TCV-2828	1.2	

図 1 防護対象設備配置図 (4/15)

9条-別添1-補足 6-4



泊発電所3号炉
内部溢水防護対象設備配置図(4/12)
T. P. 24. 8m

3AB-D-N52				
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)	
換気空調系	3 A-中央制御室循環ファン	3VVF20A	0.15	
換気空調系	3 B-中央制御室循環ファン	3VVF20B	0.15	
換気空調系	3 A-中央制御室循環ファン入口ダンパ	3D-VS-604A	0.25	
換気空調系	3 B-中央制御室循環ファン入口ダンパ	3D-VS-604B	0.26	
換気空調系	3 A-中央制御室循環風量調節ダンパ	3HCD-2836	0.25	
換気空調系	3 B-中央制御室循環風量調節ダンパ	3HCD-2837	0.25	

3RB-D-N51				
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)	
補助給水系	3 A-補助給水隔離弁	3V-FW-589A	0.5	
補助給水系	3 B-補助給水隔離弁	3V-FW-589B	0.5	
補助給水系	3 C-補助給水隔離弁	3V-FW-589C	0.5	
主給水系	3 A-主給水隔離弁	3V-FW-538A	1.3	
主給水系	3 B-主給水隔離弁	3V-FW-538B	1.3	
主給水系	3 C-主給水隔離弁	3V-FW-538C	1.3	

3RB-D-N3				
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)	
補助給水系	3-補助給水ビット水位 (I)	3LT-3750	1	
補助給水系	3-補助給水ビット水位 (II)	3LT-3751	1	

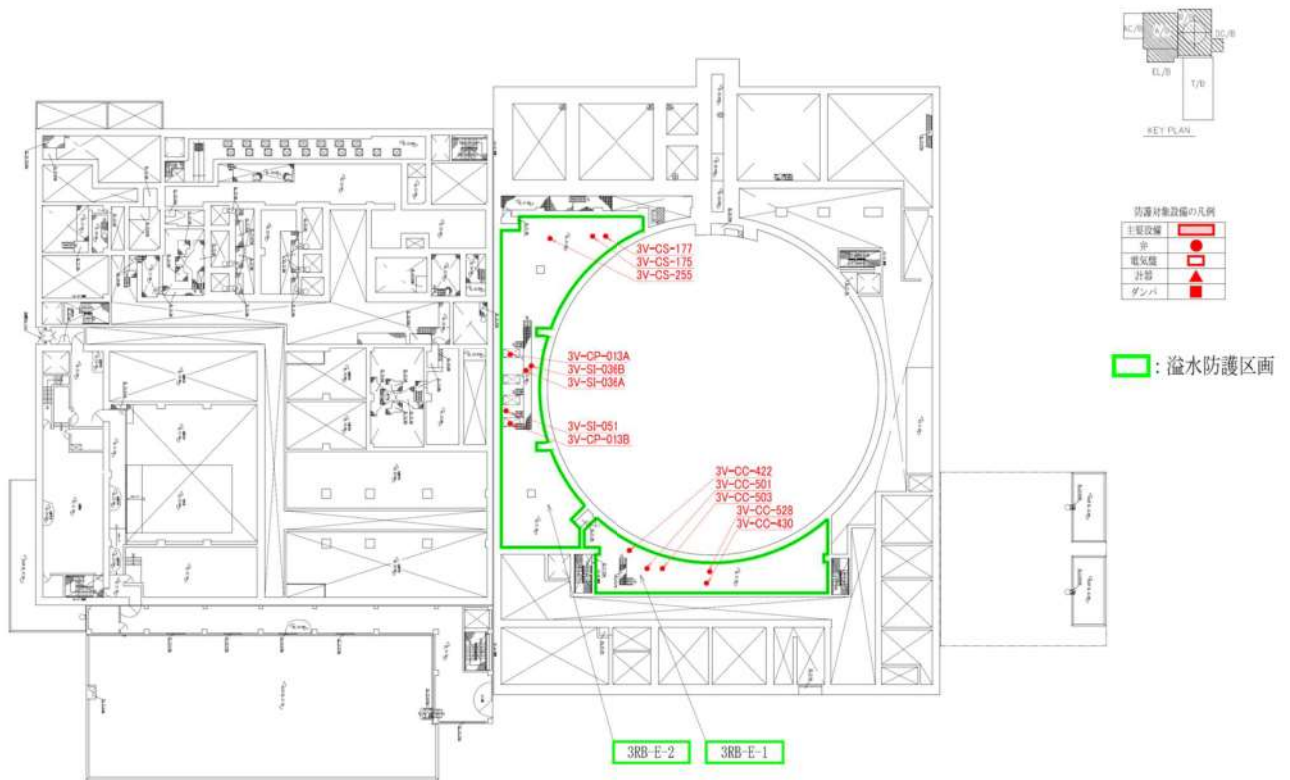
3RB-D-1				
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)	
燃料取替用水系	3 A-燃料取替用水ポンプ	3RFP1A	0.51	
燃料取替用水系	3 B-燃料取替用水ポンプ	3RFP1B	0.51	
燃料取替用水系	3-燃料取替用水ビット水位 (I)	3LT-1400	1.03	
燃料取替用水系	3-燃料取替用水ビット水位 (II)	3LT-1401	1.03	

3RB-D-2				
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)	
原子炉補機冷却水系	3 A、B-C/V再循環ユニット補機冷却水出口C/V外側隔離弁	3V-CC-203A	1	
原子炉補機冷却水系	3 A-C/V再循環ユニット補機冷却水出口C/V外側隔離弁	3V-CC-208A	3.94	
原子炉補機冷却水系	3 B-C/V再循環ユニット補機冷却水出口C/V外側隔離弁	3V-CC-208B	3.94	

3RB-D-3				
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)	
原子炉補機冷却水系	3 C、D-C/V再循環ユニット補機冷却水出口C/V外側隔離弁	3V-CC-203B	1.2	
原子炉補機冷却水系	3 C-C/V再循環ユニット補機冷却水出口C/V外側隔離弁	3V-CC-208C	3.94	
原子炉補機冷却水系	3 D-C/V再循環ユニット補機冷却水出口C/V外側隔離弁	3V-CC-208D	3.94	

図1 防護対象設備配置図 (5/15)

9条-別添1-補足 6-5

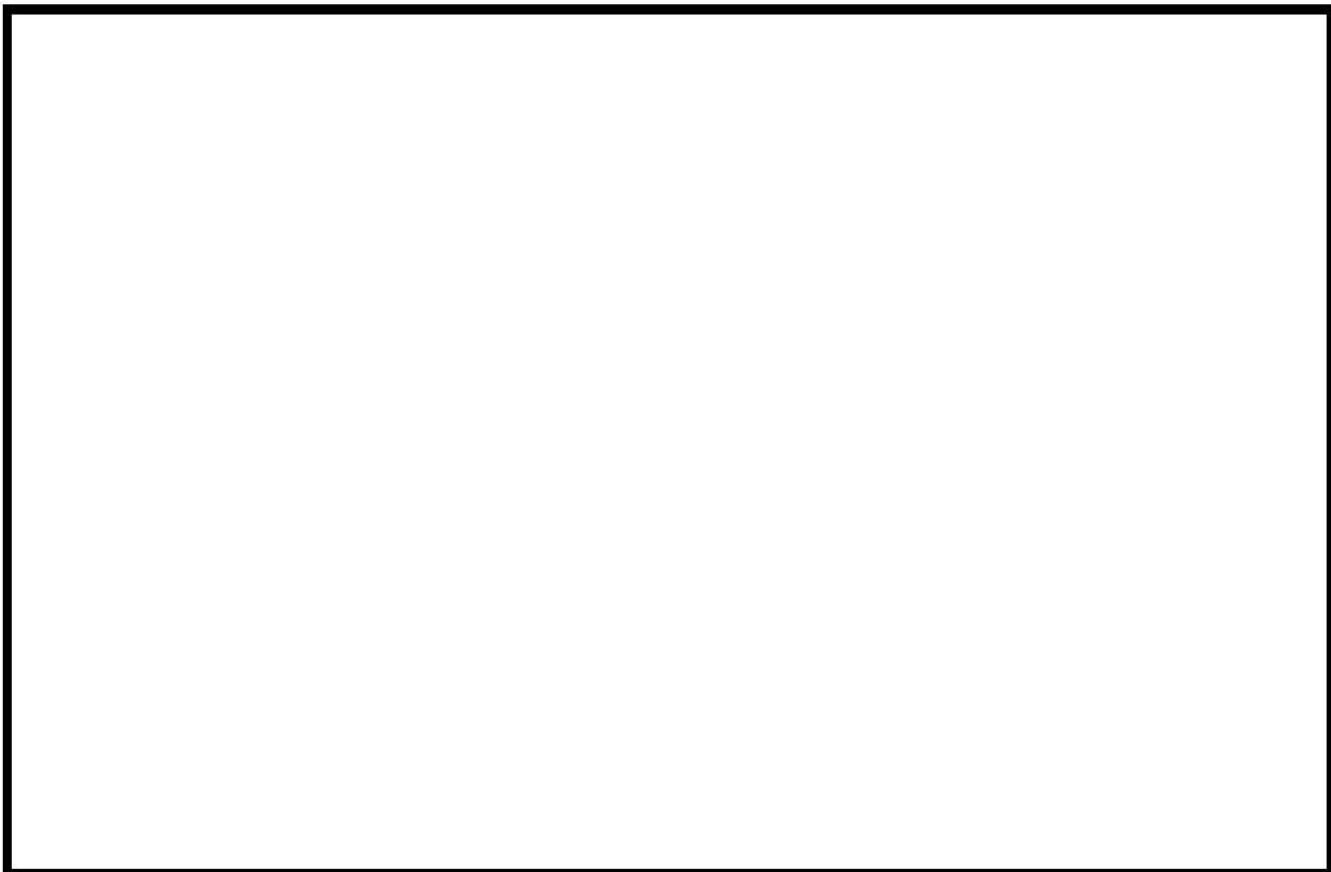


泊発電所3号炉
内部溢水防護対象設備配置図(5/12)
T. P. 17, 8m(中間床)

3RB-E-1			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
原子炉補機冷却水系	3-余剰抽出冷却器等補機冷却水入口C/V外側隔離弁	3V-CC-422	1.38
原子炉補機冷却水系	3-余剰抽出冷却器等補機冷却水出口C/V外側隔離弁	3V-CC-430	0.88
原子炉補機冷却水系	3-1次冷却材ポンプ補機冷却水入口止め弁	3V-CC-501	1.12
原子炉補機冷却水系	3-1次冷却材ポンプ補機冷却水入口C/V外側隔離弁	3V-CC-503	1.12
原子炉補機冷却水系	3-1次冷却材ポンプ補機冷却水出口C/V外側隔離弁	3V-CC-528	1.12

3RB-E-2			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
化学体積制御系	3-充てんラインC/V外側止め弁	3V-CS-175	0.6
化学体積制御系	3-充てんラインC/V外側隔離弁	3V-CS-177	0.6
化学体積制御系	3-1次冷却材ポンプ封水戻りラインC/V外側隔離弁	3V-CS-255	0.86
原子炉格納容器スプレイ系	3A-格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	3V-CP-013A	1.12
原子炉格納容器スプレイ系	3B-格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	3V-CP-013B	1.12
高圧注入系	3-ほう酸注入タンク出口C/V外側隔離弁A	3V-SI-036A	0.6
高圧注入系	3-ほう酸注入タンク出口C/V外側隔離弁B	3V-SI-036B	0.6
高圧注入系	3-補助高圧注入ラインC/V外側隔離弁	3V-SI-051	0.6

図1 防護対象設備配置図 (6/15)



3AB-F-1			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
化学体積制御系	3A-ほう酸タンク水位 (I)	3LT-206	1
化学体積制御系	3B-ほう酸タンク水位 (II)	3LT-208	0.99
原子炉補機冷却水系	3-B A、WDおよびLDエバポ補機冷却水戻りライン第1止め弁	3V-CQ-351	0.62
原子炉補機冷却水系	3-B A、WDおよびLDエバポ補機冷却水戻りライン第2止め弁	3V-CC-352	0.62

3AB-F-20			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
化学体積制御系	3B-ほう酸ポンプ	3CSP2B	0.43

3AB-F-21			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
化学体積制御系	3A-ほう酸ポンプ	3CSP2A	0.43

3AB-F-23			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
高圧注入系	3-ほう酸注入タンク入口弁A	3V-SI-032A	0.89
高圧注入系	3-ほう酸注入タンク入口弁B	3V-SI-032B	0.89

3AB-F-N13			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
関連設備	3-工学的安全施設作動盤 (トレンA)	3EFA	0.04
関連設備	3-原子炉安全保護盤 (チャンネルI)	3PI	0.04
関連設備	3-原子炉安全保護盤 (チャンネルII)	3PII	0.04
関連設備	3-安全系FDPプロセッサ (トレンA) (保守用)	3SFMA	0.04
関連設備	3-安全系FDPプロセッサ (トレンA) (運転用)	3SFDA	0.05
関連設備	3-安全系マルチプレクサ (トレンA)	3SMCA	0.04
関連設備	3-安全系現場制御監視盤 (トレンAグループ1)	3SLCA1	0.04
関連設備	3-安全系現場制御監視盤 (トレンAグループ2)	3SLCA2	0.04
関連設備	3-安全系現場制御監視盤 (トレンAグループ3)	3SLCA3	0.04
換気空調系	3A-安全系計装装置室内空気温度	3TS-2790	1.3

3AB-F-N13			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
関連設備	3-工学的安全施設作動盤 (トレンB)	3EFB	0.04
関連設備	3-原子炉安全保護盤 (チャンネルI)	3PII	0.04
関連設備	3-原子炉安全保護盤 (チャンネルIV)	3PIV	0.04
関連設備	3-安全系FDPプロセッサ (トレンB) (保守用)	3SFB	0.04
関連設備	3-安全系FDPプロセッサ (トレンB) (運転用)	3SFB	0.05
関連設備	3-安全系マルチプレクサ (トレンB)	3SMCB	0.04
関連設備	3-安全系現場制御監視盤 (トレンBグループ1)	3SLCB1	0.04
関連設備	3-安全系現場制御監視盤 (トレンBグループ2)	3SLCB2	0.04
関連設備	3-安全系現場制御監視盤 (トレンBグループ3)	3SLCB3	0.04
換気空調系	3B-安全系計装装置室内空気温度	3TS-2791	1.3

3AB-F-N8			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
関連設備	3-運転コンソール	3MCR	0.2
関連設備	3A-共通要因故障対策操作盤	3CMFA	0.33
関連設備	3B-共通要因故障対策操作盤	3CMFB	0.33
換気空調系	3-中央制御室内空気温度 (2)	3TS-2846	1.3
換気空調系	3-中央制御室内空気温度 (3)	3TS-2847	1.3

3RB-F-2			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
制御用空気系	3A-制御用空気ヘッダ圧力 (III)	3PT-1800	1.02
制御用空気系	3B-制御用空気ヘッダ圧力 (IV)	3PT-1810	1.01
制御用空気系	3A-制御用空気C/V外側隔離弁	3V-1A-510A	0.75
制御用空気系	3B-制御用空気C/V外側隔離弁	3V-1A-510B	0.75
原子炉格納容器スプレイ系	3-格納容器圧力 (I)	3PT-590	0.85
原子炉格納容器スプレイ系	3-格納容器圧力 (II)	3PT-591	0.85
原子炉格納容器スプレイ系	3-格納容器圧力 (III)	3PT-592	0.85
原子炉格納容器スプレイ系	3-格納容器圧力 (IV)	3PT-593	0.85

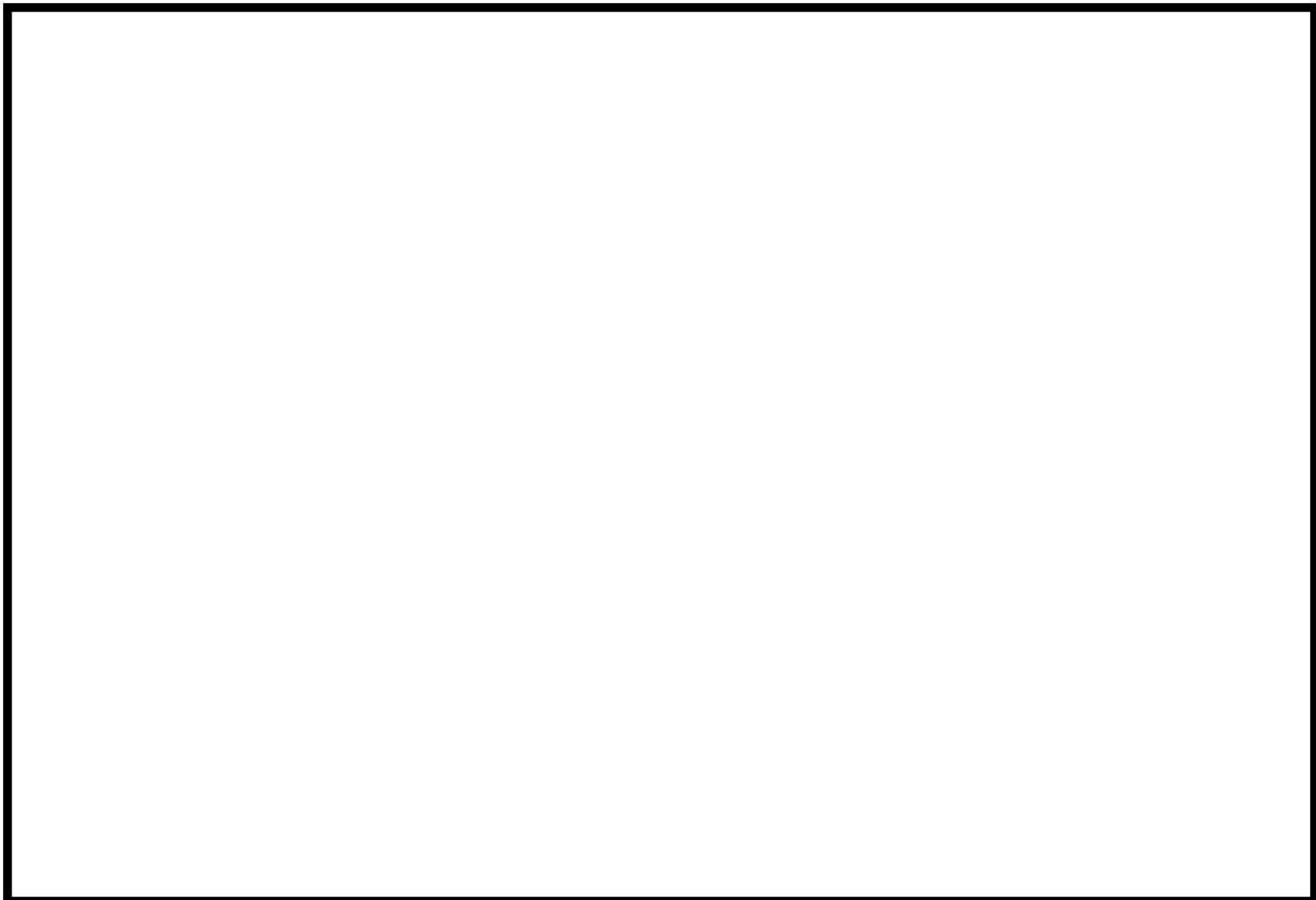
3RB-F-N10			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
換気空調系	3A-ディーゼル発電機室給気ファン	3VSF38A	0.19
換気空調系	3B-ディーゼル発電機室給気ファン	3VSF39B	0.19
換気空調系	3A-ディーゼル発電機室外気取入風量調節ダンパ	3HCD-2741	4.11
換気空調系	3A-ディーゼル発電機室外気取入風量調節ダンパ流量設定器	3HC-2741	1.44

3RB-F-N3			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
関連設備	3-原子炉トリップ遮断器盤 (チャンネルI)	3RTI	0.06
関連設備	3-原子炉トリップ遮断器盤 (チャンネルII)	3RTII	0.06
関連設備	3-原子炉トリップ遮断器盤 (チャンネルIII)	3RTIII	0.06
関連設備	3-原子炉トリップ遮断器盤 (チャンネルIV)	3RTIV	0.06

3RB-F-N8			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
換気空調系	3C-ディーゼル発電機室給気ファン	3VSF39C	0.19
換気空調系	3D-ディーゼル発電機室給気ファン	3VSF39D	0.19
換気空調系	3B-ディーゼル発電機室外気取入風量調節ダンパ	3HCD-2742	4.11
換気空調系	3B-ディーゼル発電機室外気取入風量調節ダンパ流量設定器	3HC-2742	1.44

図1 防護対象設備配置図 (7/15)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。
9条-別添1-補足6-7



3RB-H-4			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
原子炉補機冷却水系	3A-使用済燃料ピット冷却器補機冷却水入口弁	3V-CC-151A	0.55
原子炉補機冷却水系	3B-使用済燃料ピット冷却器補機冷却水入口弁	3V-CC-151B	0.55
原子炉補機冷却水系	3A-使用済燃料ピット冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-159A	0.55
原子炉補機冷却水系	3B-使用済燃料ピット冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-159B	0.55

3RB-H-7			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
使用済燃料ピット水浄化冷却系	3A-使用済燃料ピットポンプ	3SFP1A	0.69
使用済燃料ピット水浄化冷却系	3B-使用済燃料ピットポンプ	3SFP1B	0.69

3RB-H-N1			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
補助給水系	3A-補助給水ライン流量 (I1)	3FT-3766	1.02
補助給水系	3B-補助給水ライン流量 (I11)	3FT-3776	1
補助給水系	3C-補助給水ライン流量 (I1V)	3FT-3786	1.02
関連設備	3タービン駆補助給水ポンプ駆動盤トレンA	3TDA	0.37
関連設備	3タービン駆補助給水ポンプ駆動盤トレンB	3TDB	0.37
関連設備	3-補助給水ポンプ出口流量調節弁盤トレンA	3AFNA	0.43
関連設備	3-補助給水ポンプ出口流量調節弁盤トレンB	3AFNB	0.43

3RB-H-N10			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
関連設備	3B-ディーゼル発電機コントロールセンタ	3GCC-B	0.1
非常用所内電源系	3B-ディーゼル発電機制御盤	3EGB	0.07

3RB-H-N11			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
関連設備	3A-ディーゼル発電機コントロールセンタ	3GCC-A	0.1
非常用所内電源系	3A-ディーゼル発電機制御盤	3EGBA	0.07

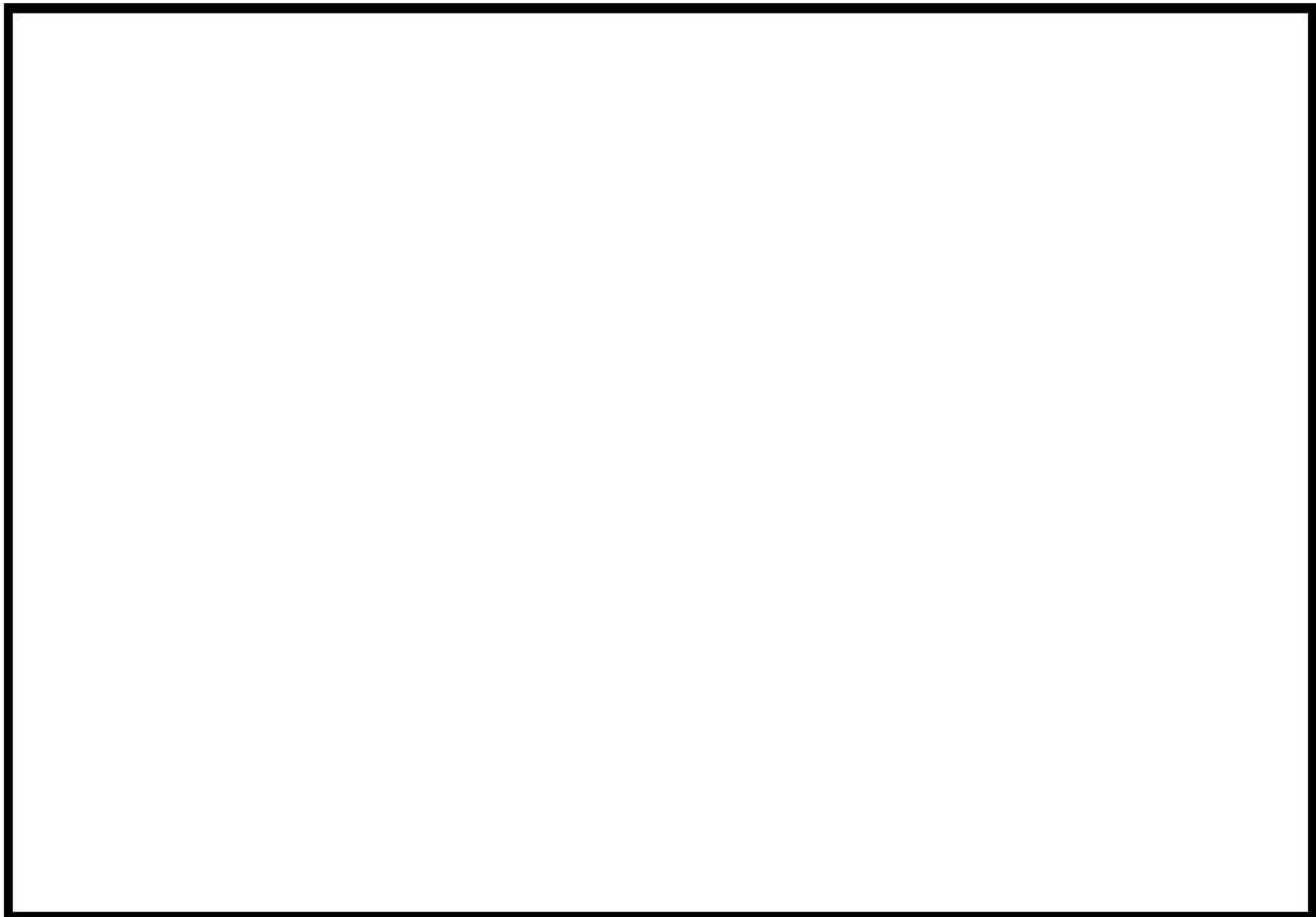
3RB-H-N2			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
制御用空気系	3A-制御用空気圧縮機	31AE1A	0.4
制御用空気系	3A-制御用空気Cヘッド供給弁	3V-1A-501A	0.5
制御用空気系	3B-制御用空気Cヘッド供給弁	3V-1A-501B	0.5
関連設備	3A-制御用空気圧縮機容量調節盤	31APA	0.3
関連設備	3A-制御用空気圧縮機容量調節盤	31AMPA	0.79
換気空調系	3A-制御用空気圧縮機室内空気温度 (1)	3TS-2702	1.39
換気空調系	3A-制御用空気圧縮機室内空気温度 (2)	3TS-2703	1.39
換気空調系	3A-制御用空気圧縮機電気ヒータ	3VSE1A	2.8
換気空調系	3A-制御用空気圧縮機室内空気温度 (5)	3TS-2910	1.4
換気空調系	3A-制御用空気圧縮機室内空気温度 (6)	3TS-2911	1.39
換気空調系	3A-制御用空気圧縮機電気ヒータ (3VSE1A) 出口空気温度 (2)	3TS-2913	2.82

3RB-H-N3			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
制御用空気系	3B-制御用空気圧縮機	31AE1B	0.4
制御用空気系	3A-制御用空気主高気速がし弁供給弁	3V-1A-505A	0.5
制御用空気系	3B-制御用空気主高気速がし弁供給弁	3V-1A-505B	0.5
関連設備	3B-制御用空気圧縮機盤	31APB	0.3
関連設備	3B-制御用空気圧縮機容量調節盤	31AMPB	0.8
換気空調系	3B-制御用空気圧縮機室内空気温度 (1)	3TS-2712	1.39
換気空調系	3B-制御用空気圧縮機室内空気温度 (2)	3TS-2713	1.4
換気空調系	3B-制御用空気圧縮機電気ヒータ	3VSE1B	2.79
換気空調系	3B-制御用空気圧縮機室内空気温度 (5)	3TS-2920	1.4
換気空調系	3B-制御用空気圧縮機室内空気温度 (6)	3TS-2921	1.4
換気空調系	3B-制御用空気圧縮機電気ヒータ (3VSE1B) 出口空気温度 (2)	3TS-2923	2.82

3RB-H-N4			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
補助給水系	3タービン駆補助給水ポンプ	3FNP1	0.67

図1 防護対象設備配置図 (9/15)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



3RB-H-5			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
関連設備	3A-1次冷却材ポンプ母線計測盤	3RB1A	0.04
関連設備	3B-1次冷却材ポンプ母線計測盤	3RB1B	0.04
関連設備	3C-1次冷却材ポンプ母線計測盤	3RB1C	0.04

3RB-H-6			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
補助給水系	3A-電動補助給水ポンプ	3FNP2A	0.3

3RB-H-7			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
補助給水系	3B-電動補助給水ポンプ	3FNP2B	0.3

3AB-H-1			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
原子炉格納容器スプレイス	3-よう素除去薬品タンク注入Aライン止め弁	3V-CP-054A	0.42
原子炉格納容器スプレイス	3-よう素除去薬品タンク注入Bライン止め弁	3V-CP-054B	0.42

3AB-H-2			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
高圧注入系	3B-高圧注入ポンプ燃料取替用水ビット側入口弁	3V-SI-002B	1.84

3AB-H-4			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
化学体積制御系	3C-充てんポンプ	3CSP1C	0.68

3AB-H-6			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
化学体積制御系	3B-充てんポンプ	3CSP1B	0.68

3AB-H-8			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
化学体積制御系	3A-充てんポンプ	3CSP1A	0.68

3AB-H-9			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
高圧注入系	3A-高圧注入ポンプ燃料取替用水ビット側入口弁	3V-SI-002A	1.84

3AB-H-N1			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
関連設備	3B-充電器盤	3CPB	0.1
関連設備	3B-計装用インバータ	31VB	0.1
関連設備	3D-計装用インバータ	31VD	0.1
関連設備	3B1-計装用交流分電盤	31DPB1	0.2
関連設備	3B2-計装用交流分電盤	31DPB2	0.21
関連設備	3D1-計装用交流分電盤	31DPD1	0.2
関連設備	3D2-計装用交流分電盤	31DPD2	0.2
関連設備	3B-計装用交流電源切替器盤	31SPB	0.33
関連設備	3D-計装用交流電源切替器盤	31SPD	0.33
関連設備	3B-補助建屋直流分電盤	3DDPB	0.22
関連設備	3-ソレノイド分電盤トレンB1	3SDB1	0.18
関連設備	3-ソレノイド分電盤トレンB2	3SD02	0.19
関連設備	3-ソレノイド分電盤トレンB3	3SDB3	0.19
関連設備	3-ソレノイド分電盤トレンB4	3SDB4	0.18
関連設備	3B-直流コントロールセンタ	3DCB	0.1
関連設備	3B1-原子炉コントロールセンタ	3RCC-B1	0.1
関連設備	3B2-原子炉コントロールセンタ	3RCC-B2	0.1
関連設備	3B1-パワーコントロールセンタ	3PCC-B1	0.06
関連設備	3B2-パワーコントロールセンタ	3PCC-B2	0.06
関連設備	3B-6.6kVメタクラ	3MC-B	0.15

3AB-H-N3			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
非常用所内電源系	3B-蓄電池	3BATB	0.57

図1 防護対象設備配置図 (10/15)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



3AB-H-N6			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
関連設備	3A-充電器盤	3CPA	0.1
関連設備	3A-計装用インバータ	3IVA	0.1
関連設備	3C-計装用インバータ	3IVC	0.1
関連設備	3A1-計装用交流分電盤	3IDPA1	0.21
関連設備	3A2-計装用交流分電盤	3IDPA2	0.21
関連設備	3C1-計装用交流分電盤	3IDPC1	0.21
関連設備	3C2-計装用交流分電盤	3IDPC2	0.21
関連設備	3A-計装用交流電源切替器盤	3ISPA	0.34
関連設備	3C-計装用交流電源切替器盤	3ISPC	0.34
関連設備	3A-補助建屋直流分電盤	3DDPA	0.22
関連設備	3-ソレノイド分電盤トレンA1	3SDA1	0.2
関連設備	3-ソレノイド分電盤トレンA2	3SDA2	0.2
関連設備	3-ソレノイド分電盤トレンA3	3SDA3	0.2
関連設備	3-ソレノイド分電盤トレンA4	3SDA4	0.2
関連設備	3A-直流コントロールセンタ	3DCA	0.1
関連設備	3A1-原子炉コントロールセンタ	3RCC-A1	0.1
関連設備	3A2-原子炉コントロールセンタ	3RCC-A2	0.1
関連設備	3A1-パワーコントロールセンタ	3PCC-A1	0.06
関連設備	3A2-パワーコントロールセンタ	3PCC-A2	0.06
関連設備	3A-6.6kVメタクラ	3MC-A	0.15

3AB-H-N7			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
非常用所内電源系	3A-蓄電池	3BATA	0.57



3DG-H-N1			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
換気空調系	3B-ディーゼル発電機室室内空気温度 (1)	3TS-2749	5.16
換気空調系	3B-ディーゼル発電機室室内空気温度 (2)	3TS-2750	5.16
換気空調系	3B-ディーゼル発電機室室内空気温度 (3)	3TS-2753	4.41
換気空調系	3B-ディーゼル発電機室室内空気温度 (4)	3TS-2754	4.42

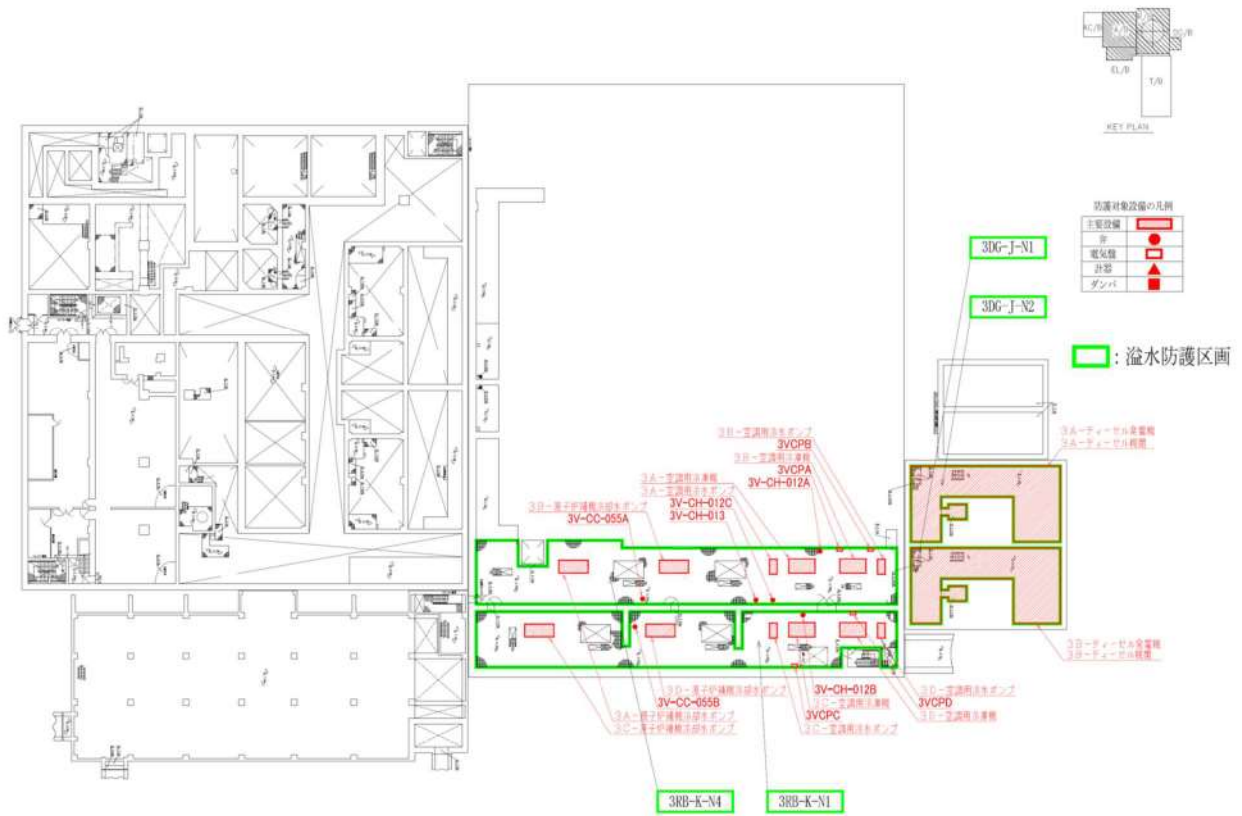
3DG-H-N2			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
換気空調系	3A-ディーゼル発電機室室内空気温度 (1)	3TS-2747	5.8
換気空調系	3A-ディーゼル発電機室室内空気温度 (2)	3TS-2748	5.79
換気空調系	3A-ディーゼル発電機室室内空気温度 (3)	3TS-2751	5.21
換気空調系	3A-ディーゼル発電機室室内空気温度 (4)	3TS-2752	5.21

3RB-J-1			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
余熱除去系	3B-余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁	3V-RH-0588	3.85
高圧注入系	3B-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁	3V-SI-084B	4.07

3RB-J-2			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
余熱除去系	3A-余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁	3V-RH-058A	2.9
高圧注入系	3A-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁	3V-SI-084A	2.9

図1 防護対象設備配置図 (11/15)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



泊発電所3号炉
内部溢水防護対象設備配置図(9/12)
T.P. 2.3m(中間床)

3RB-K-N1			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
原子炉補機冷却水系	3 C-原子炉補機冷却水ポンプ	3CCP1C	2.8
原子炉補機冷却水系	3 D-原子炉補機冷却水ポンプ	3CCP1D	2.8
原子炉補機冷却水系	3-原子炉補機冷却水供給母管B側連絡弁	3V-CC-055B	2.65
空調用冷水系	3 C-空調用冷水ポンプ	3CHP1C	2.43
空調用冷水系	3 D-空調用冷水ポンプ	3CHP1D	2.43
空調用冷水系	3 C-空調用冷凍機	3CHE1C	2.05
空調用冷水系	3 D-空調用冷凍機	3CHE1D	2.05
空調用冷水系	3-空調用冷水B母管入口隔離弁	3V-CH-012B	2.53
関連設備	3 C-空調用冷凍機器	3VCP1C	2.23
関連設備	3 D-空調用冷凍機器	3VCP1D	2.23

3RB-K-N4			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
原子炉補機冷却水系	3 A-原子炉補機冷却水ポンプ	3CCP1A	2.8
原子炉補機冷却水系	3 B-原子炉補機冷却水ポンプ	3CCP1B	2.8
原子炉補機冷却水系	3-原子炉補機冷却水供給母管A側連絡弁	3V-CC-055A	2.65
空調用冷水系	3 A-空調用冷水ポンプ	3CHP1A	2.43
空調用冷水系	3 B-空調用冷水ポンプ	3CHP1B	2.43
空調用冷水系	3 A-空調用冷凍機	3CHE1A	2.05
空調用冷水系	3 B-空調用冷凍機	3CHE1B	2.05
空調用冷水系	3-空調用冷水A母管入口隔離弁	3V-CH-012A	2.55
空調用冷水系	3-空調用冷水C母管入口隔離弁	3V-CH-012C	2.53
空調用冷水系	3-空調用冷水C母管出口隔離弁	3V-CH-013	2.65
関連設備	3 A-空調用冷凍機器	3VCP1A	2.23
関連設備	3 B-空調用冷凍機器	3VCP1B	2.22

3DG-J-N1			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
非常用所内電源系	3 B-ディーゼル発電機	3DGE2B	0.3
非常用所内電源系	3 B-ディーゼル機関	3DGE1B	0.2

3DG-J-N2			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
非常用所内電源系	3 A-ディーゼル発電機	3DGE2A	0.3
非常用所内電源系	3 A-ディーゼル機関	3DGE1A	0.2

図1 防護対象設備配置図 (12/15)



泊発電所3号炉
内部溢水防護対象設備配置図(10/12)
T. P. 2. 3m

3AB-K-4			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
余熱除去系	3A-余熱除去ポンプ出口流量 (I)	3FT-601	1.01
余熱除去系	3B-余熱除去ポンプ出口流量 (II)	3FT-611	1
原子炉補機冷却水系	3A-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-1177A	0.6
原子炉補機冷却水系	3B-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-1177B	0.6
原子炉補機冷却水系	3A-格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-1177A	0.6
原子炉補機冷却水系	3B-格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-1177B	0.6

3AB-K-12			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
高圧注入系	3B-高圧注入ポンプ第1ミニフロー弁	3V-SI-0148	0.72
高圧注入系	3B-高圧注入ポンプ第2ミニフロー弁	3V-SI-0158	0.72
換気空調系	3B-安全補機室冷却ファン	3VSF70B	0.15

3AB-K-13			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
余熱除去系	3B-余熱除去ポンプミニフロー弁	3FCV-611	2.95
余熱除去系	3B-余熱除去ポンプRWSP側入口弁	3V-RH-0518	1.78
余熱除去系	3B-余熱除去ポンプRWSP/再循環サンプル側入口弁	3V-RH-0558	1.78
高圧注入系	3B-高圧注入ポンプ出口C/V外側連絡弁	3V-SI-0208	1

3AB-K-19			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
換気空調系	3B-余熱除去冷却器室内空気温度 (1)	3TS-2641	1.5
換気空調系	3B-余熱除去冷却器室内空気温度 (2)	3TS-2642	1.5

3AB-K-20			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
換気空調系	3A-余熱除去冷却器室内空気温度 (1)	3TS-2631	1.5
換気空調系	3A-余熱除去冷却器室内空気温度 (2)	3TS-2632	1.5

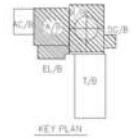
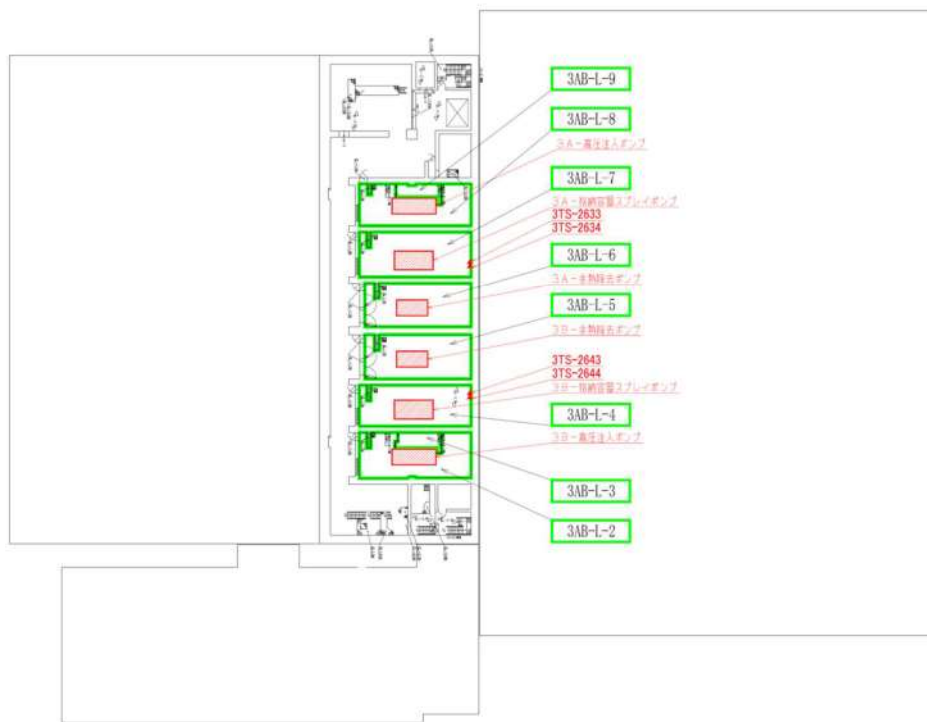
3AB-K-21			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
余熱除去系	3A-余熱除去ポンプミニフロー弁	3FCV-601	2.95
余熱除去系	3A-余熱除去ポンプRWSP側入口弁	3V-RH-051A	1.75
余熱除去系	3A-余熱除去ポンプRWSP/再循環サンプル側入口弁	3V-RH-055A	1.77
高圧注入系	3A-高圧注入ポンプ出口C/V外側連絡弁	3V-SI-020A	1.01

3AB-K-22			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
高圧注入系	3A-高圧注入ポンプ第1ミニフロー弁	3V-SI-014A	0.72
高圧注入系	3A-高圧注入ポンプ第2ミニフロー弁	3V-SI-015A	0.72
換気空調系	3A-安全補機室冷却ファン	3VSF70A	0.15

3RB-K-N1			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
原子炉補機冷却水系	3-原子炉補機冷却水戻り母管B側連絡弁	3V-CC-044B	1.3
原子炉補機冷却水系	3C-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水出口止め弁	3V-SW-571C	0.7
原子炉補機冷却水系	3D-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水出口止め弁	3V-SW-571D	0.7

3RB-K-N4			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
原子炉補機冷却水系	3-原子炉補機冷却水戻り母管A側連絡弁	3V-CC-044A	1.3
原子炉補機冷却水系	3A-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水出口止め弁	3V-SW-571A	0.7
原子炉補機冷却水系	3B-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水出口止め弁	3V-SW-571B	0.7

図1 防護対象設備配置図 (13/15)



防護対象設備の凡例

主要設備	■
弁	●
電気盤	□
計器	▲
ダンパ	■

■ : 溢水防護区画

泊発電所3号炉
内部溢水防護対象設備配置図(11/12)
T.P. -1.7m

3AB-L-2			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
高圧注入系	3 B-高圧注入ポンプ	3SIP1B	0.32

3AB-L-4			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
原子炉格納容器スプレイ系	3 B-格納容器スプレイポンプ	3CPP1B	0.63
換気空調系	3 B-格納容器スプレイポンプ室内空気温度 (1)	3TS-2643	1.46
換気空調系	3 B-格納容器スプレイポンプ室内空気温度 (2)	3TS-2644	1.45

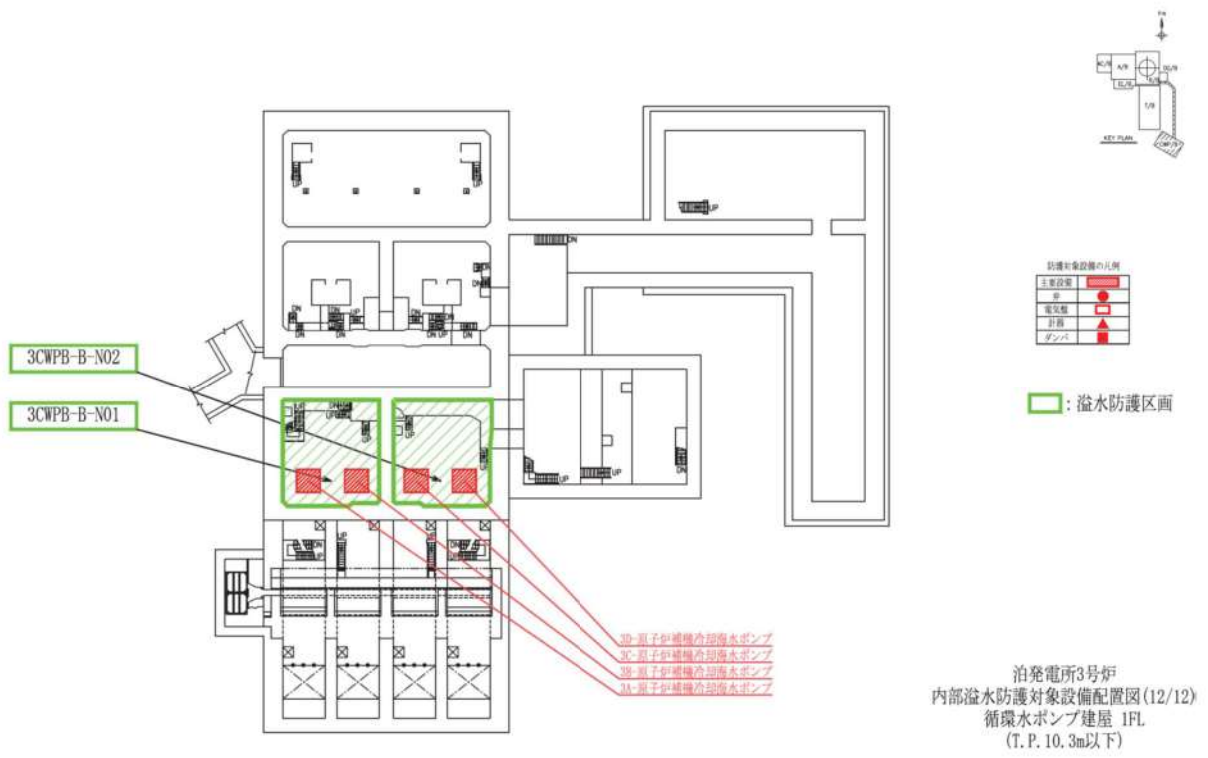
3AB-L-5			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
余熱除去系	3 B-余熱除去ポンプ	3RHP1B	0.75

