

V-1-1-8 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書

目次

資料V-1-1-8-1 溢水等による損傷防止の基本方針

資料V-1-1-8-2 防護すべき設備の設定

資料V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定

資料V-1-1-8-4 溢水影響に関する評価

資料V-1-1-8-5 溢水防護施設の詳細設定

V-1-1-8-1 溢水等による損傷防止の基本方針

目次

1. 概要 1

2. 溢水等による損傷防止の基本方針 1

 2.1 防護すべき設備の設定 2

 2.2 溢水評価条件の設定 3

 2.3 溢水評価及び防護設計方針 5

 2.4 溢水防護に関する施設の設計方針 8

3. 適用規格 12

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第12条及び第54条並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に適合する設計とするため、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備が発電所施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合に、防護処置その他の適切な処置を講じることを説明するものである。

2. 溢水等による損傷防止の基本方針

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（平成26年8月6日原規技発 第1408064 号 原子力規制委員会決定）」（以下「評価ガイド」という。）を参照し、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに、使用済燃料プールにおいては、使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。また、溢水の影響により発電用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」に基づき必要な機器の単一故障を考慮し、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、炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とする。

これらの機能を維持するために必要な設備（以下「溢水防護対象設備」という。）について、これら設備が、没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。

重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないように、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図り、没水影響に対しては溢水水位を考慮した位置に設置又は保管する。

防護対象設備及び重大事故等対処設備を防護すべき設備とし、設定方針を「2.1 防護すべき設備の設定」に示す。溢水評価を実施するに当たり、溢水源及び溢水量を、想定する機器の破損等により生じる溢水（以下「想定破損による溢水」という。）、発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「消火水の放水による溢水」という。）並びに地震に起因する機器の破損及び使用済燃料プールのスロッシングにより生じる溢水（以下「地震起因による溢水」という。）を踏まえ設定する。また、溢水防護に対する評価対象区画（以下「溢水防護区画」という。）及び溢水経路は、溢水防護区画内外で発生を想定する溢水に対して、当該区画内の溢水水位が最も高くなるように設定する。

溢水源、溢水量、溢水防護区画及び溢水経路の設定方針を「2.2 溢水評価条件の設

定」に示す。

溢水評価では、没水、被水及び蒸気の影響を受けて要求される機能を損なうおそれがある防護すべき設備に対して、溢水影響評価を実施する。具体的な評価及び設計方針を、「2.3.1 没水の影響に対する評価及び防護設計方針」、「2.3.2 被水の影響に対する評価及び防護設計方針」及び「2.3.3 蒸気影響に対する評価及び防護設計方針」に示す。

使用済燃料プールの機能維持に関しては、発生を想定する溢水の影響を受けて、使用済燃料プール冷却系統及び給水系統が要求される機能を損なうおそれがないことを評価する。具体的な評価及び設計方針を、「2.3.4 使用済燃料プールの機能維持に関する評価及び防護設計方針」に示す。

溢水防護区画を内包する建屋外から溢水が流入するおそれがある場合には、防護対策により溢水の流入を防止する。具体的な評価及び設計方針を、「2.3.5 溢水防護区画を内包する建屋外からの流入防止に関する溢水評価及び防護設計方針」に示す。

発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体が漏えいするおそれがある場合には、放射性物質を含む液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。管理区域外への漏えい防止に関する評価方針を「2.3.6 管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価及び防護設計方針」に示す。

防護すべき設備が発生を想定する溢水により要求される機能を損なうおそれがある場合、又は放射性物質を含む液体が管理区域外に漏えいするおそれがある場合には、防護対策その他の適切な処置を実施する。実施する防護対策その他の適切な処置の設計方針を「2.4 溢水防護に関する施設の設計方針」に示す。

溢水評価条件の変更により評価結果が影響を受けないことを確認するために、溢水防護区画において、各種対策設備の追加及び資機材の持込みにより評価条件としている可燃性物質の量及び滞留面積に見直しがある場合は、溢水評価への影響確認を行うこととし、保安規定に定めて管理する。

2.1 防護すべき設備の設定

評価ガイドを踏まえ、以下の通り防護対象設備を設定する。

- (1) 重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備
 - ・原子炉の高温停止、低温停止に必要な設備
 - ・原子炉の低温停止維持を達成するために必要な設備
 - ・放射性物質の閉じ込め機能及びその維持を達成するために必要な設備
- (2) 使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を適切に維持するために必要な設備

また、重大事故等対処設備についても溢水から防護すべき設備として設定する。防護すべき設備の設定の具体的な内容を資料V-1-1-8-2「防護すべき設備

の設定」に示す。

2.2 溢水評価条件の設定

(1) 溢水源及び溢水量の設定

溢水源及び溢水量は、想定破損による溢水、消火水の放水による溢水及び地震起因による溢水を踏まえ設定する。また、その他の要因による溢水として、地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等により生じる溢水（以下「その他の溢水」という。）の影響も評価する。