3AB-L-6			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
余熱除去系	3 A-余熱除去ポンプ	3RHP1A	0.75

3AB-L-7			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
原子炉格納容器スプレイ系	3 A-格納容器スプレイポンプ	3CPP1A	0.63
換気空調系	3 A-格納容器スプレイポンプ室内空気温度 (1)	3TS-2633	1.45
換気空調系	3 A-格納容器スプレイポンプ室内空気温度 (2)	3TS-2634	1.46

3AB-L-8			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
高圧注入系	3 A-高圧注入ポンプ	3SIP1A	0.32

図1 防護対象設備配置図 (14/15)



3CWPB-B-N01			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
原子炉補機冷却海水系	3 A - 原子炉補機冷却海水ポンプ	3SWP1A	1.5
原子炉補機冷却海水系	3 B - 原子炉補機冷却海水ポンプ	3SWP1B	1.5

3CWPB-B-N02			
系統名称	機器名称	機器番号	設置高さ (m)
原子炉補機冷却海水系	3 C - 原子炉補機冷却海水ポンプ	3SWP1C	1.5
原子炉補機冷却海水系	3 D - 原子炉補機冷却海水ポンプ	3SWP1D	1.5

図1 防護対象設備配置図 (15/15)

溢水影響評価の対象外とした設備に関する補足

1. 溢水影響評価から対象外とした設備

添付資料 6（溢水影響評価の対象外とする設備について）にて整理した結果の補足について示す。

2. 「原子炉格納容器内耐環境仕様の設備」についての補足

(1) 原子炉格納容器内防護対象設備の保全状況

原子炉冷却材喪失事故時に機能要求がある原子炉格納容器内防護対象設備については、以下のとおり保全を行っており耐環境性能の維持が図れている。

a. 弁駆動部及び計器

長期使用に伴い Oリング等の熱劣化によるシール性能の低下や放射線の影響による計測値誤差の増加等が懸念されることから、点検周期を設定し定期的に点検を実施している。

b. ケーブル及びケーブル接続部

長期使用に伴い絶縁体等に経年劣化による絶縁性能の低下が懸念されるが、電力用ケーブルは定期的な絶縁抵抗測定により、許容値以上であることを確認している。

制御・計装用ケーブルについては、系統機器の動作、又は計器の指示値等に異常がないことを確認し、絶縁低下による機能低下がないことを確認している。

原子炉格納容器内防護対象設備の溢水影響の確認結果、並びに耐環境性機能維持に係る保全状況を表 1 に示す。

また、ケーブルの被水影響について評価し、影響ないと評価した。その結果について別紙に示す。

表1 原子炉格納容器内防護対象設備リスト (1/4)

機器名称	機器番号	機能喪失高さ (T.P.)	C/V内環境条件の適合性	保全状況			備考
				点検部位	周期	保全内容	
加压器水位	3LT-451, 452, 453, 454	18.8m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	13M	特性試験	
加压器圧力	3PT-451, 452, 453, 454	25.8m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	13M	特性試験	
1次冷却材圧力	3PT-410, 430	18.8m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	13M	特性試験	
1次冷却材高温側温度 (狭域)	3TE-411A, 413A, 415A, 421A, 423A, 425A, 431A, 433A, 435A, 441A, 443A, 445A	22.0m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	13M	特性試験	
1次冷却材低温側温度 (狭域)	3TE-411B, 421B, 431B, 441B	22.0m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	13M	特性試験	
1次冷却材高温側温度 (広域)	3TE-410, 420, 430	23.0m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	13M	特性試験	
1次冷却材低温側温度 (広域)	3TE-417, 427, 437	22.2m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	13M	特性試験	
1次冷却材流量	3FT-412, 413, 414, 415, 422, 423, 424, 425, 432, 433, 434, 435	-	○	本体	13M	外観点検	※1
				本体	13M	特性試験	
格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	3LT-620, 630	15.5m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	13M	特性試験	
格納容器再循環サンプ水位 (広域)	3LT-621, 631	15.5m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	13M	特性試験	
蒸気発生器水位 (狭域)	3LT-460, 461, 462, 463, 470, 471, 472, 473, 480, 481, 482, 483	25.8m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	13M	特性試験	
蒸気発生器水位 (広域)	3LT-464, 474, 484	18.8m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	13M	特性試験	
中性子源領域検出器	3NE31, 32	17.5m	○	本体	13M	特性試験	
				検出器	26M	取替	

※1 LOCA時に機能要求なし

表1 原子炉格納容器内防護対象設備リスト (2/4)

機器名称	機器番号	機能喪失高さ (T. P.)	C/V内環境条件の適合性	保全状況			備考
				点検部位	周期	保全内容	
出力領域検出器	3NE41A, B, 42A, B, 43A, B, 44A, B	17.5m	○	本体	13M	特性試験	
				検出器	52M	取替	
格納容器高レンジエリアモニタ(低レンジ)	3RE-91A, 92A	40.2m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	13M	特性試験	
				検出器	117M	取替	
格納容器高レンジエリアモニタ(高レンジ)	3RE-91B, 92B	40.2m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	13M	特性試験	
				検出器	117M	取替	
加圧器逃がし弁	3PCV-452A, B	39.1m	○	本体	13M	機能・性能試験	
				本体	26M	分解点検	
				リミットスイッチ	130M	取替	
				電磁弁	52M	取替	
1次冷却材ポンプ封水戻りラインC/V内側隔離弁	3V-CS-254	18.3m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	78M	分解点検	
				駆動部	39M	動作試験	
				駆動部	156M	分解点検	
高圧注入ポンプ出口C/V内側隔離弁	3V-SI-061A, B	18.3m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	78M	分解点検	
				駆動部	39M	動作試験	
				駆動部	156M	分解点検	
高温側高圧注入A(B)ライン止め弁	3V-SI-062A, B	18.3m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	78M	分解点検	
				駆動部	39M	動作試験	
				駆動部	156M	分解点検	
余熱除去A(B)ライン入口止め弁	3PCV-410, 430	20.6m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	78M	分解点検	
				駆動部	39M	動作試験	
				駆動部	156M	分解点検	

表1 原子炉格納容器内防護対象設備リスト (3/4)

機器名称	機器番号	機能喪失高さ (T. P.)	C/V 内環境条件の適合性	保全状況			備考
				点検部位	周期	保全内容	
余熱除去ポンプ入口 C/V 内側隔離弁	3V-RH-002A, B	15. 1m	○	本体	13M	外観点検	※2
				本体	78M	分解点検	
				駆動部	39M	動作試験	
				駆動部	156M	分解点検	
余熱除去冷却器出口 C/V 内側隔離弁	3V-RH-033A, B	18. 3m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	78M	分解点検	
				駆動部	39M	動作試験	
				駆動部	156M	分解点検	
高温側低圧注入ライン止め弁	3V-RH-034A, B	18. 3m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	78M	分解点検	
				駆動部	39M	動作試験	
				駆動部	156M	分解点検	
1 次冷却材ポンプ補機冷却水出口 C/V 内側隔離弁	3V-CC-526	18. 3m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	78M	分解点検	
				駆動部	39M	動作試験	
				駆動部	156M	分解点検	
B ループ高温側サンプリングライン C/V 内側隔離弁	3V-SS-514	21. 0m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	78M	分解点検	
				駆動部	39M	動作試験	
				駆動部	156M	分解点検	
C ループ高温側サンプリングライン C/V 内側隔離弁	3V-SS-519	21. 0m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	78M	分解点検	
				駆動部	39M	動作試験	
				駆動部	156M	分解点検	

※2 詳細な機能喪失高さは T. P. 15. 185m であり、没水評価で示す LOCA 時の C/V 内水位 15. 1m (「添付資料 6 溢水影響評価の対象外とした設備について」参照) を上回っていることから、余熱除去ポンプ入口 C/V 内側隔離弁は機能喪失しないと評価している。なお、C/V 外の防護対象設備の没水評価では、盤等で被水対策を施していないものがあるため、水面の揺らぎの影響で機能喪失に至る可能性を考慮し、被水対策を施している設備も含めて一律 10cm の裕度を設定して評価しているが、C/V 内の防護対象設備は耐環境仕様であることから、水面の揺らぎにより被水影響が及んだ場合でも機能喪失に至ることはないため、その溢水に対する耐性の評価では裕度を考慮せずに評価を実施している。

表 1 原子炉格納容器内防護対象設備リスト (4/4)

機器名称	機器番号	機能喪失高さ (T. P.)	C/V内環境条件の適合性	保全状況			備考
				点検部位	周期	保全内容	
格納容器減圧ライン格納容器内側隔離弁	3V-DP-001A, B	36. 1m	○	本体	78M	分解点検	
				駆動部	39M	動作試験	
				駆動部	156M	分解点検	
格納容器空気サンプル取出し格納容器内側隔離弁	3V-RM-001	36. 8m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	78M	分解点検	
				駆動部	39M	動作試験	
				駆動部	156M	分解点検	
制御用空気原子炉格納容器内供給弁	3V-IA-514A, B	18. 3m	○	本体	13M	外観点検	
				本体	130M	分解点検	
				駆動部	39M	動作試験	
				駆動部	156M	分解点検	

3. 「動作機能の喪失により安全機能に影響しない」についての補足

3. 1 状態監視のみの現場指示計

使用済燃料ピットの冷却・給水機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とし抽出しており、これらの防護対象設備の機能が維持されていれば、保安規定等で要求される使用済燃料ピットの水位及び水温についても満足できる。なお、使用済燃料ピットの水位及び水温を監視する設備については、状態監視のみの計器であることから溢水影響評価から除外している。

また、水温、水位の変化は急激なものではないと考えられることから運転員による計測に期待するものとし既存の設備には期待しないものとする。

3. 2 フェイル・セーフ機能により溢水影響評価対象外とした設備

フェイル・セーフ機能により溢水影響評価対象外とした設備について、表2に示す。

表2 フェイル・セーフ機能により溢水影響評価対象外とした設備 (1/3)

系 統	機器番号	設備
1次冷却系	3V-RC-054A, B	A-加圧器逃がし弁元弁
1次冷却系	3LCV-451, 452	抽出ライン第1(2)止め弁
1次冷却系	3V-RC-077	加圧器逃がしタンク自動ガス分析ラインC/V内側隔離弁
1次冷却系	3V-RC-078	加圧器逃がしタンク自動ガス分析ラインC/V外側隔離弁
1次冷却系	3V-RC-084	加圧器逃がしタンク窒素供給ラインC/V外側隔離弁
1次冷却系	3V-RC-093	加圧器逃がしタンク補給水ラインC/V外側隔離弁
化学体積制御系	3FCV-138	充てん流量制御弁
化学体積制御系	3V-CS-167	充てんライン流量制御弁補助オリフィスバイパス弁
化学体積制御系	3V-CS-191	充てんライン止め弁
化学体積制御系	3V-CS-186	加圧器補助スプレイ弁
化学体積制御系	3V-CS-455A, B	ほう酸タンク出口弁
化学体積制御系	3V-CS-466A, B	ほう酸ポンプ出口補給ライン切替弁
化学体積制御系	3V-CS-473A, B	ほう酸ポンプ出口循環ライン切替弁
化学体積制御系	3V-CS-474A, B	ほう酸フィルタ出口A(B)ほう酸タンク戻り弁
化学体積制御系	3V-CS-499A, B	ほう酸ポンプ入口切替弁
化学体積制御系	3V-CS-004A, B, C	抽出オリフィス出口C/V内側隔離弁
化学体積制御系	3V-CS-006	抽出ライン格納容器外側隔離弁
化学体積制御系	3V-CS-224A, B, C	1次冷却材ポンプ封水注入ラインC/V外側隔離弁
化学体積制御系	3V-CS-242A, B, C	1次冷却材ポンプ封水戻りオリフィスバイパス弁
安全注入系	3V-SI-141	ほう酸注入タンク循環ライン入口止め弁
安全注入系	3V-SI-145, 146	ほう酸注入タンク循環ライン出口第1(2)止め弁
安全注入系	3V-SI-132A, B, C	蓄圧タンク出口弁
安全注入系	3V-SI-123A, B, C	蓄圧タンクサンプリングラインC/V内側隔離弁
安全注入系	3V-SI-124	蓄圧タンクサンプリングラインC/V外側隔離弁
安全注入系	3V-SI-164	蓄圧タンク窒素供給ラインC/V外側隔離弁
安全注入系	3V-SI-184	安全注入逆止弁テストラインC/V内側隔離弁
安全注入系	3V-SI-185	蓄圧タンク補給ラインC/V外側隔離弁
安全注入系	3V-SI-186	安全注入逆止弁テストラインC/V外側隔離弁
余熱除去系	3HCV-603, 613	余熱除去冷却器出口流量調節弁
余熱除去系	3FCV-604, 614	余熱除去A(B)ライン流量制御弁

表 2 フェイル・セイフ機能により溢水影響評価対象外とした設備 (2/3)

系 統	機器番号	設備
余熱除去系	3V-RH-029A, B	余熱除去A (B) ライン C/V 外側隔離弁
主蒸気系	3HCV-3616, 3626, 3636	主蒸気バイパス隔離弁
主蒸気系	3V-MS-575A, B	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気 B (C) 主蒸気ライン元弁
主蒸気系	3V-MS-518A, B, C	主蒸気逃がし弁元弁
主蒸気系	3V-MS-581	非常用タービングランド蒸気元弁
主蒸気系	3V-MS-601A, B, C	主蒸気隔離弁上流ドレンライン隔離弁
原子炉格納容器スプレイ系	3V-CP-056A, B	よう素除去薬品タンク注入A (B) ライン止め弁後弁
原子炉補機冷却水系	3V-CC-054A, B, C, D	原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水出口弁
液体廃棄物処理系	3V-WL-005	CVDT 自動ガス分析ライン C/V 内側隔離弁
液体廃棄物処理系	3V-WL-006	CVDT 自動ガス分析ライン C/V 外側隔離弁
液体廃棄物処理系	3V-WL-010	格納容器冷却材ドレンタンクベントライン C/V 内側隔離弁
液体廃棄物処理系	3V-WL-011	格納容器冷却材ドレンタンクベントライン C/V 外側隔離弁
液体廃棄物処理系	3V-WL-017	格納容器冷却材ドレンタンク窒素供給 C/V 隔離弁
液体廃棄物処理系	3V-WL-031	格納容器冷却材ドレンポンプ出口 C/V 内側隔離弁
液体廃棄物処理系	3V-WL-032	格納容器冷却材ドレンポンプ出口 C/V 外側隔離弁
液体廃棄物処理系	3V-WL-113	格納容器サンプポンプ出口 C/V 内側隔離弁
液体廃棄物処理系	3V-WL-114	格納容器サンプポンプ出口 C/V 外側隔離弁
試料採取系	3V-SS-504	加圧器気相部サンプリングライン C/V 内側隔離弁
試料採取系	3V-SS-509	加圧器液相部サンプリングライン C/V 内側隔離弁
試料採取系	3V-SS-521A	B ループ高温側, 加圧器サンプリングライン C/V 外側隔離弁
試料採取系	3V-SS-521B	C ループ高温側サンプリングライン C/V 内側隔離弁
試料採取系	3V-SS-718	PASS1 次冷却材サンプル戻りライン C/V 外側隔離弁
格納容器減圧設備および格納容器水素制御設備	3V-DP-002A, B	格納容器減圧ライン格納容器外側隔離弁
格納容器減圧設備および格納容器水素制御設備	3V-HC-304A, B	格納容器水素パージ給気ライン格納容器外側隔離弁

表 2 フェイル・セイフ機能により溢水影響評価対象外とした設備 (3/3)

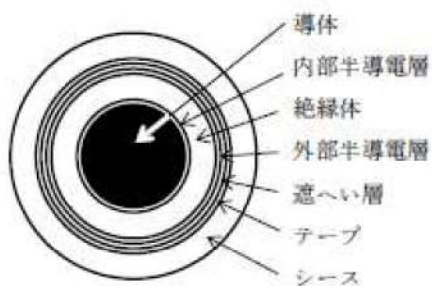
系 統	機器番号	設備
放射線監視設備空気サンプリング系	3V-RM-002	格納容器空気サンプル取出し格納容器外側隔離弁
放射線監視設備空気サンプリング系	3V-RM-015	格納容器空気サンプル戻り格納容器外側隔離弁
蒸気発生器ブローダウン系	3V-BD-028A, B, C	ブローダウン止め弁
蒸気発生器ブローダウン系	3V-BD-008A, B, C	蒸気発生器サンプルライン C/V 外側隔離弁
蒸気発生器ブローダウン系	3V-BD-026A, B, C	ブローダウン C/V 外側隔離弁
換気空調系	3D-VS-291A, B	燃料取扱棟事故時排気ライン隔離ダンパ
換気空調系	3V-VS-055	格納容器給気ライン格納容器外側隔離弁
換気空調系	3V-VS-056	格納容器給気ライン格納容器内側隔離弁
換気空調系	3V-VS-061	格納容器排気ライン格納容器内側隔離弁
換気空調系	3V-VS-062	格納容器排気ライン格納容器外側隔離弁
換気空調系	3D-VS-301A, B	安全補機室給気第 1 隔離ダンパ
換気空調系	3D-VS-302A, B	安全補機室給気第 2 隔離ダンパ
換気空調系	3D-VS-303A, B	安全補機室排気第 1 隔離ダンパ
換気空調系	3D-VS-304A, B	安全補機室排気第 2 隔離ダンパ
換気空調系	3D-VS-402A, B, C, D	ディーゼル発電機室排気ダンパ
換気空調系	3D-VS-601A, B	中央制御室外気取入ダンパ
換気空調系	3D-VS-611, 612	中央制御室排気第 1 (2) 隔離ダンパ
換気空調系	3HCD-2838, 2839	中央制御室排気風量調節ダンパ
換気空調系	3D-VS-053	格納容器給気気密ダンパ
換気空調系	3D-VS-064	格納容器排気気密ダンパ
換気空調系	3D-VS-065A, B	格納容器排気ファン出口ダンパ
換気空調系	3D-VS-232	補助建屋排気隔離ダンパ
換気空調系	3FCD-2526	補助建屋排気風量制御ダンパ
水消火系	3V-FS-504	消火水 C/V 外側隔離弁
炉内核計装置ガスパーシ設備	3V-IG-008	炉内核計装置二酸化炭素パーシライン C/V 外側隔離弁
炉内核計装置ガスパーシ設備	3V-IG-009	炉内核計装置二酸化炭素パーシライン C/V 内側隔離弁
原子炉格納容器真空逃がし装置	3V-VR-001A, B	真空逃がし装置 C/V 外側隔離弁

ケーブルの被水影響について

1. はじめに

図1にケーブルの断面図を示す。ケーブルは充電部となる導体の周りが絶縁体で覆われ、さらに外皮が耐水性・絶縁性の高いシースで覆われていることから、被水による機能影響は受けにくい。ここで、ケーブルが被水により機能影響を受けるケースとしては、絶縁体の割れ等によりケーブルの絶縁性能が低下している状態で被水する場合が考えられる。以下に、ケーブルの型式試験からその被水影響について評価した結果を示す。

(高圧動力ケーブルの例)



(低圧動力ケーブルの例)

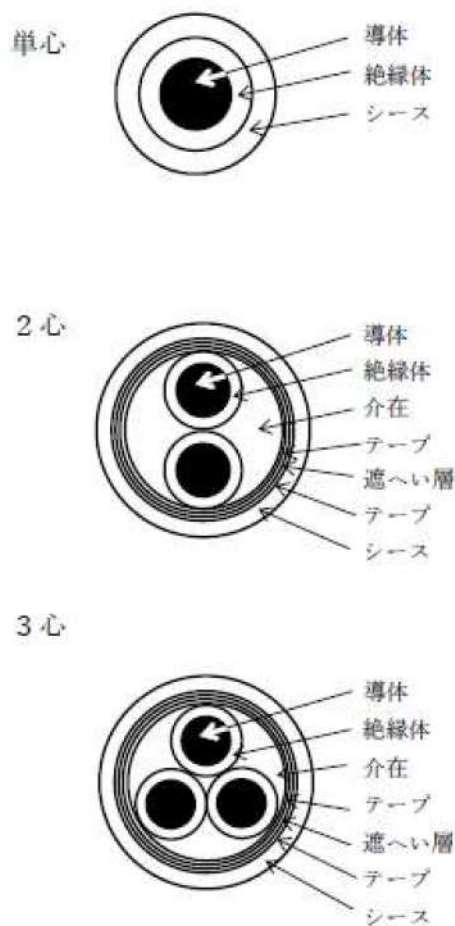


図1 ケーブル断面図

2. 建設時の試験（原子炉格納容器内ケーブル）

（1）劣化模擬試験

運転期間（40年）相当の劣化及び原子炉冷却材喪失事故時の劣化を模擬する。詳細条件を図2に示す。

試験条件：熱老化

放射線照射

原子炉冷却材喪失事故模擬（図2のとおり）



図2 原子炉格納容器内原子炉冷却材喪失事故条件

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(2) 40 倍マンドレル耐電圧試験

原子炉冷却材喪失事故模擬試験を実施したケーブルに対して、下記の条件で試験を実施する。

試験条件：試験後の試料を、ケーブル外径の 40 倍の内径で金属製マンドレルに巻きつけ、室温の水に浸漬させた状態で電圧（例として低圧（制御）ケーブルの場合 AC3.2kV/mm）を 5 分間印加。試験装置の例は図 3 を参照。

判定条件：絶縁破壊を生じないこと。

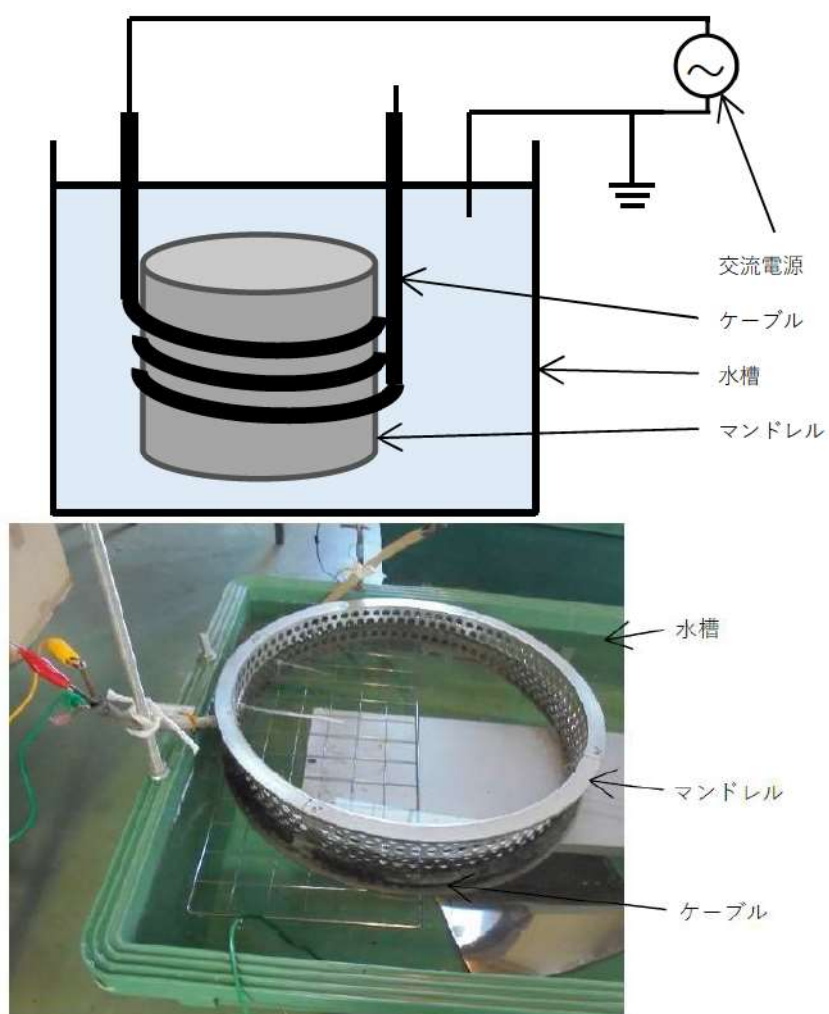


図 3 マンドレル耐電圧試験装置例

3. ケーブル導入後の定期点検について

前述のとおり、ケーブルはプラント内で想定される経年劣化により、被水による機能影響を受けるような絶縁性能の低下が起こらないことを導入時に確認しているが、導入後も定期点検により異常が生じていないことを確認している。

具体的に、動力用ケーブルは定期的な絶縁抵抗測定により、絶縁抵抗に有意な変動がないことを確認している。

また、制御・計装用ケーブルについては、定期事業者検査時の点検・検査、運転中の定例試験時等において、系統機器の動作又は計器の指示値等を確認することで、ケーブルの異常が無いことを確認している。

4. まとめ

以上から、運転期間相当（40年）を模擬した劣化に加え、原子炉冷却材喪失事故時を模擬した劣化を与えたケーブルに対しマンドレル耐電圧試験を実施し、浸水時における機械的・電氣的裕度を確認していること、及び導入後においても定期点検により有意な劣化がないことを確認していることから、ケーブルの被水影響はないと評価する。

止水を期待する設備の止水性能等について

1. 止水を期待する設備について

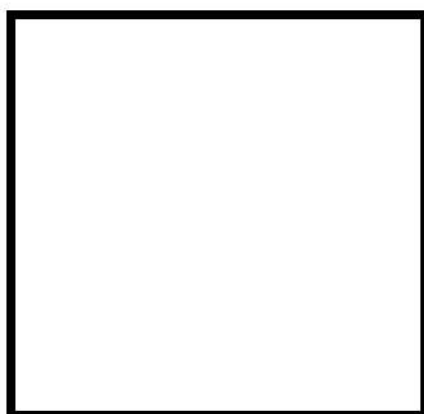
溢水影響評価で止水を期待する設備としては水密扉、堰、逆止弁等があり、本設備の止水性能等については以下のとおりである。今後新たに設置する設備の止水性能等については詳細設計段階で示す。

(1) 水密扉^{※1} (代表例)

主要寸法	高さ : 1,980 (mm) 幅 : 1,020 (mm)
主要材料	鋼材 (SS400)
止水性能	

※1 今後の検討により仕様の変更もありうる。

なお、本事項は後段規則での対応が必要となる事項である。(別添2参照)



(参考図)



(参考写真)

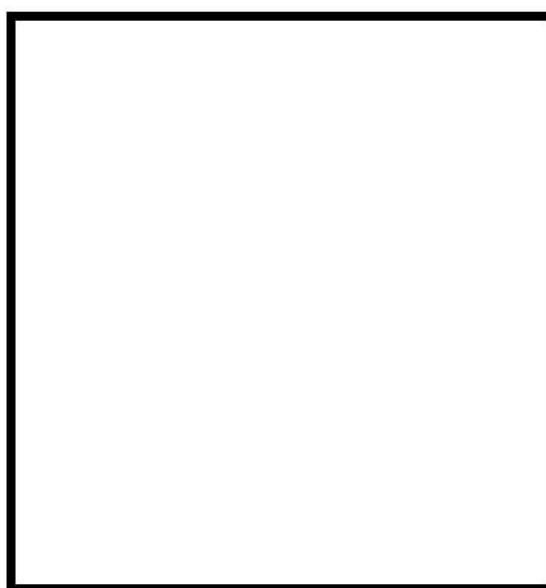
図1 水密扉概要図

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(2) 堰及び止水板^{※1} (代表例)

主要寸法	堰高さ：240 (mm)
主要材料	アルミ材
止水性能	

※1 今後の検討により仕様の変更もありうる。




(参考図)



(参考写真)

図 2 堰及び止水板概要図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

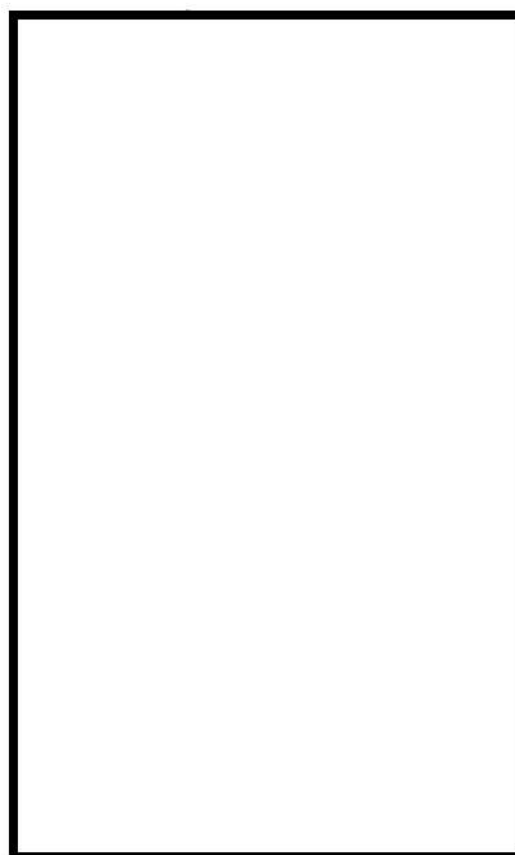
(3) 逆止弁^{※1} (代表例)

主要寸法	呼び径：100A (4B)
主要材料	SUS303 (本体) フッ素ゴム (シート面)
止水性能	

※1 今後の検討により仕様の変更もありうる。



(参考写真)



(参考図)

図3 逆止弁構造図

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

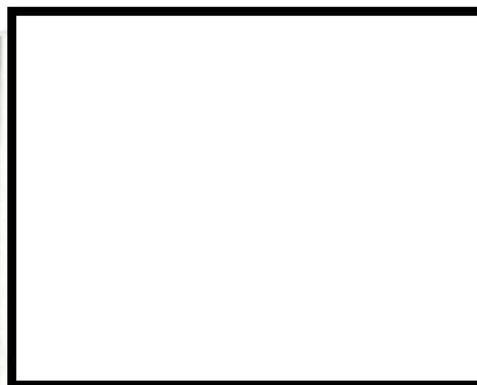
(4) 貫通部シール材施工^{※1} (代表例) (シールプレート+シリコンシーラント)

主要寸法	200A
主要材料	シールプレート+シリコンシーラント
最高使用温度	
止水性能	

※1 今後の検討により仕様の変更もありうる。




(参考写真)



(参考図)

図4 シールプレート+シリコンシーラント概要図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(5) 貫通部シール材施工※1 (代表例) (シールプレート+充てんシール材)

主要寸法	150A
主要材料	シールプレート+充てんシール材 (シリコンゴム)
最高使用温度	
止水性能	

※1 今後の検討により仕様の変更もありうる。



(参考写真)



(参考図)

図5 シールプレート+充てんシール材

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(6) 貫通部シール材施工※1 (代表例) (充てんシール材)

主要寸法	300A
主要材料	充てんシール材 (シリコンゴム)
最高使用温度	
止水性能	

※1 今後の検討により仕様の変更もありうる。



(参考写真)



(参考図)

図6 充てんシール概要図

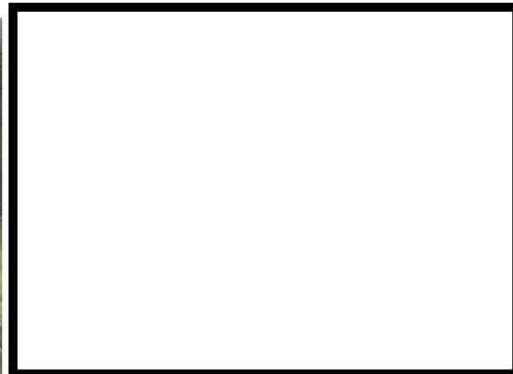
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

主要寸法	□300×150
主要材料	充てんシール材 (DF シール)
最高使用温度	
止水性能	

※1 今後の検討により仕様の変更もありうる。



(参考写真)



(参考図)

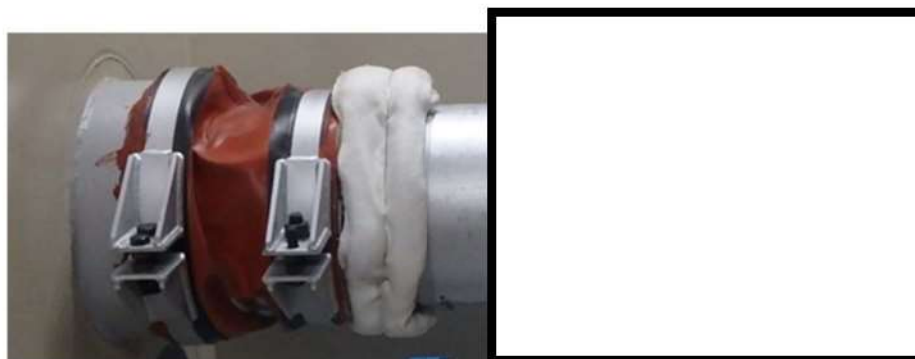
図7 充てんシール (ケーブルトレイ) 概要図

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(7) 貫通部ブーツラバー施工 (高温) ※1

主要寸法	300A
主要材料	高耐圧ブーツラバー 調整リング (セメント系材料)
最高使用温度	
止水性能	

※1 今後の検討により仕様の変更もありうる。



(参考写真)

(参考図)

図8 ブーツラバー (高温) 概要図

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 貫通部止水対策の耐水圧性能試験について

貫通部止水対策の耐水圧性能について、下記のとおり耐水圧性能試験を実施し、影響がないことを確認した。

(1) シリコンシーラント及び充てんシール材の耐水圧試験について

以下にシリコンシーラント及び充てんシール材の耐水圧試験結果を示す。また、試験概要図を図9に示す。

a. シリコンシーラントの場合

シリコンシーラントによる貫通部シール施工箇所の耐水性については、試験結果より「のど厚/受圧幅 ($a/\Delta x$)」の比を 0.131 以上確保することにより 0.196MPa (20m 静水頭) の耐水性を有することを確認した。

なお、配管変位量が大きい貫通部シール施工箇所については、必要に応じて貫通部シール保護を目的としたサポートを設置する。

b. 充てんシール材の場合

充てんシール材による貫通部シール施工箇所の耐水性については、試験結果より「せん断面積/受圧面積 (A/S) = 0.196MPa」となるよう充てんシール材の施工を行うことで 0.196MPa (20m 静水頭) の耐水性を有することを確認した。

なお、配管変位量が大きい貫通部シール施工箇所については、必要に応じて貫通部シール保護を目的としたサポートを設置する。

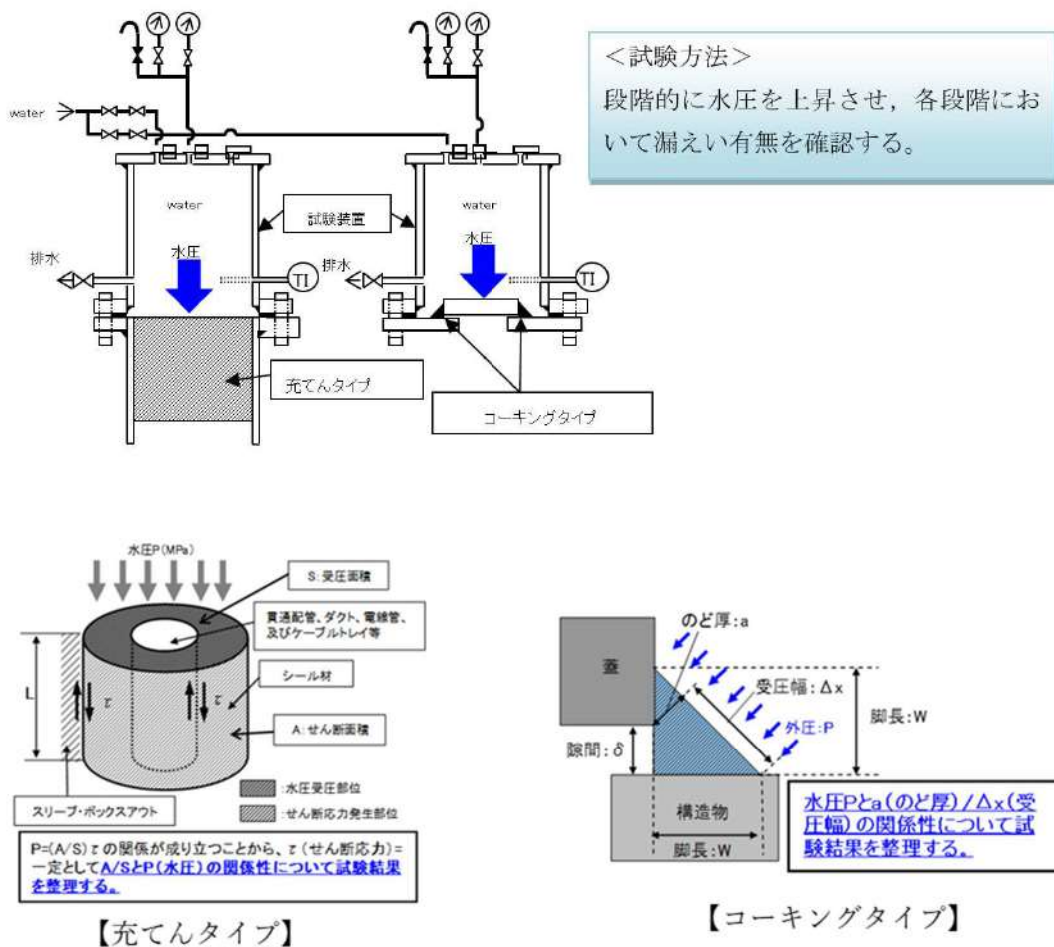


図9 シリコンシーラント及び充てんシーラ材の耐水圧試験概要図

(2) ブーツラバーの耐水圧試験について

以下にブーツラバーの耐水圧試験結果を示す。また、試験概要図を図10に示す。

a. ブーツラバーの場合

ブーツラバーによる貫通部シーラ施工の耐水性については、試験結果より「0.196MPa (20m 静水頭)」の耐水性を有することを確認した。

なお、配管変位量大きい貫通部シーラ施工箇所については、必要に応じてブーツラバーの保護を目的としたサポートを設置する。

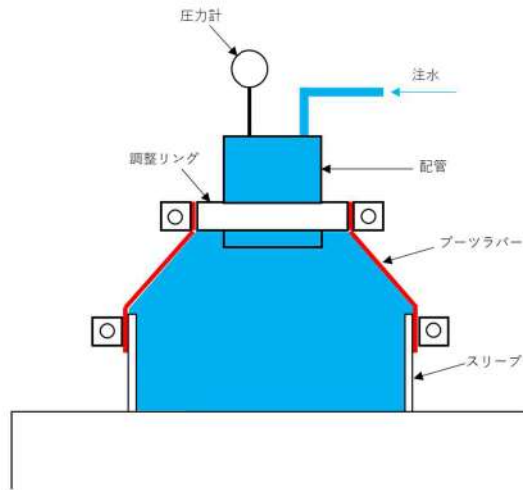


図 10 ブーツラバーの耐水圧試験概要図

(3) 貫通部シール材の地震時の健全性について

貫通部シール材を充てんしている配管，電線管等貫通部について，図 11 に示すとおり，配管等が両側で同じ建屋に支持されており，地震時に配管とシール材の相対変位が発生しにくく，貫通部シール材への影響は軽微であり，地震後に止水性能が低下する可能性は低いと考えている。

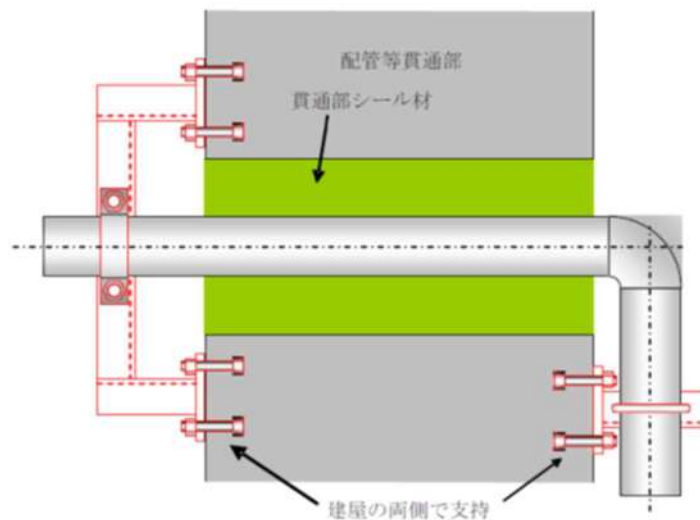


図 11 配管支持構造物概念図

溢水防護対策の主要な施工対象範囲

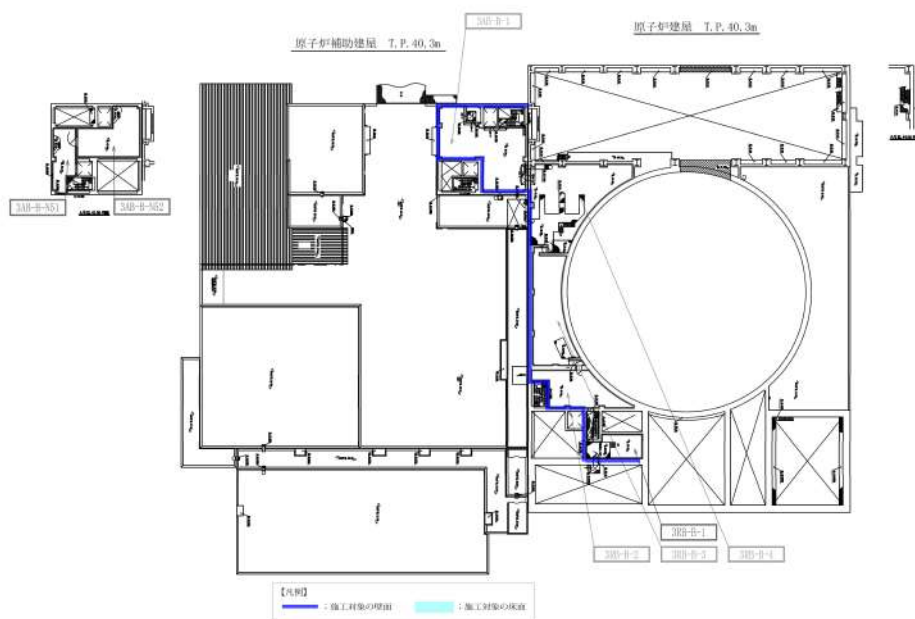


図 1 溢水防護対策施工対象の壁及び床の配置図 (1/11)

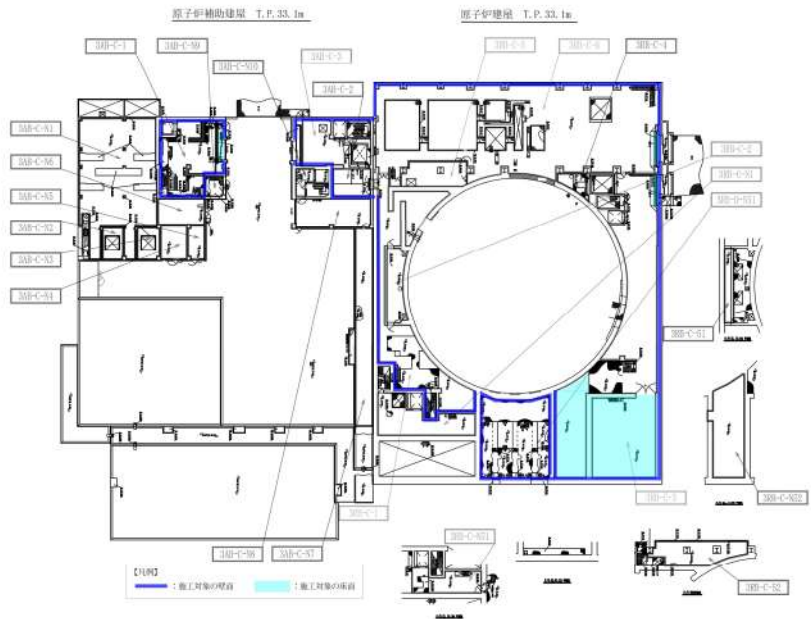


図 1 溢水防護対策施工対象の壁及び床の配置図 (2/11)

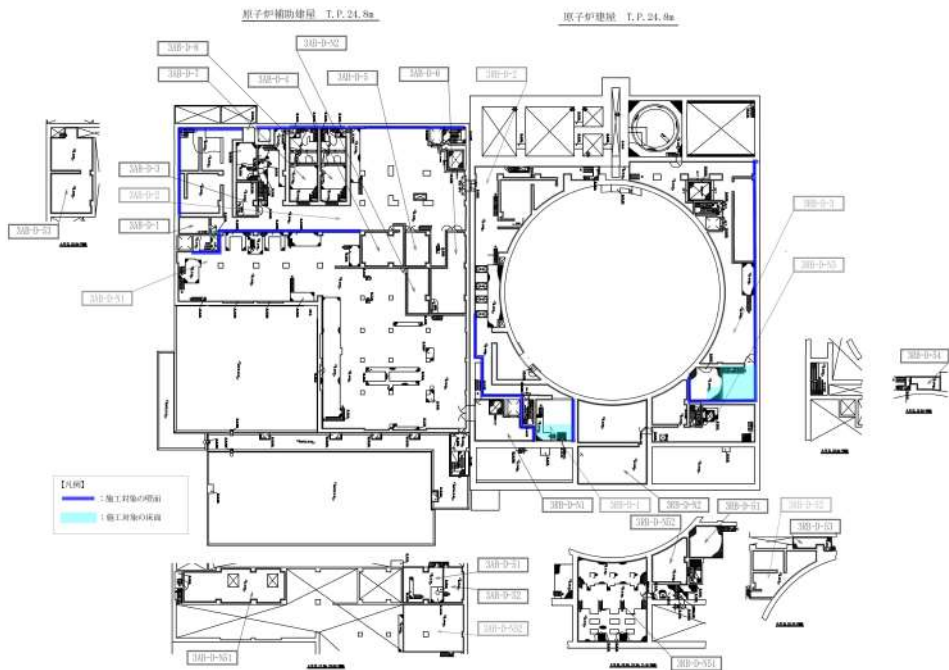


図 1 溢水防護対策施工対象の壁及び床の配置図 (3/11)

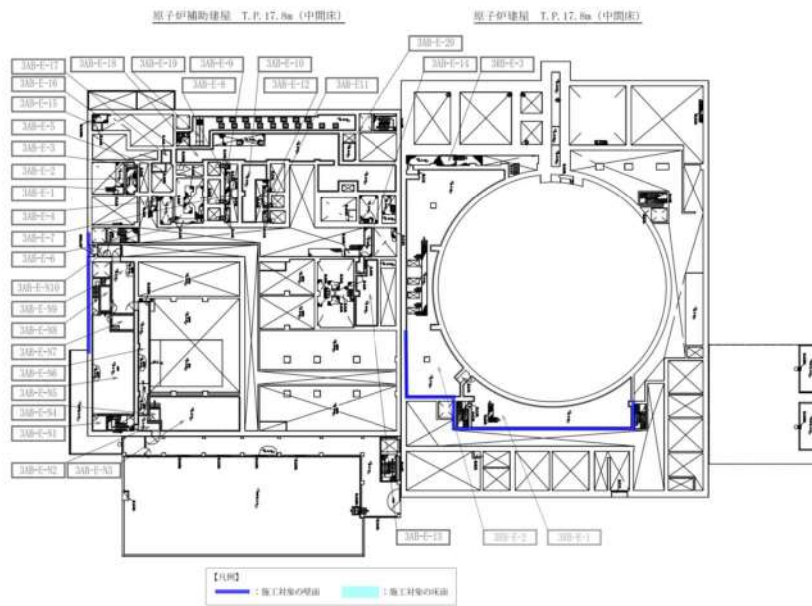


図1 溢水防護対策施工対象の壁及び床の配置図 (4/11)



図1 溢水防護対策施工対象の壁及び床の配置図 (5/11)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

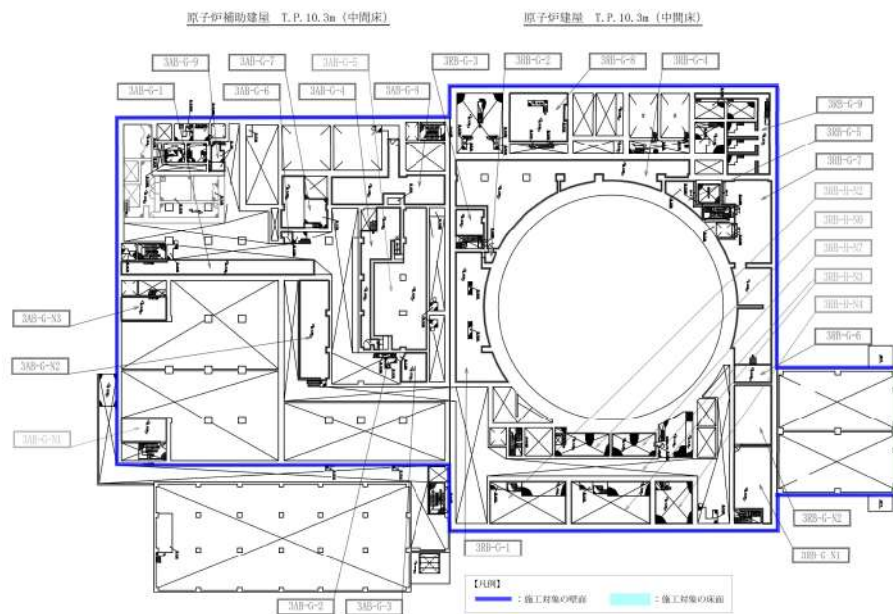


図1 溢水防護対策施工対象の壁及び床の配置図 (6/11)



図1 溢水防護対策施工対象の壁及び床の配置図 (7/11)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

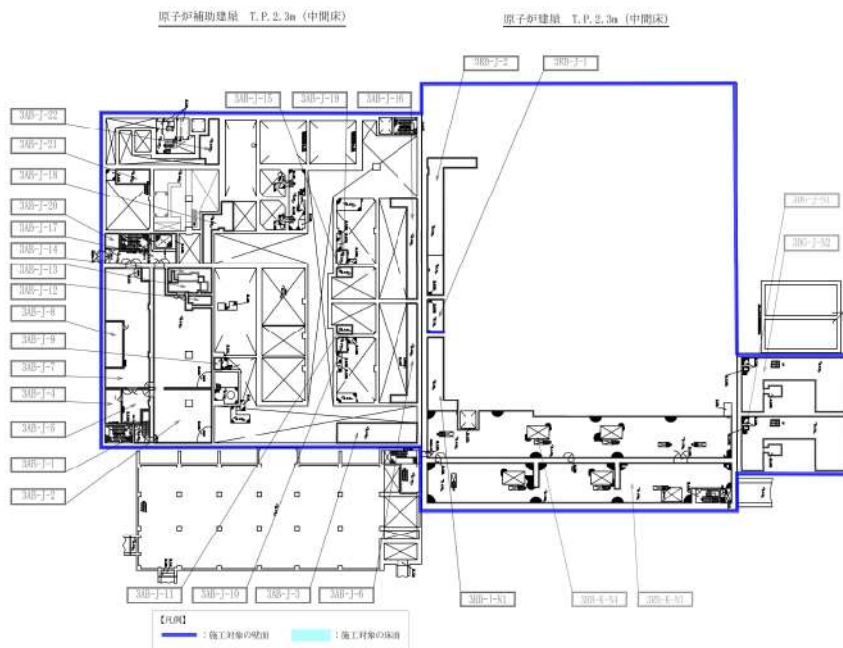


図1 溢水防護対策施工対象の壁及び床の配置図 (8/11)

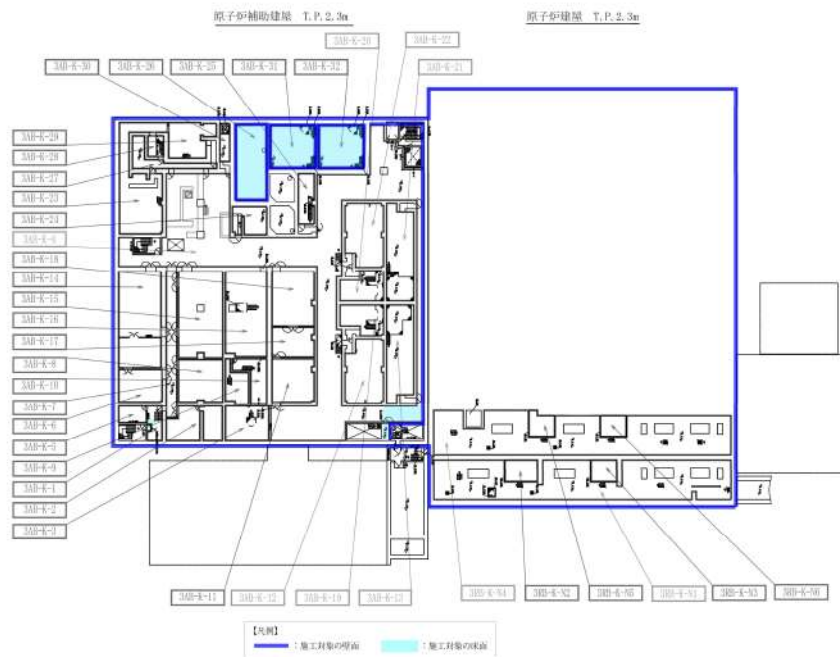


図1 溢水防護対策施工対象の壁及び床の配置図 (9/11)

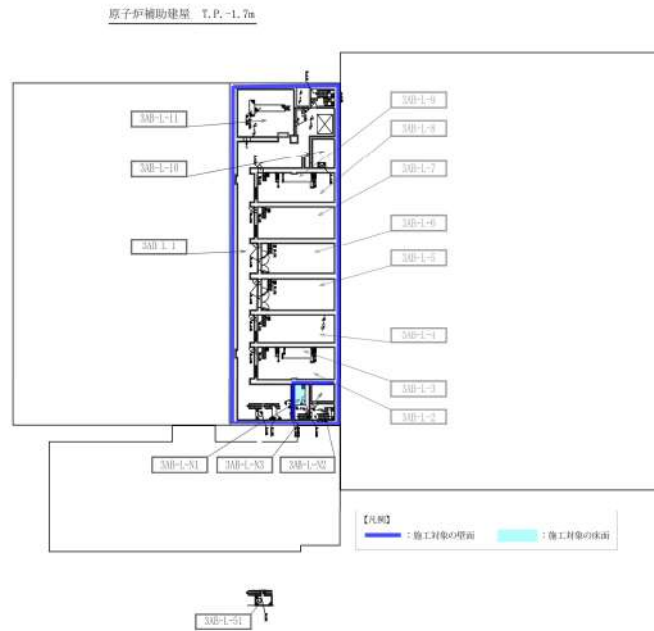


図 1 溢水防護対策施工対象の壁及び床の配置図 (10/11)

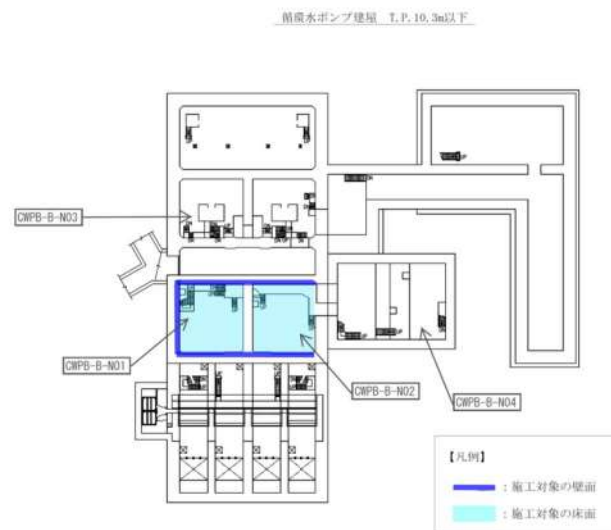


図 1 溢水防護対策施工対象の壁及び床の配置図 (11/11)

A, B, C 充てんポンプの没水影響評価

添付資料 17「想定破損による没水影響評価結果」の備考欄「※トレン分離されており同時に機能喪失しない。隣接する別区画のポンプは機能喪失しない。」について以下に説明する。

充てんポンプが設置された各区画には破損を想定する配管が敷設されており，溢水量 37.6m³が流出すると溢水水位はポンプの機能喪失高さを超えるため，破損した区画のポンプが没水する。

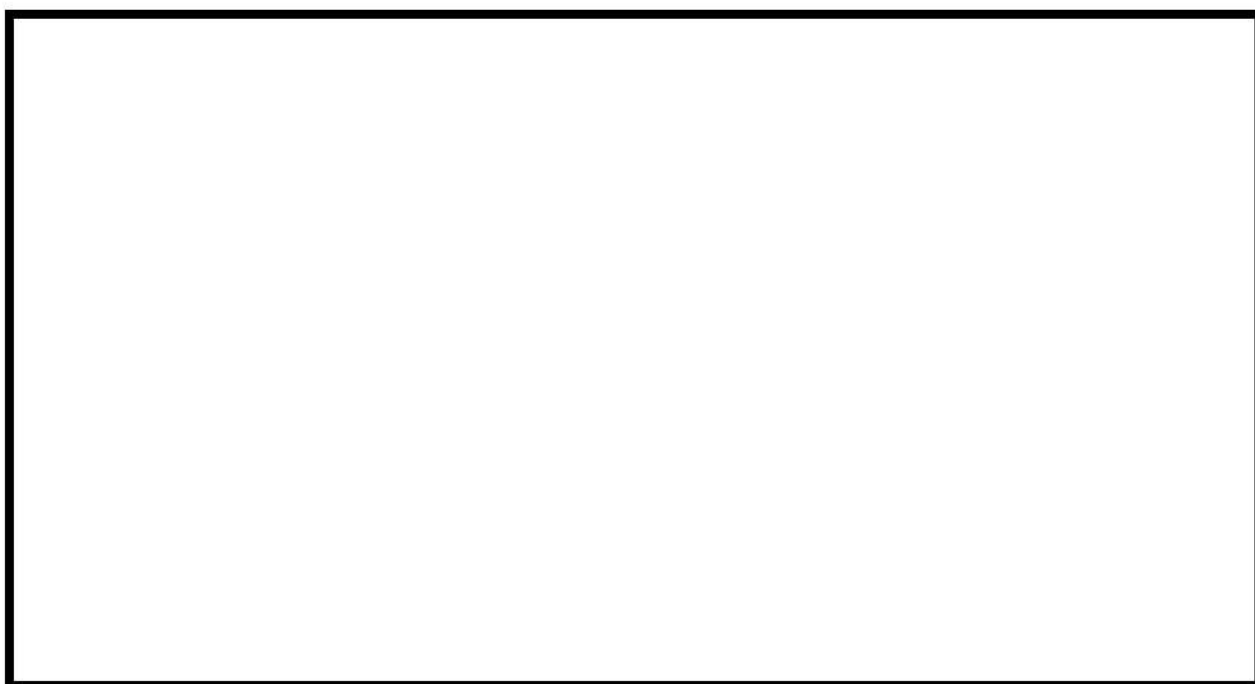


図 1 A, B, C 充てんポンプの配置

しかし 1 つの区画内の破損によって 3 つの区画の溢水水位がポンプの機能喪失高さを同時に超えることはない。

以上により，充てんポンプは設計上多重性を有しており，かつ，別々の区画に設置されていることから，トレン分離されており同時に機能喪失しない。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

運転員のアクセス性

1. 運転員のアクセスが必要となる溢水事象

泊発電所3号炉の内部溢水影響評価では、以下のとおり評価を実施しており、運転員のアクセス性に関して評価が必要となるのは、想定破損及び地震起因による溢水影響評価である。

(1) 想定破損による溢水

溢水発生時に現場の温度を上昇させるような高温の溢水源としては、化学体積制御系、主蒸気系、主給水系、補助給水系、蒸気発生器ブローダウン系及び補助蒸気系があるが、これらについては、漏えい検知・隔離するインターロックが作動し自動的に隔離される、又は中央制御室からの遠隔操作による隔離が可能な系統であることから、運転員による中央制御室外での手動操作は必要ない。

一方、低エネルギー配管の破損を想定した場合は、漏えい箇所の確認（特定）と隔離操作について、運転員による対応が必要となる。

(2) 消火水の放水による溢水

火災発生時における消火水放水を考慮した評価としており、運転員のアクセス性の検討は不要。

(3) 地震起因による溢水

耐震B、Cクラス機器の破損を想定した場合は、漏えい箇所（特定）と隔離操作について、運転員による対応が必要となる。

2. 運転員のアクセス性を検討する際の評価項目

内部溢水発生時における運転員のアクセス性を検討する際の評価項目を表1に示す。

表1 運転員のアクセス性に係わる評価項目

項目	内容
水位	歩行に影響しないこと
温度	溢水温度が歩行に影響しないこと
薬品	化学反応により歩行に影響しないこと
放射線	被ばくによる現場確認，操作作業に支障のないこと
漂流物	歩行に影響する障害物がないこと
照明	歩行に影響しないこと
感電	感電がないこと

内部溢水影響評価において運転員のアクセス性の評価を実施する場合，漏えい箇所の確認に対する評価と隔離操作に対する評価及び操作対象までのアクセス性に関する評価が必要となる。

表2に想定破損時の漏えい箇所の確認・隔離操作における運転員のアクセス性評価結果，表3に地震時の漏えい箇所の確認・隔離操作等における運転員のアクセス性評価結果を示す。

なお，本事項は後段規則での対応が必要となる事項である。(別添2参照)

表2 想定破損時の漏えい箇所の確認・隔離操作等における運転員のアクセス性評価結果

想定破損				
対象建屋・エリア	タービン建屋	出入管理建屋	電気建屋	循環水ポンプ建屋
検知方法	ピット検知	警報, 巡視点検	警報	漏えい検知
現場へ行く理由 ^{※1}	①	①, ②	①, ②	①
隔離操作を実施する建屋・エリア ^{※2}	A/B	A/B	A/B	A/B
アクセス通路の 溢水水位 ^{※3,4}	0m	0m	0m	0m
温度(気温) ^{※4}	~40℃程度	~40℃程度	~40℃程度	~40℃程度
薬品 ^{※1}	想定破損評価時において, 薬品タンクが影響を及ぼすことはない ^{※5}			
実効線量 ^{※4}	-(管理区域外)	$3.3 \times 10^{-4} \text{mSv}$ ^{※6}	-(管理区域外)	-(管理区域外)
漂流物対策 ^{※4}	- ^{※7}			
照明 ^{※4}	非常用照明又は可搬型照明により対応可能			
感電 ^{※4}	- ^{※8}			

※1 ①漏えい箇所の特定, ②漏えい箇所の隔離

※2 A/B: 原子炉補助建屋

※3 系統隔離におけるアクセス性の確認を別紙1に示す

※4 漏えい箇所の確認・隔離操作等後の中央制御室まで戻るまでのアクセス性を評価

※5 薬品によるアクセス性への影響について補足説明資料31に示す

※6 現場操作時の線量影響の考え方を別紙2に示す

※7 想定破損時の隔離操作については, 溢水水位が発生する区画にアクセスしないため漂流物対策は不要

※8 アクセス先に溢水が発生しないため, 感電による影響はない

表3 地震時の漏えい箇所の確認・隔離操作等における運転員のアクセス性評価結果

地震			
対象建屋・エリア	タービン建屋	出入管理建屋	電気建屋
検知方法	地震検知		
現場へ行く理由 ^{※1}	①, ②	①, ②	①, ②
隔離操作を実施する建屋・エリア ^{※2}	EL/B	A/B	A/B
アクセス通路の 溢水水位 ^{※3,4}	0m	0～0.05m	0～0.05m
温度(気温) ^{※4}	～40℃程度	～40℃程度	～40℃程度
薬品 ^{※4}	地震時において、薬品タンクが影響を及ぼすことはない ^{※5}		
実効線量 ^{※4}	-(管理区域外)	$1.32 \times 10^{-2} \text{mSv}^{*6}$	$1.32 \times 10^{-2} \text{mSv}^{*6}$
漂流物対策 ^{※4}	— ^{※7}	実施済み ^{※8}	実施済み ^{※8}
照明 ^{※4}	非常用照明又は可搬型照明により対応可能		
感電 ^{※4}	上流側の遮断器がトリップするため影響はない ^{※9}		

※1 ①漏えい箇所の特定, ②漏えい箇所の隔離

※2 A/B: 原子炉補助建屋, EL/B: 電気建屋

※3 系統隔離におけるアクセス性の確認を別紙1に示す

※4 漏えい箇所の確認・隔離操作等後の中央制御室まで戻るまでのアクセス性を評価

※5 薬品によるアクセス性への影響について補足説明資料31に示す

※6 現場操作時の線量影響の考え方を別紙2に示す

※7 溢水水位が発生しないため漂流物対策は不要

※8 固縛対策の実施例を別紙3に示す

※9 溢水等により地絡等の警報が発生した場合負荷を調査した上で、負荷の切り離しを行う

3. 運転員のアクセス性に関する検討結果

現場操作が必要な設備のアクセス通路にあつては、歩行に影響のない水位であること及び環境の温度、放射線量、薬品による影響、漂流物の影響、照明並びに感電を考慮してもアクセス性への影響がないことを確認した。

4. その他

(1) 被水によるアクセス性への影響について

対象システムの隔離作業に影響がある被水は考えられないが、万が一隔離作業に支障がある場合には、隔離弁の変更、アクセスルートの変更等による対応が可能であるため、アクセス性への影響はない。

(2) 蒸気によるアクセス性への影響について

化学体積制御系、補助蒸気系、蒸気発生器ブローダウン系及び主蒸気系の漏えいについては、現場での隔離作業がないため、アクセス性への影響はない。

系統隔離におけるアクセス性の確認

1. 想定破損時の系統隔離操作におけるアクセス性の確認

(1) 隔離操作時のアクセス通路の溢水水位

想定破損におけるアクセス区画について、溢水水位が発生する区画はない。溢水を想定する系統(想定破損させる系統)とその隔離操作時にアクセスが必要となる区画について、表 1 に示す。

表 1 想定破損時における隔離操作時のアクセス性 (隔離弁までのアクセス性)

溢水系統	アクセス区画	溢水評価高さ (m)	アクセス可否
水消火系 (出入管理建屋・電気建屋)	3AB-F-N7	0	可
原子炉補給水系 (脱塩水) (出入管理建屋)	3AB-H-1	0	可
飲料水系 (出入管理建屋)	3AB-F-N7	0	可
	3ELB-C-N01	0	可
	3AB-D-N1	0	可

(2) 隔離操作時に操作が必要となる弁

漏えい箇所の隔離操作を実施する場合に、操作対象となる現場手動弁までのアクセス通路と操作が必要となる弁について確認を行っている。以下に、代表例（溢水源：水消火系）を示す。隔離操作対象弁を表 2、隔離操作時におけるアクセス通路を図 1 に示す。なお、図 1 に示す通路のアクセスに要する時間の算出については、水深 10cm 条件の歩行速度にて算出する。（詳細は別紙 4 参照）

表 2 水消火系の隔離操作対象弁リスト

操作対象弁			
弁番号	弁名称	設置場所	区画
3V-FS-554	3—電気建屋行き消火水非管理区域（A/B）止め弁	原子炉補助建屋 T. P. 17. 8m 通路	3AB-F-N7

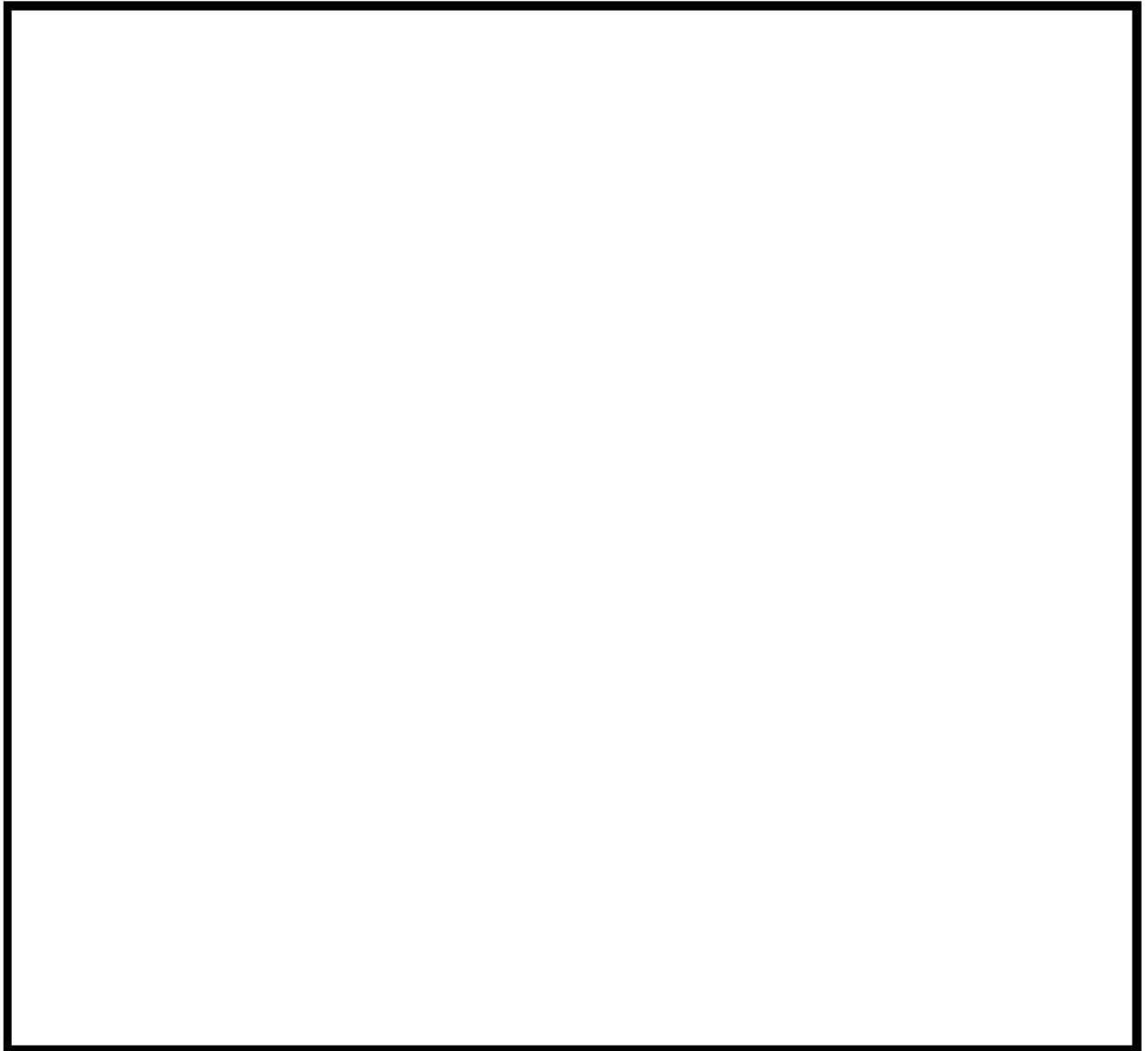



図1 水消火系の隔離操作時におけるアクセス通路 (1/8)

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

出入管理建屋 T.P. 17.8m (中間床)

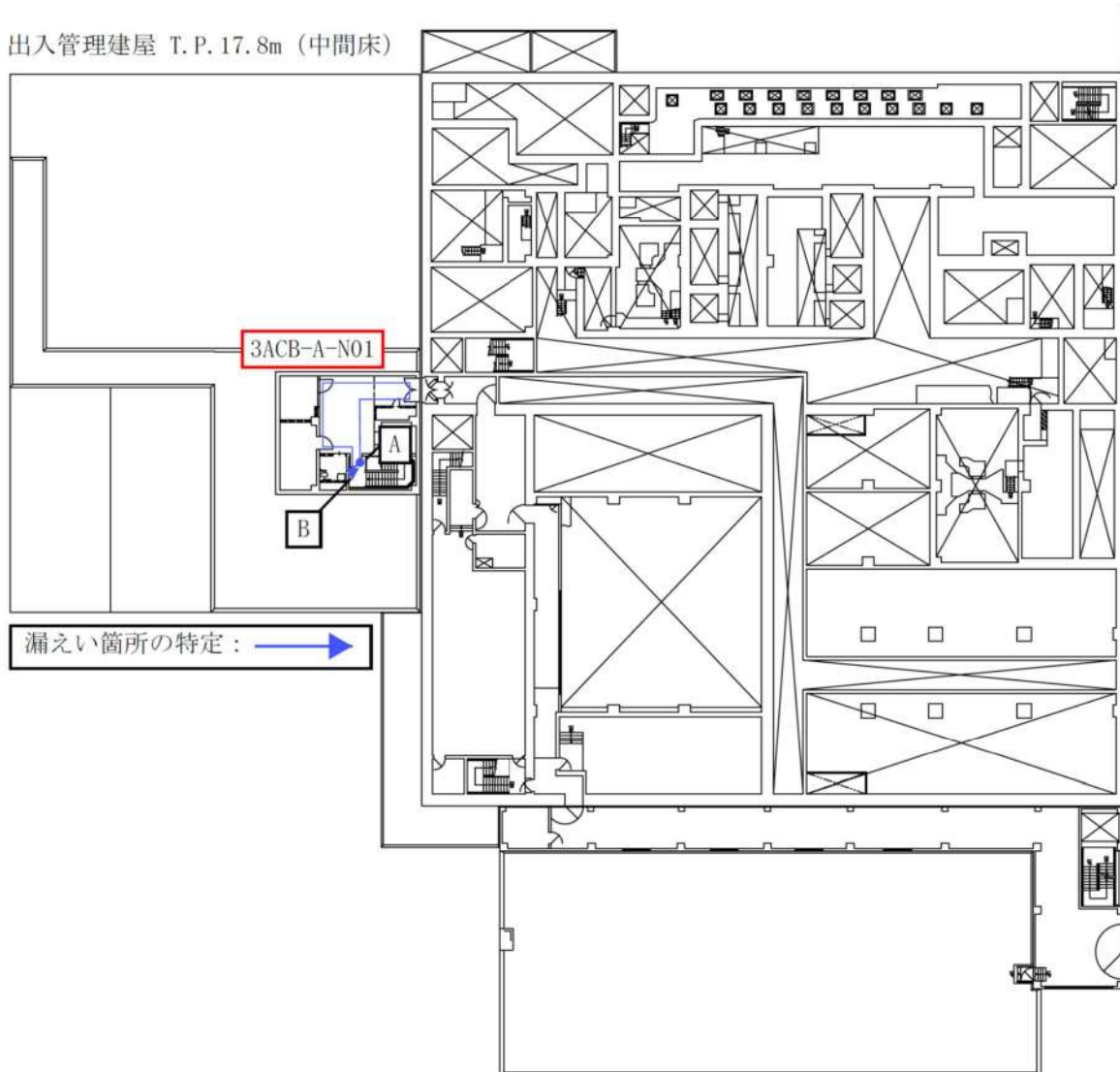


図1 水消火系の隔離操作時におけるアクセス通路 (2/8)

出入管理建屋 T.P. 10. 3m (中間床)

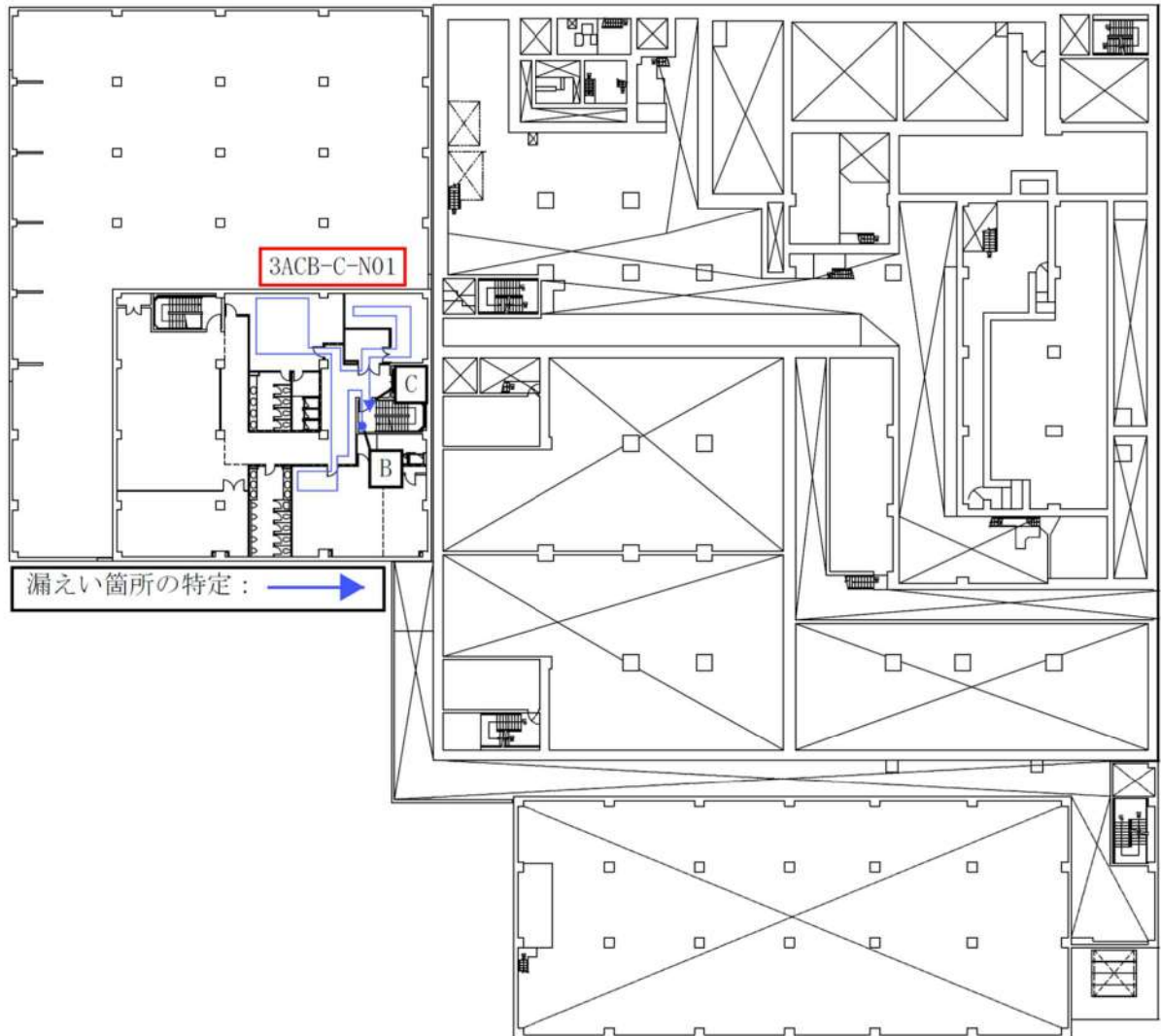


図1 水消火系の隔離操作時におけるアクセス通路 (3/8)

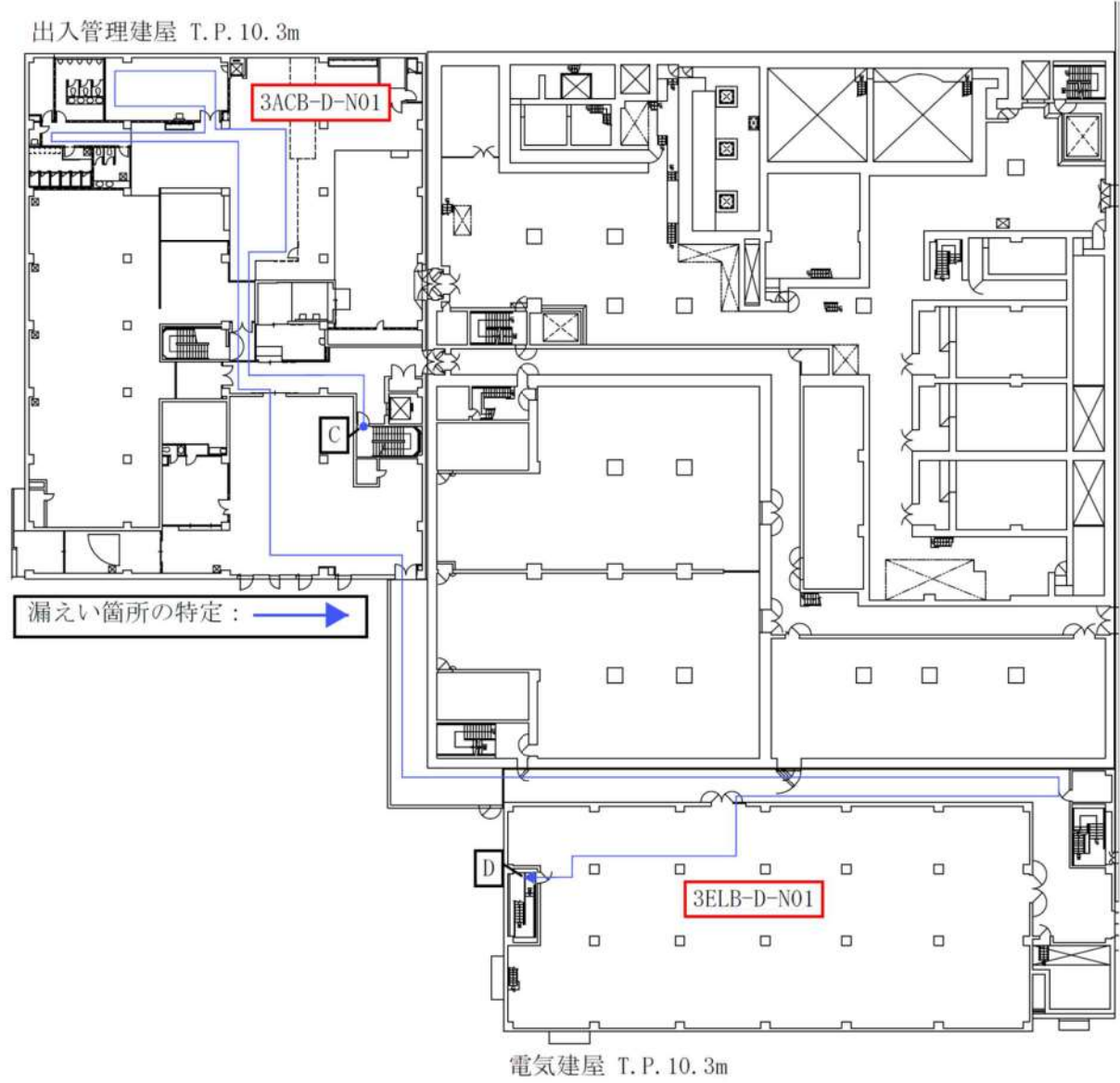


図1 水消火系の隔離操作時におけるアクセス通路 (4/8)

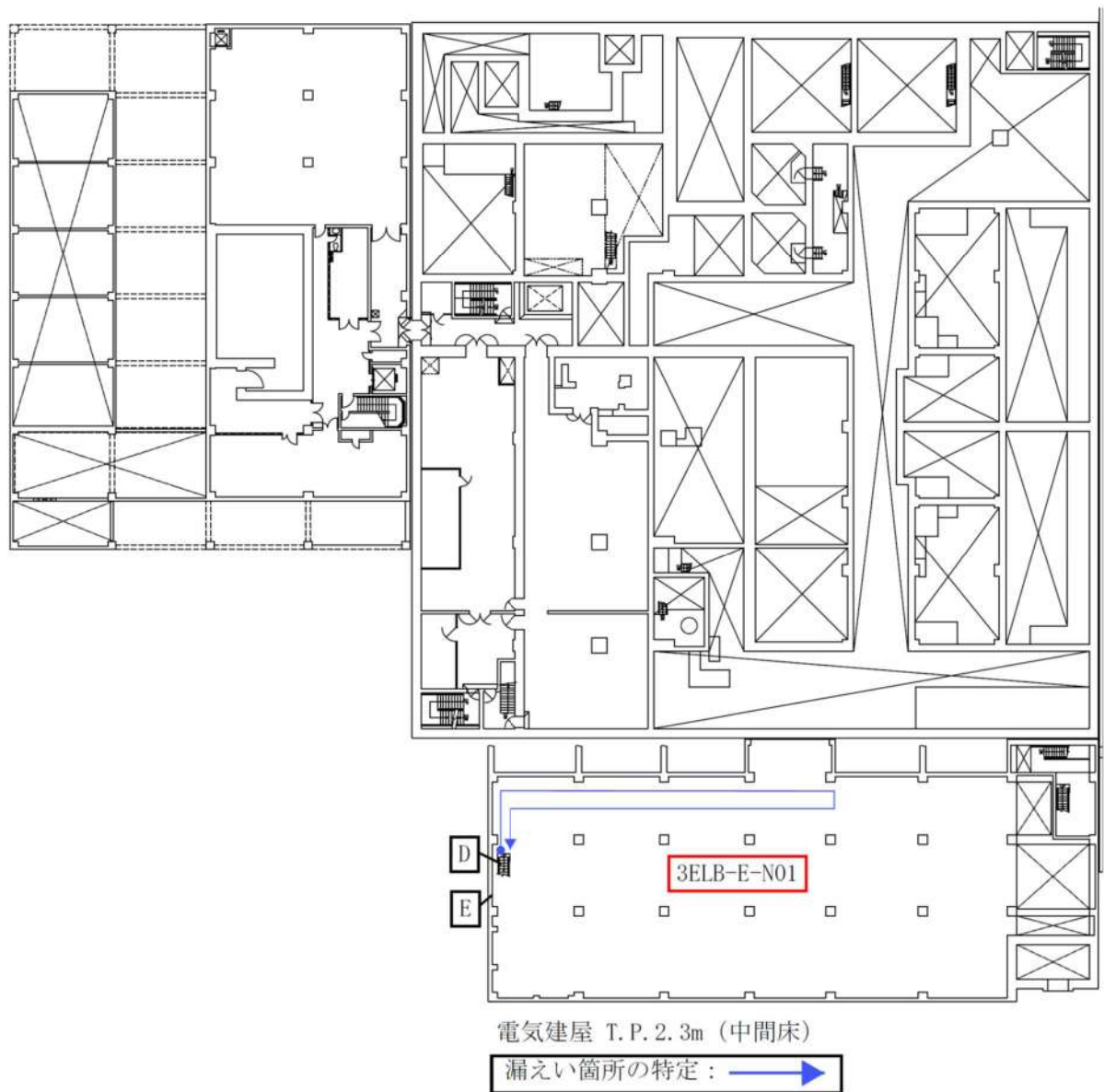


図1 水消火系の隔離操作時におけるアクセス通路 (5/8)

出入管理建屋 T. P. 10. 3m

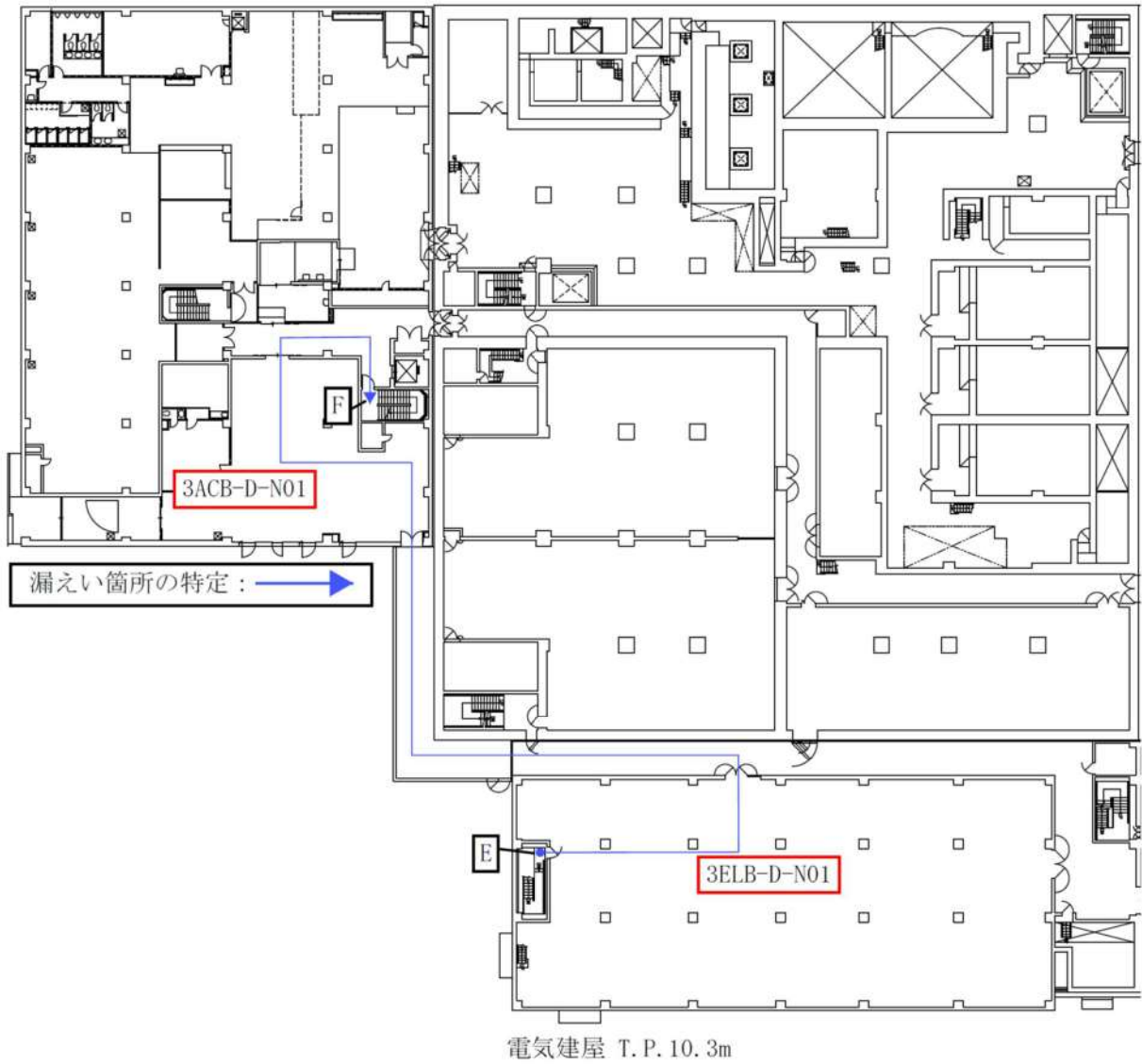


図1 水消火系の隔離操作時におけるアクセス通路 (6/8)

出入管理建屋 T.P. 2. 3m (中間床)

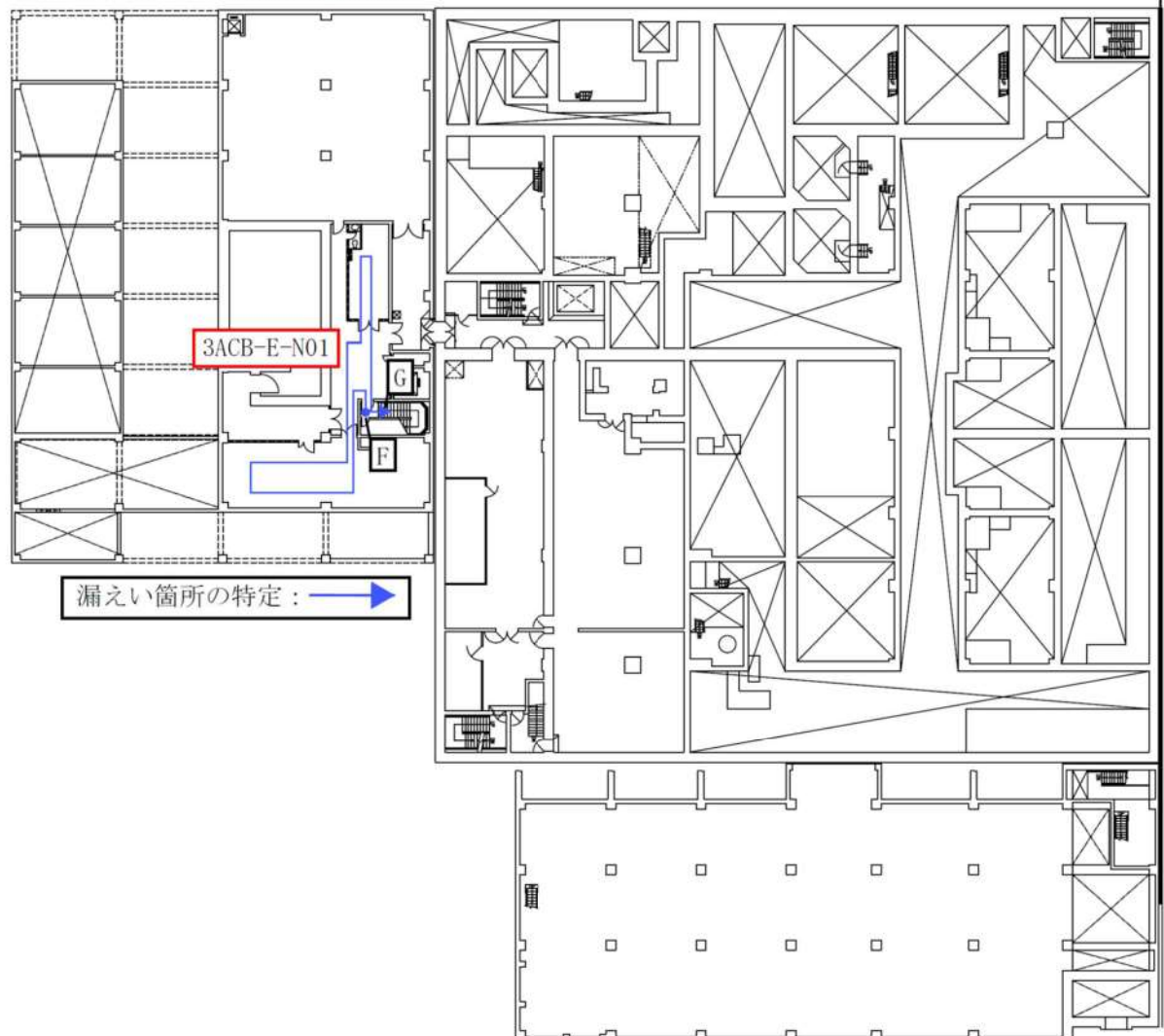


図1 水消火系の隔離操作時におけるアクセス通路 (7/8)

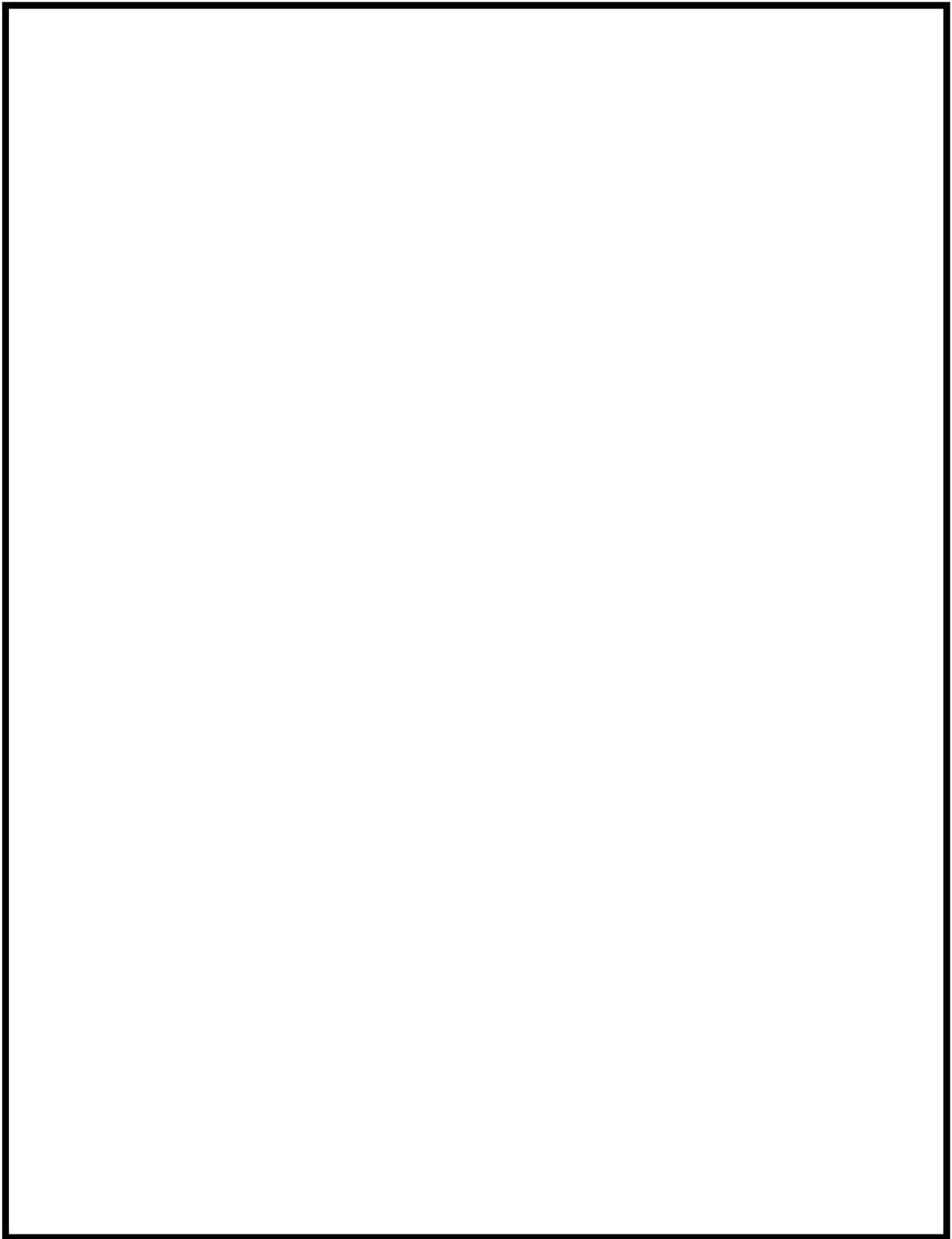



図1 水消火系の隔離操作時におけるアクセス通路 (8/8)