想定破損による溢水では、評価ガイドを参照し、高エネルギー配管は「完全全周破断」、低エネルギー配管は「配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック（以下「貫通クラック」という。）」の破損を想定した評価とし、想定する破損箇所は溢水影響が最も大きくなる位置とする。

ただし、高エネルギー配管については、ターミナルエンドを除き、応力評価の結果により発生応力が許容応力の0.4倍を超え0.8倍以下であれば「貫通クラック」による溢水を想定した評価とし、0.4倍以下であれば破損は想定しない。

低エネルギー配管については、配管の発生応力が許容応力の0.4倍以下であれば破損は想定しない。具体的には、高エネルギー配管のうち、貫通クラックを想定する原子炉隔離時冷却系蒸気配管及び廃棄物処理棟の所内蒸気配管の一般部（1Bを超える。）は、発生応力が許容応力の0.8倍以下を確保する設計とする。

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

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

消火水の放水による溢水では、消火活動に伴う消火栓からの放水量を溢水量として設定する。消火栓以外の設備としては、スプリンクラや格納容器スプレイ系統があるが、防護すべき設備が設置される建屋には、スプリンクラは設置しない設計とする。防護すべき設備が設置されている建屋外のスプリンクラに対しては、防護すべき設備が設置される建屋への溢水経路に、溢水により発生する水压に対して止水性（以下「止水性」という。）を有する貫通部止水処置を実施することから溢水源として設定しない。

格納容器スプレイ系統の作動により発生する溢水については、原子炉格納容

器内の防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とし、詳細は資料V-1-1-6「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の「2.3 環境条件等」に示す。また、格納容器スプレイ系統は、作動信号系の単一故障により誤作動しないように設計されることから、誤作動による溢水は想定しない。

地震起因による溢水では、流体を内包することで溢水源となり得る機器のうち、基準地震動 S_s による地震力により破損するおそれがある機器からの漏水及び使用済燃料プールのスロッシングによる漏水を溢水源として設定する。その際、破損を想定する容器は全保有水量の流出、配管は完全全周破断による流出流量を考慮する。耐震Sクラス機器については、基準地震動 S_s による地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しない。また、耐震B、Cクラス機器のうち、耐震対策工事の実施あるいは設計上の裕度の考慮により、基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性が確保されているものについては溢水源として想定しない。

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

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

また、地震以外の自然現象により発生する溢水及び機器の誤作動等による漏えい事象による溢水についても防護すべき設備が溢水の影響を受けて要求される機能を損なうおそれがない設計とする。

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

(2) 溢水防護区画及び溢水経路の設定

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

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

溢水経路は、溢水防護区画内外で発生を想定する溢水に対して、当該区画内の溢水水位が最も高くなるように設定する。消火活動により区画の扉を開放する場合は、開放した扉からの消火水の伝播を考慮した溢水経路とする。火災により壁貫通部止水処置の機能を損なうおそれがある場合でも、当該貫通部からの消火水の伝播により、防護すべき設備が溢水の影響を受けて要求される機能を損なうおそれがない設計とする。

また、溢水経路を構成する水密扉については、閉止状態を確実にするため、中央制御室における閉止状態の確認、開放後の確実な閉止操作及び閉止さ

れていない状態が確認された場合の閉止操作の手順書の整備を行うこととし、保安規定に定めて管理する。

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

2.3 溢水評価及び防護設計方針

2.3.1 没水の影響に対する評価及び防護設計方針

発生を想定する溢水量，溢水防護区画及び溢水経路から算出される溢水水位と，防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を評価し，防護すべき設備が没水の影響により要求される機能を損なうおそれがないことを評価する。また，溢水の流入状態，溢水源からの距離，人のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し，機能喪失高さは，溢水水位に対して裕度を確保する設計とする。具体的には，防護すべき設備の機能喪失高さが溢水防護区画ごとに算出される溢水水位に対して200 mm以上の裕度を確保する設計とする。

防護すべき設備が溢水による水位に対し機能喪失高さを確保できないおそれがある場合は，壁，扉，堰等による流入防止対策若しくは溢水防護対象設備周囲に浸水防護堰を設置し，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに，溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。止水性を維持する浸水防護施設については，試験又は机上評価にて止水性を確認する設計とする。

また，可搬型重大事故等対処設備は，設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る設計とする。

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

2.3.2 被水の影響に対する評価及び防護設計方針

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

防護すべき設備が浸水に対する保護構造（以下「保護構造」という。）を有することで要求される機能を損なうおそれがないと評価する場合は，評価された被水条件を考慮しても機能を損なうおそれがないことを設計時に確認し，保護構造を維持するための保守管理を実施する。

防護すべき設備の多重化・多様化あるいは分散配置により同時に機能喪失しない設計又は水消火を行わない消火手段（固定式消火設備等による消火）を採用することにより，被水の影響が発生しない設計とする。

また、水消火を行う場合には、水消火による被水の影響を最小限に止めるため、防護すべき設備に対して不用意な放水を行わないことを消火活動における運用及び留意事項として「火災防護計画」に定める。