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 地震時の系統隔離操作におけるアクセス性の確認

(1) 隔離操作時のアクセス通路の溢水水位

溢水を想定する系統とその隔離操作時にアクセスが必要となる区画について、表 3 に示す。

表 3 地震時における隔離操作時のアクセス性（隔離機器までのアクセス性）

溢水系統	アクセス区画	溢水評価高さ (m)	アクセス可否
循環水管伸縮継手 原子炉補給水系（脱塩水） 飲料水系 水消火系	3ELB-D-N01	0	可
	3AB-F-N7	0	可
	3AB-H-1	0.05	可
	3AB-D-N1	0	可

(2) 隔離操作時に操作が必要となる機器

漏えい箇所の隔離操作を実施する場合に、操作対象機器までのアクセス通路と操作が必要となる機器について確認を行っている。以下に、地震時の系統隔離操作について示す。隔離操作対象機器を表 4、隔離操作時におけるアクセス通路を図 2 に示す。なお、図 2 に示す通路のアクセスに要する時間の算出については、水深 10cm 条件の歩行速度にて算出する。(詳細は別紙 4 参照)

表 4 地震時の隔離操作対象機器リスト

操作対象機器			
機器番号	機器名称	設置場所	区画
3MC-C1	3C1-6.6kV メタクラ	電気建屋 T. P. 10. 3m	3ELB-D-N01
3MC-D	3D-6.6kV メタクラ	電気建屋 T. P. 10. 3m	3ELB-D-N01
3V-DW-729	3 - 出入管理建屋脱塩水補給弁	原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m 通路	3AB-H-1
3V-DR-510	3 - 電気建屋及び出入管理建屋他 飲料水補給弁	原子炉補助建屋 T. P. 24. 8m 通路	3AB-D-N1
3V-FS-554	3 - 電気建屋行き消火水 非管理区域 (A/B) 止め弁	原子炉補助建屋 T. P. 17. 8m 通路	3AB-F-N7

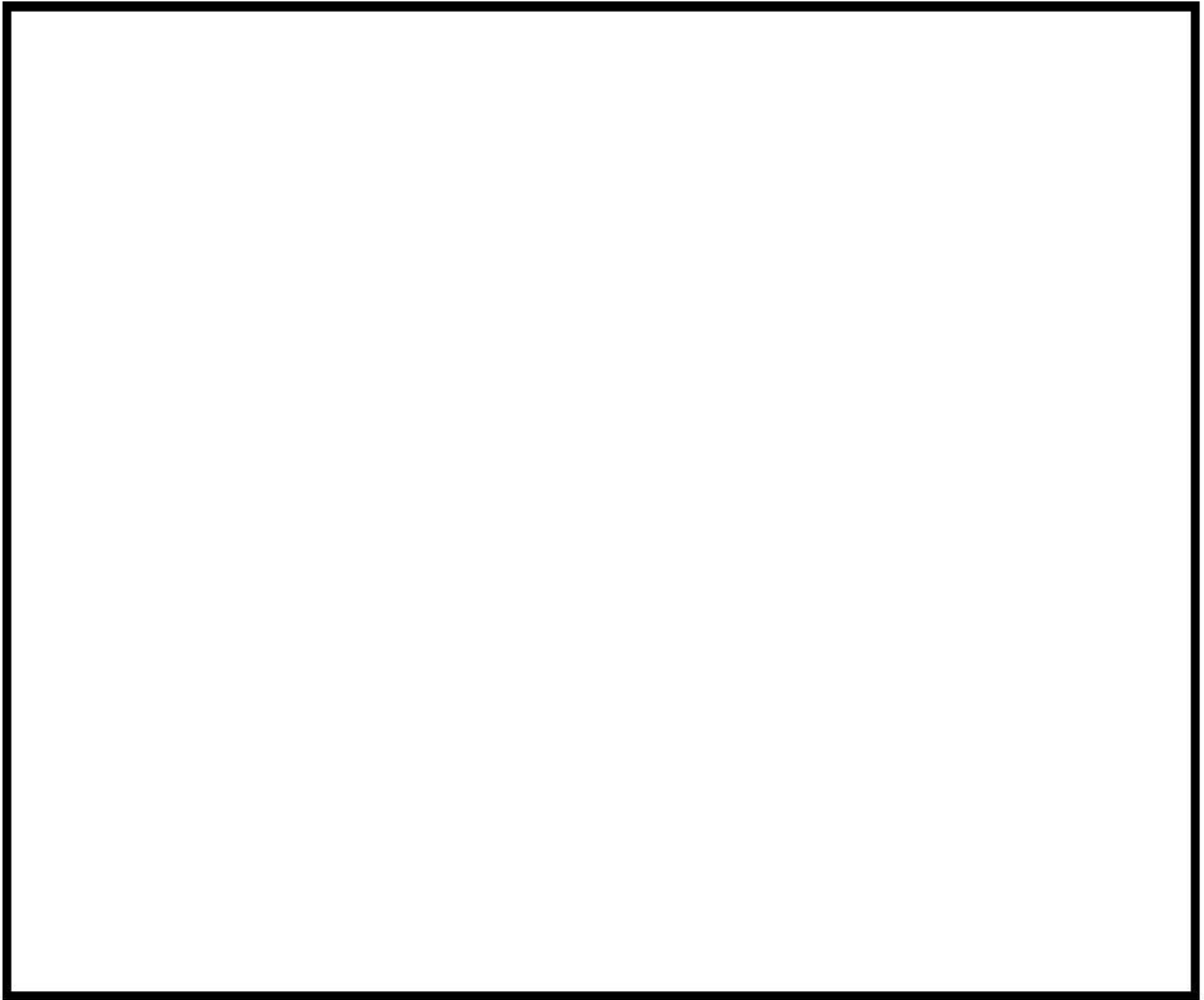


図 2 地震時の隔離操作時におけるアクセス通路 (1/14)

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

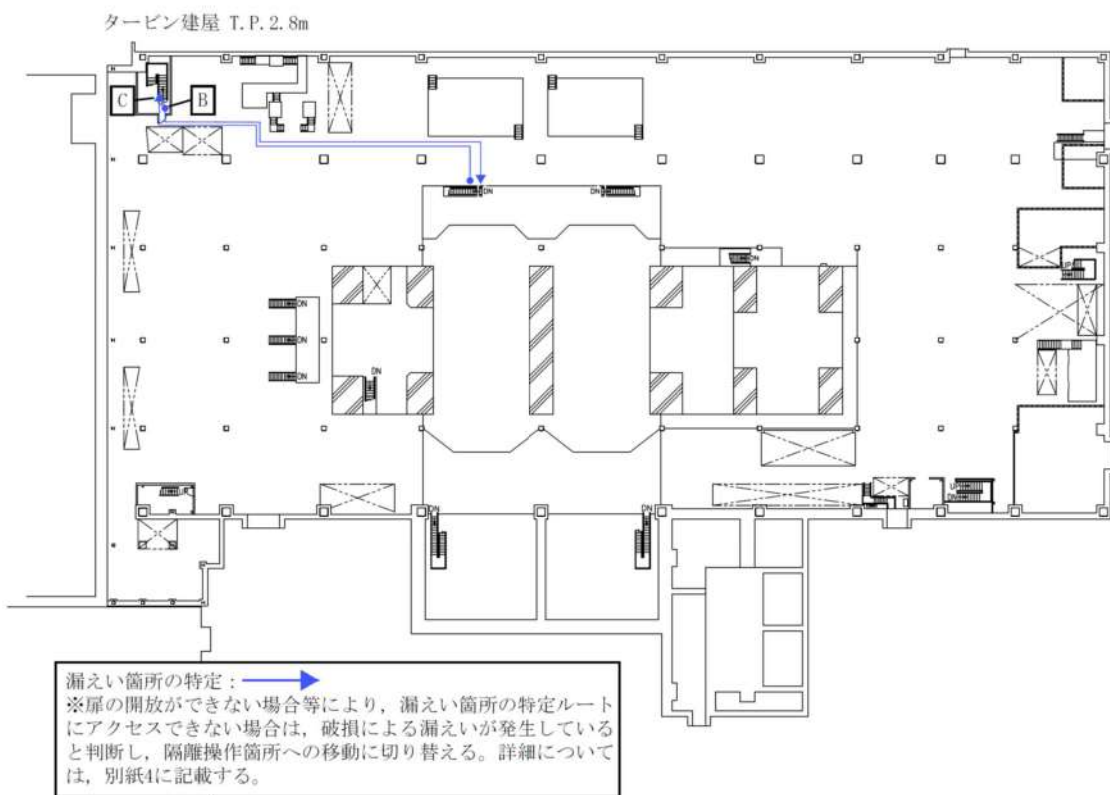
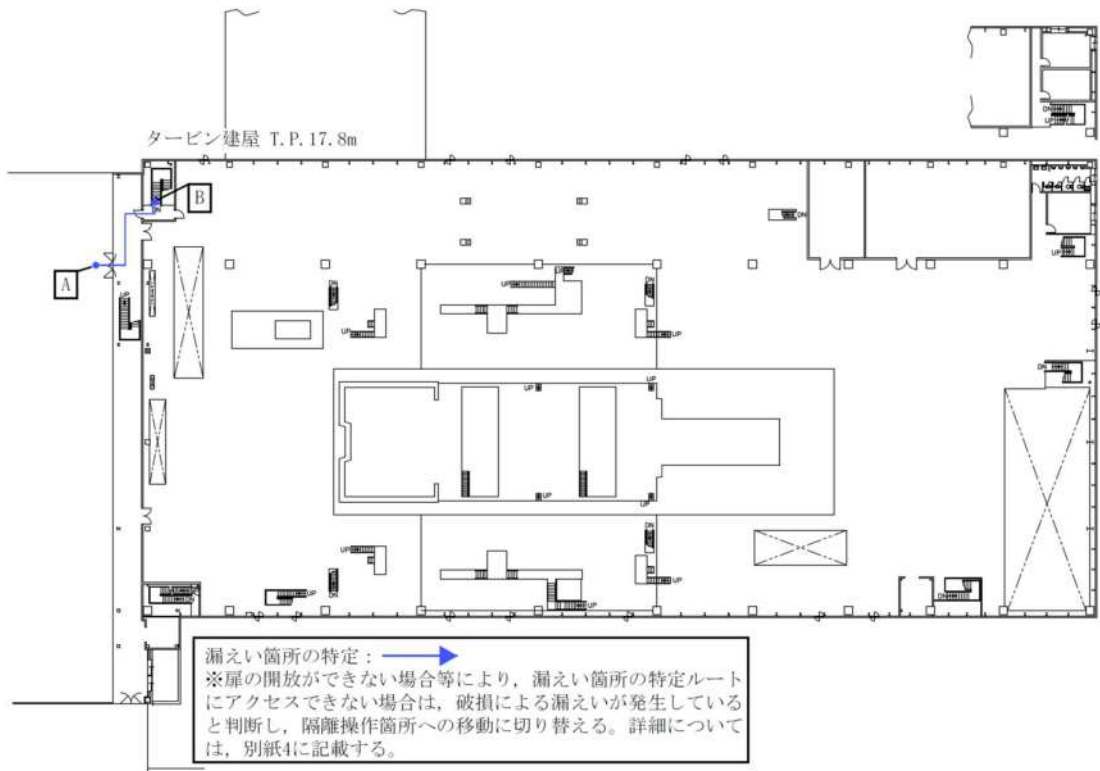


図2 地震時の隔離操作時におけるアクセス通路 (2/14)

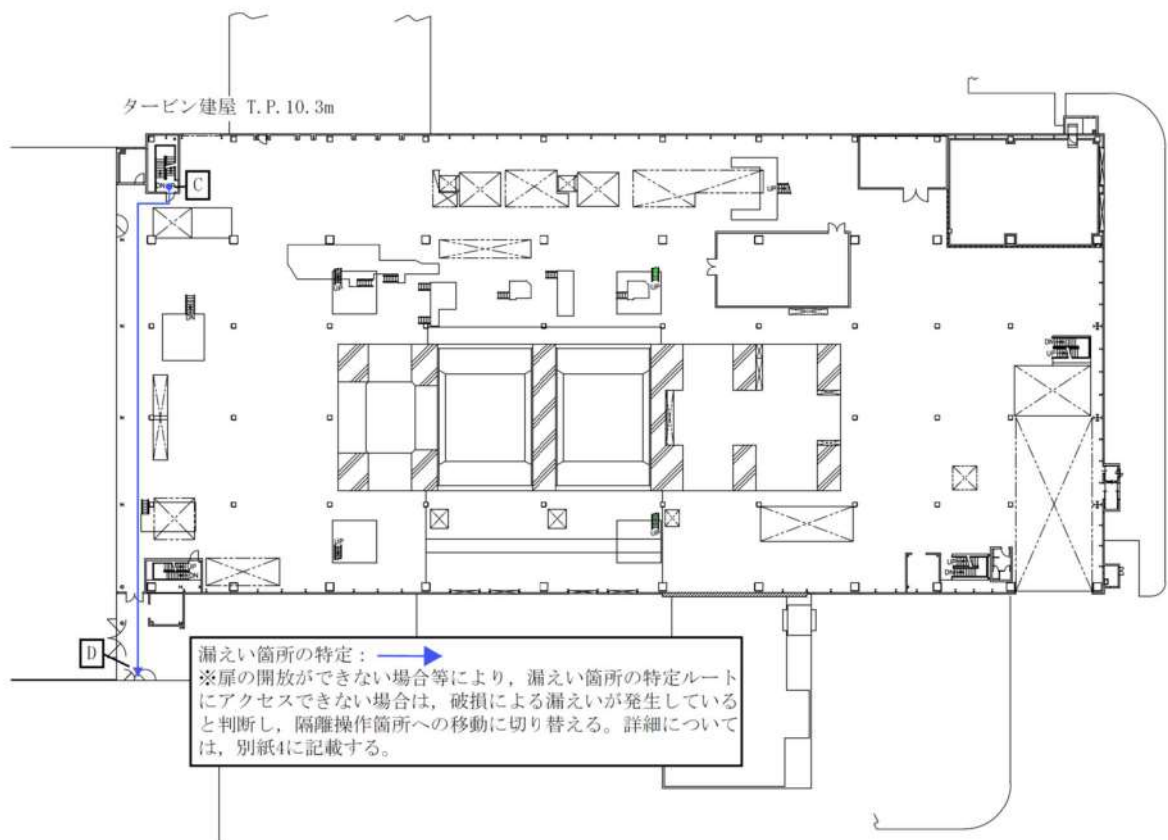
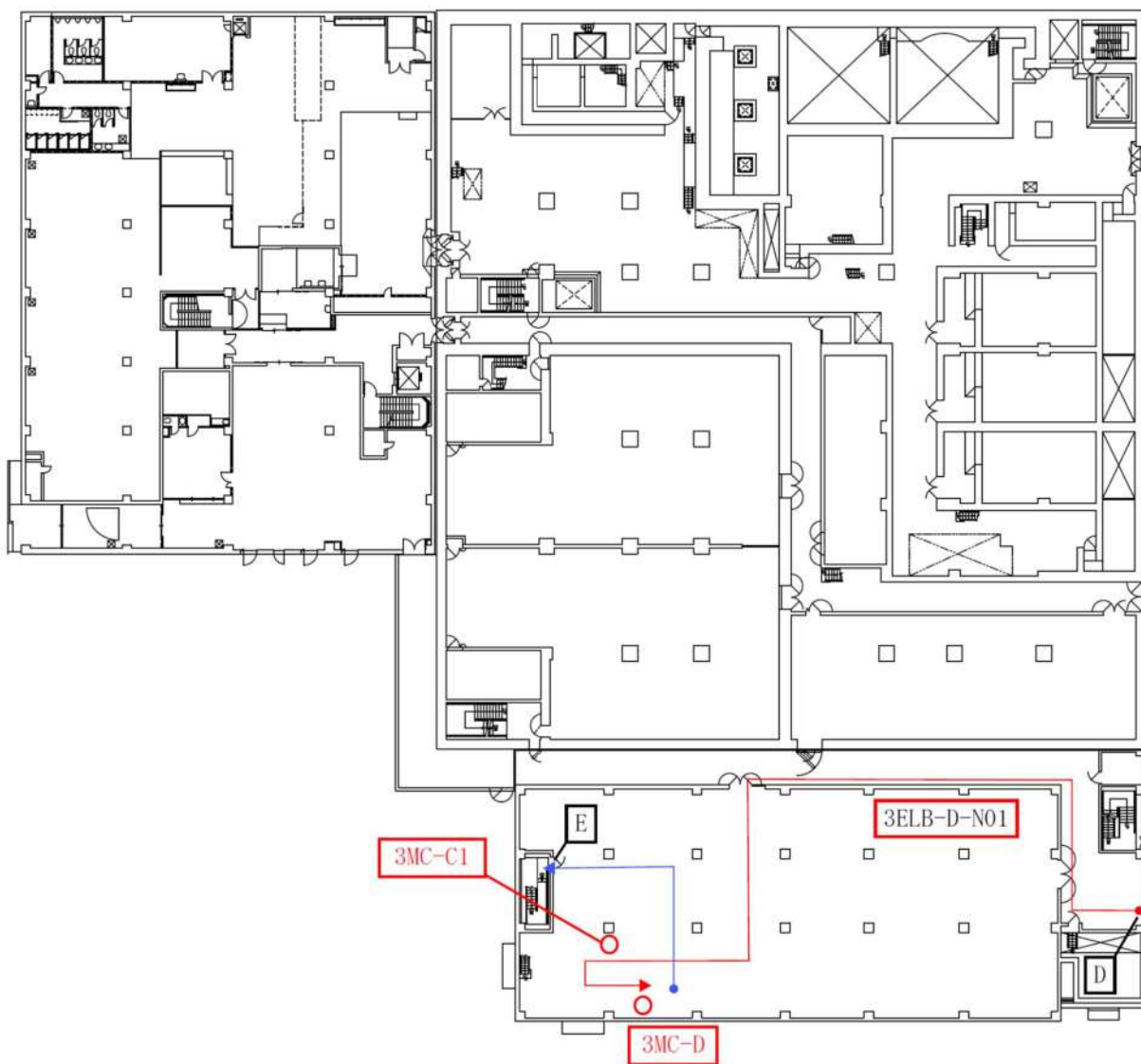


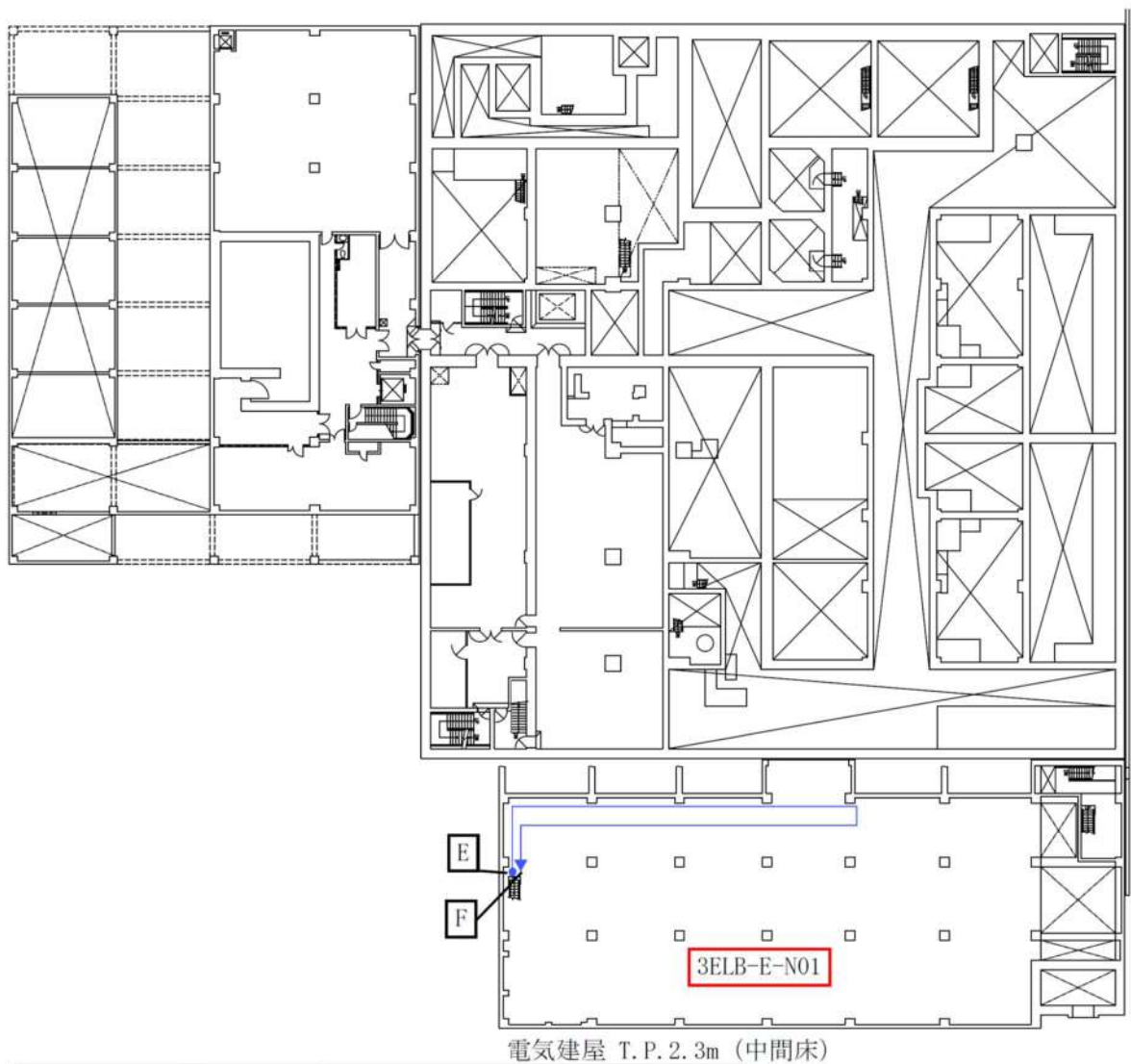
図2 地震時の隔離操作時におけるアクセス通路 (3/14)



電気建屋 T.P. 10. 3m

漏えい箇所の特定：→
 ※扉の開放ができない場合等により、漏えい箇所の特定ルートにアクセスできない場合は、破損による漏えいが発生していると判断し、隔離操作箇所への移動に切り替える。詳細については、別紙4に記載する。
 隔離操作箇所への移動：→

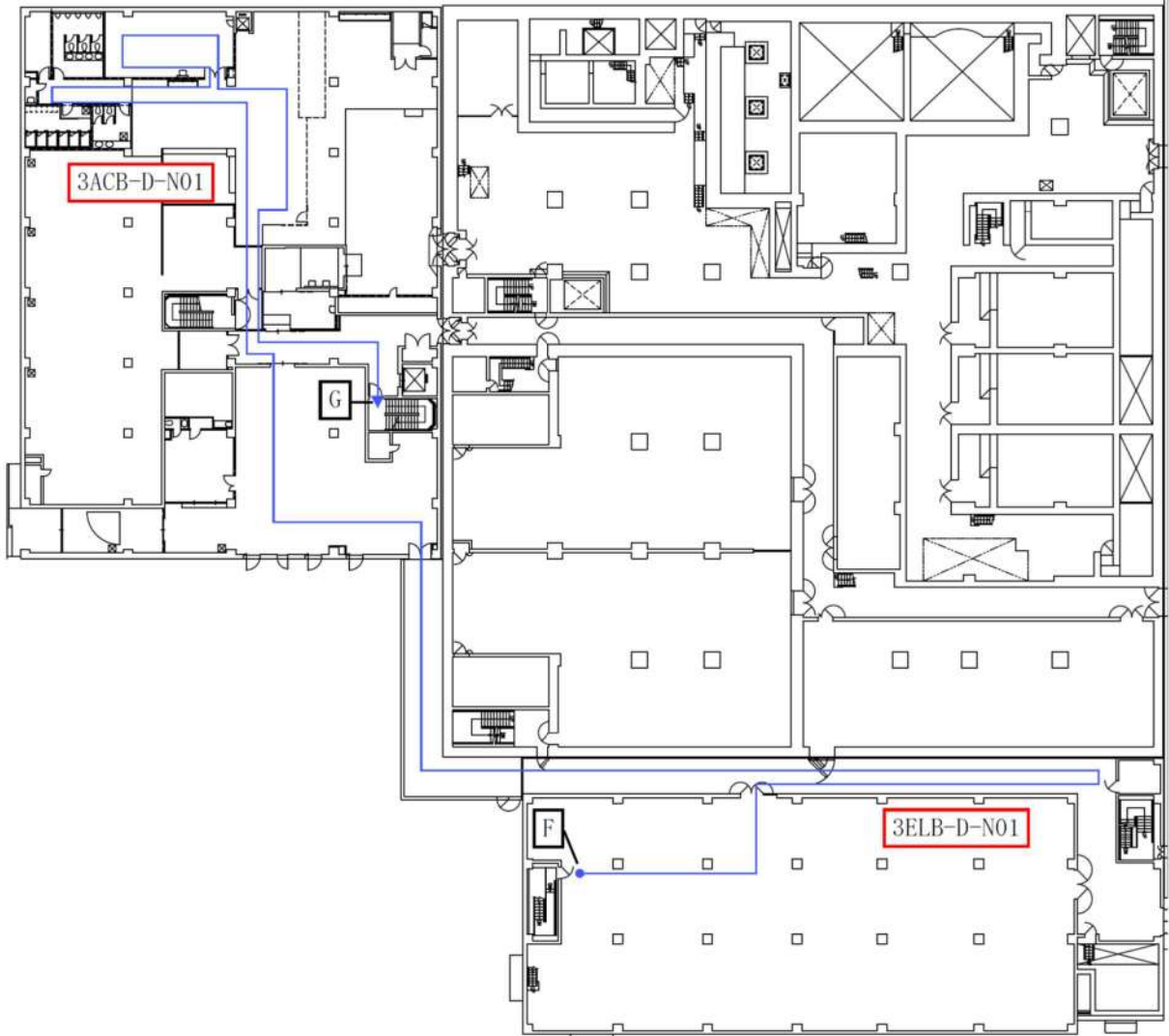
図2 地震時の隔離操作時におけるアクセス通路 (4/14)



漏えい箇所の特定：
 ※扉の開放ができない場合等により、漏えい箇所の特定ルートにアクセスできない場合は、破損による漏えいが発生していると判断し、隔離操作箇所への移動に切り替える。詳細については、別紙4に記載する。

図2 地震時の隔離操作時におけるアクセス通路 (5/14)

出入管理建屋 T.P. 10. 3m



電気建屋 T.P. 10. 3m


漏えい箇所の特定： 
※扉の開放ができない場合等により、漏えい箇所の特定ルートにアクセスできない場合は、破損による漏えいが発生していると判断し、隔離操作箇所への移動に切り替える。詳細については、別紙4に記載する。

図2 地震時の隔離操作時におけるアクセス通路 (6/14)

出入管理建屋 T.P. 2. 3m (中間床)

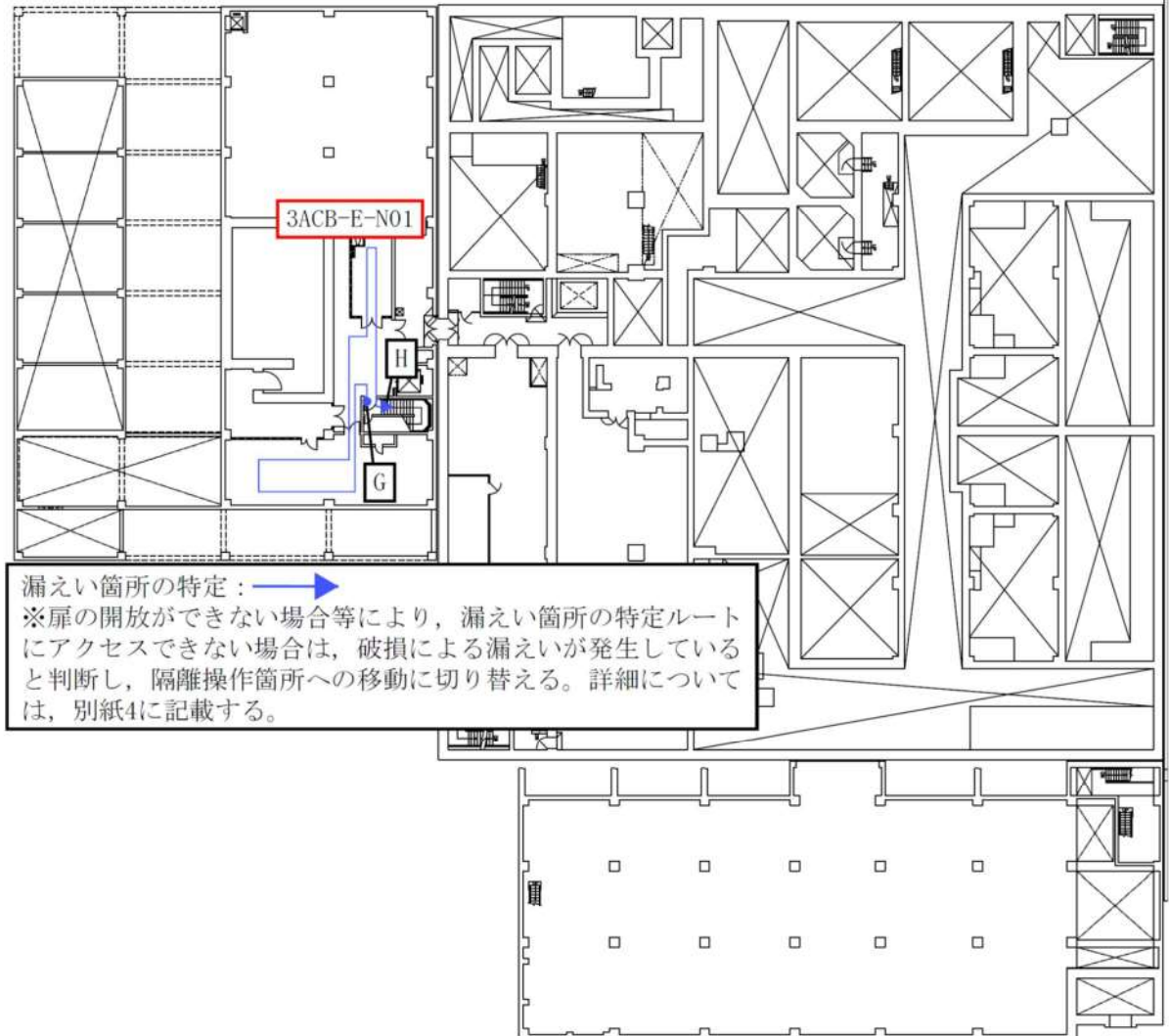


図2 地震時の隔離操作時におけるアクセス通路 (7/14)

出入管理建屋 T.P. 10. 3m (中間床)

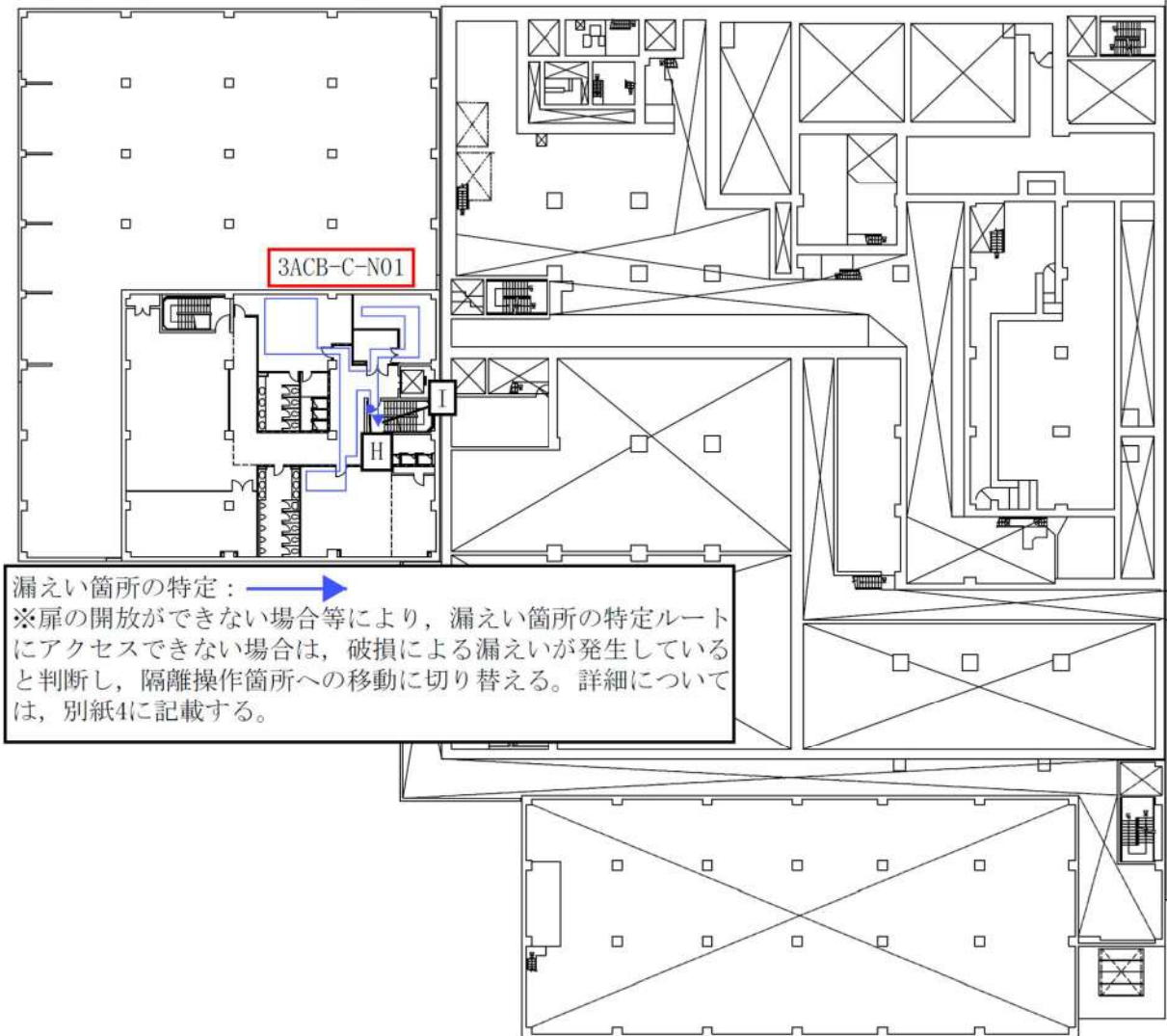



図2 地震時の隔離操作時におけるアクセス通路 (8/14)



図 2 地震時の隔離操作時におけるアクセス通路 (9/14)

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

出入管理建屋 T.P. 17.8m (中間床)

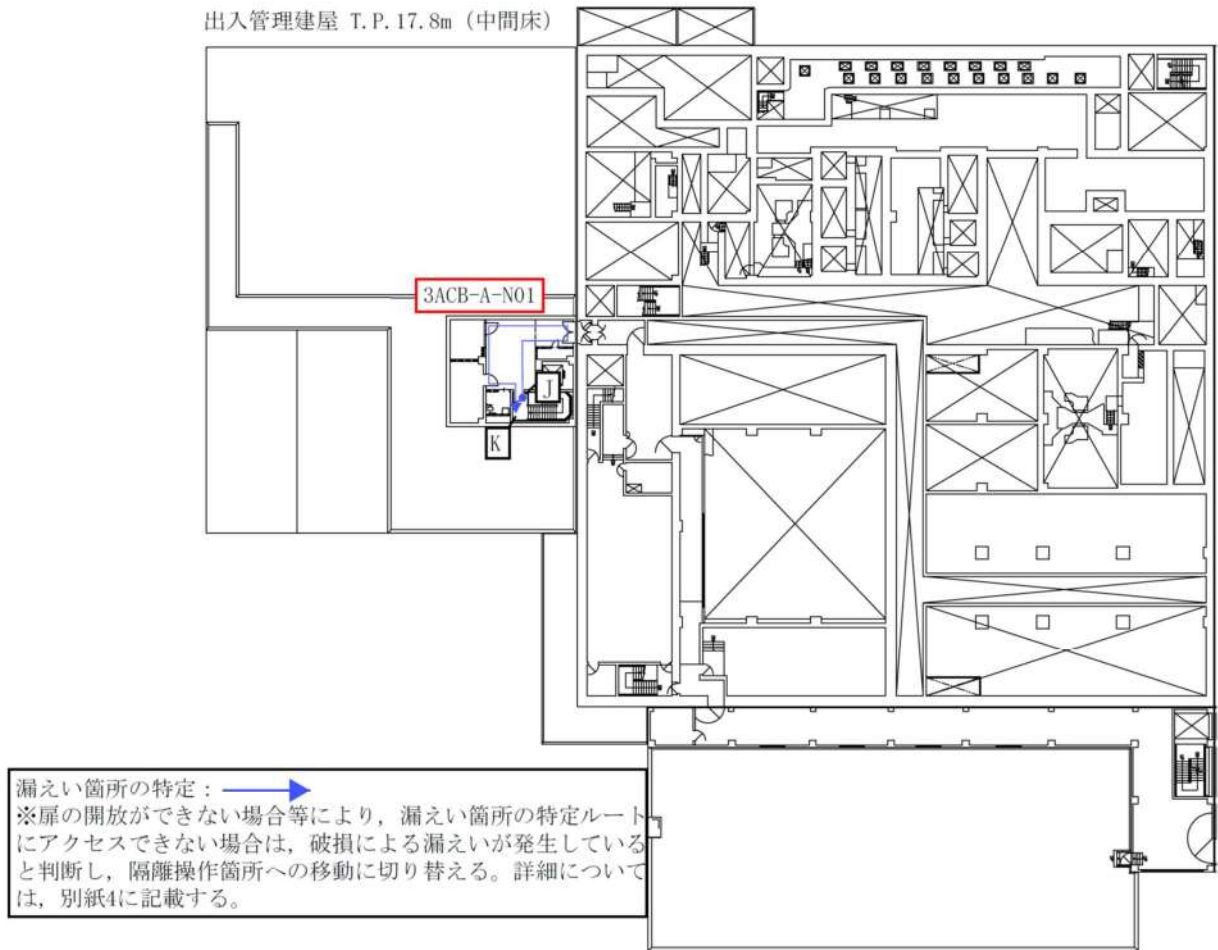



図2 地震時の隔離操作時におけるアクセス通路 (10/14)



図 2 地震時の隔離操作時におけるアクセス通路 (11/14)

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

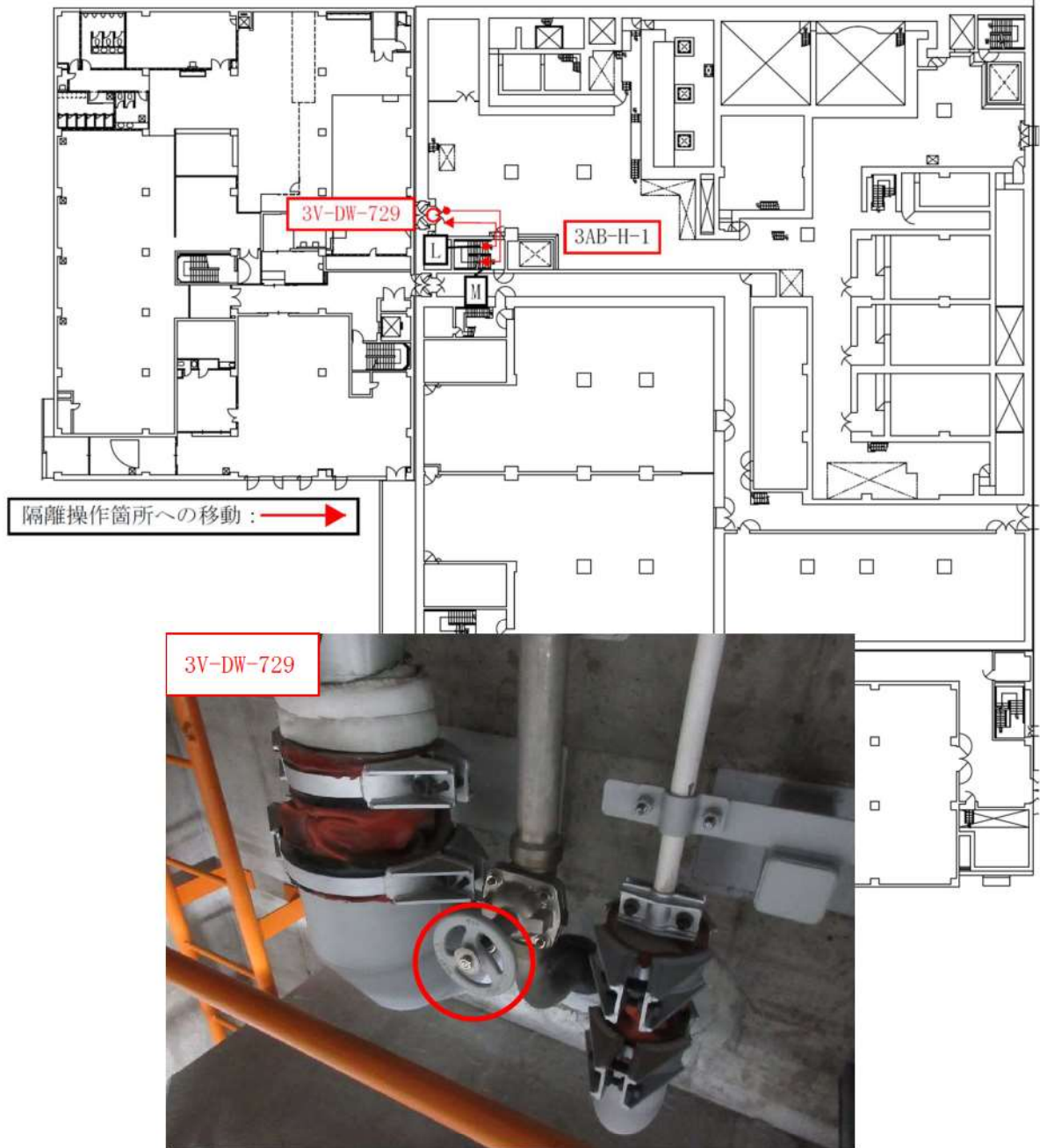


図2 地震時の隔離操作時におけるアクセス通路 (12/14)

原子炉補助建屋 T.P. 24. 8m

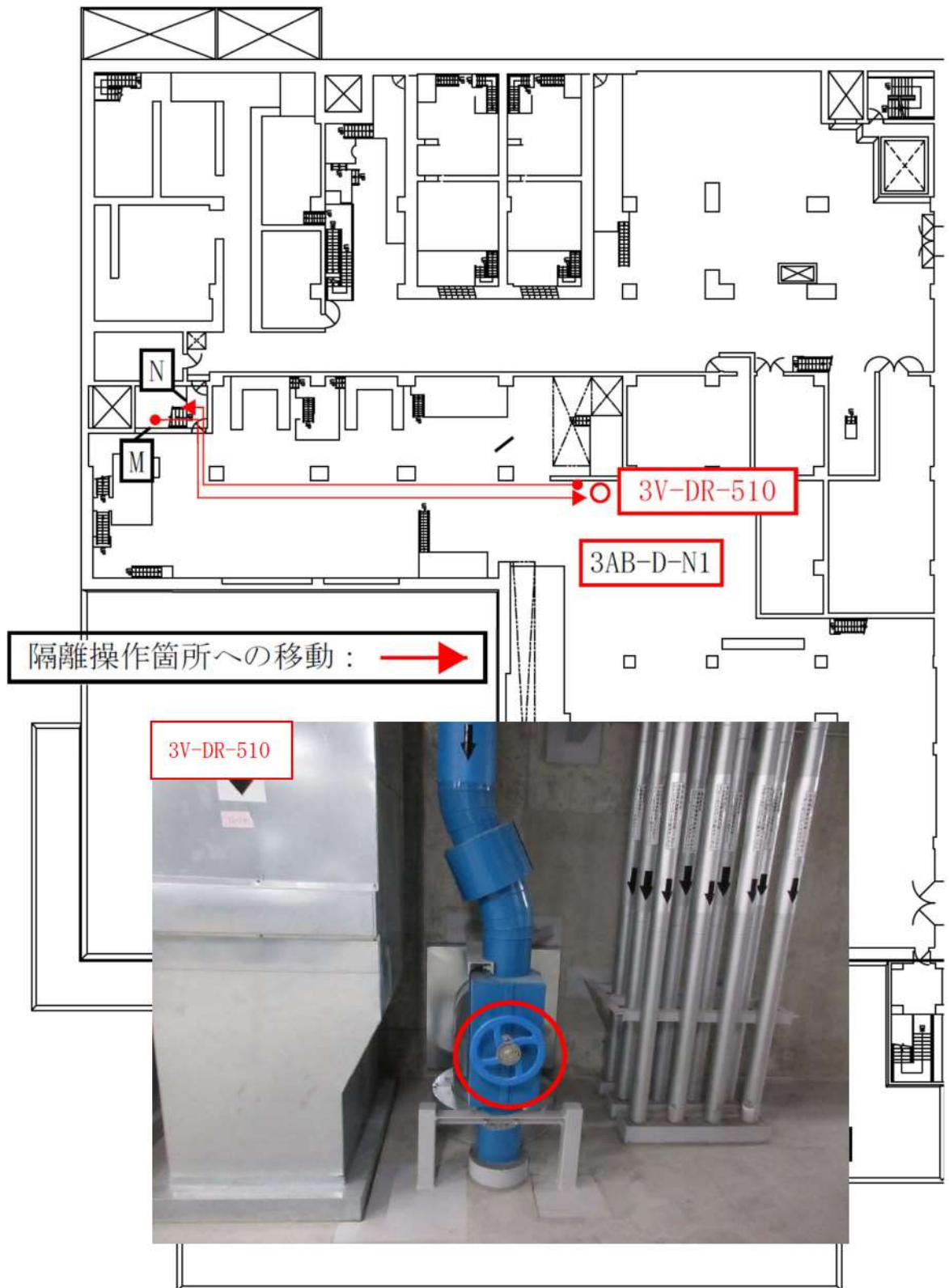


図2 地震時の隔離操作時におけるアクセス通路 (13/14)

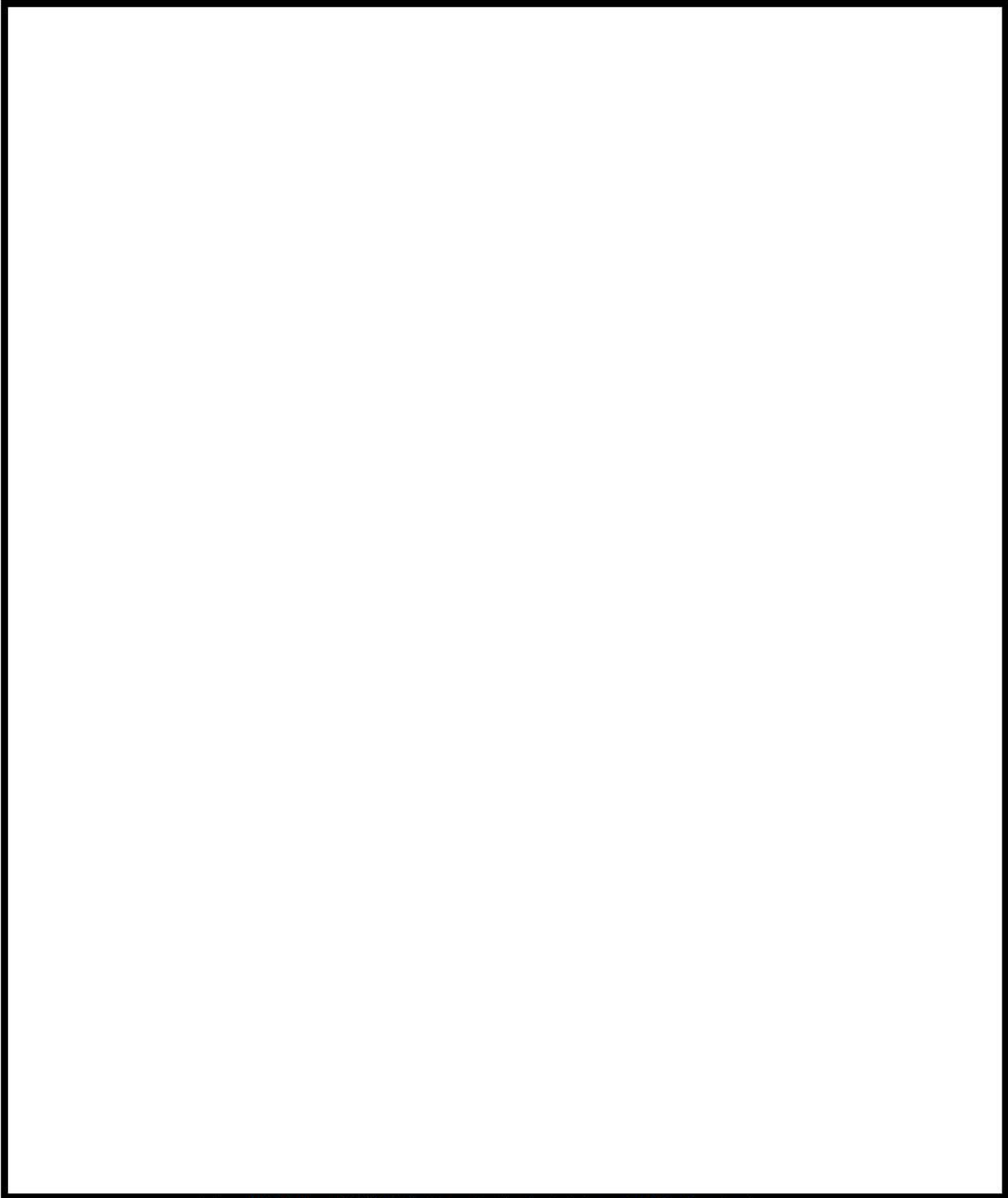



図 2 地震時の隔離操作時におけるアクセス通路 (14/14)

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

現場操作時の線量影響について

地震時に現場操作が必要な場合であり、漏えい時に作業環境が線量の観点から厳しくなる溢水源としては、セメント固化装置が考えられる。この溢水源が内包する放射能濃度は、表1に示すとおり約 $1.27 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$ であり、実効線量としては約 $1.32 \times 10^{-2} \text{mSv}$ となる。評価結果は、緊急作業時における許容実効線量である 100mSv を下回っており、隔離操作等において支障がないことを確認した。実効線量の結果について、表1に示す。

地震時においては、放射性物質を内包する溢水源の中で、漏えい中に環境中の線量率が最も厳しくなる系統は、化学体積制御系であるが、本系統は中央制御室内での手動隔離が可能であり現場での操作が不要であることから対象外としている。想定破損時に管理区域へアクセスするのは、出入管理建屋での原子炉補給水系（脱塩水）の溢水時であり、アクセス先では溢水が発生しないため、測定実績より 0.001mSv/h を用いて、移動時間 15 分と操作時間 5 分を考慮して算出している。

表1 実効線量評価結果

溢水源	セメント固化装置
放射能濃度	約 $1.27 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$
現場操作時間	漏えい箇所の隔離時間：15 分 ^{※1}
隔離操作後の移動時間	原子炉補助建屋からの退避時間：20 分
実効線量	約 $1.32 \times 10^{-2} \text{mSv}$

※1 現場での隔離箇所特定及び隔離操作に要する時間に対し、保守的に設定した時間（検証時間は、補足説明資料 14 参照）

アクセス通路における漂流物対策状況について

代表例として、地震時の原子炉補給水系（脱塩水）の隔離操作におけるアクセス通路上の漂流物対策状況を図1に示す。

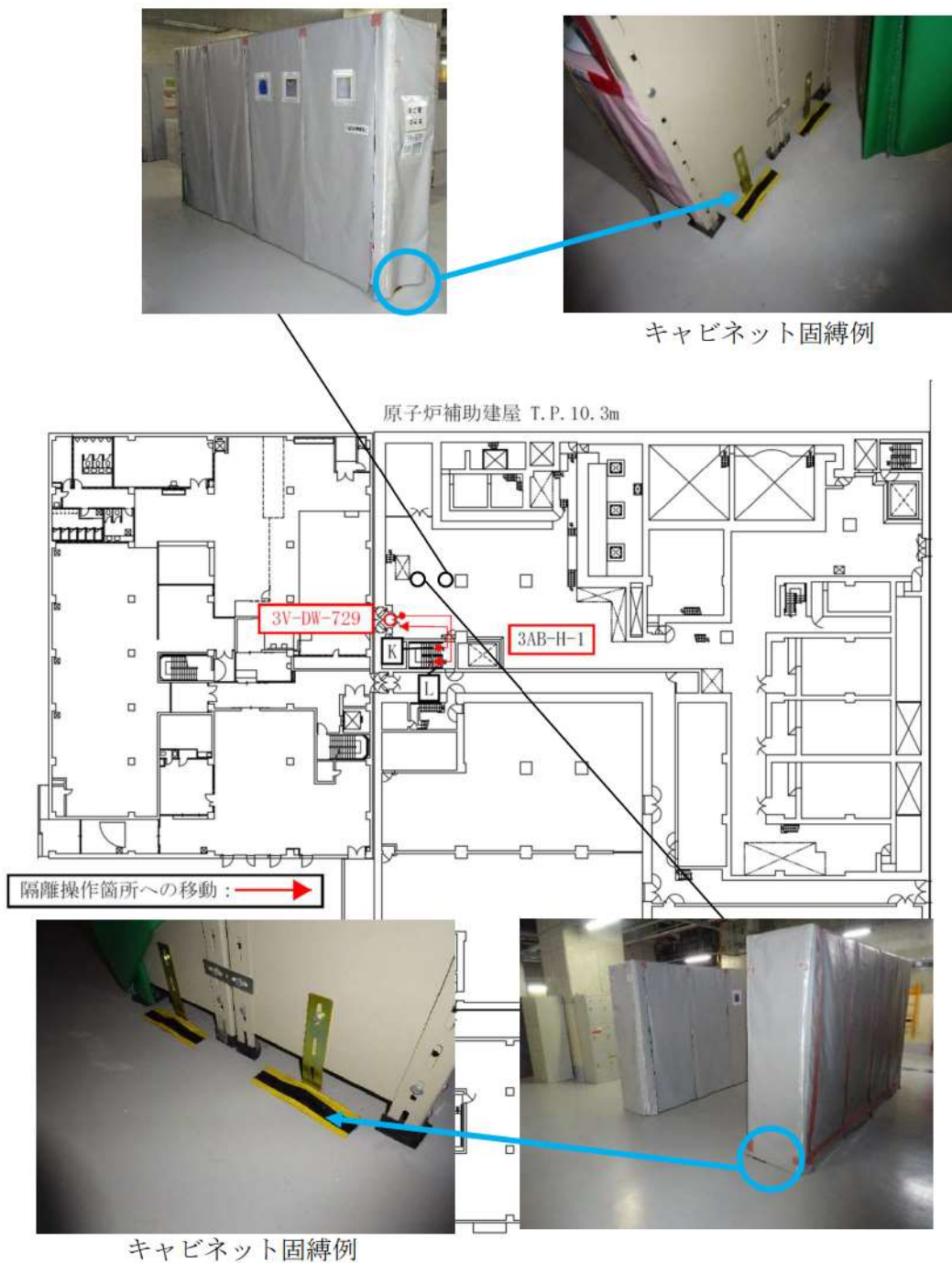


図1 漂流物対策状況

浸水時の歩行速度への影響について

1. 浸水時の歩行速度の算出

(1) 実施内容

- ・水深 100mm における, 50m の歩行にかかる時間を計測。
(10m を 2.5 往復し, 計測を実施)
- ・測定は被験者 3 名により実施し, 平均速度を算出。
- ・調査時は溢水時の防護服を着用する。

(2) 実績

被験者 3 名について, 1 回測定を実施した。浸水時の歩行速度測定結果について表 1 に示す。

表 1 浸水時の歩行速度測定結果

水位	被験者 A	被験者 B	被験者 C	平均歩行速度
100mm	37 s	49 s	39 s	4.32km/h

(3) 歩行速度調査状況

検証時の装備は, 溢水時の防護具を想定し, 黄服, 防水型被服, ゴム手袋, 全面マスク, 胴長靴, ヘルメットの装備を着用して行った。測定時の状況について図 1 に示す。



図 1 歩行速度測定時のスタイル及び測定状況

2. 漏えい箇所特定に要する時間について

(1) 漏えい箇所特定に要する時間の算出

浸水時の歩行速度を基に、下記条件で漏えい箇所特定に要する時間を算出した結果を表2に示す。

【条件】

- ・漏えい箇所が特定できていないものとし、破損が想定される系統設置箇所を確認。
- ・機器配置図より歩行ルートを検討し、距離を算出。
- ・全域に溢水水位 50mm があると仮定。

表2 浸水時の漏えい箇所特定に要する時間算出結果

項目	出入管理建屋・ 電気建屋	タービン建屋	循環水ポンプ建屋
歩行距離 (m)	966.4	145.8	503.2
漏えい箇所特定時間 (min)	16 ^{*1}	3 ^{*1}	8

※1 出入管理建屋・電気建屋及びタービン建屋の漏えい箇所特定時間は、破損が想定される系統設置箇所の確認に要する時間を測定

上記の算出結果より、補足説明資料12「想定破損評価における隔離時間の妥当性について」及び補足説明資料14「地震時溢水評価における隔離時間の妥当性について」にて整理している漏えい箇所特定に要する時間（出入管理建屋・電気建屋：20分、タービン建屋：5分、循環水ポンプ建屋：10分）は十分保守的な設定である。

なお、地震時において扉の開放ができない場合等により、漏えい箇所の特定ルートにアクセスできない場合は、破損による漏えいが発生していると判断し、隔離操作箇所への移動に切り替えることとする。この場合の漏えい箇所の特定に要する時間は、上記の時間（出入管理建屋・電気建屋：20分、タービン建屋：5分）を下回ることから、評価では漏えい箇所の特定に要する時間（出入管理建屋・電気建屋：20分、タービン建屋：5分）を考慮する。

想定破損評価における隔離時間の妥当性について

1. はじめに

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について以下のとおり設定した。

2. 高エネルギー配管の隔離までの時間設定

2. 1 自動隔離及び中央制御室内での手動隔離

高エネルギー配管は、ターミナルエンド部と一般部の完全全周破断を想定し隔離までの時間を適切に設定する。具体的には破損を想定する系統、箇所に対し、異常の検知方法や運転員が事象を判断する際のパラメータ等を整理し、隔離により漏えいを停止するまでの時間の積み上げを行う。隔離までの時間設定については、異常の検知、事象の判断、漏えい箇所の隔離の3つのステップにおいて一連の隔離シナリオを統一した考え方にに基づき定める。

(1) 異常の検知について

配管破断による異常を早期に検知する手段として以下の3つの方法があり、それぞれ警報発信までの時間を設定する。

- ① 区画内に設置された温度検出器による温度高警報（温度検知）
- ② 系統に設置されている圧力計、流量計、水位計等の中央表示値の変化や演算処理による警報（システム検知）
- ③ 床ドレン配管を通して集水される最下層のサンプル水位高警報（サンプル検知）

「温度検知」は、高温配管の破断による蒸気の噴出により区画内の温度上昇を早期に検知する手段であり、中央制御室に警報を表示する。「システム検知」は、配管破断による系統の流量や圧力の変化を検知し、中央制御室に警報を表示する。この二つの方法は、破断口径が大きい場合に有効な手段である。

一方、破断口径が小さい場合には、流量や圧力の変化が緩やかであるため「システム検知」による警報は表示されず、破断箇所から目皿等へ流れた溢水が最下層のサンプルに集まる「サンプル検知」となる。

(2) 事象の判断及び漏えい箇所の特定制について

運転員は訓練により、事象の判断及び漏えい箇所の特定制を短時間での確に実施する。中央制御室において漏えい箇所の特定制が可能な場合には判断及び特定制時間を10分とする。漏えい量が小さく現場での漏えい箇所の確認が必要な場合には、移動の時間も合わせて判断及び特定制時間を設定する。運転操作余裕については事象の判断の中に含め、警報発信時から隔離操作開始までの時間として10分以上を確保する。

温度検出器警報では異常の検知が行われるが、事象の判断及び漏えい箇所の特定制については、圧力計、流量計、水位計等のパラメータの変化を組み合わせる。

例えば、主蒸気・主給水管室における枝管の破断の場合、隔離しなければならないループを様々なパラメータから特定制した後に原子炉トリップ操作を行い、漏えいを停止させる。

(3) 漏えい箇所の隔離について

没水評価の対象となる高エネルギー配管の系統は自動隔離又は中央制御室からの遠隔手動操作により隔離することができる。隔離時間は、操作にかかる時間（以下「操作時間」という）と停止にかかる時間（以下「停止時間」という）の合計としている。

操作時間は1操作1分とするが、原子炉トリップ操作についてはトリップ後の状況確認のために、全体として20分を確保した。停止時間は弁を閉止する場合、操作時間の1操作1分に含める。一方、ポンプを停止する場合、充てんポンプについては空転時間を考慮し1分とし、主給水ポンプについては出口弁閉止までの5分とした。

したがって、隔離時間は弁を閉止する場合は1分、ポンプを停止する場合、充てんポンプは2分、主給水ポンプは6分となる。

図1に検知、判断、特定制及び隔離時間の考え方を、表1-1から表1-8に隔離時間の考え方を、図2-1から図2-7にそれぞれの系統の破断箇所を示す。

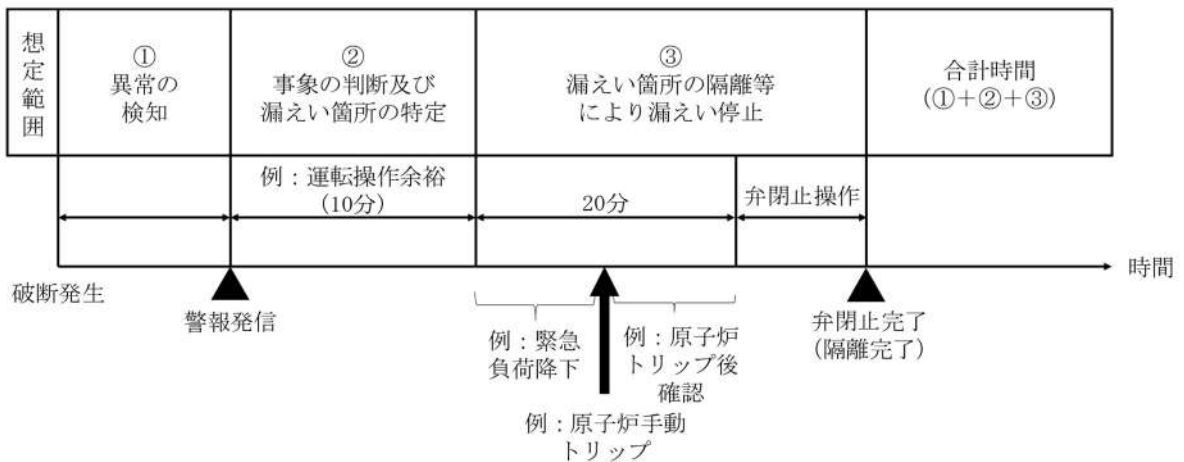


図1 検知、判断、特定制及び隔離時間の考え方

表 1-1 漏えい停止までの時間の設定 (化学体積制御系) その 1

建屋	想定範囲	①異常の検知	②事象の判断及び漏えい箇所の特定	③漏えい箇所の隔離等により漏えい停止	合計 (①+②+③)
原子炉 原子炉建屋 補助建屋	①封水注入配管 (貫通部～流量計)	<p><システム検知> 配管破損により、破損側 A-1 封水注入流量が増加するため、健全側 B、C-1 封水注入流量が低下し、RCP 封水注入ライン流量低警報が発信 1分 (通常の封水注入流量 1.82m³/h に対して、低警報は 1.5m³/h であるため、速やかに警報が発信する)</p>	<p>以下のパラメータから封水注入流量計下流からの漏えいと判断 10分 封水注入流量、封水戻り流量、原子炉補助建屋サンプ水位等</p>	<p>中央制御室において、A-1 次冷却材ポンプ封水注入ライン C/V 外側隔離弁を閉止 2分 (A-1 次冷却材ポンプ封水注入ライン C/V 外側隔離弁を閉止 1分…※1、漏えい継続の場合は 1 次冷却材ポンプ封水注入流量制御弁を手動閉止 1分、合わせて 2分)</p>	13分
	②封水注入配管 (流量計～封水注入ライン流量調節弁)	<p><システム検知> 配管破損により、封水注入流量が低下し、RCP 封水注入ライン流量低警報が発信する 1分 (通常の封水注入流量 1.82m³/h に対して、低警報は 1.5m³/h であるため、速やかに警報が発信する)</p>	<p>以下のパラメータから封水注入流量計上流からの漏えいと判断 10分 封水注入流量、封水戻り流量、原子炉補助建屋サンプ水位等</p>	<p>中央制御室において、1 次冷却材ポンプ封水注入流量制御弁を手動閉止 1分</p>	12分

表 1-2 漏えい停止までの時間の設定 (化学体積制御系) その 2

建屋	想定範囲	①異常の検知	②事象の判断及び漏えい箇所の特定	③漏えい箇所の隔離等により漏えい停止	合計 (①+②+③)
原子炉建屋 原子炉補助建屋	③充てん配管 (貫通部～流量計)	<p><システム検知> 配管破損により、充てん流量が上昇し、充てん流量高警報が発信する。 1分 (通常の充てん流量23.8m³/hに対して高警報29m³/hであるため、当該ラインの破断により速やかに警報が発信する)</p>	<p>以下のパラメータから充てんラインからの漏えいと判断 10分 VCT水位、充てん流量、原子炉補助建屋サンプ水位等</p>	<p>中央制御室において、抽出オリフイス出口 C/V 内側隔離弁、充てん流量制御弁を手動閉止。 2分 (抽出オリフイス出口 C/V 内側隔離弁を手動閉止1分、充てん流量制御弁を手動閉止1分、合わせて2分)</p>	13分
	④充てん配管 (流量計～充てんポンプ)	<p><システム検知> 配管破損により、充てん流量が低下し、充てん流量低警報が発信する。 1分 (通常の充てん流量23.8m³/hに対して低警報8m³/hであるため、当該ラインの破断により速やかに警報が発信する)</p>			

表 1-3 漏えい停止までの時間の設定 (化学体積制御系) その 3

建屋	想定範囲	①異常の検知	②事象の判断及び漏えい箇所の特定	③漏えい箇所の隔離等により漏えい停止	合計 (①+②+③)
原子炉建屋	①抽出配管 / 非再生 冷却器入口 (貫通部～ 非再生冷却器) ②抽出配管 / 非再生 冷却器入口 (非再生冷却器～ 圧力制御弁)	<システム検知> 配管破損により VCT (0.07809m ³ %) の 保有水が減少し VCT 水位が低下する。 VCT 通常水位 (60+5%) から原子炉補 給開始水位 (36-5%) まで水位が低下 し、原子炉補給水制御が自動の場合 自動補給開始音吹鳴、原子炉補給水制 御が自動以外の場合は体積制御タンク 水位低 (自動以外) (L120) 警報が発信 $0.07809\text{m}^3/\% \times (65\% - 31\%)$ $\div 32.1\text{m}^3/\text{h} \times 60\text{分} = 5\text{分}$	以下のパラメータから抽出ラインから の漏えいと判断 10 分 加圧器水位、VCT 水位、原子炉補助建屋 サンプ水位等	中央制御室において、抽出オフイス 出口 C/V 内側隔離弁を手動閉止 1分	16 分

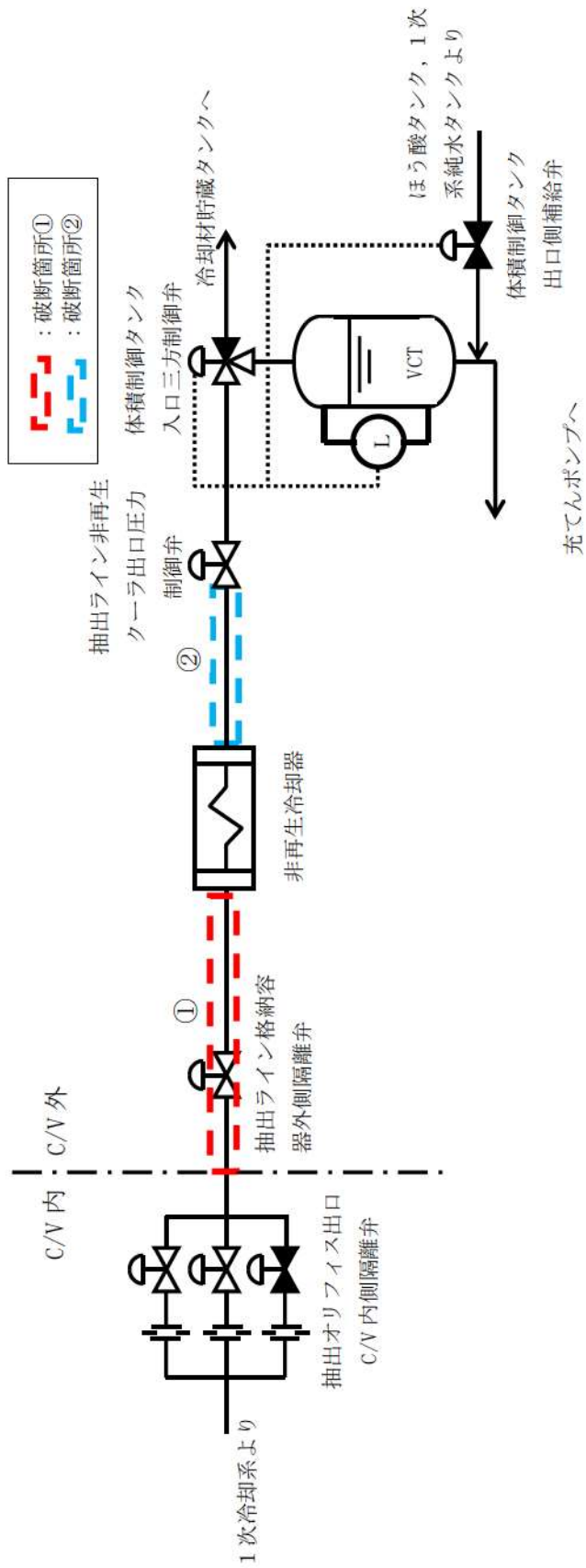


図 2-2 化学体積制御系（抽出配管／非再生冷却器出口，入口）の系統概要

表 1-4 漏えい停止までの時間の設定 (主蒸気系)

建屋	想定範囲	①異常の検知	②事象の判断及び漏えい箇所の特定	③漏えい箇所の隔離等により漏えい停止	合計 (①+②+③)
原子炉建屋	①主蒸気管	<p><システム検知> 主蒸気ライン圧力低 ECCS 作動による原子炉トリップ 2秒 また、主蒸気ライン圧力低により主給水隔離弁が自動隔離 9秒 <u>1分</u></p>	<p>以下のパラメータから隔離する蒸気発生器を特定 10分 SG 水位偏差, SG 流量偏差, 主蒸気ライン圧力低等</p>	<p>中央制御室において、補助給水隔離弁、補助給水ポンプ出口流量調節弁を手動閉止 <u>2分</u></p>	<p><u>13分</u></p>
	<p>②主蒸気逃がし弁、主蒸気隔離弁パイパス配管 (主蒸気管分岐～隔離弁), タービン動補助給水ポンプ駆動用蒸気配管 (主蒸気管分岐～ターミナルエルド)</p>	<p><システム検知> 主蒸気流量増加に伴う原子炉出力上昇により PR 中性子束高制御棒引抜阻止 (C-2) 警報が発信 <u>1分…a</u></p>	<p>以下のパラメータから隔離する蒸気発生器を特定 10分…b 主蒸気流量, SG 圧力, SG 水位偏差, SG 流量偏差等</p>	<p>中央制御室において緊急負荷降下の準備・連絡、緊急負荷降下、プラントトリップ状態確認、主給水制御弁、主給水隔離弁手動閉止、補助給水隔離弁、補助給水ポンプ出口流量調節弁手動閉止 <u>24分</u> (中央制御室において緊急負荷降下の準備・連絡 3分…c, 緊急負荷降下 15分…d, プラントトリップ状態確認 2分…e, 主給水制御弁、主給水隔離弁手動閉止 2分…f, 補助給水隔離弁、補助給水ポンプ出口流量調節弁手動閉止 2分…g, 合わせて 24分))</p>	<p><u>35分</u> ※1 主給水ラインの隔離完了までの時間 33分 (a～f の合計) ※2 プラントトリップによる補助給水ポンプ起動から補助給水ラインの隔離完了までの時間 6分 (e～g までの合計)</p>
③主蒸気ドレン配管 (一般部)	<p><システム検知> 主蒸気流量増加に伴う SG 熱出力が上昇するため、出力変化による SG 熱出力 1分間平均値超過警報が発信 <u>5分…h</u></p>			<p><u>39分</u> ※2 プラントトリップによる補助給水ポンプ起動から補助給水ラインの隔離完了までの時間 6分 (e～g までの合計) ※3 主給水ラインの隔離完了までの時間 37分 (h+b～f の合計)</p>	

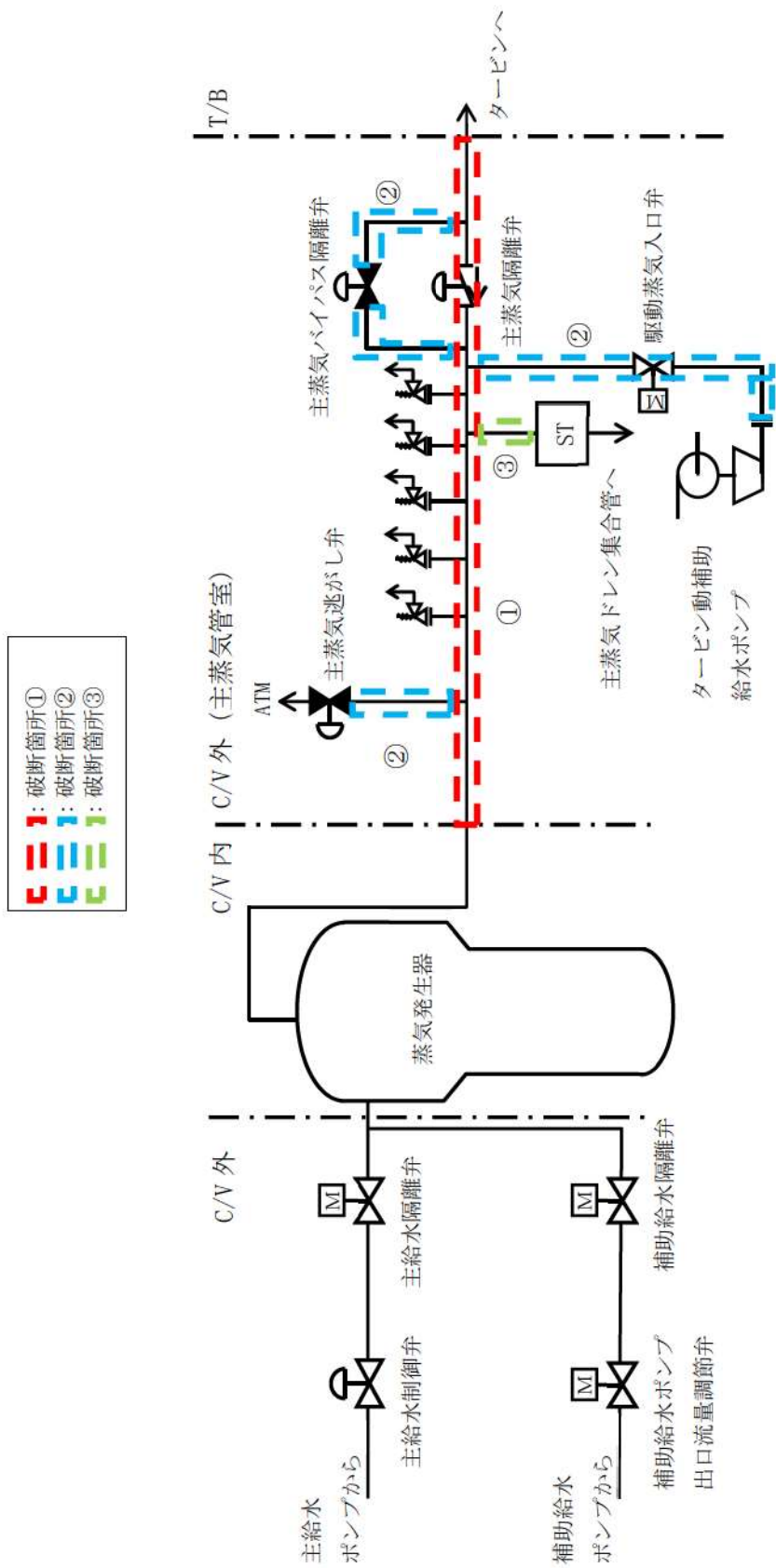


図 2-3 主蒸気系の系統概要

表 1-5 漏えい停止までの時間の設定 (主給水系)

建屋	想定範囲	①異常の検知	②事象の判断及び漏えい箇所の特定	③漏えい箇所の隔離等により漏えい停止	合計 (①+②+③)
原子炉建屋	①主給水管 (貫通部 ～主給水隔離弁)	<システム検知> 主蒸気ライン圧力低 ECCS 作動による 原子炉トリップ 7秒 また、主蒸気ライン圧力低により、主 給水隔離弁自動隔離 14秒 <u>1分</u>	以下のパラメータから隔離する蒸気発 生器を特定 <u>10分</u> SG 水位偏差, SG 流量偏差, 主蒸気ラ イン圧力低等	中央制御室において、補助給水隔離 弁、補助給水ポンプ出口流量調節弁を 手動閉止 <u>2分</u>	<u>13分</u>
	②主給水管 (主給水隔離弁 ～逆止弁)	<システム検知> 主蒸気ライン圧力低 ECCS 作動による 原子炉トリップ 7秒 <u>1分</u>	主給水ライン漏えいと特定 <u>10分</u> ※隔離弁自動閉止のため、事象判断時 間は考慮しない	主蒸気ライン圧力低により主給水制御 弁、主給水隔離弁自動隔離 <u>0分</u> ※ (主蒸気ライン圧力低により主給水制 御弁、主給水隔離弁自動隔離 7秒) ※検知時間の 1分に包絡されるため考 慮しない	<u>1分</u>
	③主給水管 (逆止弁～主給水制 御弁、主給水バイパ ス制御弁)	<システム検知> SG 水位低による原子炉トリップ 39秒 <u>1分</u>	以下のパラメータから隔離する蒸気発 生器を特定 <u>10分</u> SG 水位偏差, SG 流量偏差, SG 水位低 による原子炉トリップ等	中央制御室において、主給水制御弁、 主給水隔離弁を手動閉止 <u>2分</u>	<u>13分</u>
	④主給水管 (主給水制御弁、主 給水バイパス制御弁 ～T/B貫通部)	<システム検知> SG 水位低による原子炉トリップ 39秒 <u>1分</u>	以下のパラメータから隔離する蒸気発 生器を特定 <u>10分</u> SG 水位偏差, SG 流量偏差, SG 水位低 による原子炉トリップ等	中央制御室において、主給水ポンプ 2 台を遠隔手動停止、ポンプ出口弁閉動 作時間 <u>7分</u> (中央制御室において、主給水ポンプ 2台を遠隔手動停止 2分 (1分×2 台)、ポンプ出口弁閉動作時間 5分、 合わせて 7分)	<u>18分</u>

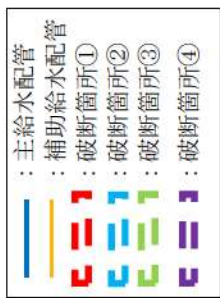


図 2-4 主給水系の系統概要

表 1-6 漏えい停止までの時間の設定 (蒸気発生器ブローダウン系)

建屋	想定範囲	①異常の検知	②事象の判断及び漏えい箇所の特定	③漏えい箇所の隔離等により漏えい停止	合計 (①+②+③)
原子炉建屋	①蒸気発生器ブローダウン配管 (貫通部～隔離弁)	<システム検知> SG 水位低による原子炉トリップ 114 秒 2分...a	以下のパラメータから隔離する蒸気発生器を特定 10分...b SG 水位偏差, SG 流量偏差等	中央制御室において、主給水制御弁、主給水隔離弁を自動閉止、補助給水ポンプ出口流量調節弁を自動閉止 4分 (主給水制御弁、主給水隔離弁を手動閉止 2分...c, 補助給水隔離弁、補助給水ポンプ出口流量調節弁を手動閉止 2分...d, 合わせて4分)	16分 ※1 主給水ライン隔離完了までの時間 14分 (a～c までの合計) ※2 プラントトリップによる補助給水ポンプ起動から補助給水ライン隔離完了までの時間 14分 (b～d までの合計)

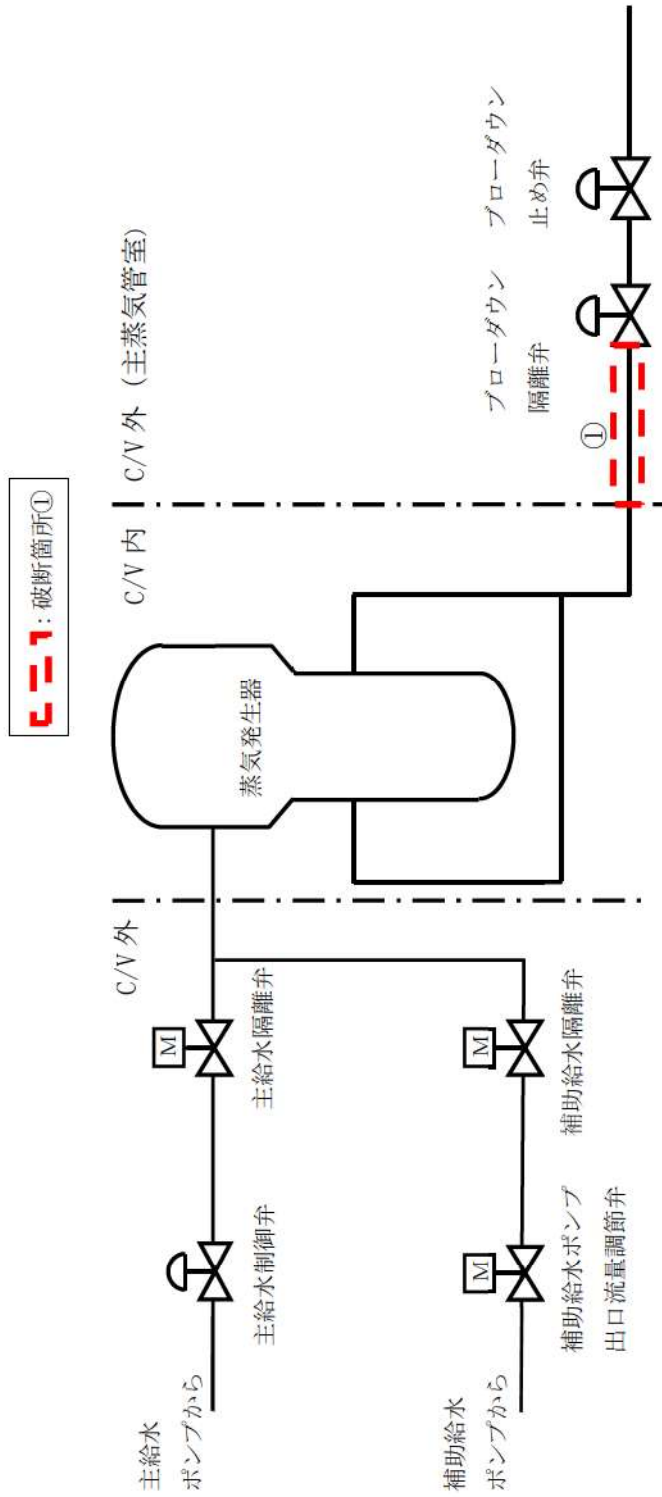


図 2-5 蒸気発生器ブローダウン系の系統概要

表 1-7 漏えい停止までの時間の設定 (補助給水系)

建屋	想定範囲	①異常の検知	②事象の判断及び漏えい箇所の特定	③漏えい箇所の隔離等により漏えい停止	合計 (①+②+③)
原子炉建屋	①補助給水管 (主給水管分岐 ～逆止弁)	<p><システム検知> 主給水流量の増加により SG 給水>蒸 気流量偏差大警報が発信 1分…a</p> <p>補足: 主給水制御範囲内の漏えいと なり SG 水位低による原子炉トリップ、主 給水ポンプの過回転トリップには期待 しない</p>	<p>以下のパラメータから隔離する蒸気発 生器を特定 10分…b SG 水位偏差, SG 流量偏差等</p>	<p>中央制御室において緊急負荷降下の準 備・連絡、緊急負荷降下、プラントト リップ状態確認、主給水制御弁、主給 水隔離弁手動閉止、補助給水隔離弁、 補助給水ポンプ出口流量調節弁手動閉 止 24分 (緊急負荷降下の準備・連絡 3分… c, 緊急負荷降下 15分…d, プラント トリップ状態確認 2分…e, 主給水 制御弁、主給水隔離弁手動閉止 2 分…f, 補助給水隔離弁、補助給水ポ ンプ出口流量調節弁手動閉止 2分… g, 合わせて 24分)</p>	<p>35分</p> <p>※1 主給水ライン 隔離完了までの時間 33分 (a~f の合 計)</p> <p>※2 プラントトリ ップによる補助給水 ポンプ起動から補助 給水ラインの隔離完 了までの時間 6分 (e~g の合計)</p>

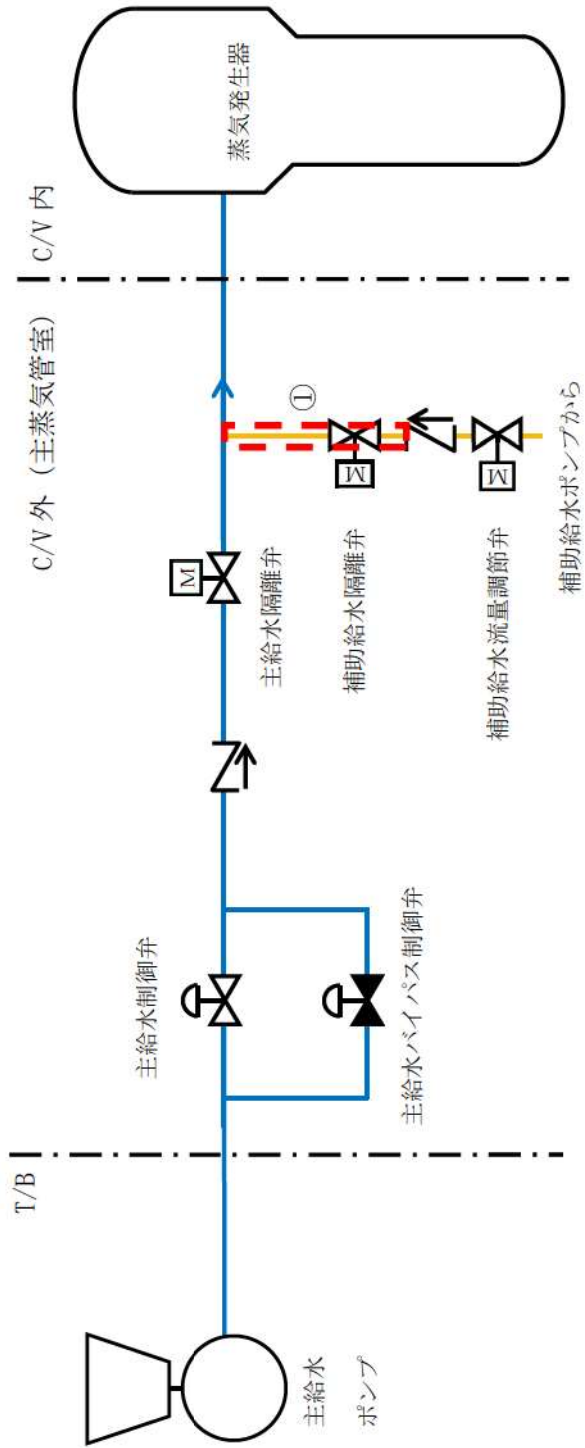


図 2-6 補助給水系の系統概要

表 1-8 漏えい停止までの時間の設定 (補助蒸気系)

建屋	想定範囲	①異常の検知	②事象の判断及び漏えい箇所の特定	③漏えい箇所の隔離等により漏えい停止	合計 (①+②+③)
原子炉建屋 原子炉 補助建屋	補助蒸気供給配管	<システム検知> 温度検出器 (60℃) の検知により補助蒸気遮断弁が自動閉止 5分 (温度検出器検知時間は区画に依存する。補助蒸気遮断弁の閉止時間は約 25 秒、検知遅れ 10 秒を想定。)	温度異常高の警報により、漏えい箇所を特定、判断 10分※ ※隔離弁自動閉止のため、事象判断時間は考慮しない	自動隔離のため操作時間なし 0分	5分

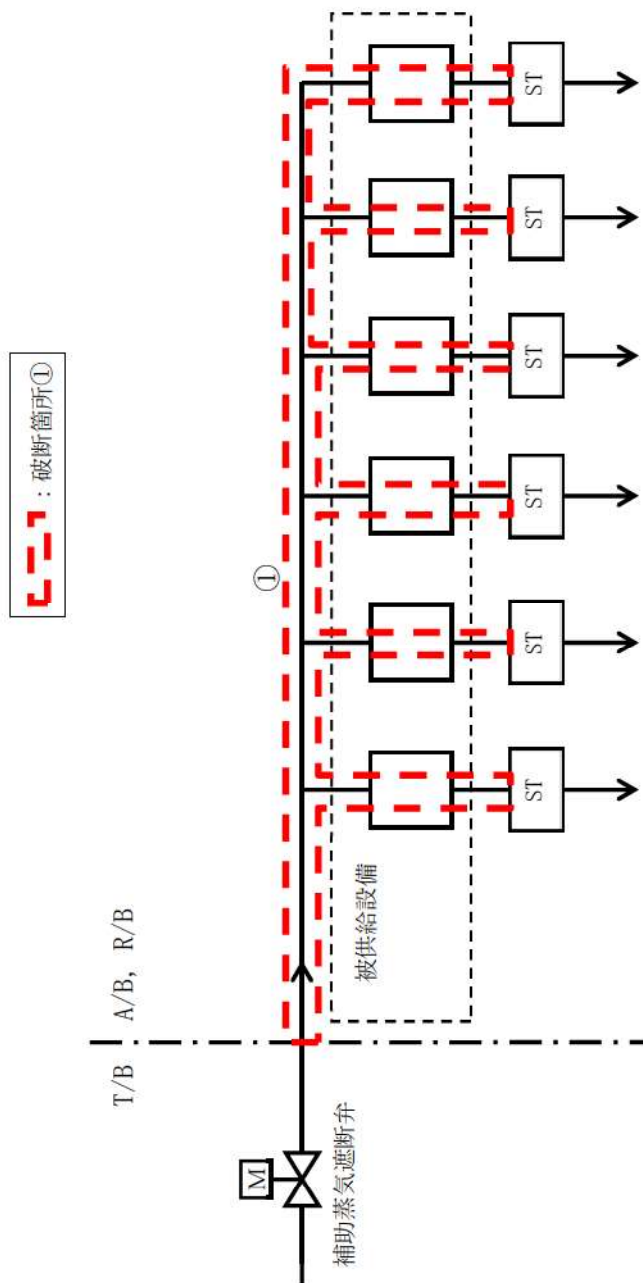


図 2-7 補助蒸気系の系統概要

3. 低エネルギー配管の隔離までの時間設定

3. 1 手動隔離

低エネルギー配管の手動隔離に期待する隔離時間については、溢水ガイドを参考に、80分として評価を行っているが、漏えい検知、漏えい箇所特定及び弁操作等により、下記(1)～(5)を組み合わせて算定し、実際の隔離時間について確認を行った。なお、(3)～(5)については現場での確認を行った。

(1) 漏えい発生から漏えい検知までの時間

配管破断による異常を早期に検知する手段として以下の4つの方法があり、それぞれ警報発信までの時間を設定する。

- ① 区画内に設置された温度センサによる温度高警報（温度検知）
- ② 系統に設置されている圧力計、流量計、水位計等の中央表示値の変化や演算処理による警報（システム検知）
- ③ 床ドレン配管を通して集水される最下層のサンプル水位高警報（サンプル検知）
- ④ 漏えい検知器による警報（漏えい検知）

(2) 事象の判断時間について

運転員は訓練により、事象の判断を短時間で的確に実施する。中央制御室において漏えい箇所の特定に必要な判断時間を10分とする。

(3) 現場への移動時間

中央制御室から現場への移動時間について確認を行った。また、管理区域の場合は着替えの時間を考慮した。

(4) 漏えい箇所の特定に要する時間

漏えい箇所特定に要する時間は、系統設置箇所の確認に要する時間とした。

(5) 隔離操作時間

中央制御室での隔離操作に要する時間、現場での隔離箇所特定に要する時間及び現場での隔離操作に要する時間を確認した。なお、隔離対象となる弁等について、実操作ができない場合は、同口径、同型式の類似弁にて確認を行った。

3. 2 漏えい箇所の隔離に必要な時間例（手動隔離）

隔離時間は、上記の漏えい検知の有無、漏えい箇所特定及び弁操作等により確認し、ガイドの記載である80分として評価を行っている。

以下に、出入管理建屋及び電気建屋内の水消火系及び循環水ポンプ建屋内の循環水系の隔離時間の評価例を示す。

3. 2. 1 水消火系の例

(1) 漏えい発生から漏えい検知までの時間

漏えい発生により水消火系の圧力が低下し、消火ポンプ起動警報が中央制御室に発信することにより異常を検知する。漏えいの発生から漏えい検知までの時間は1分とする。

(2) 事象の判断時間

事象の判断において火災警報が同時に発信していない場合は、中央制御室にて関連パラメータである原子炉補助建屋サンプタンク水位及びタービン建屋各ピット水位を確認し、水位上昇がみられない場合は出入管理建屋又は電気建屋における漏えいと判断することが可能であり、事象の判断時間として10分を設定する。

(3) 現場への移動時間

消火ポンプ起動警報の発生により、中央制御室にて出入管理建屋及び電気建屋内で漏えいを検知してから中央制御室から出入管理建屋までの移動時間について確認を行った。現場への移動時間について表2に示す。

表2 現場への移動時間

	中央制御室から漏えい現場までの移動時間（分）
出入管理建屋	3

(4) 漏えい箇所特定に要する時間

事象の判断に基づき、出入管理建屋及び電気建屋の系統設置箇所の確認を実施した。漏えい箇所特定に要する時間について表3に示す。

表3 漏えい箇所特定に要する時間

	漏えい箇所特定に要する時間（分）	備考
出入管理建屋 電気建屋	20	出入管理建屋及び電気建屋の系統設置箇所の確認に要する時間

(5) 弁操作時間

中央制御室での隔離操作に要する時間、隔離対象箇所確認までの時間及び隔離の操作時間について確認した。なお、隔離操作時間について、実操作ができない場合は、代替での検証で隔離操作時間を確認した。(例：同じ口径型式の弁にて閉操作を実施)

- (a) 中央制御室での隔離操作に要する時間：－ (該当なし)
- (b) 現場での漏えい箇所隔離弁の特定に要する時間：5分 (1弁)
- (c) 現場での弁操作に要する時間：5分 (1弁)

(6) 評価結果

(1)～(5)により、水消火系の出入管理建屋及び電気建屋内の想定破損時における隔離時間は、44分であり、評価として使用している80分の隔離時間以内であることを確認した。

< 出入管理建屋及び電気建屋 水消火系の例 >

- ①漏えい発生から漏えい検知までに要する時間：1分
 - ②事象の判断時間：10分
 - ③事象の判断から現場への移動時間：3分
 - ④漏えい箇所特定に要する時間：20分
 - ⑤隔離操作時間：10分
 - (a) 中央制御室での隔離操作に要する時間：(1分)
 - (b) 現場での隔離箇所特定に要する時間：(5分)
 - (c) 現場での隔離操作に要する時間：(5分)
 - ⑥循環水ポンプ停止時間：1分
- 合計：44分

3. 2. 2 循環水系の例

(1) 漏えい発生から漏えい検知までの時間

漏えい発生から漏えい検知までの時間については、漏えい検知器による検知に要する時間を算定する。床面積や漏えい検知器検出高さを踏まえ、検知時間が最も長い算定結果を表4に示す。

表4 漏えい検知器による検知時間

区画	床面積 (m ²)	漏えい検知器 検出高さ (mm)	系統漏えい流量 (m ³ /h)	漏えい検知まで の時間 (分)
3CWPB-B-N03	580 ^{※1}	60 ^{※2}	1,200	1.8

※1 漏えい検知に要する時間の算出に関しては、漏えい検知までの時間が長くなるよう、床面積は保守的に欠損面積を差し引く前の面積を用いる。

※2 床上 50mm で検知する設計としているが、保守的に 60mm で検知するものとする。

※3 漏えい流量算出値については、「5. 個別の設定根拠について」を参照。

(2) 事象の判断時間

漏えい検知器による中央制御室への警報の発生により、循環水ポンプ建屋での溢水と判断する。判断時間は、2. 1のとおり10分とする。

(3) 現場への移動時間

漏えい検知器による中央制御室への警報の発信により、中央制御室にて循環水ポンプ建屋内での漏えいを検知してから中央制御室から循環水ポンプ建屋までの移動時間について確認を行った。現場への移動時間について表5に示す。

表5 現場への移動時間

	中央制御室から漏えい現場までの移動時間 (分)
循環水ポンプ建屋	11

(4) 漏えい箇所特定に要する時間

漏えい箇所特定手段がないとし、循環水ポンプ建屋の全域確認を実施した。漏えい箇所特定に要する時間について表6に示す。

表 6 漏えい箇所特定に要する時間

	漏えい箇所特定に要する 時間（分）	備 考
循環水ポンプ 建屋	10	循環水ポンプ建屋の全域確認に 要する時間

(5) 弁操作時間

中央制御室での隔離操作に要する時間、隔離対象箇所確認までの時間及び隔離の操作時間について確認した。なお、隔離操作時間について、実操作ができない場合は、代替での検証で隔離操作時間を確認した。（例：同じ口径型式の弁にて閉操作を実施）

- (a) 中央制御室での隔離操作に要する時間：－（該当なし）
- (b) 現場での漏えい箇所隔離弁の特定に要する時間：－（該当なし）
- (c) 現場での弁操作に要する時間：－（該当なし）

(6) 循環水ポンプ停止時間

操作時間は1操作1分とし、循環水ポンプ停止時間は空転時間を考慮し6分とした。

- (a) 中央制御室でのポンプ停止操作に要する時間：2分（2台）
- (b) ポンプ停止時間：4分

(7) 評価結果

(1)～(6)により、循環水系の循環水ポンプ建屋内の想定破損時における隔離時間は、39分であり、評価として使用している80分の隔離時間以内であることを確認した。

<循環水ポンプ建屋 循環水系の例>

- ①漏えい発生から漏えい検知までに要する時間：2分
 - ②事象の判断時間：10分
 - ③事象の判断から現場への移動時間：11分
 - ④漏えい箇所特定に要する時間：10分
 - ⑤隔離操作時間：一分
 - (a) 中央制御室での隔離操作に要する時間：(一分)
 - (b) 現場での隔離箇所特定に要する時間：(一分)
 - (c) 現場での隔離操作に要する時間：(一分)
 - ⑥循環水ポンプ停止時間：6分
 - (a) 中央制御室でのポンプ停止操作に要する時間：2分
 - (b) ポンプ停止時間：4分
- 合計：39分

4. 各系統の漏えい箇所の隔離に必要な時間

上記と同様に、各系統の想定破損における漏えい箇所の隔離に必要な時間を纏めた結果を表 7-1～7-3 に示す。

表 7-1 出入管理建屋及び電気建屋の想定破損における隔離時間

対象系統	①	②	③	④	⑤			⑥		合計
					(a)	(b)	(c)	(a)	(b)	
水消火系 (出入管理建屋・電気建屋)	1※2	10	3	20	—	5	5	—	—	44
原子炉補給水系（脱塩水）※1 (出入管理建屋)	24 時間※3									
飲料水系※1 (出入管理建屋)	24 時間※3									

※1 原子炉補給水系（脱塩水）及び飲料水系については、隔離時間 24 時間として、評価を実施する。

※2 漏えい発生により水消火系の圧力が低下し、消火ポンプ起動警報が中央制御室に発信することにより異常を検知。

※3 出入管理建屋は、1日に2回のパトロールを実施することを「内部溢水対応要領（仮称）」に定めるため、漏えい発生から系統隔離までの隔離時間を 24 時間と設定する。

- | |
|--|
| <p>①漏えい発生から漏えい検知までに要する時間（分）</p> <p>②事象の判断時間（分）</p> <p>③漏えい検知から現場への移動時間（分）</p> <p>④漏えい箇所特定に要する時間（分）</p> <p>⑤隔離操作時間（分）</p> <p style="padding-left: 20px;">(a) 中央制御室での隔離操作に要する時間</p> <p style="padding-left: 20px;">(b) 現場での隔離操作箇所特定に要する時間</p> <p style="padding-left: 20px;">(c) 現場での隔離操作に要する時間</p> <p>⑥循環水ポンプ停止時間（分）</p> <p style="padding-left: 20px;">(a) 中央制御室でのポンプ停止操作に要する時間</p> <p style="padding-left: 20px;">(b) ポンプ停止時間</p> |
|--|

表 7-2 タービン建屋の想定破損における隔離時間

対象系統	①	②	③	④	⑤			⑥		合計
					(a)	(b)	(c)	(a)	(b)	
循環水系 ^{※1}	72	10	4	5	—	—	—	2	4	97

※1 循環水系については、隔離時間 97 分として、評価を実施する。

- ①漏えい発生から漏えい検知までに要する時間 (分)
- ②事象の判断時間 (分)
- ③漏えい検知から現場への移動時間 (分)
- ④漏えい箇所特定に要する時間 (分)
- ⑤隔離操作時間 (分)
 - (a) 中央制御室での隔離操作に要する時間
 - (b) 現場での隔離操作箇所特定に要する時間
 - (c) 現場での隔離操作に要する時間
- ⑥循環水ポンプ停止時間 (分)
 - (a) 中央制御室でのポンプ停止操作に要する時間
 - (b) ポンプ停止時間

表 7-3 循環水ポンプ建屋の想定破損における隔離時間

対象系統	①	②	③	④	⑤			⑥		合計
					(a)	(b)	(c)	(a)	(b)	
循環水系	2※1	10	11	10	—	—	—	2	4	39

※1 漏えい検知器による検知時間を記載。

①漏えい発生から漏えい検知までに要する時間 (分)
②事象の判断時間 (分)
③漏えい検知から現場への移動時間 (分)
④漏えい箇所特定に要する時間 (分)
⑤隔離操作時間 (分)
(a) 中央制御室での隔離操作に要する時間
(b) 現場での隔離操作箇所特定に要する時間
(c) 現場での隔離操作に要する時間
⑥循環水ポンプ停止時間 (分)
(a) 中央制御室でのポンプ停止操作に要する時間
(b) ポンプ停止時間

5. 個別の設定根拠について

(1) 循環水系の漏えい流量について

漏えい流量については、以下の計算式より求める。なお、低エネルギー配管のため貫通クラックを想定した。循環水系の漏えい流量について表 8 に示す。

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

(A : 破断面積 (m²), C : 損失係数, g : 重力加速度 (m/s²), H : 水頭 (m))

表 8 漏えい流量算出結果 (循環水系)

系統	循環水系
A : 破断面積 (m ²)	1.35 × 10 ⁻² (直径 3800mm, 肉厚 28mm)
C : 損失係数	0.82
g : 重力加速度 (m/s ²)	9.80665
H : 水頭 (m)	11.6
Q : 漏えい流量 (m ³ /h)	1,200

6. 漏えい停止（隔離操作）の手順書類への反映

泊発電所原子炉施設保安規定に基づく規定文書として制定する「内部溢水対応要領（仮称）」に、運転員の隔離操作について明記することとする。

なお、本事項は後段規則での対応が必要となる事項である（別添2参照）。

漏えい検知性について

泊発電所 3 号炉の漏えい検知性について以下に示す。

1. 溢水発生時の漏えい検知の考え方

想定破損の内部溢水が発生した場合の漏えい検知の可否について確認する。確認においては、以下の方法による検知を考慮し確認する。

- (1) 区画内に設置された温度検出器による警報（温度検知）
- (2) 系統に設置されている圧力計，流量計，水位計等の中央表示値の変化や演算処理による警報（システム検知）
- (3) 床ドレン配管を通して集水される最下層のサンプル水位高警報（サンプル検知）
- (4) 目視点検等による現場確認（人による検知）

2. 確認結果

溢水源となる系統に対する漏えい検知性について確認を実施し，すべての系統において検知可能であることを確認した。高エネルギー配管の漏えい検知性確認結果については表 1，低エネルギー配管の漏えい検知性確認結果については表 2 に示す。

表 1 漏えい検知性確認結果一覧（高エネルギー配管）（1/3）

系統	想定破損範囲	漏えい検知手段	内容
化学体積制御系（抽出配管）	【抽出ライン】 ①非再生冷却器 上流～下流	システム検知	配管破損により VCT (0.07809m ³ /%) の保有水が減少し VCT 水位が低下する。VCT 通常水位 (60+5%) から原子炉補給開始水位 (36-5%) まで水位が低下し、原子炉補給水制御が自動の場合は自動補給開始音吹鳴、原子炉補給水制御が自動以外の場合は体積制御タンク水位低（自動以外）(L120) 警報が発信
化学体積制御系（充てん配管）	【充てんライン】 ①貫通部～流量計	システム検知	配管破損により、充てん流量が上昇し、充てん流量高警報が発信（通常の充てん流量 23.8m ³ /h に対して高警報 29m ³ /h であるため、当該ラインの破断により速やかに警報が発信する）
	【充てんライン】 ②流量計 ～充てんポンプ出口	システム検知	配管破損により、充てん流量が低下し、充てん流量低警報が発信（通常の充てん流量 23.8m ³ /h に対して低警報 8m ³ /h であるため、当該ラインの破断により速やかに警報が発信する）
	【封水注入ライン】 ③貫通部～流量計 （Aラインから漏えいした場合を例とする）	システム検知	配管破損により、破損側A-封水注入流量が増加するため、健全側B、C-封水注入流量は低下し、RCP 封水注入ライン流量低警報が発信する（通常の封水注入流量 1.82m ³ /h に対して、低警報は 1.5m ³ /h であるため、速やかに警報が発信する）
	【封水注入ライン】 ④流量計 ～流量調節弁	システム検知	配管破損により、封水注入流量が低下し、RCP 封水注入ライン流量低警報が発信する（通常の封水注入流量 1.82m ³ /h に対して、低警報は 1.5m ³ /h であるため、速やかに警報が発信する）

表 1 漏えい検知性確認結果一覧（高エネルギー配管）（2/3）

系統	想定破損範囲	漏えい検知手段	内容
主蒸気系 (主蒸気管室内)	【主蒸気管】 ①貫通部 ～主蒸気隔離弁下流	システム検知	主蒸気ライン圧力低 ECCS 作動による原子炉トリップ また、主蒸気ライン圧力低により主給水隔離弁が自動隔離
	【主蒸気逃がしライン】 ②主蒸気管分岐 ～主蒸気逃がし弁	システム検知	主蒸気流量増加に伴う原子炉出力上昇により PR 中性子束高制御棒引抜阻止 (C-2) 警報が発信
	【主蒸気バイパスライン】 ③主蒸気管分岐～主蒸気バイパス隔離弁 ③主蒸気バイパス隔離弁～主蒸気管分岐	システム検知	
	【主蒸気ドレンライン】 ④主蒸気管分岐 ～スチームトラップ	システム検知	主蒸気流量増加に伴う SG 熱出力が上昇するため、出力変化による SG 熱出力 1 分間平均値超過警報が発信
	【タービン動補助給水ポンプ駆動用蒸気ライン】 ⑤主蒸気管分岐 ～ターミナルエンド	システム検知	主蒸気流量増加に伴う原子炉出力上昇により PR 中性子束高制御棒引抜阻止 (C-2) 警報が発信
主給水系, 補助給水系 (主蒸気管室内)	【主給水管】 ①貫通部 ～主給水隔離弁	システム検知	主蒸気ライン圧力低 ECCS 作動による原子炉トリップ また、主蒸気ライン圧力低により、主給水隔離弁自動隔離
	【主給水管】 ②主給水隔離弁 ～逆止弁	システム検知	主蒸気ライン圧力低 ECCS 作動による原子炉トリップ
	【主給水管】 ③逆止弁～主給水制御弁、主給水バイパス制御弁	システム検知	SG 水位低による原子炉トリップ

表 1 漏えい検知性確認結果一覧（高エネルギー配管）（3/3）

系統	想定破損範囲	漏えい検知手段	内容
主給水系, 補助給水系 (主蒸気管室 内)	【主給水管】 ④主給水制御弁, 主 給水バイパス制御弁 ～T/B 貫通部	システム検知	SG 水位低による原子炉トリップ
	【補助給水ライン】 ⑤主給水管分岐 ～逆止弁	システム検知	主給水流量の増加により SG 給水>蒸 気流量偏差大警報が発信 補足：主給水制御範囲内の漏えいと なり SG 水位低による原子炉トリッ プ, 主給水ポンプの過回転トリップ には期待しない
蒸気発生器ブ ローダウン系 (主蒸気管室 内)	【復水器へのライ ン】 ① 貫通部～隔離弁	システム検知	SG 水位低による原子炉トリップ
補助蒸気系	補助蒸気ライン	温度検知	温度検出器 (60℃) の検知により補 助蒸気遮断弁が自動閉止

表2 漏えい検知性確認結果一覧（低エネルギー配管）

系統	想定破損範囲	漏えい検知手段	内容
水消火系	出入管理建屋内 電気建屋内	システム検知	漏えい発生により水消火系の圧力が低下し、消火ポンプ起動警報が中央制御室に発信する
原子炉補給水系 (脱塩水)	出入管理建屋内	人による検知	出入管理建屋は、1日2回実施するパトロールによって、漏えいの有無を確認し、検知する
飲料水系			
循環水管伸縮継手	タービン建屋内	サンプル検知	タービン建屋の各ピットの水位高警報が中央制御室に発信する
循環水管伸縮継手	循環水ポンプ建屋内	漏えい検知器	漏えい発生から循環水ポンプエリアに設置している漏えい検知器（各床面より+50mmの位置に設置）の動作により、中央制御室に警報が発信する

地震時溢水評価における隔離時間の妥当性について

1. はじめに

泊発電所3号炉の防護対象設備が設置される建屋外からの流入防止評価において、機器の地震による損傷時に、手動による漏えい停止を期待する場合の溢水量算出の考え方について、破損想定が必要となった以下の4ラインを説明する。

- ① 循環水管伸縮継手
- ② 原子炉補給水（脱塩水）系
- ③ 水消火系
- ④ 飲料水系

なお、防護対象設備が設置される建屋の内部溢水影響評価においては、耐震評価及び耐震補強を実施することにより、地震時の隔離操作を期待する系統機器はない。

2. 溢水量の考え方

- (1) 循環水管伸縮継手，原子炉補給水（脱塩水）系，水消火系及び飲料水系

系統機器の損傷を想定するとともに、地震発生時に系統機器が運転中であり、なおかつ地震発生後も循環水ポンプ，2次系補給水ポンプ，電動機駆動消火ポンプ及び飲料水ポンプが運転し続けた場合を想定し、各ラインの隔離完了までの時間を表1のとおりとして溢水量を算出した。なお、中央制御室における遠隔停止機能が喪失した場合も考慮し、現地停止操作等の時間を（d）漏えい箇所の隔離に含めている。

表1 隔離完了までの時間

ライン	系統	(a) 時間余裕 (分)	(b) 現場への 移動 ^{※1} (分)	(c) 漏えい箇所 の特定 ^{※1} (分)	(d) 漏えい箇所 の隔離 ^{※1} (分)	合計
①	循環水管伸縮継手	10	15(14)	5(3)	16(9)	46
②	原子炉補給水系 (脱塩水)	— ^{※2}	— ^{※3}	20(16)	10(5)	76
③	水消火系	— ^{※2}	— ^{※3}	— ^{※4}	10(5)	86
④	飲料水系	— ^{※2}	— ^{※3}	— ^{※4}	15(6)	101

※1 現場への移動及び漏えい箇所特定に要する時間の算出結果並びに漏えい箇所の隔離の実測定結果を括弧内に示す。これに対してさらに保守性を考慮し、評価に用いる隔離時間とする。

※2 ①にて時間余裕の時間を見込んでいることから不要。

※3 溢水が発生する建屋が①での隔離操作を行う建屋と同じであり、移動に要する時間が不要

※4 溢水が発生する建屋が②と同じであり、②に合わせて漏えい箇所を特定する。

時間設定の考え方は以下のとおり。

(a) 時間余裕 (10分)

運転員は中央制御室にて8 gal以上の地震を検知した後に、10分間の時間余裕を見込んだ後に操作を開始するとして評価する。

(b) 現場への移動 (15分)

8 gal以上の地震検知にて漏えいの有無にかかわらず溢水源となりうる系統が設置されるエリアのパトロールの実施が社内規定に定められており、直ちに現場確認を開始する[※]。現場確認開始に要する時間は、溢水が滞留しないエリアであっても全エリアに10 cmの溢水水位を想定し、水深10 cmにおける歩行速度を用いて移動時間を算出し、防護具着用10分を含めて15分を想定。移動時間の算出に用いる歩行速度については、補足説明資料11に示す。

※ 基準地震動を超える地震若しくはその他の要因により設計基準事象を超える事態に進展した場合には、運転要領緊急処置編第2部及び第3部の対応手順にて対処する。

(c) 漏えい箇所特定に要する時間

隔離対象系統が設置されるエリアを網羅的に確認するための巡視ルートを設定。溢水が滞留しないエリアであっても全エリアに 10 cmの溢水水位を想定し、水深 10 cmにおける歩行速度を用いて移動時間を算出。パトロール手順、ルートに従い現場パトロールを実施した場合、表 2 の時間以内で溢水源となりうる系統が設置されるエリアを確認可能。現場にて当該ラインの漏えいを発見した場合、速やかに中央制御室に連絡。

表 2 漏えい箇所特定に要する時間

ライン	系統	溢水が発生する建屋	漏えい箇所特定に要する時間 (分)
①	循環水管伸縮継手	タービン建屋	5
②	原子炉補給水系 (脱塩水)	出入管理建屋, 電気建屋	20
③	水消火系		
④	飲料水系		

(d) 漏えい箇所の隔離

循環水管伸縮継手及び原子炉補給水系（脱塩水）については基準地震動に対し耐震性を有する中央制御盤にてポンプの遠隔停止を行うが、遠隔停止機能を喪失した場合も考慮し、現地停止操作等の時間を含めて算出する。隔離操作を行う建屋まで移動し、手動操作による循環水ポンプの電源開放及び隔離弁閉止により、漏えい停止。各系統の漏えい箇所の隔離に要する時間は、溢水が滞留しないエリアであっても全エリアに 10 cmの溢水水位を想定し、水深 10 cmにおける歩行速度を用いて移動時間を算出し、表 3 のとおり。

表 3 漏えい箇所の隔離

ライン	対象系統	隔離操作を行う建屋	隔離操作箇所への移動時間 (分)	隔離操作に要する時間 (分)	合計 (分)
①	循環水管伸縮継手	電気建屋	10	6 ^{※1}	16
②	原子炉補給水系 (脱塩水)	原子炉 補助建屋	5	5	10
③	飲料水系		5	5	10
④	水消火系		10	5	15

※1 ポンプ停止時間を含める。

3. 溢水量の算出結果

2項で設定した隔離完了までの時間に基づき、建屋ごとに溢水量を算出した結果を表4～6に示す。

表4 タービン建屋 溢水量

建屋	系統	溢水源	溢水量
タービン建屋	循環水管伸縮継手	隔離前漏えい量 (45,900m ³ /h ^{*1} ×46min)	35,200m ³
合計			35,200m ³

※1 トリチェリの定理により算出

表5 出入管理建屋 溢水量

建屋	系統	溢水源	溢水量
出入管理建屋	原子炉補給水系 (脱塩水)	隔離前漏えい量 (265m ³ /h ^{*1} ×76min)	335.7m ³
		機器保有水	0m ³
		配管保有水	5m ³
	飲料水系	隔離前漏えい量 (18m ³ /h ^{*1} ×86min)	25.8m ³
		機器保有水	14.4m ³
		配管保有水	2.6m ³
	水消火系	隔離前漏えい量 (390m ³ /h ^{*1} ×101min)	656.5m ³
		機器保有水	0m ³
		配管保有水	25m ³
合計			1065.0m ³

※1 給水ポンプ定格流量

表 6 電気建屋 溢水量

建屋	系統	溢水源	溢水量
電気建屋	原子炉補給水系 (脱塩水)	隔離前漏えい量 ^{※1}	0m ³
		機器保有水	0m ³
		配管保有水	5m ³
	飲料水系	隔離前漏えい量 (18m ³ /h ^{※2} ×86min)	25.8m ³
		機器保有水	14.4m ³
		配管保有水	2.6m ³
	水消火系	隔離前漏えい量 (390m ³ /h ^{※2} ×101min)	656.5m ³
		機器保有水	0m ³
		配管保有水	25m ³
合計			729.3m ³

※1 系統の隔離弁は常時閉のため、ポンプによる継続流出はない。

※2 給水ポンプ定格流量

貫通クラック等微小漏えい時の影響について

1. 高エネルギー配管からの微小漏えいについて

想定破損による溢水影響評価（没水）において，高エネルギー配管の破断を想定した溢水影響を評価しており，溢水量は流出流量と検知・隔離時間を基に評価している。このとき，破断形状としては溢水ガイドに則り完全全周破断を想定しているが，破断面積が小さい場合は検知・隔離に要する時間が長くなる可能性があるため，その影響について確認した。

完全全周破断を想定する系統と溢水量を表 1 に示す。なお，溢水量は以下の算出式により算出した。

$$\text{溢水量} [\text{m}^3] = \text{流出流量} [\text{m}^3/\text{min}] \times \text{隔離時間} [\text{min}] + \text{系統保有水量} [\text{m}^3] \quad \dots\dots \text{①式}$$

表 1 完全全周破断を想定する系統と溢水量

系統	流出流量 [m ³ /h]	隔離時間 [min]	隔離までの溢 水量 [m ³]	系統保有 水量 [m ³]	溢水量 [m ³]
化学体積制御系	120	16	32.0	5.6	37.6
補助蒸気系	31.3	5	2.7	1.0	3.7
蒸気発生器ブローダウン系	689 ^{**}	16	187.2	81.0	268.2
	240 ^{**}				
主蒸気系	627.3 ^{**}	35	483.3	81.0	564.3
	240 ^{**}				
主給水系	2,091	18	627.3	15.0	642.3
補助給水系	877 ^{**}	35	506.4	81.0	587.4
	240 ^{**}				

※流出流量と隔離時間の関係については，補足説明資料 2「保有水量・系統別溢水量算出要領」に記載する。

上記系統の漏えいを検知する手段としては、建屋内排水系のサンプ警報、エリアモニタ（放射線，温度），運転員による巡視点検及び各種パラメータの監視等が考えられる。

破断面積が小さく，サンプタンク水位やサンプポンプの異常運転による漏えいの検知ができない可能性がある範囲の場合，流出流量が十分小さいため，床ドレンにより排水されて溢水水位は高くない。床ドレンから排水された溢水はサンプに流入し，サンプポンプで排水され，溢水事象としてそれ以上発展することはない。

また，サンプポンプの定格流量（11.4m³/h）以下の流出流量の場合も，サンプの水位制御が可能であり，溢水事象として留意すべき事態とはならない。

これにより，少なくともサンプポンプ定格流量以上の流出流量での漏えいを想定する。

化学体積制御系での警報発信に必要となる流量と保守的に床ドレン1箇所からの排水流量を表2のとおり比較する。（実際には溢水滞留エリアには床ドレン目皿が複数ある）

表2 床ドレンによる排水量評価

系統	警報発信に必要な流量	床ドレン（1箇所）からの排水流量
化学体積制御系	11.4m ³ /h 以上	約 30m ³ /h（溢水水位が 10cm ^{※1} の場合）

※1 管理区域で最も機能喪失高さが低いのは高圧注入ポンプ(32cm)であり，10cm 没水した場合でも機能喪失することなく問題ない。非管理区域には溢水源が補助蒸気系しかなく温度検出器で検知可能である。

※2 蒸気発生器ブローダウン系，主蒸気系，主給水系及び補助給水系は，区画化されている主蒸気管室に設置されている。また，防護対象設備は高い位置に設置されており，貯水可能量が他区域と比べて大きいことから破損開口が小さい場合の影響は軽微である。補助蒸気系は蒸気影響防止のために設置している温度検出器により漏えい検知が可能であることから影響軽微であるため問題ない。

防滴仕様の被水評価における妥当性について

1. 概要

内部溢水影響評価においては、溢水評価対象設備のうち防滴仕様が確認されたものについては被水により機能喪失しないものとしており、防滴仕様の確認は、JIS 等の規格に基づいた確認又は当該設備の構造の観点（防滴、防水構造）から実施している。

以下に設備の防滴仕様について説明を行う。

2. 溢水影響評価対象設備の防滴仕様の確認について

被水影響評価において防滴仕様に期待している設備は、「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級」で定められた保護等級を有しているか、保護等級は有していないものの構造上防滴仕様の有しているものである。各防滴仕様の詳細について表 1 に纏める。

防滴仕様については、JIS 規格の水に対する保護等級 4 以上を防滴仕様とみなすこととする。

なお、IP コードとは、JIS において「外郭による、危険な箇所への接近、外来固形物の侵入、水の侵入に対する保護等級及びそれらの付加的事項等をコード化して表すシステム」と定義される。

表 1 防滴仕様詳細

防滴仕様	防滴仕様の程度
IPX4	<p>【防滴仕様概要】 あらゆる方向からの水の飛まつによっても有害な影響を及ぼしてはならない。</p> <p>【JIS 試験条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・オシレーティングチューブの半径：1,600mm ・放水率：各散水孔当たり 0.07L/min ・被試験品までの距離：鉛直方向に対して±180度， 全長距離 200mm の位置から散水 ・最低試験時間：10分
IP55	<p>【防滴仕様】 あらゆる方向からのノズルによる噴流水によっても有害な影響を及ぼしてはならない。</p> <p>【JIS 試験条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放水ノズルの内径：6.3mm ・放水率：12.5L/min ・被試験品までの距離：2.5m～3.0m ・最低試験時間：3分
IP67	<p>【防滴仕様】 既定の圧力及び時間で外郭を一時的に水中に沈めたとき，有害な影響を生じる量の水の侵入があってはならない。</p> <p>【JIS 試験条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外郭の上端から水面までの距離は 0.15m 下端から水面までの距離は 1m ・試験時間：30分
・シリコンシール	・継目部にシリコンシールを施工しており防滴仕様を有している。

表 3 第二特性数字で示される水に対する保護等級

第二特性数字	保護等級		試験条件 適用試験箇条
	要約	定義	
0	無保護	—	—
1	鉛直に落下する水滴に対して保護する。	鉛直に落下する水滴によっても有害な影響を及ぼしてはならない。	14.2.1
2	15度以内で傾斜しても鉛直に落下する水滴に対して保護する。	外郭が鉛直に対して両側に15度以内で傾斜したとき、鉛直に落下する水滴によっても有害な影響を及ぼしてはならない。	14.2.2
3	散水 (spraying water) に対して保護する。	鉛直から両側に60度までの角度で噴霧した水によっても有害な影響を及ぼしてはならない。	14.2.3
4	水の飛まつ (splashing water) に対して保護する。	あらゆる方向からの水の飛まつによっても有害な影響を及ぼしてはならない。	14.2.4
5	噴流 (water jet) に対して保護する。	あらゆる方向からのノズルによる噴流水によっても有害な影響を及ぼしてはならない。	14.2.5
6	暴噴流 (powerfull jet) に対して保護する。	あらゆる方向からのノズルによる強力なジェット噴流水によっても有害な影響を及ぼしてはならない。	14.2.6
7	水に浸しても影響がないように保護する。	規定の圧力及び時間で外郭を一時的に水中に沈めたとき、有害な影響を生じる量の水の浸入があってはならない。	14.2.7
8	潜水状態での使用に対して保護する。	関係者間で取り決めた数字7より厳しい条件下で外郭を継続的に水中に沈めたとき、有害な影響を生じる量の水の浸入があってはならない。	14.2.8

4等級以上を防滴仕様とみなす。

JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP code) より関連箇所抜粋



図1 防滴仕様の考え方

3. 現場での被水状況を考慮した被水防護対策について

被水影響評価においては、防護対象設備と同じ区画内に被水源がある場合は、現場の被水状況を考慮した被水防護対策を以下のとおり実施している。

- (1) 溢水ガイドに基づき、被水源は没水による影響評価における溢水源とする。また、消火水の放水による被水影響も考慮する。
- (2) 溢水源から被水の可能性がある防護対象設備を抽出する。
- (3) 溢水源の圧力、温度等を考慮した上で、被水防護対策を検討する。



図2 現場での被水状況を考慮した被水対策について

4. 被水防護対策と IP 試験における試験条件との比較について

(1) 被水検証試験の試験条件について

モックアップによる被水検証試験の試験条件を以下に示す。

表 2 検証試験の試験条件

試験装置	試験流量	試験時間
散水ノズル (シャワーヘッド)	10L/min/個	15min



図 3 検証試験の実施状況

(2) JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード) について
保護等級 (IP コード) については、以下に示す。

表 3 保護等級

第二特性 数字	保護等級		降水量又は水の流量	試験時間
	要約	定義		
0	無保護	—	—	—
1	鉛直に落下する水滴に対して保護する。	鉛直に落下する水滴によっても有害な影響を及ぼしてはならない。	1 (+0.5, -0) mm/min	10min
2	15 度以内で傾斜しても鉛直に落下する水滴に対して保護する。	外郭が鉛直に対して両側に 15 度以内で傾斜したとき、鉛直に落下する水滴によっても有害な影響を及ぼしてはならない。	3 (+0.5, -0) mm/min	各位置で 2.5min
3	散水 (spraying water) に対して保護する。	鉛直から両側に 60 度までの角度で噴霧した水によっても有害な影響を及ぼしてはならない。	各散水孔当たり 0.07L/min ± 0.0035L/min とし、孔の数倍とする。 10L/min ± 0.5L/min	10min 1min/m ² 最低 5min
4	水の飛まつ (splashing water) に対して保護する。	あらゆる方向からの水の飛まつによっても有害な影響を及ぼしてはならない。	特性数字 3 と同様	
5	噴流 (water jet) に対して保護する。	あらゆる方向からのノズルによる噴流水によっても有害な影響を及ぼしてはならない。	12.5L/min ± 0.625L/min	1min/m ² 最低 3min

(3) 試験条件の比較について

被水影響評価の防滴仕様として求める IPX4 に対して、当社が実施した被水防護対策が IPX4 相当であることを確認した。

表 4 試験条件の比較

評価項目	JIS の試験条件	今回の被水検証試験条件
試験装置	オペレーションチューブ又は散水ノズルによるあらゆる方向からの散水	散水ノズル ^{※1} によるあらゆる方向からの散水
降水量又は水の流量	各散水孔当たり 0.07L/min±0.0035L/min とし、孔の数倍とする。 又は 10L/min±0.5L/min	10L/min/個
試験時間	10min 又は 1min/m ² 最低 5min	15min

※1 被水試験ではシャワーヘッドを用いて実施

想定破損による溢水影響評価（蒸気影響評価）

想定破損による溢水に伴う防護対象設備への蒸気影響については、原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（以下「溢水ガイド」という）に従い、防護対象設備の機能維持が図れることを確認している。

本資料は、想定破損時の蒸気影響評価の概要をまとめたものである。

I. では高エネルギー配管の想定破損による蒸気影響評価の方針と対策について、II. では蒸気影響評価結果について記載する。

I. 蒸気影響評価の方針と対策

1. 想定破損による溢水影響評価の流れ

図 1 に蒸気影響評価のフローを示す。

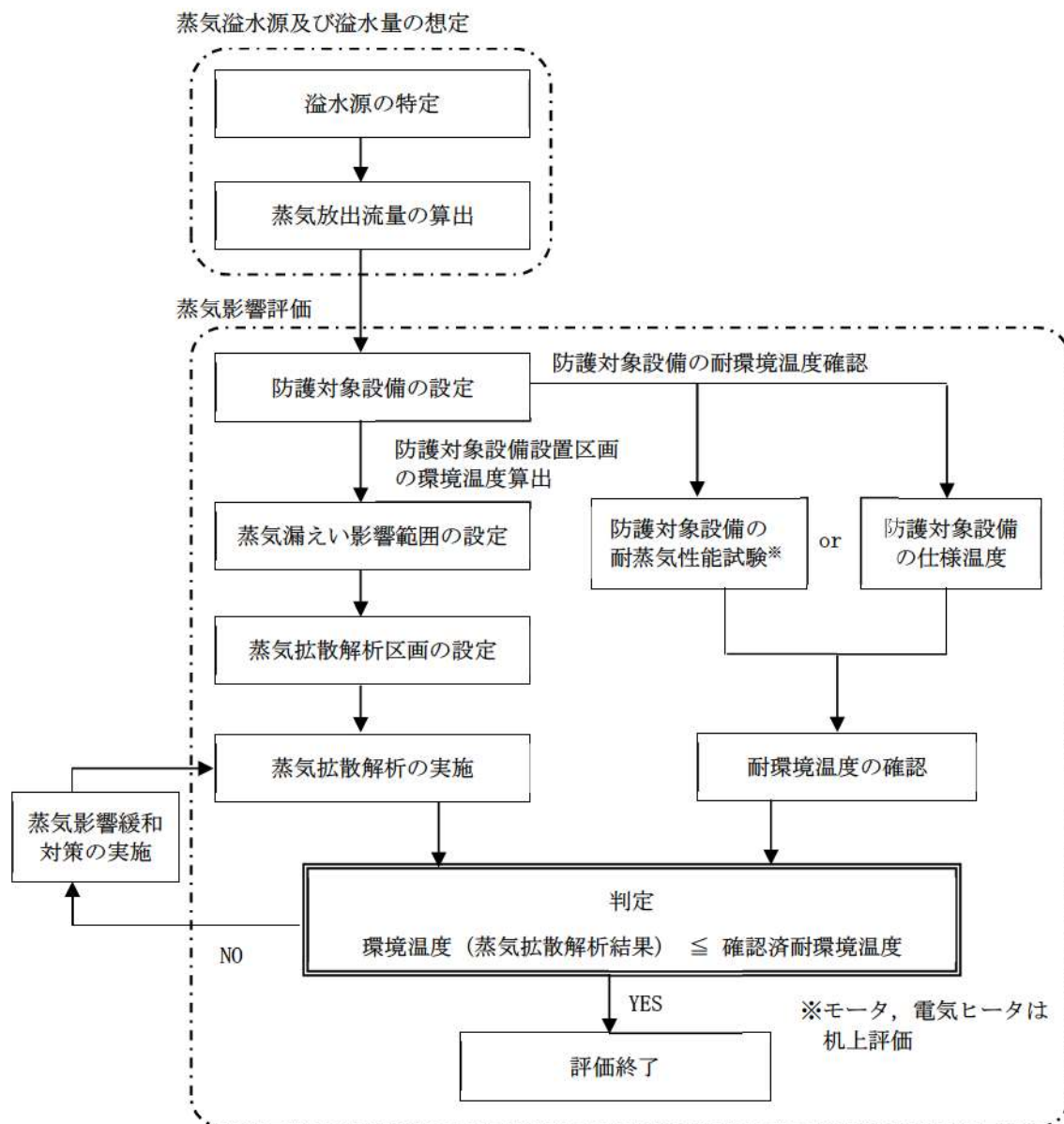


図1 蒸気影響評価フロー

(蒸気溢水源及び溢水量の想定)

- 溢水ガイドに従って高エネルギー配管等を抽出し溢水源として想定
- 配管の破損形状を決定し蒸気放出流量を算出

(蒸気影響評価)

- 溢水源から蒸気が漏えいする範囲を設定し、その影響範囲を解析区画に分割して蒸気拡散解析を実施し防護対象設備の設置区画の環境温度を算出
- 防護対象設備に蒸気を曝露する「耐蒸気性能試験」又は防護対象設備の「仕様」から防護対象設備の耐環境温度を確認
- 蒸気拡散解析で算出した環境温度が耐蒸気性能試験又は仕様から確認された「確認済耐環境温

度」以下であれば蒸気防護措置がとられているとして評価終了※

※ 泊発電所3号炉の場合は、「仕様」から確認された耐環境温度は用いずに「耐蒸気性能試験」により確認された耐環境温度120℃を確認済耐環境温度として評価に用いた。（補足説明資料22）

2. 高エネルギー配管（蒸気配管）の破損想定に対する評価方針

溢水ガイドを参照し、高エネルギー配管（蒸気配管）の破損想定に対する評価方針を表1のとおりとした。

表1 高エネルギー配管（蒸気配管）の破損想定に対する評価方針

対象	破損想定に対する評価方針
一般部	○溢水ガイドに従い、応力評価を実施し、評価結果に基づき貫通クラックを想定する等の影響評価を実施する。 ○応力評価を実施しない配管に関しては、完全全周破断で影響評価を実施する。 ○環境への影響が大きいと考えられる蒸気漏えいに関して対策1※1を実施する。
ターミナルエンド	○溢水ガイドに従い完全全周破断で溢水影響評価を実施する。 ○環境への影響が大きいと考えられる蒸気漏えいに関して対策1※1を実施する。なお、必要に応じて各対策を組み合わせることで対策の最適化を図る。

※1 対策1 蒸気の漏えい自動検知及び遠隔隔離

3. 蒸気漏えい自動検知及び遠隔隔離の概要（対策1）

対策1は、完全全周破断を考慮して自動的に破断を検知し、防護対象設備が機能喪失する前に遠隔隔離することで蒸気漏えいを止める対策とした。

具体的には、蒸気漏えいの検知装置として検知の必要な箇所に設定した温度検出器（RTD）で蒸気漏えいによる温度変化を測定し、漏えい検知制御盤に送られた漏えい検知信号によって隔離弁を自動又は手動で動作させることで防護対象設備周囲の温度上昇を抑える対策である。

蒸気漏えい時に60℃以上となる区画に対しては温度検出器を設けるとともに、補助蒸気系については、補助蒸気供給母管に設置している蒸気しゃ断弁を、60℃以上の温度検出で自動「閉」とするよう改良し、影響を緩和させている。

なお、温度検出器は、3号炉の原子炉建屋及び原子炉補助建屋に48個設置している。（補足説明資料21）

4. 完全全周破断を考慮した対策の有効性のイメージ

「蒸気の漏えい自動検知及び遠隔隔離」による蒸気影響低減に対する有効性のイメージを図2に示す。

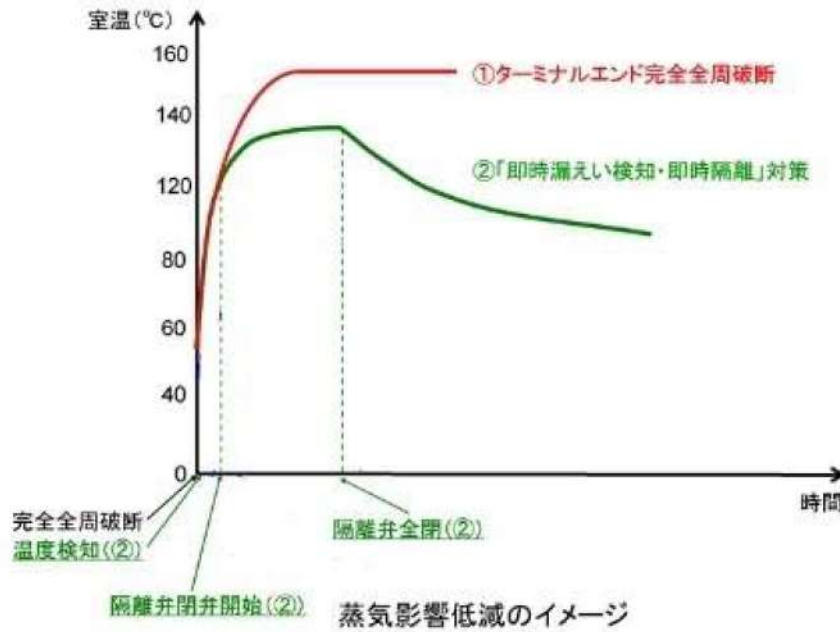


図2 蒸気影響低減のイメージ

II. 高エネルギー配管の想定破損による蒸気影響評価結果

1. 蒸気影響を考慮すべき高エネルギー配管の抽出について

蒸気影響評価では溢水ガイドに従って、溢水源を抽出している。

具体的には、高エネルギー配管のうち低温配管及び低エネルギー配管は、破損時に蒸気を放出することはないことから没水、被水影響評価の溢水源とし、蒸気影響評価では、低温配管を除く高エネルギー配管を溢水源として抽出している。

ただし、溢水ガイドにおいて高エネルギー配管は25A (1B) を超える配管であるが、蒸気影響を評価する上では25A (1B) 以下の配管についても、破断時の溢水量はそれを超える口径の配管破断時より少ないものの蒸気の拡散による防護対象設備への影響を考慮する必要があることから破損を想定することとして抽出している。

上記の考え方に基づいて抽出された蒸気影響を考慮すべき高エネルギー配管等を有する系統を表2に示す。

表 2 蒸気影響評価対象選定表

高エネルギー配管等を有する系統	設置場所 ^(注4)	2項で評価	蒸気影響評価対象
		低温配管	
1次冷却系	C/V	—	○
化学体積制御系（充てん配管）（封水注入系含む）	C/V	—	○
化学体積制御系（抽出配管）	C/V	—	○
化学体積制御系（充てん配管）（封水注入系含む）	A/B, R/B	○	—
化学体積制御系（抽出配管）	R/B	—	○
主給水系（補助給水系含む）	MS室	—	○
主蒸気系（ドレン系含む） ^(注1)	MS室	—	○
	R/B（MS室外）	—	○
補助蒸気系	A/B, R/B	—	○
蒸気発生器ブローダウン系	MS室	—	○
	R/B（MS室外）	—	○
蒸気発生器ブローダウンサンプル系 ^(注2)	MS室	—	○
（2次系高温・高圧系統）	T/B	—	— ^(注3)

(注1) タービン動補助給水ポンプ駆動用蒸気配管は、タービン動補助給水ポンプ室にも設置されているが、本配管が破損した場合にはタービン動補助給水ポンプ関連設備の機能が喪失するため、当該ポンプの蒸気影響評価は実施しない。

(注2) 蒸気影響を確認する呼び径25A(1B)以下の配管。

(注3) 2次系の高エネルギー配管等は、設置されているタービン建屋に防護対象設備がないことから、評価対象外としている。

(注4) 「原子炉格納容器：C/V」，「原子炉建屋：R/B」，「原子炉補助建屋：A/B」，「主蒸気管室：MS室」，「タービン建屋：T/B」のこと。以降も同じ。

2. 原子炉格納容器及び主蒸気管室内の評価結果

原子炉格納容器及び主蒸気管室内の防護対象設備は、LOCA、MSLB環境でも機能喪失しない耐環境性能を有する設備（LOCA仕様品）を適用している。

原子炉格納容器内高エネルギー配管破断（大LOCA）等を含む、各プラントの事故時解析結果を包絡する条件においても耐環境性能を有していることを確認している。（補足説明資料18）

よって、原子炉格納容器及び主蒸気管室内の防護対象設備は想定される環境下において機能を損なうことはない。

3. 原子炉建屋内及び原子炉補助建屋内の評価結果

原子炉建屋内及び原子炉補助建屋内の蒸気影響評価対象の高エネルギー配管を有する系統は、表2より「化学体積制御系（抽出配管）」，「補助蒸気系」，「蒸気発生器ブローダウン系（主蒸気管室外）」及び「主蒸気系（主蒸気管室外）」である。

化学体積制御系（抽出配管）は、通常運転中、非再生冷却器により約50℃まで冷却されること

から、評価対象範囲は「原子炉格納容器貫通部～非再生冷却器」の間となる。(図3)

補助蒸気系は、負荷の下流側に設置されたスチームトラップ以降で完全に復水となり、温度、圧力とも低下して蒸気影響はなくなることから、評価対象範囲は「供給配管～スチームトラップ」の間となる。(図4)

蒸気発生器ブローダウン系(主蒸気管室外)は、蒸気発生器ブローダウンタンクにつながる系統のうち、C/V外で「主蒸気管室外」に施工されている範囲を評価対象範囲とする。(図5)

主蒸気系(主蒸気管室外)は、タービンランド蒸気に繋がる系統のうち、C/V外で「主蒸気管室外」に施工されている範囲を評価対象範囲とする。(図6)

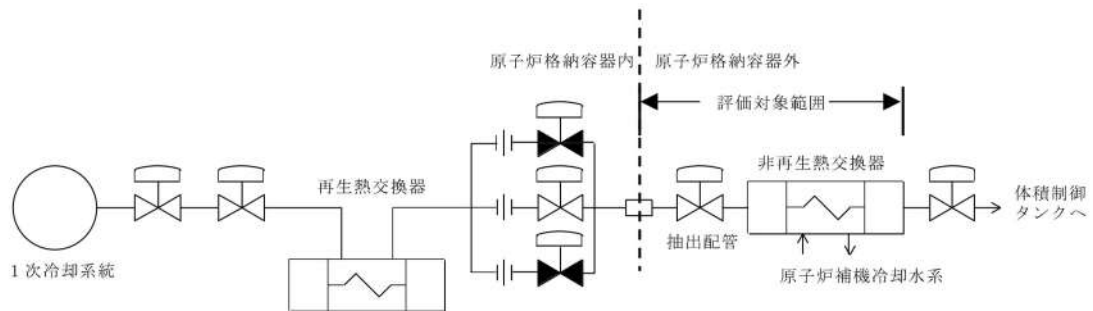


図3 化学体積制御系(抽出配管)概要

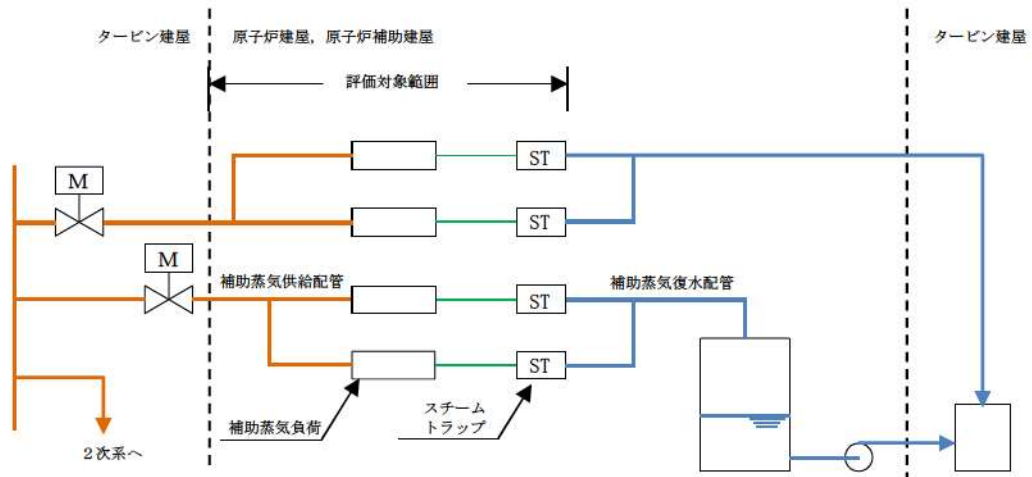


図4 補助蒸気系概要

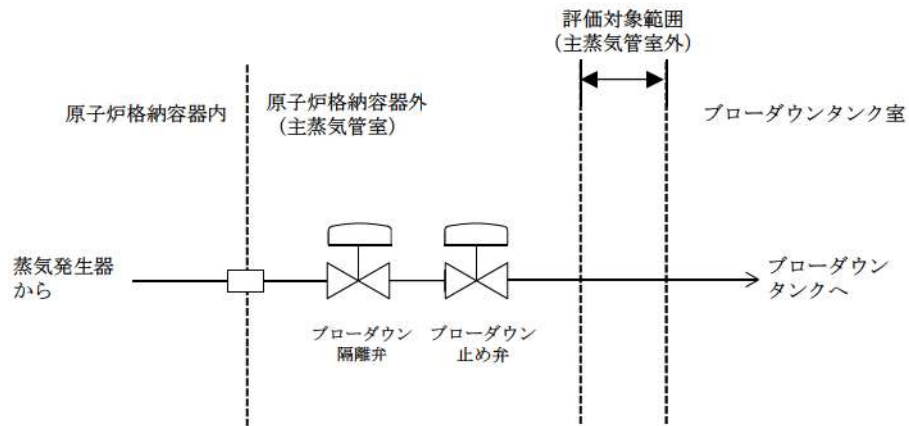


図5 蒸気発生器ブローダウン系（主蒸気管室外）概要

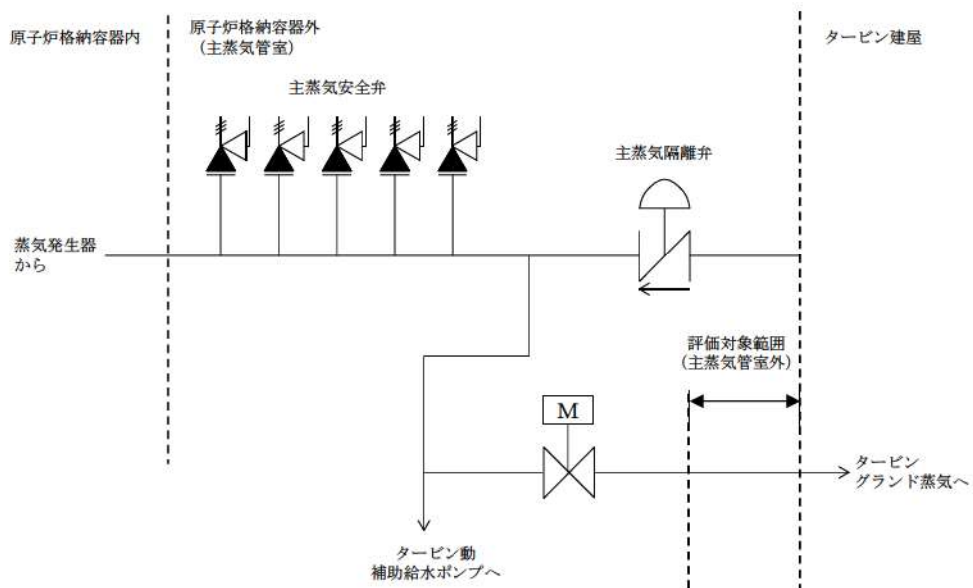


図6 主蒸気系（主蒸気管室外）概要

4. 蒸気評価配管の想定破損について

蒸気評価配管は、防護対象設備への蒸気影響評価をする上で、原因を特定しない以下の破損を想定する。

なお、評価上の破損の想定位置は1箇所とし、複数箇所の同時破損は考慮しない。

補助蒸気系のうち、25A 超過配管（ターミナルエンド部を除く）配管については、溢水ガイドに基づいた応力評価を行い、1次応力+2次応力 S_n が許容応力 S_a の0.8倍以下であることを確認していることから、破損の大きさは、同様に溢水ガイドに基づき、配管内径の1/2の長さと同様に配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラックを想定する。その他の配管については、完全全周破断を想定する。（補足説明資料24）

蒸気発生器ブローダウン系（主蒸気管室外）及び主蒸気系（主蒸気管室外）は、溢水ガイドに基づいた応力評価を行い、1次応力+2次応力 S_n が許容応力 S_a の0.4倍以下であることを確認する方針とし、破損は想定しない。

5. 蒸気影響評価の実施手順について

図3～図6で示した評価対象範囲について蒸気影響評価を実施した。評価に当たっては、次の手順1～6で実施した。

- 手順1 防護対象設備の抽出（没水、被水、蒸気共通）
- 手順2 想定破損対象の高エネルギー配管の特定
- 手順3 高エネルギー配管からの蒸気漏えい影響範囲の設定
- 手順4 高エネルギー配管の破損形状の決定
- 手順5 蒸気拡散解析の実施（蒸気影響低減対策を考慮）
- 手順6 解析結果と防護対象設備の健全性確認

泊発電所3号炉の1例（R/B T.P.17.8m 非再生冷却器室付近）を次ページ以降に示す。


（1）手順1 防護対象設備の抽出

防護対象設備は、重要度の特に高い安全機能を有する系統並びに使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能を有する系統から選定した。



青字 防護対象設備

図7 防護対象設備の抽出

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(2) 手順2 想定破損対象の高エネルギー配管の特定

蒸気影響を考慮すべき評価対象範囲の配管を特定した。

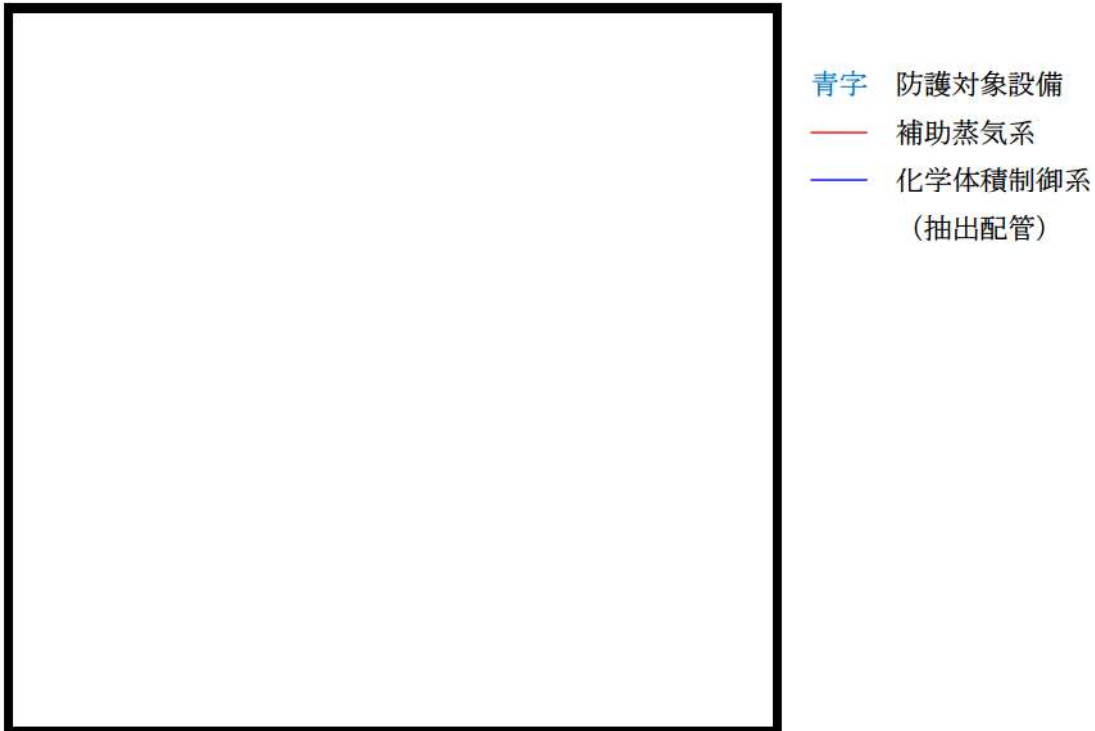


図8 高エネルギー配管の特定

(3) 手順3 高エネルギー配管からの蒸気漏えい影響範囲の設定

高エネルギー配管からの蒸気漏えい影響範囲にあるかを確認した。蒸気漏えい影響範囲は、漏えい対象の高エネルギー配管から、開口部及び貫通部のない壁等までとした。

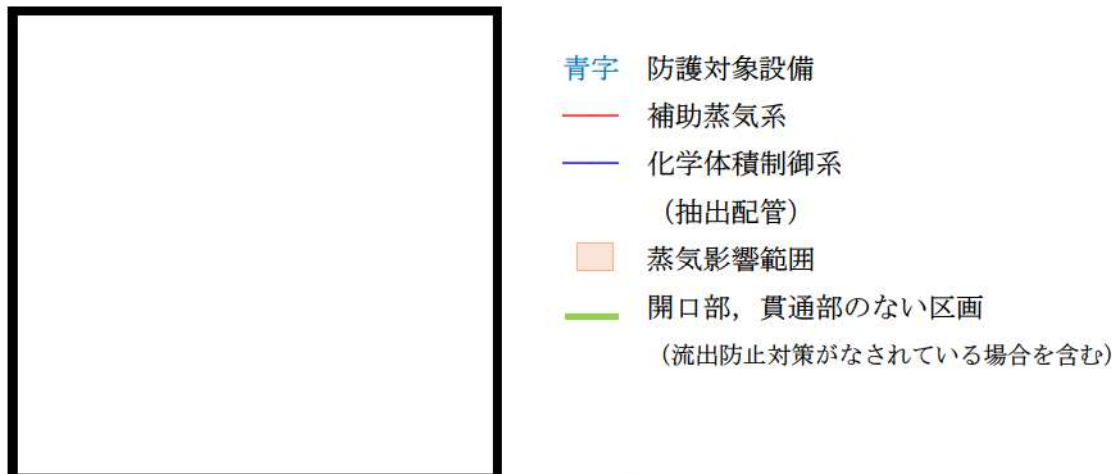



図9 蒸気漏えい影響範囲の設定

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(4) 手順4 高エネルギー配管の破損形状の決定

破損形状は補助蒸気系以外の配管は完全全周破断を想定，補助蒸気系は図 10 のフローに基づき決定した。

なお，蒸気発生器ブローダウン系（主蒸気管室外）及び主蒸気系（主蒸気管室外）は応力評価により破損しないことを確認した。

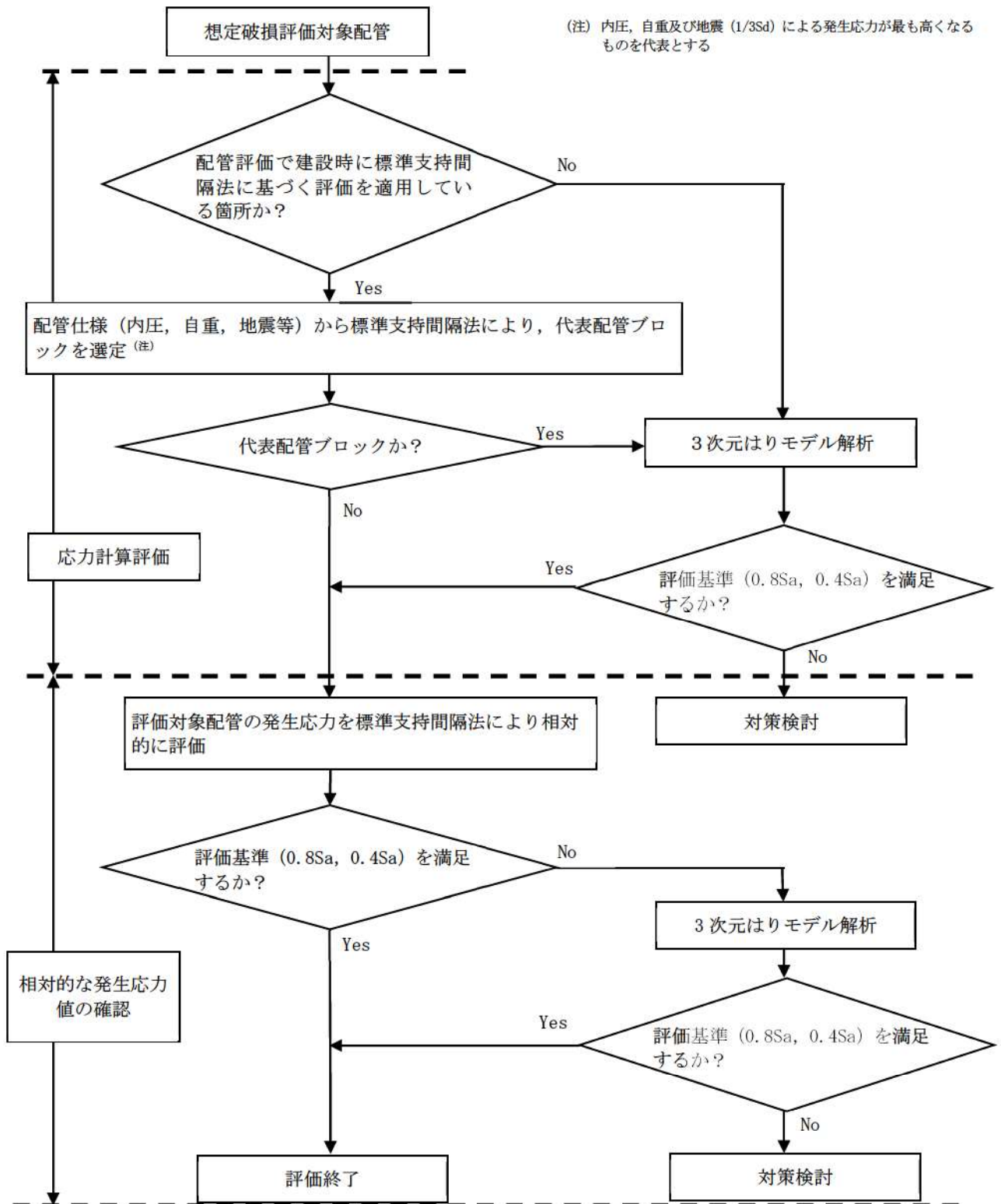


図 10 高エネルギー配管の破損形状の評価フロー

(5) 手順5 蒸気拡散解析の実施

①解析コードについて

今回、蒸気拡散解析には、米国 NAI 社 (Numerical Applications Inc.) により開発された汎用熱流解析コードである GOTHIC コードを用いた。(補足説明資料 19)

GOTHIC コードは、質量、エネルギー及び運動量の 3 保存則を気相、液相、液滴相の各流体場に適用し状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式、相関式等を解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の動作を考慮した過渡解析が可能で、空間は解析区画として模擬され、それらはパスにより接続される。

今回の蒸気拡散解析では、一定の区画を集中定数系のボリュームとして定義し、パスで接続された区画の蒸気拡散を評価した。

なお、当該コードの妥当性については、MHI (メーカー) により解析結果と試験データとの比較により確認されている。

また、当該コードの解析に当たっては解析業務の品質を確保するため、事業者による解析結果等の検証を実施している。

②主なインプットデータ

蒸気拡散解析における主なインプットデータは以下のとおり。

- ・ 区画体積及びパス開口面積
- ・ 空調条件 (給排気量及び位置)
- ・ 区画初期条件 (温度, 湿度, 圧力)
- ・ 破損想定機器 (高エネルギー配管) からの質量流量及びエネルギー放出量

③主なアウトプットデータ

蒸気拡散解析における主なアウトプットデータは以下のとおり。

- ・ 区画ごとの環境条件 (温度及び湿度)

④解析の保守性について

防護対象設備の健全性を確認する判断基準は温度であるため、解析結果において解析区画のピーク温度が高くなるように以下のとおり解析条件を保守的に設定した。

- ・ 放出流量は、安全解析の ECCS 性能評価でも認められた臨界流モデルを用いて算出
- ・ ヒートシンクとなる構造物 (コンクリート壁等) への熱伝達による温度低下を考慮しない
- ・ 温度検出器等の計測設備の応答遅れを保守的に設定し、検知までの時間を長めに設定
- ・ 蒸気しゃ断弁の閉止時間を実動作時間 (21 秒) に対し長め (25 秒) に設定
- ・ 蒸気しゃ断弁閉止動作中の蒸気放出流量は弁全開時と同じとして設定

⑤蒸気拡散解析の方法について

- ・ 手順 3 で設定した蒸気漏えい影響範囲を空調の流れを模擬できるように蒸気拡散解析区画

に分割

- ・ 蒸気拡散解析区画内にある高エネルギー配管の想定破損時の各解析区画の環境条件を解析

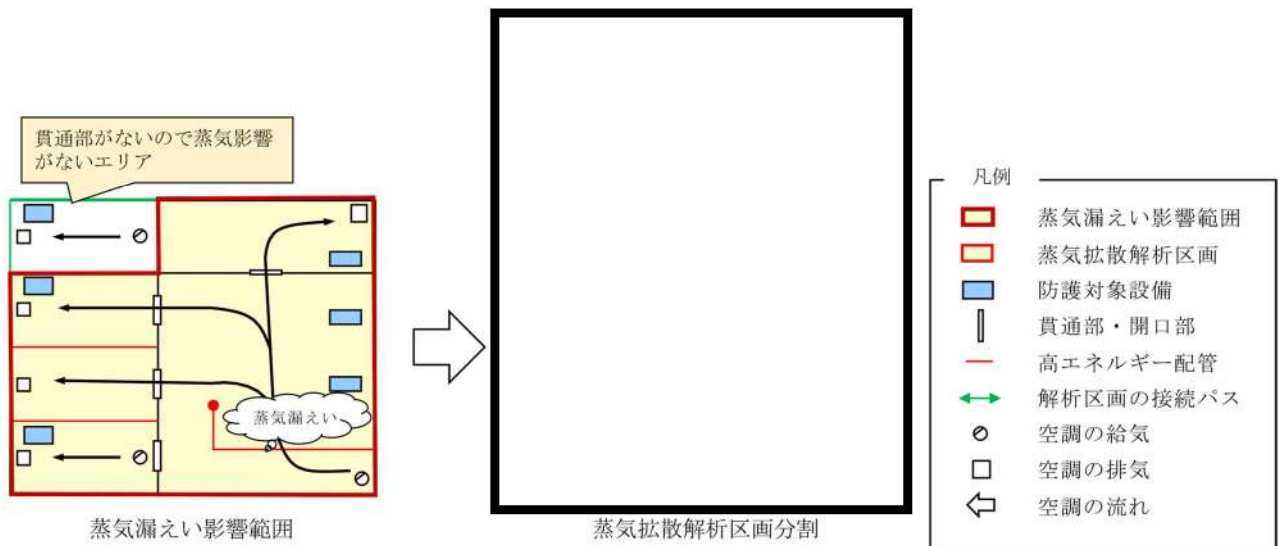


図 11 GOTHIC のモデル設定例

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(6) 手順6 解析結果と防護対象設備の健全性確認 (補足説明資料 20)

① 蒸気拡散解析結果の例

蒸気拡散解析結果の例を 2 例示す。

- ・ 例 1 抽出配管 3B ターミナルエンド完全全周破断の例

温度検出器による検知 (50℃以上で温度高警報, 60℃以上で温度異常高警報), その他パラメータを踏まえて中央から手動隔離することで防護対象設備の確認済耐環境温度 (120℃) 以下に抑えられることが確認できた。

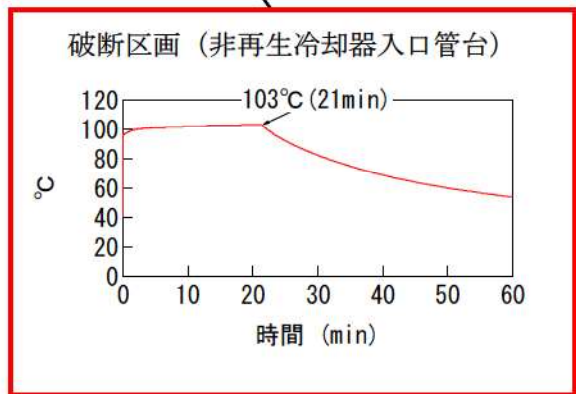
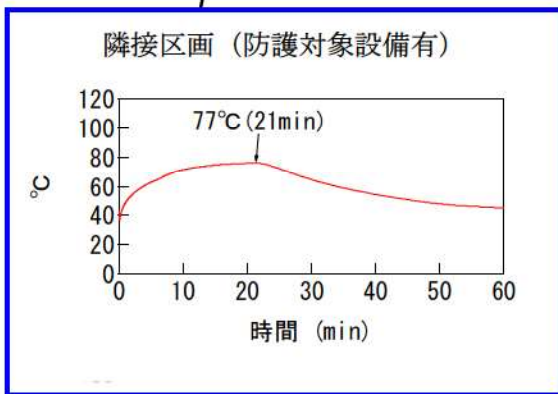
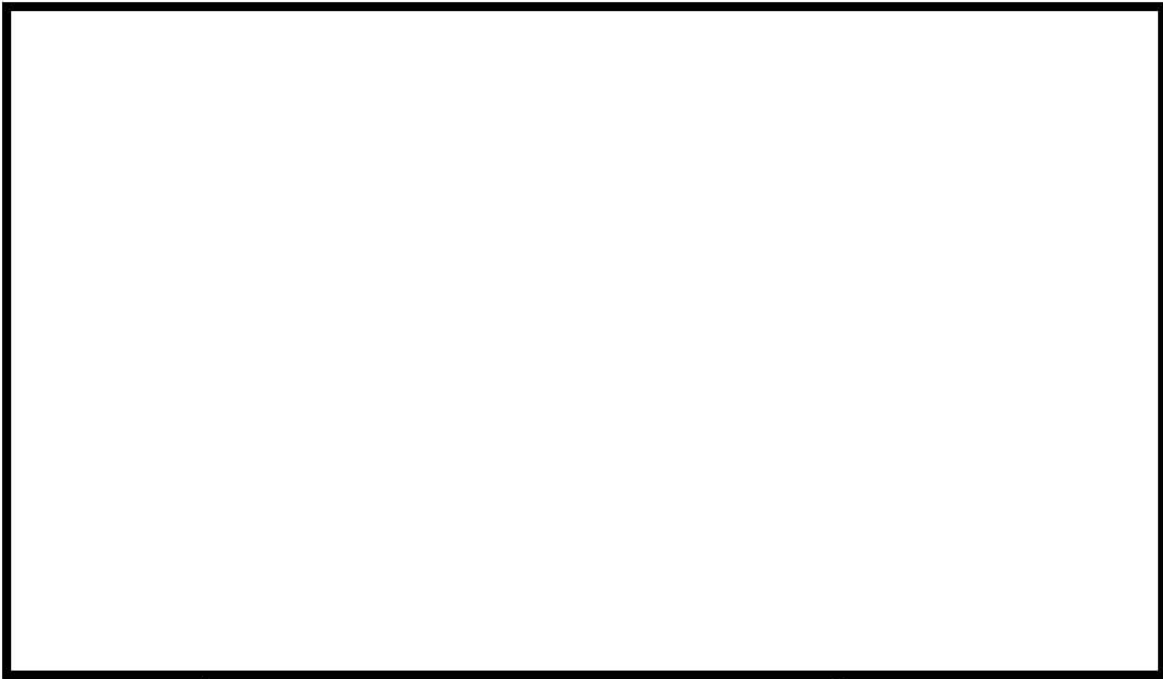


図 12 例 1 の結果

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

・例2 補助蒸気系 1B 一般部完全全周破断の例

温度検出器による検知 (60℃) で蒸気しゃ断弁を自動閉止することで防護対象設備の確認済耐環境温度 (120℃) 以下に抑えられることが確認できた。

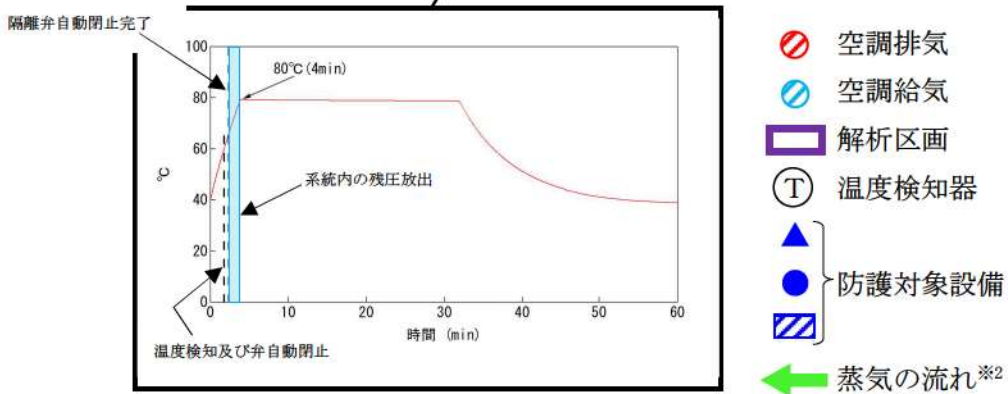


図 13 例2の結果

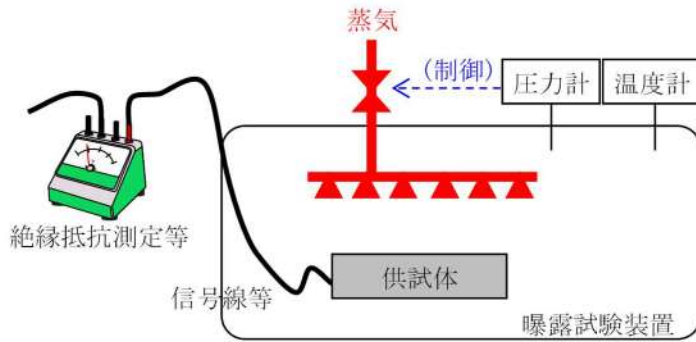
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

②防護対象設備の耐蒸気性能について

防護対象設備が、120℃の耐蒸気性能を有することを蒸気曝露試験により確認した。^{※1} (補足説明資料 22)

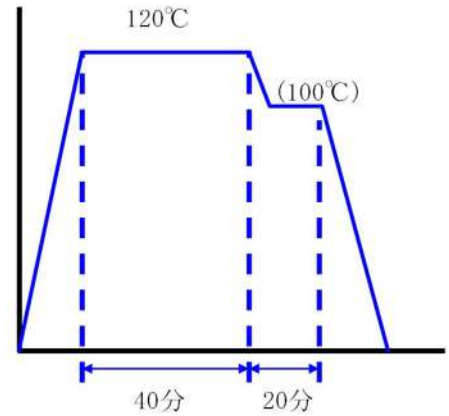
試験方法は次のとおりである。

- ・試験対象設備は蒸気影響を受ける区画に設置された防護対象設備から網羅的に抽出
- ・試験温度プロファイルは、解析結果を包絡する系統自動／手動隔離時の蒸気拡散解析結果を考慮
- ・供試体に蒸気を直接噴霧し、蒸気曝露中^{※2}及び蒸気曝露後に信号や実動作により健全性を確認



【供試体】 電動弁，空気作動弁，ダンパ，伝送器，
流量設定器，温度スイッチ，現場盤 等

蒸気曝露試験イメージ図



試験温度プロファイル

図 14 蒸気曝露試験概要

※1 モータ及び電気ヒータは机上評価を実施

※2 蒸気曝露中に信号，実動作による健全性を確認できないものについては，曝露後の状態から曝露中の健全性を考察

原子炉格納容器及び主蒸気管室内防護対象設備の溢水影響について

本資料は、原子炉格納容器及び主蒸気管室内防護対象設備の溢水影響についてまとめたものである。

I. では原子炉格納容器内防護対象設備の溢水影響について、II. では原子炉格納容器内機器の耐環境性試験におけるスプレイ条件について、III. では主蒸気管室内防護対象設備の蒸気影響について記載する。

I. 原子炉格納容器内防護対象設備の溢水影響について

1. 原子炉格納容器内の主蒸気管，主給水管の破断について

耐環境性仕様である防護対象設備は、原子炉格納容器内において想定される設計基準事故として、LOCAだけでなく主蒸気管破断（以下「MSLB」という）も考慮した検証を実施している。具体的には、図1に示すようなプロファイルで環境試験を実施しており、このプロファイルは、LOCA及びMSLBの両者の環境条件を考慮して設定したものである。

なお、主給水管破断については、MSLBよりも原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが小さいことから、MSLBの環境条件に包絡される。

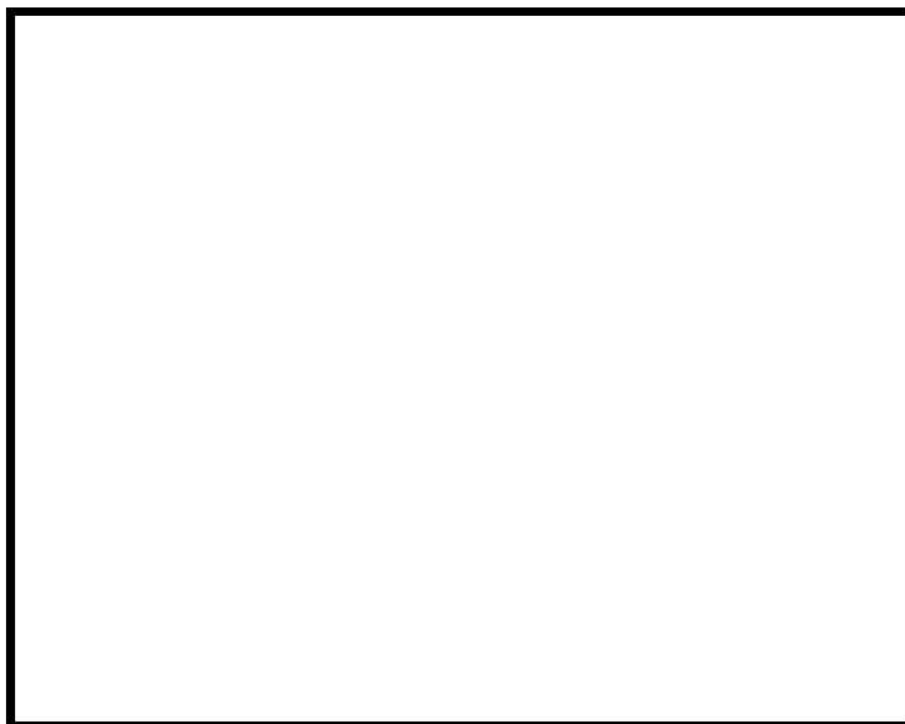


図1 LOCA, MSLBを考慮した温度及び圧力変化（典型的な例）

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 原子炉格納容器内防護対象設備の保守管理について

耐環境性仕様である原子炉格納容器内の防護対象設備については、定期点検及び定期取替えを実施し、プラントの安全機能に影響のないようにしている。

定期点検については、外観点検及び絶縁抵抗測定その他、各設備に応じた特性試験及び入出力試験を実施している。

また、定期取替えについては、検証寿命等を考慮して取替えの周期を定め、この周期内での取替えを実施している。

表1 格納容器内高レンジエリアモニタの保守管理の例

点検内容	点検周期 [回/定検]
外観点検	1/1
絶縁抵抗測定	1/1
静電容量測定	1/1
特性試験	1/1
入出力試験	1/1
定期取替	1/9

表2 原子炉格納容器内防護対象設備の定期取替周期

設備		取替周期
電動弁駆動装置		- ※1
空気制御弁	リミットスイッチ	～15年
	電磁弁	～6年
伝送器		～17年
温度計		～28年
中性子束検出器		～5年
格納容器内高レンジエリアモニタ		～30年

※1 60年の健全性を確認済み

3. 原子炉格納容器内防護対象設備の溢水影響評価について

耐環境性仕様である原子炉格納容器内防護対象設備については、LOCA時の原子炉格納容器内環境に対して機能維持が図れるよう、以下のことを確認している。確認結果の一覧は別表に示す。

(1) 被水影響

LOCAに伴い原子炉格納容器内圧力が上昇すると、格納容器スプレイが動作し、スプレイ水により防護対象設備が被水する。原子炉格納容器内防護対象設備は、スプレイ水に対しても

機能維持が図れることを1. に述べた環境試験により確認している。

(2) 没水影響

LOCAに伴う炉心注入及び格納容器スプレイにより、燃料取替用水ピット及び蓄圧タンクの保有水が原子炉格納容器内に注水される。LOCA時に機能要求のある防護対象設備は、1次冷却系の漏えい水の他、これらの保有水全量が原子炉格納容器内にたまった場合においても、没水しない高さに設置している。

(3) 蒸気影響

LOCAに伴い原子炉格納容器内には蒸気が充満する。

原子炉格納容器内防護対象設備は、蒸気環境下においても機能維持が図れることを1. に述べた環境試験により確認している。

泊発電所3号炉 原子炉格納容器内防護対象設備リスト (1/2)

系 統	機器名称	機器番号	没水評価 ^{※1} 機能喪失高さ (T. P.)	被水 評価	蒸気 評価
1次冷却系	加圧器逃がし弁	3PCV-452A, B	○39.1m	○	○
化学体積 制御系	1次冷却材ポンプ封水戻りライン C/V内側隔離弁	3V-CS-254	○18.3m	○	○
安全注入系	高压注入ポンプ出口 C/V内側隔 離弁	3V-SI-061A, B	○18.3m	○	○
	高温側高压注入A(B)ライン止 め弁	3V-SI-062A, B	○18.3m	○	○
余熱除去系	余熱除去A(B)ライン入口止め 弁	3PCV-410, 430	○20.6m	○	○
	余熱除去ポンプ入口 C/V内側隔 離弁	3V-RH-002A, B	○15.185m	○	○
	余熱除去冷却器出口 C/V内側隔 離弁	3V-RH-033A, B	○18.3m	○	○
	高温側低圧注入ライン止め弁	3V-RH-034A, B	○18.3m	○	○
原子炉補機 冷却水系	1次冷却材ポンプ補機冷却水出口 C/V内側隔離弁	3V-CC-526	○18.3m	○	○
試料採取系	Bループ高温側サンプリングラ インC/V内側隔離弁	3V-SS-514	○21.0m	○	○
	Cループ高温側サンプリングラ インC/V内側隔離弁	3V-SS-519	○21.0m	○	○
制御用空気系	制御用空気原子炉格納容器内供 給弁	3V-IA-514A, B	○18.3m	○	○
格納容器減圧 設備及び 格納容器水素 制御設備	格納容器減圧ライン格納容器内 側隔離弁	3V-DP-001A, B	○36.1m	○	○
放射線監視設 備空気サンプ リング系	格納容器空気サンプル取出し格 納容器内側隔離弁	3V-RM-001	○36.8m	○	○

※1 溢水水位：T. P. 15.1m

泊発電所3号炉 原子炉格納容器内防護対象設備リスト (2/2)

系 統	機器名称	機器番号	没水評価※1 機能喪失高さ (T. P.)	被水 評価	蒸気 評価
計測制御系	1次冷却材圧力	3PT-410, 430	○18.8m	○	○
	1次冷却材高温側温度 (広域)	3TE-410, 420, 430	○23.0m	○	○
	1次冷却材低温側温度 (広域)	3TE-417, 427, 437	○22.2m	○	○
	1次冷却材高温側温度 (狭域)	3TE-411A, 413A, 415A, 3TE-421A, 423A, 425A 3TE-431A, 433A, 435A 3TE-441A, 443A, 445A	○22.0m	○	○
	1次冷却材低温側温度 (狭域)	3TE-411B, 421B, 431B, 441B	○22.0m	○	○
	加圧器圧力	3PT-451, 452, 453, 454	○25.8m	○	○
	加圧器水位	3LT-451, 452, 453, 454	○18.8m	○	○
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域, 広域)	3LT-620, 630 3LT-621, 631	○15.5m	○	○
	中性子源領域検出器	3NE31, 32	○17.5m	○	○
	出力領域検出器	3NE41A, B 3NE42A, B 3NE43A, B 3NE44A, B	○17.5m	○	○
	蒸気発生器水位 (広域)	3LT-464, 474, 484	○18.8m	○	○
	蒸気発生器水位 (狭域)	3LT-460, 461, 462, 463 3LT-470, 471, 472, 473 3LT-480, 481, 482, 483	○25.8m	○	○
	格納容器高レンジエリアモニタ (低レンジ)	3RE-91A, 92A	○40.2m	○	○
	格納容器高レンジエリアモニタ (高レンジ)	3RE-91B, 92B	○40.2m	○	○
	1次冷却材流量	3FT-412, 413, 414, 415 3FT-422, 423, 424, 425 3FT-432, 433, 434, 435	※2	※2	※2

※1 溢水水位：T. P. 15.1m

※2 LOCA 時に機能要求なし

II. 原子炉格納容器内機器の耐環境性試験におけるスプレイ条件について

1. 耐環境性試験の試験条件の考え方

原則として、米国の民間規格 IEEE-323 を参考に、実機条件及び試験装置条件を考慮して設定する。

なお、格納容器スプレイによる被水については、機器のシール性能が確認できれば機能への影響はないものと判断している。

表 3 実機条件と試験条件の比較

	試験条件 (伝送器の例)	実機条件 (泊発電所 3 号炉)	IEEE-323
スプレイ 流量	63.7 [L/min/m ²]	12.5 [L/min/m ²]	6.1 [L/min/m ²]
スプレイ 時間	24 [h]	24 [h] 以上	24 [h]

2. スプレイ条件の保守性に関する考察

格納容器スプレイは図 1 のとおり、LOCA 後の環境温度、圧力が高い条件で 24 時間実施している。

この条件でシール性能に問題のないことを確認できれば、温度、圧力が低下した 24 時間以降のシール性能についても問題はないと考えられ、IEEE-323 にしたがったスプレイ条件は試験条件として妥当と判断している。

III. 主蒸気管室内防護対象設備の蒸気影響について

1. 主蒸気管室の区画分離について

主蒸気管室（以下「MS 室」という）は、主蒸気管破断（以下「MSLB」という）が発生した場合においても蒸気の影響が他の区画に伝播することのないよう、区画分離した設計としている。

具体的には以下のとおりである。

<区画分離>

MS 室と他の区画との境界には、配管貫通部及びケーブル貫通部が存在するが、MSLB によって発生した蒸気が他の区画に流入することのないよう、隙間にはシール処理を施している。区画分離のイメージを図 2、シール処理の例を図 3 に示す。

<空調設備>

MS 室には、空調設備として給気ファンを備えているが、空調ダクトは他の区画を経由せず、直接屋外で給排気している。

<その他>

MS 室にはブローアウトパネルを設置しているが、ブローアウトパネルが開放した場合においても、蒸気は他の区画を経由せず、直接タービン建屋に逃がす構造としている。

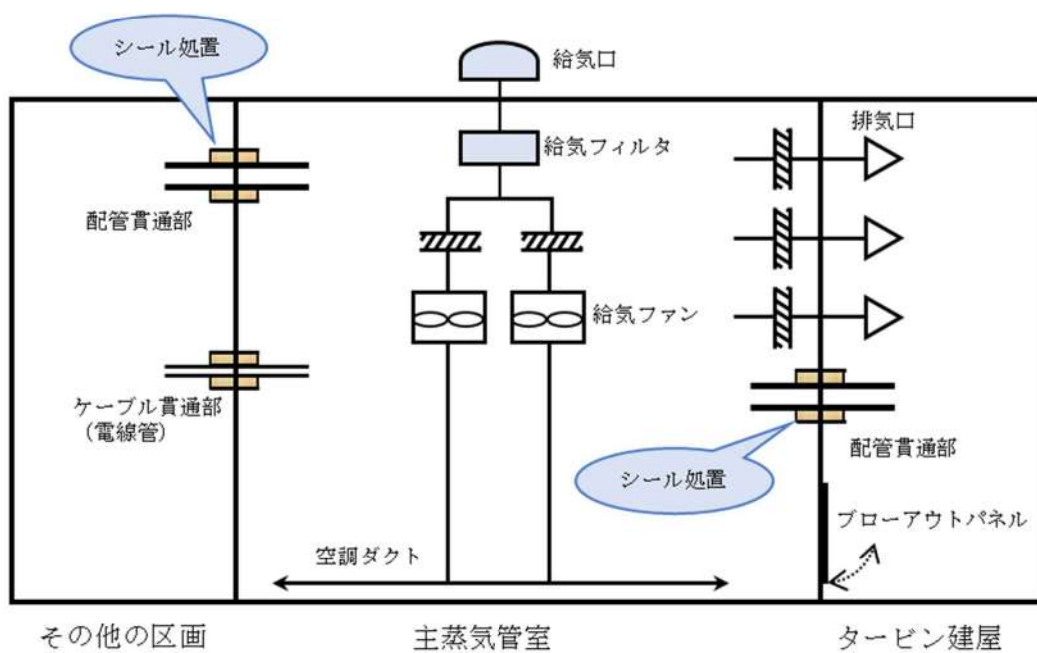
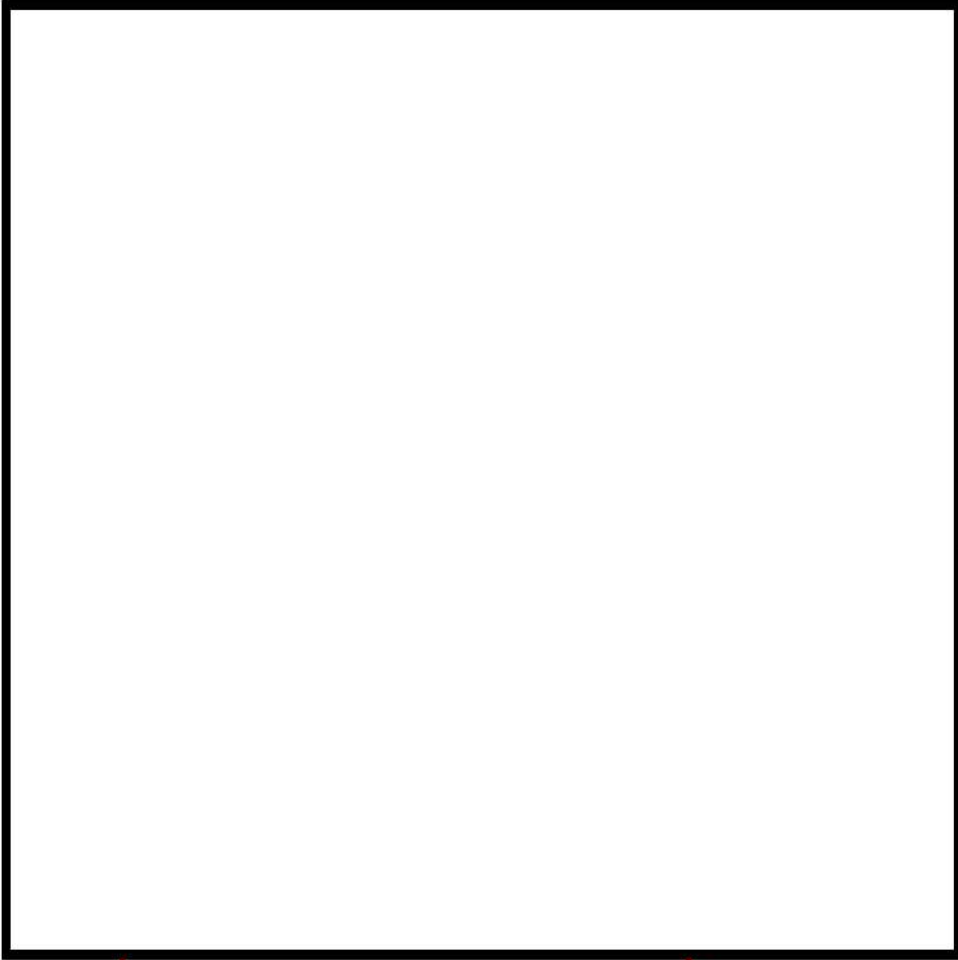


図2 主蒸気管室の区画分離のイメージ図




電線管貫通部



配管貫通部

図3 シール処理の例

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. MS 室の環境条件及び防護対象設備について

MS 室内の防護対象設備は、設計基準事故において環境条件が最も厳しくなるMSLBに伴う蒸気影響に対しても、機能維持が図れるよう考慮している。

以下に、MSLB時のMS室の環境条件の考え方を表4に防護対象設備の一覧を示す。

①圧力条件

MSLB時には、配管から放出される蒸気によりMS室全域の温度及び圧力が上昇する。MS室には減圧装置としてブローアウトパネルを設置しているため、圧力は保守的にMS室の設計耐圧まで上昇すると想定する。

②温度条件

MS室の温度は、MSLBにより圧力がMS室の設計耐圧まで上昇すると仮定し、飽和蒸気の等エンタルピー変化により得られる温度まで上昇すると想定する。

③隔離条件

MS室の温度、圧力の上昇は、MSLB発生から原子炉トリップ及び破損SGの隔離までの時間、プラントの安定に要する時間、残留蒸気の放出終了までの時間を考慮する。蒸気停止後は隣接区画、タービン建屋への熱伝達を考慮した放熱量から温度低下時間を設定する。

上記①～③に基づき設定したMS室内の温度変化を図4に、環境条件を表4に示す。



図4 MSLB時のMS室内温度変化（環境条件）

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表 4 MS 室内の環境条件

プラント	設計耐圧 Pd [MPa]	最高温度 T1 [°C]	環境条件 [°C]
泊発電所 3 号炉	□	□	□

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表 5 MS 室内の防護対象設備の一覧

防護対象設備	種類	構成品 (電気計装品)	備考
補助給水隔離弁	電動弁	駆動装置	
主給水隔離弁	電動弁	駆動装置	
主蒸気逃がし弁	空気作動弁	リミットスイッチ 電磁弁 減圧弁 ダイヤフラム	
主蒸気隔離弁	空気作動弁	リミットスイッチ	電気計装品を含む付属 パネルは MS 室外に設置

GOTHIC コードについて

1. 概要

- GOTHIC コードは、原子力発電プラントの格納システムの事故解析を主目的に、米国 NAI 社により開発された汎用熱流動解析コードである。
- コードは、質量、エネルギー及び運動量の3保存則を気相、液相、液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式相関式等を解くことにより、流体、構造材の相互作用、機器の動作を考慮した過渡解析が可能である。
- 空間は解析区画として模擬され、それらはパスにより接続される。
- 蒸気拡散解析では、一定の区画を集中定数系のボリュームとして定義し、パスで接続された区画の蒸気拡散を評価する。

2. 蒸気拡散解析における主要なインプットデータ及びアウトプットデータ

(1) インプットデータ

- 区画体積及びパス（ダクト含む。）開口面積
- 空調条件（給排気量及び位置）
- 区画初期条件（圧力、温度及び湿度）
- 想定破損機器（高エネルギー配管）からの質量流量及びエネルギー放出量



図 1 GOTHIC コードのインプット、アウトプットデータ

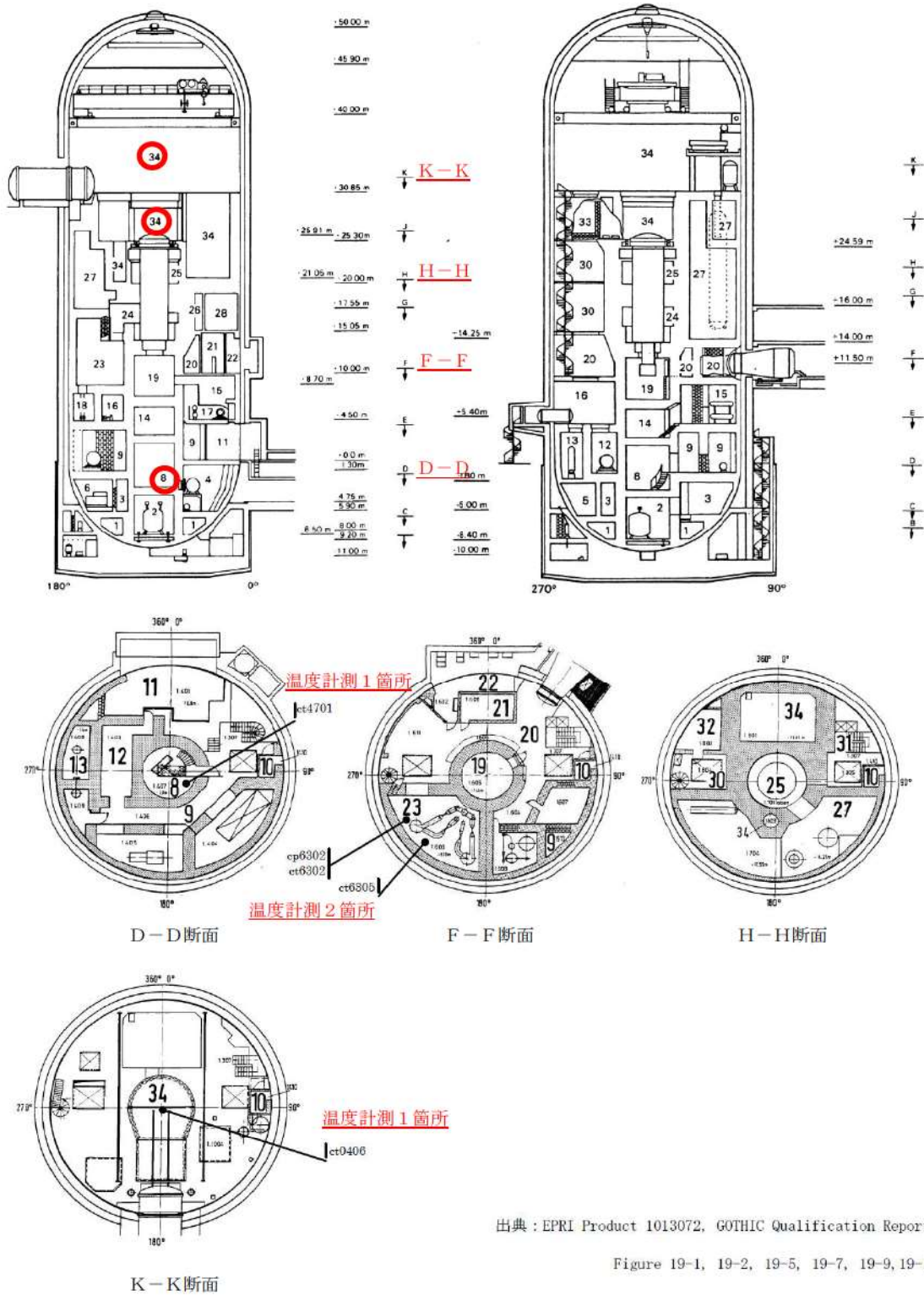
(2) アウトプットデータ

- 区画ごとの環境条件（温度及び湿度）

3. モデルの妥当性について

GOTHIC コードは、蒸気拡散解析の妥当性を確認するため、ドイツの廃炉施設を利用した HDR (Heissdampfreaktor) 試験で実験解析し、想定破損機器（高エネルギー配管）から放出される蒸気の区画間拡散挙動を適切に再現できることを確認している。

○ : 温度計測領域



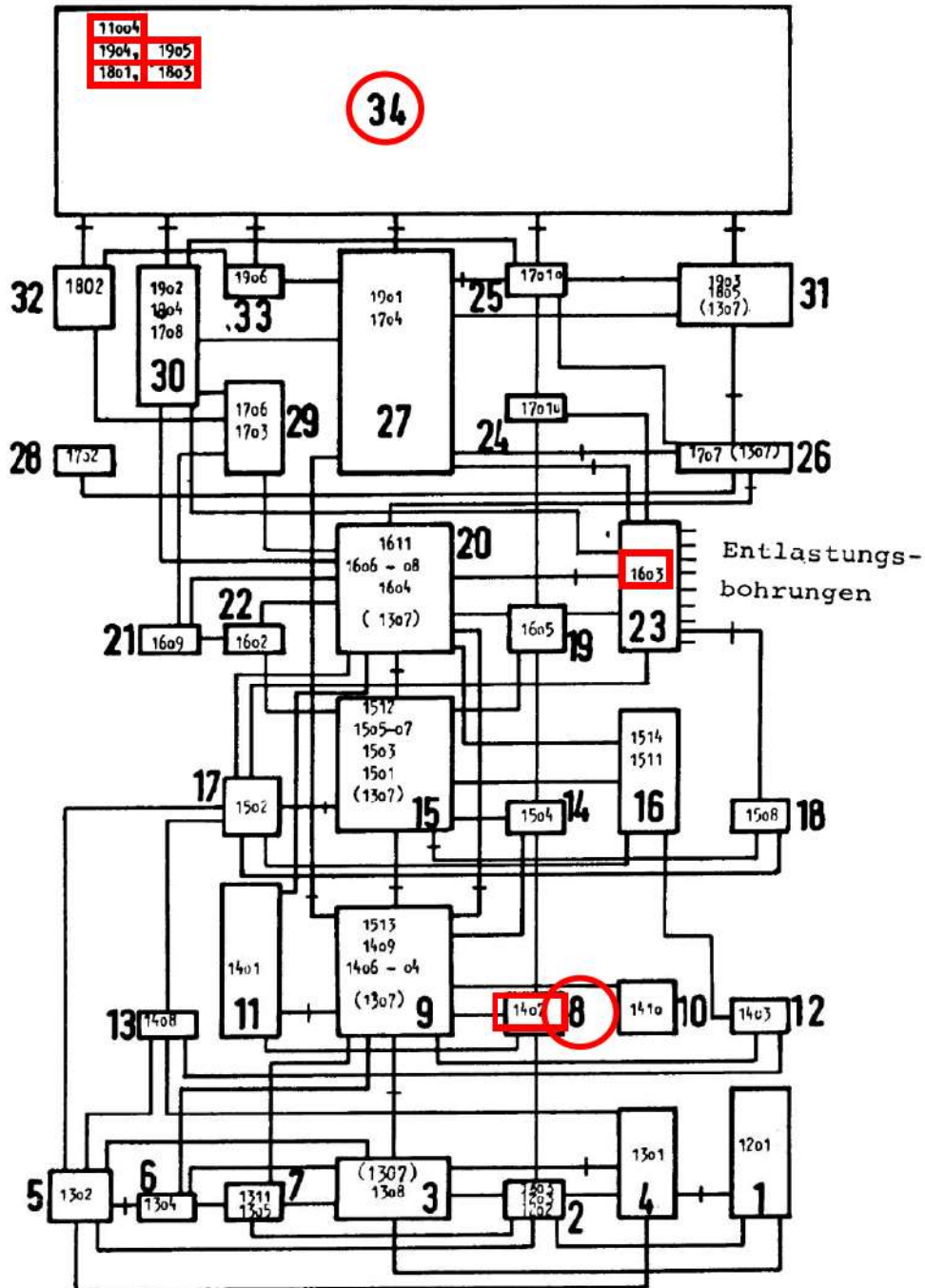
出典: EPRI Product 1013072, GOTHIC Qualification Report,

Figure 19-1, 19-2, 19-5, 19-7, 19-9, 19-11

図 2 HDR 試験設備の概要

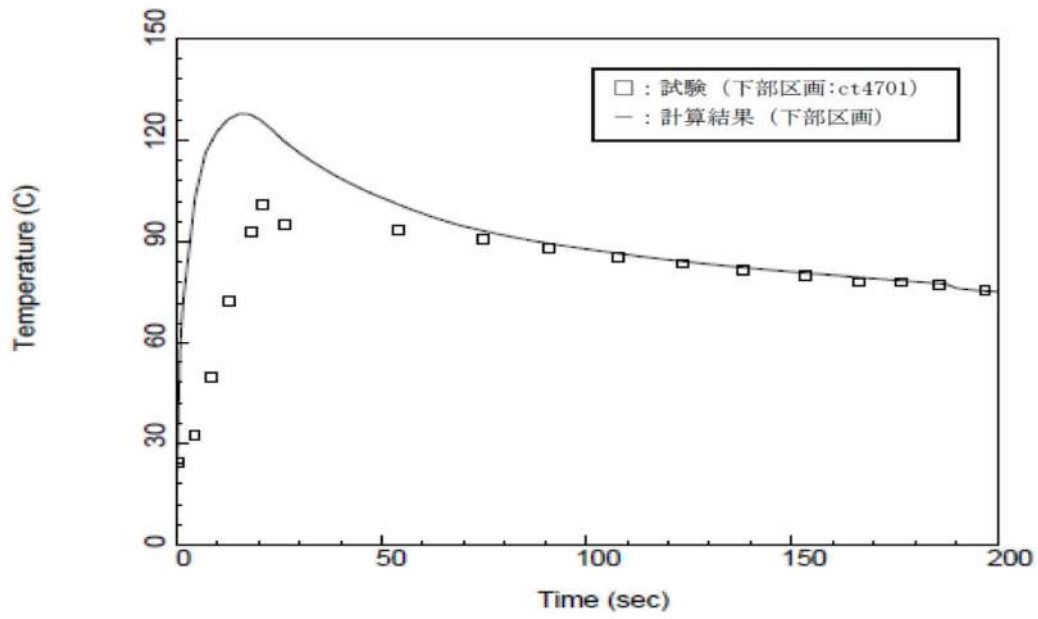
: 区画番号

: 温度計測領域



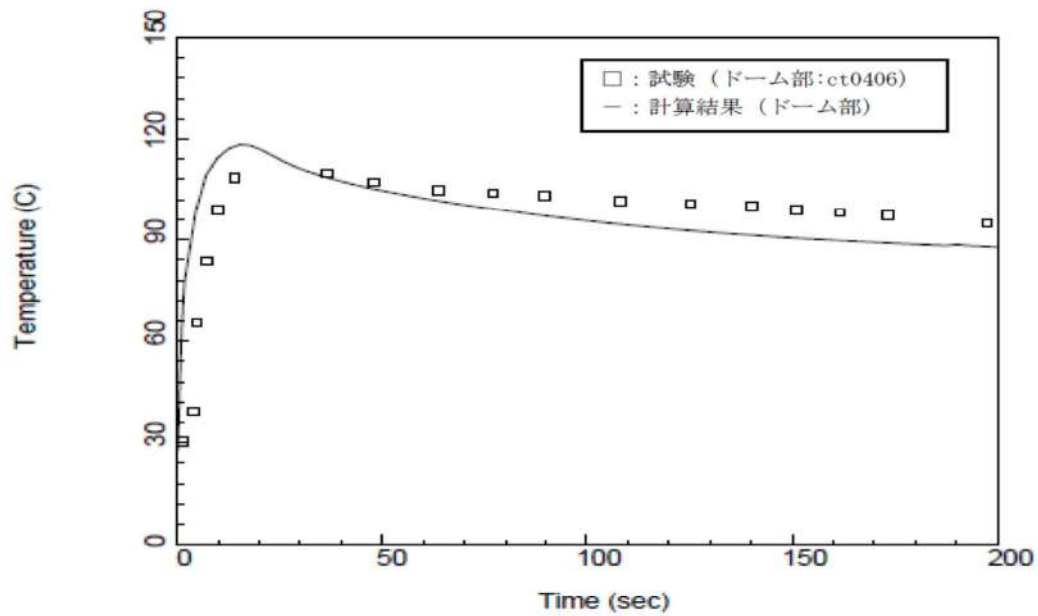
出典：EPRI Product 1013072, GOthic Qualification Report, Figure 19-12

図 3 HDR 試験の GOthic による区画モデル化



出典：EPRI Product 1013072, GOthic Qualification Report, Figure 19-22

下部区画温度 (Test V21.1)



出典：EPRI Product 1013072, GOthic Qualification Report, Figure 19-24

ドーム部温度 (Test V21.1)

図4 HDR 試験及びGOTHIC 解析結果
(領域8 (下部区画) 及び領域34 (ドーム部) での温度の比較)

4. 蒸気評価配管の破損に伴う環境影響評価への適用について

(1) 蒸気漏えい影響範囲の設定

蒸気評価配管と防護対象設備の配置上の位置関係を確認し、蒸気発生源の特定を行う。蒸気発生源の存在する区画に貫通部があれば隣接する区画も蒸気漏えい影響範囲として考慮する。

なお、蒸気拡散に影響を与える可能性のある事項は、下記のとおり取り扱う。

- ① 空調は、ハロン消火設備の作動に伴い停止するが、30分後に再起動する。
- ② 配管は、末端開放はないため、配管内部を通じた蒸気拡散は考慮しない。
- ③ 電線管について、壁貫通の電線管内部は耐火シールを施しているため、電線管内部を通じた蒸気拡散は考慮しない。
- ④ 蒸気影響範囲に設置されている防火ダンパは、閉止温度 120℃に設定していることから、蒸気拡散への影響はない。

(2) 解析モデルの設定

GOTHIC コードによる蒸気拡散解析においては、空調条件が解析のインプットデータの1つとなるため、蒸気漏えい影響範囲に対して空調の流れを模擬できるように、詳細に区画を分割して解析モデルを設定する。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(3) 蒸気放出量の算出

防護対象設備の健全性を確認する判定基準は温度であるため、解析結果において解析区画のピーク温度が高くなるように、保守的に、蒸気評価配管からの蒸気流出量は、臨界流モデルを用いて算出する。

臨界流モデルは、安全解析の ECCS 性能評価「原子炉冷却材喪失（小 LOCA）」でも使用が認められており、安全解析に準じた算出としている。

(4) ヒートシンクの考慮

防護対象設備の健全性を確認する判定基準は温度であるため、解析結果において解析区画のピーク温度が高くなるように、保守的に、蒸気評価配管からの放出蒸気が、コンクリート壁等のヒートシンクへの熱伝達により温度低下することはないこととして算出する。

以上のことから、モデルの適切な設定と保守的な計算により、GOTHIC コードを蒸気拡散解析に適切に用いることができる。

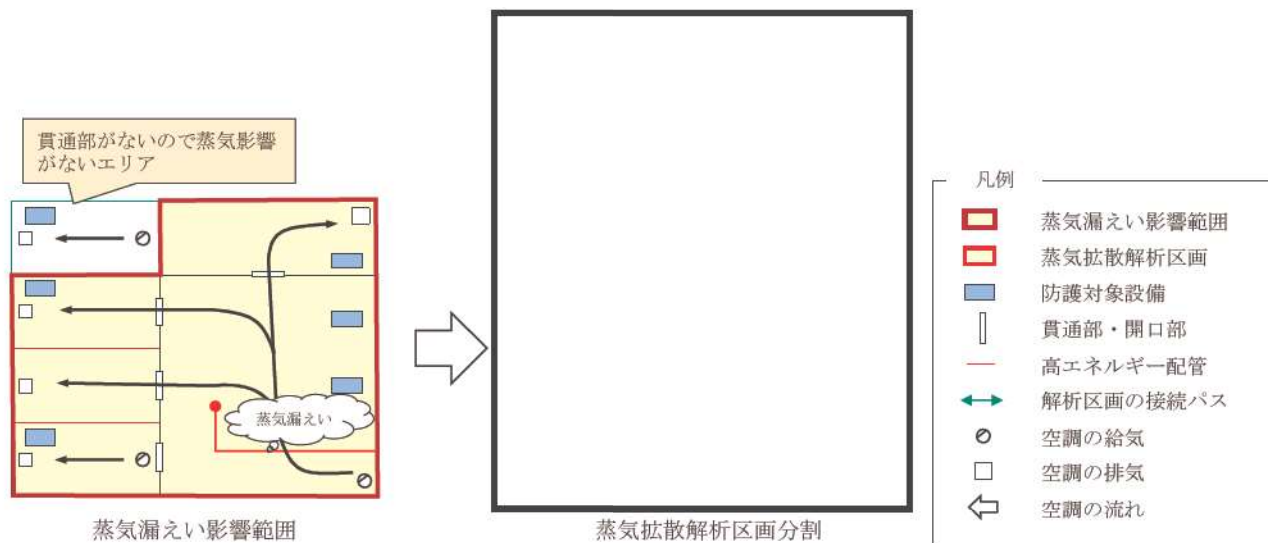


図5 GOthic のモデル設定例

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

5. 蒸気影響評価における保守性について

GOthic コードを用いた蒸気拡散解析の目的は、高エネルギー配管の想定破損時における防護区画内の環境温度が防護対象設備の確認済耐環境温度以下となることを確認することである。

このため、蒸気拡散解析では、実機に近い温度分布を算出するのではなく、実機よりも高い温度分布を算出し、保守的な評価を行うこととしている。

すなわち、GOthic コードを用いた蒸気拡散解析の実施においては、(1) のとおり解析条件に保守性を考慮している。

さらに、蒸気漏えい検知システム等の蒸気影響緩和対策の実施においても、(2)、(3) の保守性を考慮しており、当該目的に対して、総合的な保守性を確保している。

(1) 実機よりも高い温度分布が算出されるように、解析条件には次項の保守性を考慮している。

- 蒸気流出量を安全解析の ECCS 性能評価でも認められた臨界流モデルを用いて算出
- 放出蒸気がコンクリート壁等のヒートシンクへの熱伝達により温度低下することはないこととして算出
- 温度検出器等の計測設備の応答遅れを保守的に設定し、検知までの時間を長めに設置
- 蒸気しゃ断弁の閉止時間を実動作時間に対し長めに設定
- 蒸気しゃ断弁閉止動作中の蒸気放出流量は弁全開状態と同じとして設定

(2) 蒸気拡散解析では解析区画内物理量を平均値で計算するため1つの解析区画内での温度分布はわからないが、仮に解析区画内に温度分布が生じたとしても、蒸気漏えい検知システムの温度センサを天井付近に配置することにより、温度の検出性において、保守側に作用するようにしている。(補足説明資料 20)

(3) 防護対象設備の確認済耐環境温度 120℃に対して、蒸気影響緩和対策（蒸気漏えい検知システムによる自動隔離等）によって、防護区画内の温度を 100℃程度に制限できるようにしている。

蒸気拡散解析による蒸気影響評価結果

本資料は、蒸気拡散解析による蒸気影響評価結果についてまとめたものである。

I. では防護対象設備の確認済耐環境温度の確認結果について、II. では想定破損に伴う蒸気影響評価結果について、III. では蒸気拡散解析における解析区画の分割による影響について記載する。

I. 防護対象設備の確認済耐環境温度の確認結果について

防護対象設備の蒸気影響評価で判定に用いる確認済耐環境温度について、確認した結果を表1に示す。

表1 防護対象設備の確認済耐環境温度の確認結果 (1/9)

機器名称	機器番号	仕様温度 (°C) (設計値)	確認済 耐環境温度	確認済 耐環境温度 (°C) の出处	試験	備考					
3 A-制御用空気ヘッド圧力 (III)	3PT-1810	-40~85	120	耐蒸気性能試験	伝送器						
3 B-制御用空気ヘッド圧力 (IV)	3PT-1800										
3-充てんラインC/V外側止め弁	3V-CS-175	45	120	耐蒸気性能試験	モータ及び駆動部						
3-充てんラインC/V外側隔離弁	3V-CS-177										
3-ほう酸注入タンク出口C/V外側隔離弁A	3V-SI-036A										
3-ほう酸注入タンク出口C/V外側隔離弁B	3V-SI-036B										
3-補助高圧注入ラインC/V外側隔離弁	3V-SI-051										
3 A-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-117A										
3 B-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-117B										
3 A-格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-177A										
3 B-格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-177B										
3 A-余熱除去ポンプ出口流量 (I)	3FT-601						-40~85	120	耐蒸気性能試験	伝送器	
3 B-余熱除去ポンプ出口流量 (II)	3FT-611										

表 1 防護対象設備の確認済耐環境温度の確認結果 (2/9)

機器名称	機器番号	仕様温度 (°C) (設計値)	確認済 耐環境温度 (°C)	確認済 耐環境温度 (°C) の出处	試験	備考
3 A-充電ポンプ	3CSP1A	40	120	耐蒸気性能試験	高圧ケーブル接続部 端子台 モータ本体： 蒸気試験対象外	
3 B-充電ポンプ	3CSP1B					
3 C-充電ポンプ	3CSP1C					
3 A-使用済燃料ピット冷却器 補機冷却水入口弁	3V-CC- 151A	45	120	耐蒸気性能試験	モータ及び駆動部	
3 B-使用済燃料ピット冷却器 補機冷却水入口弁	3V-CC- 151B					
3 A-使用済燃料ピット冷却器 補機冷却水出口弁	3V-CC- 159A					
3 B-使用済燃料ピット冷却器 補機冷却水出口弁	3V-CC- 159B					
3 A-使用済燃料ピットポンプ	3SFP1A	40	120	耐蒸気性能試験	低圧ケーブル接続部 端子台 モータ本体： 蒸気試験対象外	
3 B-使用済燃料ピットポンプ	3SFP1B					
3-体積制御タンク出口第1止め弁	3LCV-121B	45	120	耐蒸気性能試験	モータ及び駆動部	
3-緊急ほう酸注入弁	3V-CS-541					
3-体積制御タンク出口第2止め弁	3LCV-121C					
3-充電ポンプ入口燃料取替 用水ピット側入口弁A	3LCV-121D					
3-充電ポンプ入口燃料取替 用水ピット側入口弁B	3LCV-121E					
3-BA, WD および LD エバポ補 機冷却水戻りライン第1止め弁	3V-CC-351					
3-BA, WD および LD エバポ補 機冷却水戻りライン第2止め弁	3V-CC-352					
3-ほう酸注入タンク入口弁A	3V-SI- 032A					
3-ほう酸注入タンク入口弁B	3V-SI- 032B					
3 A-ほう酸ポンプ	3CSP2A					
3 B-ほう酸ポンプ	3CSP2B					

表 1 防護対象設備の確認済耐環境温度の確認結果 (3/9)

機器名称	機器番号	仕様温度 (°C) (設計値)	確認済 耐環境温度 (°C)	確認済 耐環境温度 (°C) の出処	試験	備考
3 A-ほう酸タンク水位 (I)	3LT-206	-40~85	120	耐蒸気性能試験	伝送器	
3 B-ほう酸タンク水位 (II)	3LT-208					
3 A-蓄電池室排気ファン	3VSF31A	40	120	耐蒸気性能試験	低圧ケーブル接続部 端子台 モータ本体： 蒸気試験対象外	
3 B-蓄電池室排気ファン	3VSF31B					
3 A-中央制御室給気ファン	3VSF21A					
3 B-中央制御室給気ファン	3VSF21B					
3 A-非管理区域空調機器室 室内空気温度 (1)	3TS-2930	-10~50	120	耐蒸気性能試験	温度スイッチ	
3 A-非管理区域空調機器室 室内空気温度 (2)	3TS-2931					
3 B-非管理区域空調機器室 室内空気温度 (1)	3TS-2934					
3 B-非管理区域空調機器室 室内空気温度 (2)	3TS-2935					
3 C-非管理区域空調機器室 室内空気温度 (1)	3TS-2950					
3 A-中央制御室給気ファン 出口ダンパ	3D-VS-603A	<ul style="list-style-type: none"> ・オペレータ：80 ・ポジションスイッチ：70 ・電磁弁：40 	<ul style="list-style-type: none"> ・オペレータ：120 ・ポジションスイッチ：120 ・電磁弁：120 	耐蒸気性能試験	オペレータ ポジションスイッチ 電磁弁	
3 B-中央制御室給気ファン 出口ダンパ	3D-VS-603B					
3 A-中央制御室循環風量調節ダンパ流量設定器	3HC-2836	-5~60	120	耐蒸気性能試験	流量設定器	
3 B-中央制御室循環風量調節ダンパ流量設定器	3HC-2837					

表 1 防護対象設備の確認済耐環境温度の確認結果 (4/9)

機器名称	機器番号	仕様温度 (°C) (設計値)	確認済 耐環境温度 (°C)	確認済 耐環境温度 (°C) の出処	試験	備考
3 A - 中央制御室給気ユニット ト冷水温度制御弁	3TCV-2827	40	120	耐蒸気性能試験	リミットスイッチ 減圧弁 ダイヤフラム オペレータ ポジョナ 電磁弁	
3 B - 中央制御室給気ユニット ト冷水温度制御弁	3TCV-2828					
3 A - 中央制御室循環ファン	3VSF20A	40	120	耐蒸気性能試験	低圧ケーブル接続部 端子台 モータ本体： 蒸気試験対象外	
3 B - 中央制御室循環ファン	3VSF20B					
3 A - 中央制御室循環ファン 入口ダンパ	3D-VS-604A	<ul style="list-style-type: none"> ・オペレータ：80 ・ポジョンスイッチ：70 ・電磁弁：40 	<ul style="list-style-type: none"> ・オペレータ：120 ・ポジョンスイッチ：120 ・電磁弁：120 	耐蒸気性能試験	オペレータ ポジョンスイッチ 電磁弁	
3 B - 中央制御室循環ファン 入口ダンパ	3D-VS-604B					
3 A - 中央制御室循環風量調節ダンパ	3HCD-2836	<ul style="list-style-type: none"> ・オペレータ：80 ・ポジョナ：60 ・ポジョンスイッチ：70 ・電磁弁：40 	<ul style="list-style-type: none"> ・オペレータ：120 ・ポジョナ：120 ・ポジョンスイッチ：120 ・電磁弁：120 	耐蒸気性能試験	オペレータポジョナ ポジョンスイッチ 電磁弁	
3 B - 中央制御室循環風量調節ダンパ	3HCD-2837					
3 A - 非管理区域空調機器室 電気ヒータ (3VSE2A) 出口空 気温度 (2)	3TS-2933	55	120	耐蒸気性能試験	電気ヒータ本体： 蒸気試験対象外	
3 B - 非管理区域空調機器室 電気ヒータ (3VSE2B) 出口空 気温度 (2)	3TS-2937					
3 C - 非管理区域空調機器室 室内空気温度 (2)	3TS-2951	-10~50	120	耐蒸気性能試験	温度スイッチ	

表 1 防護対象設備の確認済耐環境温度の確認結果 (5/9)

機器名称	機器番号	仕様温度 (°C) (設計値)	確認済 耐環境温度 (°C)	確認済 耐環境温度 (°C) の出処	試験	備考
3 C - 非管理区域空調機器室 電気ヒータ (3VSE2C) 出口空 気温度 (2)	3TS-2953	55	120	耐蒸気性能試験	電気ヒータ本体： 蒸気試験対象外	
3 D - 非管理区域空調機器室 室内空気温度 (1)	3TS-2954	-10~50	120	耐蒸気性能試験	温度スイッチ	
3 D - 非管理区域空調機器室 電気ヒータ (3VSE2D) 出口空 気温度 (2)	3TS-2957	55	120	耐蒸気性能試験	電気ヒータ本体： 蒸気試験対象外	
3 A - 安全補機開閉器室給気 ファン	3VSF27A	40	120	耐蒸気性能試験	低圧ケーブル接続部 端子台 モータ本体： 蒸気試験対象外	
3 B - 安全補機開閉器室給気 ファン	3VSF27B					
3 A - 非管理区域空調機器室 電気ヒータ	3VSE2A	55	120	耐蒸気性能試験	モータ本体： 蒸気試験対象外 電気ヒータ本体： 蒸気試験対象外	
3 B - 非管理区域空調機器室 電気ヒータ	3VSE2B					
3 C - 非管理区域空調機器室 電気ヒータ	3VSE2C					
3 D - 非管理区域空調機器室 電気ヒータ	3VSE2D					
3 D - 非管理区域空調機器室 室内空気温度 (2)	3TS-2955	-10~50	120	耐蒸気性能試験	温度スイッチ	
3 A - 安全補機開閉器室給気 ユニット冷水温度制御弁	3TCV-2774	40	120	耐蒸気性能試験	リミットスイッチ 減圧弁 ダイヤフラム オペレータ ポジショナ 電磁弁	
3 B - 安全補機開閉器室給気 ユニット冷水温度制御弁	3TCV-2775					

表 1 防護対象設備の確認済耐環境温度の確認結果 (6/9)

機器名称	機器番号	仕様温度 (°C) (設計値)	確認済 耐環境温度 (°C)	確認済 耐環境温度 (°C) の出処	試験	備考
3 A - 燃料取替用水ポンプ	3RFP1A	40	120	耐蒸気性能試験	低圧ケーブル接続部 端子台 モータ本体： 蒸気試験対象外	
3 B - 燃料取替用水ポンプ	3RFP1B					
3 - 燃料取替用水ピット水位 (I)	3LT-1400	-40~85	120	耐蒸気性能試験	伝送器	
3 - 燃料取替用水ピット水位 (II)	3LT-1401					
3 A - アニュラス排気ダンパ	3D-VS-101A	<ul style="list-style-type: none"> ・オペレータ：60 ・ポジションスイッチ：70 ・電磁弁：- ・減圧弁：60 	<ul style="list-style-type: none"> ・オペレータ：120 ・ポジションスイッチ：120 ・電磁弁：120 ・減圧弁：120 	耐蒸気性能試験	オペレータ ポジションスイッチ 電磁弁 減圧弁	
3 B - アニュラス排気ダンパ	3D-VS-101B					
3 - 格納容器圧力 (I)	3PT-590	-40~85	120	耐蒸気性能試験	伝送器	
3 - 格納容器圧力 (II)	3PT-591					
3 - 格納容器圧力 (III)	3PT-592					
3 - 格納容器圧力 (IV)	3PT-593					
3 A - 制御用空気 C/V 外側隔離弁	3V-IA-510A	45	120	耐蒸気性能試験	モータ及び駆動部	
3 B - 制御用空気 C/V 外側隔離弁	3V-IA-510B					
3 - 1次冷却材ポンプ封水戻りライン C/V 外側隔離弁	3V-CS-255					
3 A - 格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔離弁	3V-CP-013A					
3 B - 格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔離弁	3V-CP-013B					

表 1 防護対象設備の確認済耐環境温度の確認結果 (7/9)

機器名称	機器番号	仕様温度 (°C) (設計値)	確認済 耐環境温度 (°C)	確認済 耐環境温度 (°C) の出処	試験	備考
3 A-アニュラス空気浄化ファン	3VSF9A	40	120	耐蒸気性能試験	低圧ケーブル接続部 端子台 モータ本体： 蒸気試験対象外	
3 B-アニュラス空気浄化ファン	3VSF9B					
3 A-アニュラス少量排気弁	3V-VS-103A	<ul style="list-style-type: none"> ・オペレータ：62 ・リミットスイッチ：62 ・電磁弁：62 ・減圧弁：62 	<ul style="list-style-type: none"> ・オペレータ：120 ・リミットスイッチ：120 ・電磁弁：120 ・減圧弁：120 	耐蒸気性能試験	オペレータ リミットスイッチ 電磁弁 減圧弁	
3 A-アニュラス戻りダンパ	3PCD-2373	<ul style="list-style-type: none"> ・オペレータ：60 ・ポジションスイッチ：70 ・電磁弁：- ・減圧弁：60 	<ul style="list-style-type: none"> ・オペレータ：120 ・ポジションスイッチ：120 ・電磁弁：120 ・減圧弁：120 	耐蒸気性能試験	オペレータ ポジションスイッチ 電磁弁 減圧弁	
3 B-アニュラス戻りダンパ	3PCD-2393					
3-よう素除去薬品タンク注入Aライン止め弁	3V-CP-054A	45	120	耐蒸気性能試験	モータ及び駆動部	
3-よう素除去薬品タンク注入Bライン止め弁	3V-CP-054B					
3-余剰抽出冷却器等補機冷却水入口 C/V 外側隔離弁	3V-CC-422					
3-余剰抽出冷却器等補機冷却水出口 C/V 外側隔離弁	3V-CC-430					
3-1次冷却材ポンプ補機冷却水入口止め弁	3V-CC-501					
3-1次冷却材ポンプ補機冷却水入口 C/V 外側隔離弁	3V-CC-503					
3-1次冷却材ポンプ補機冷却水出口 C/V 外側隔離弁	3V-CC-528					

表 1 防護対象設備の確認済耐環境温度の確認結果 (8/9)

機器名称	機器番号	仕様温度 (°C) (設計値)	確認済 耐環境温度 (°C)	確認済 耐環境温度 (°C) の出処	試験	備考
3 A - 中央制御室外気取入風 量調節ダンパ流量設定器	3HC-2823	-5~60	120	耐蒸気性能試験	流量設定器	
3 B - 中央制御室外気取入風 量調節ダンパ流量設定器	3HC-2824					
3 A - 中央制御室事故時外気 取入風量調節ダンパ流量設定 器	3HC-2850					
3 B - 中央制御室事故時外気 取入風量調節ダンパ流量設定 器	3HC-2851					
3 A - 中央制御室非常用循環 ファン出口空気流量	3FS-2867	-10~70	120	耐蒸気性能試験	流量スイッチ	
3 B - 中央制御室非常用循環 ファン出口空気流量	3FS-2868					
3 A - 中央制御室非常用循環 ファン入口ダンパ	3D-VS-602A	<ul style="list-style-type: none"> ・オペレータ : 80 ・ポジション スイッチ : 70 ・電磁弁 : 40 	<ul style="list-style-type: none"> ・オペレータ : 120 ・ポジションス イッチ : 120 ・電磁弁 : 120 	耐蒸気性能試験	オペレータ ポジションスイッチ 電磁弁	
3 B - 中央制御室非常用循環 ファン入口ダンパ	3D-VS-602B					
3 A - 中央制御室外気取入風 量調節ダンパ	3HCD-2823	<ul style="list-style-type: none"> ・オペレー タ : 80 ・ポジョ ナ : 60 ・ポジション スイッチ : 70 ・電磁弁 : 40 	<ul style="list-style-type: none"> ・オペレータ : 120 ・ポジョナ : 120 ・ポジションス イッチ : 120 ・電磁弁 : 120 	耐蒸気性能試験	オペレータ ポジョナ ポジションスイッチ 電磁弁	
3 B - 中央制御室外気取入風 量調節ダンパ	3HCD-2824					
3 A - 中央制御室事故時外気 取入風量調節ダンパ	3HCD-2850					
3 B - 中央制御室事故時外気 取入風量調節ダンパ	3HCD-2851					
3 A - 中央制御室非常用循環 ファン	3VSF22A	40	120	耐蒸気性能試験	低圧ケーブル接続部 端子台 モータ本体 : 蒸気試験対象外	
3 B - 中央制御室非常用循環 ファン	3VSF22B					

表 1 防護対象設備の確認済耐環境温度の確認結果 (9/9)

機器名称	機器番号	仕様温度 (°C) (設計値)	確認済 耐環境温度 (°C)	確認済 耐環境温度 (°C) の出処	試験	備考
3 A, B-C/V 再循環ユニット補機冷却水 入口 C/V 外側隔離弁	3V-CC- 203A	40	120	耐蒸気性能試験	モータ及び駆動部	
3 C, D-C/V 再循環ユニット補機冷却水 入口 C/V 外側隔離弁	3V-CC- 203B					
3 A-C/V 再循環ユニット補機冷却水出口 C/V 外側隔離弁	3V-CC- 208A					
3 B-C/V 再循環ユニット補機冷却水出口 C/V 外側隔離弁	3V-CC- 208B					
3 C-C/V 再循環ユニット補機冷却水出口 C/V 外側隔離弁	3V-CC- 208C					
3 D-C/V 再循環ユニット補機冷却水出口 C/V 外側隔離弁	3V-CC- 208D					

II. 想定破損に伴う蒸気影響評価結果について

蒸気評価配管の想定破損に伴う蒸気漏えい及びその緩和対策を考慮した環境への影響についてGOTHIC コードによる蒸気拡散解析を実施し、防護対象設備の確認済耐環境温度以下に制限できていることを確認した結果を別表1に示す。別表1の記載の読み方は以下のとおり。

防護対象設備名称とその設置場所及び蒸気漏えい時に最も影響を与える対象系統を記載
・「評価区画」とは、防護対象設備のある解析区画のこと

解析結果のうち、防護対象設備の環境が最も悪化する結果を記載
・「破損区画」とは、想定破損箇所のある解析区画のこと
・補助蒸気系は、自動検知、自動隔離を反映して解析
・化学体積制御系（抽出配管）は、手動隔離を反映して解析
・グラフの赤実線は完全全周破断、青実線は1/4Dt貫通クラックで解析

解析結果、防護対象設備の環境が最も悪化した際の温度・湿度

赤実線：完全全周破断
青実線：1/4Dt貫通クラック
黒実線：全周破断（片側放出）

想定破損箇所 系統	場所	評価 区画	防護対象設備		環境解析結果 (Max値)		環境解析結果(グラフ)
			名称	番号	温度 (°C)	湿度 (%RH)	温度
CVCS 抽出ライン	A/B 17.8m	Cf-12	3 A-ほう酸タンク水位 (I)	3LT-206	59	56	<p>溢水源：CVCS 3B 一般部 破損区画：Cf-31</p>  <p>手動隔離により蒸気放出停止する。約30分後の空調復旧により蒸気影響が及び、一時的に温度上昇しピーク温度59°Cに達するが、その後温度は低下する。</p>
ASS	A/B 10.3m	Bf-13	3-よう素除去薬品タンク注入 Aライン止め弁	3V-CP-054A	81	99	<p>溢水源：ASS 1・1/2B 一般部 破損区画：Bf-13</p>  <p>検知（約16分）＋隔離により約35分後に蒸気放出停止し、ピーク温度81°Cに達する。その後、約46分後に空調復旧し、温度は低下する。</p>

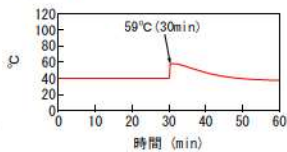
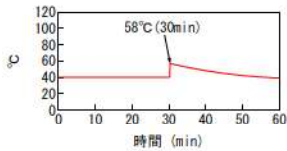
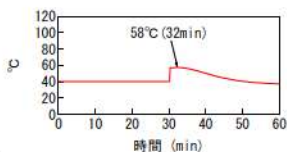
<系統略称>

CVCS 抽出ライン：化学体積制御系（抽出配管）

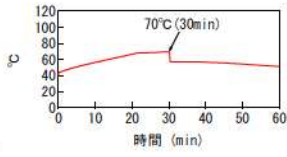
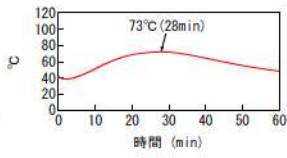
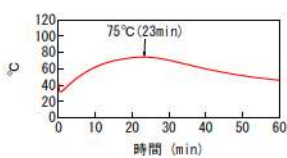
ASS：補助蒸気系

泊発電所 3 号炉 想定破損に伴う蒸気影響評価結果

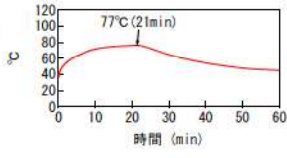
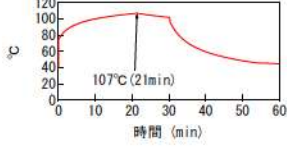
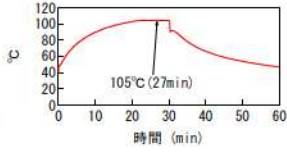
赤実線 : 完全全周破断
 青実線 : 1/4t 貫通クラック
 黒実線 : 全周破断 (片側放出)

想定破損箇所 系統	場所	評価 区画	防護対象設備		環境解析結果 (Max値)		環境解析結果 (グラフ) 温度
			名称	番号	温度 (°C)	湿度 (%RH)	
CVCS 抽出ライン	A/B 17.8m	Cf-12	3 A-ほう酸タンク水位 (I)	3LT-206	59	56	溢水源 : CVCS 3B 一般部 破損区画 : Cf-31 
			3 B-ほう酸タンク水位 (II)	3LT-208			
		Cf-14	3-ほう酸注入タンク 入口弁A	3V-S1-032A	58	48	溢水源 : CVCS 3B 一般部 破損区画 : Cf-31 
			3-ほう酸注入タンク 入口弁B	3V-S1-032B			
		Cf-15	3 A-ほう酸ポンプ	3CSP2A	58	57	溢水源 : CVCS 3B 一般部 破損区画 : Cf-31 
			3 B-ほう酸ポンプ	3CSP2B			

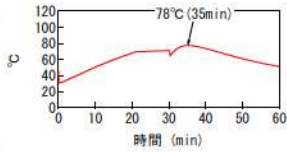
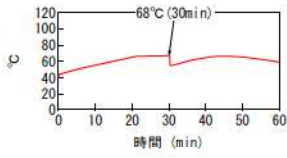
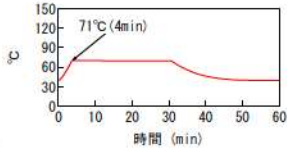
赤実線 : 完全全周破断
 青実線 : 1/4t 貫通クラック
 黒実線 : 全周破断 (片側放出)

想定破損箇所 系統	場所	評価 区画	防護対象設備		環境解析結果 (Max値)		環境解析結果 (グラフ)
			名称	番号	温度 (°C)	湿度 (%RH)	温度
CVCS 抽出ライン	R/B 17.8m	Cf-27	3-格納容器圧力 (I)	3PT-590	70	97	溢水源 : CVCS 3B 一般部 破損区画 : Cf-31  手動隔離により蒸気放出停止する。破損後から蒸気影響が及び、約30分後に70°Cに達する。約30分後に空調復旧し、温度は低下する。
			3-格納容器圧力 (II)	3PT-591			
		Cf-28	3B-制御用空気ヘッダ圧力 (IV)	3PT-1810	73	100	溢水源 : CVCS 3B 非再生冷却器 入口管台 破損区画 : Cf-24  手動隔離により蒸気放出停止する。破損後から蒸気影響が及び、約28分後に73°Cに達する。その後空調の効果により温度は低下する。
			3B-制御用空気C/V 外側隔離弁	3V-1A-510B			
		Cf-29	3-格納容器圧力 (III)	3PT-592	75	100	溢水源 : CVCS 3B 非再生冷却器 入口管台 破損区画 : Cf-24  手動隔離により蒸気放出停止する。破損後から蒸気影響が及び、約23分後に75°Cに達する。その後空調の効果により温度は低下する。

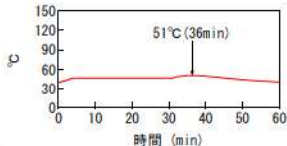
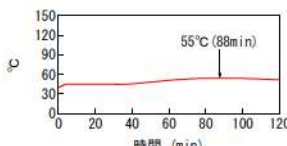
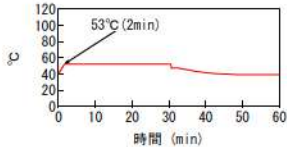
赤実線 : 完全全周破断
 青実線 : 1/4t 貫通クラック
 黒実線 : 全周破断 (片側放出)

想定破損箇所 系統	場所	評価 区画	防護対象設備		環境解析結果 (Max値)		環境解析結果 (グラフ) 温度
			名称	番号	温度 (°C)	湿度 (%RH)	
CVCS 抽出ライン	R/B 17.8m	Cf-30	3 A-制御用空気ヘッダ圧力 (III)	3PT-1800	77	100	溢水源 : CVCS 3B 非再生冷却器 入口管台 破損区画 : Cf-24  手動隔離により蒸気放出停止する。破損後から蒸気影響が及び、約21分後に77°Cに達する。その後空調の効果により温度は低下する。
			3-格納容器圧力 (IV)	3PT-593			
			3 A-制御用空気C/V 外側隔離弁	3V-1A-510A			
	R/B 17.8m	Cf-31	3-充てんラインC/V 外側止め弁	3V-CS-175	107	100	溢水源 : CVCS 3B 一般部 破損区画 : Cf-31  手動隔離により蒸気放出停止する。破損後から蒸気影響が及び、約21分後に107°Cに達する。約30分後に空調復旧し、温度は低下する。
			3-充てんラインC/V 外側隔離弁	3V-CS-177			
			3-1次冷却材ポンプ封水戻り ラインC/V外側隔離弁	3V-CS-255			
	中間床	Cf-32	3-ほう酸注入タンク出口 C/V外側隔離弁A	3V-SI-036A	105	100	溢水源 : CVCS 3B 一般部 破損区画 : Cf-31  手動隔離により蒸気放出停止する。破損後から蒸気影響が及び、約27分後に105°Cに達する。約30分後に空調復旧し、温度は低下する。
			3-ほう酸注入タンク出口 C/V外側隔離弁B	3V-SI-036B			
			3-補助高圧注入ライン C/V外側隔離弁	3V-SI-051			
			3 A-格納容器スプレイ冷却器 出口C/V外側隔離弁	3V-CP-013A			
			3 B-格納容器スプレイ冷却器 出口C/V外側隔離弁	3V-CP-013B			

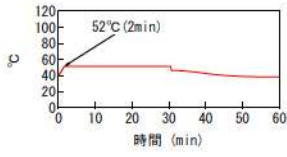
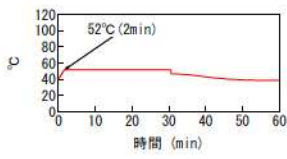
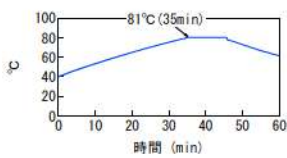
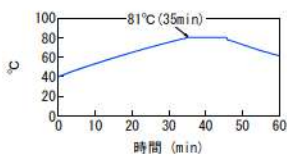
赤実線 : 完全全周破断
 青実線 : 1/4t 貫通クラック
 黒実線 : 全周破断 (片側放出)

想定破損箇所 系統	場所	評価 区画	防護対象設備		環境解析結果 (Max値)		環境解析結果 (グラフ)
			名称	番号	温度 (°C)	湿度 (%RH)	温度
CVCS 抽出ライン	R/B 33.1m	Cf-35	3 A-アニュラス排気ダンパ	3D-VS-101A	78	100	溢水源 : CVCS 3B 一般部 破損区画 : Cf-31  手動隔離により蒸気放出停止する。約30分後の空調復旧により蒸気影響が及び、一時的に温度上昇しピーク温度78°Cに達するが、その後温度は低下する。
			3 B-アニュラス排気ダンパ	3D-VS-101B			
			3 A-アニュラス空気浄化 ファン	3VSF9A			
			3 B-アニュラス空気浄化 ファン	3VSF9B			
抽出ライン	R/B 40.3m	Cf-36	3 A-アニュラス少量排気弁	3V-VS-103A	68	100	溢水源 : CVCS 3B 一般部 破損区画 : Cf-31  手動隔離により蒸気放出停止する。破損後から蒸気影響が及び、約30分後に68°Cに達する。約30分後に空調復旧し、温度は低下する。
			3 A-アニュラス戻りダンパ	3PCD-2373			
			3 B-アニュラス戻りダンパ	3PCD-2393			
ASS	A/B 2.3m 2.8m	Af-7	3 A-余熱除去冷却器 補機冷却水出口弁	3V-CC-117A	71	89	溢水源 : ASS 3/4B 一般部 破損区画 : Af-4  検知 (約40秒) + 隔離により約4分後に蒸気放出停止し、ピーク温度71°Cに達する。その後、約31分後に空調復旧し、温度は低下する。
			3 A-格納容器スプレイ 冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-177A			

赤実線 : 完全全周破断
 青実線 : 1/4t 貫通クラック
 黒実線 : 全周破断 (片側放出)

想定破損箇所 系統	場所	評価 区画	防護対象設備		環境解析結果 (Max値)		環境解析結果 (グラフ) 温度			
			名称	番号	温度 (°C)	湿度 (%RH)				
ASS	A/B 2.3m 2.8m	Af-10	3 B-余熱除去冷却器 補機冷却水出口弁	3V-CC-117B	51	79	溢水源 : ASS 3/4B 一般部 破損区画 : Af-4  検知 (約40秒) + 隔離により約4分後に蒸気放出停止する。約31分後の空調復旧により蒸気影響が及び、一時的に温度上昇しピーク温度51°Cに達するが、その後温度は低下する。			
			3 B-格納容器スプレイ 冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-177B						
		Af-11	3 A-余熱除去ポンプ 出口流量 (I)	3FT-601				55	100	溢水源 : ASS 3/4B 一般部 破損区画 : Af-4  検知 (約40秒) + 隔離により約4分後に蒸気放出停止する。約31分後の空調復旧により蒸気影響が及び、一時的に温度上昇しピーク温度55°Cに達するが、その後温度は低下する。
			3 B-余熱除去ポンプ 出口流量 (II)	3FT-611						
	A/B 10.3m	Bf-9	3 A-充てんポンプ	3CSP1A	53	51	溢水源 : ASS 1・1/2B 一般部 破損区画 : Bf-2  検知 (約20秒) + 隔離により約2分後に蒸気放出停止し、ピーク温度53°Cに達する。その後、約31分後に空調復旧し、温度は低下する。			

赤実線 : 完全全周破断
 青実線 : 1/4t 貫通クラック
 黒実線 : 全周破断 (片側放出)

想定破損箇所 系統	場所	評価 区画	防護対象設備		環境解析結果 (Max値)		環境解析結果 (グラフ)
			名称	番号	温度 (°C)	湿度 (%RH)	温度
ASS	A/B 10.3m	Bf-11	3 B-充てんポンプ	3CSP1B	52	52	溢水源: ASS 1・1/2B 一般部 破損区画: Bf-2  <p>検知 (約20秒) + 隔離により約2分後に蒸気放出停止し、ピーク温度52°Cに達する。その後、約31分後に空調復旧し、温度は低下する。</p>
		Bf-12	3 C-充てんポンプ	3CSP1C	52	51	溢水源: ASS 1・1/2B 一般部 破損区画: Bf-2  <p>検知 (約20秒) + 隔離により約2分後に蒸気放出停止し、ピーク温度52°Cに達する。その後、約31分後に空調復旧し、温度は低下する。</p>
		Bf-13	3-よう素除去薬品タンク注入 Aライン止め弁	3V-CP-054A	81	99	溢水源: ASS 1・1/2B 一般部 破損区画: Bf-13  <p>検知 (約16分) + 隔離により約35分後に蒸気放出停止し、ピーク温度81°Cに達する。その後、約46分後に空調復旧し、温度は低下する。</p>
3-よう素除去薬品タンク注入 Bライン止め弁	3V-CP-054B		溢水源: ASS 1・1/2B 一般部 破損区画: Bf-13  <p>検知 (約16分) + 隔離により約35分後に蒸気放出停止し、ピーク温度81°Cに達する。その後、約46分後に空調復旧し、温度は低下する。</p>				