被水影響評価の具体的な内容を資料V-1-1-8-4「溢水影響に関する評価」
「2.2 被水影響に対する評価」に示す。

2.3.3 蒸気影響に対する評価及び防護設計方針

溢水防護区画内で発生を想定する漏えい蒸気、区画間を拡散する漏えい蒸気及び破損想定箇所近傍での漏えい蒸気の直接噴出による影響を、設定した空調条件や解析区画条件により評価し、防護すべき設備が蒸気影響により要求される機能を損なうおそれがないことを評価する。

漏えい蒸気による影響が蒸気曝露試験又は机上評価により設備の健全性が確認されている条件を超え、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがある場合には、漏えい蒸気影響を緩和するための対策を実施する。また、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る設計とする。

蒸気影響評価において期待する溢水防護対策を以下に示す。

漏えい蒸気影響を緩和するために、蒸気漏えいを早期自動検知し、隔離（直ちに環境温度が上昇し、健全性が確認されている条件を超えるおそれがある場合は自動隔離、それ以外は中央制御室からの遠隔手動隔離）を行うために、自動検知・遠隔隔離システム（温度検出器、蒸気遮断弁、検知制御盤及び検知監視盤）を設置する。蒸気漏えいの自動検知及び隔離だけでは防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがある配管破断想定箇所には防護カバーを設置し、防護カバーと配管のすき間を設定することで漏えい蒸気影響を緩和する。

漏えい蒸気による環境条件に対する耐性を蒸気曝露試験又は机上評価する。

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

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

2.3.4 使用済燃料プールの機能維持に関する評価及び防護設計方針

使用済燃料プールに関しては、発生を想定する溢水の影響を受けても、使用済燃料プール冷却系統及び給水系統に要求される機能が損なわれるおそれがないことを評価する。具体的には、基準地震動 S_s による地震力によって生じるスロッシング後の使用済燃料プール水位が、使用済燃料プールの冷却機能（水温65℃以下）の維持に必要な水位並びに保安規定で定めた管理区域内における特別措置を講じる基準である線量率（ ≤ 1.0 mS/v）を満足する水位を上回ることを評価する。

また、スロッシングによる溢水（その他機器の地震起因による溢水を含む。）

の影響を受けて、使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能の維持に必要な機器が要求される機能を損なうおそれがないことを評価する。

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

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

使用済燃料プール機能維持評価の具体的な内容を資料V-1-1-8-4「溢水影響に関する評価」「2.4 使用済燃料プールの機能維持に関する溢水評価」に示す。

2.3.5 溢水防護区画を内包する建屋外からの流入防止に関する溢水評価及び防護設計方針

溢水防護区画を内包する建屋（海水ピットポンプ室を含む。）において、建屋外で発生を想定する溢水が、建屋内の溢水防護区画に流入するおそれがある場合には、壁、扉、堰等により建屋内への流入を防止する設計とし、防護すべき設備が要求される機能を損なわない設計とする。

地下水については、地震時の排水ポンプの停止により建屋周囲の水位が周辺の地下水位まで上昇することを想定し、建屋外周部における壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止する設計とする。

溢水防護区画を内包する建屋外からの流入防止に関する溢水評価の具体的な内容を資料V-1-1-8-4「溢水影響に関する評価」「3. 溢水防護区画を内包する建屋外からの流入防止」に示す。

また、敷地に遡上する津波については、敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋・区画等の境界において対策を講ずる設計とする。

2.3.6 管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価及び防護設計方針

発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管が破損することにより、発生を想定する放射性物質を含む液体について、溢水量、溢水防護区画及び溢水経路により溢水水位を算出し、放射性物質を含む液体が管理区域外へ漏えいすることを防止し伝播するおそれがないことを評価する。

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

評価で期待する溢水防護対策として、漏えいする溢水水位を上回る高さを有する伝播防止処置を実施し、放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播しない設計とする。

管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価の具体的な内容を資料V-1-1-8-4「溢水影響に関する評価」「2.5 管理区域外への漏えい防止に関する溢水評

価」に示す。

2.4 溢水防護に関する施設の設計方針

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

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

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

2.4.1 溢水伝播を防止する設備

(1) 水密扉

原子炉棟内で発生を想定する溢水が、溢水防護区画へ伝播しない設計とするために、止水性を有する原子炉建屋残留熱除去系A系ポンプ室水密扉、原子炉建屋原子炉隔離時冷却系室北側水密扉、原子炉建屋原子炉隔離時冷却系室南側水密扉及び原子炉建屋高压炉心スプレイポンプ室水密扉（以下「原子炉建屋地下2階水密扉」という。）を設置する。

原子炉建屋地下2階水密扉は、発生を想定する溢水水位による静水圧に対し、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。また、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対して、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

原子炉建屋周辺まで到達する敷地に遡上する津波が原子炉建屋内及び電源設備設置エリア及び常設代替高压電源装置用カルバート内へ伝播しない設計とするために、原子炉建屋1階外壁の開口部に、止水性を有する原子炉建屋原子炉棟水密扉、原子炉建屋附属棟東側水密扉、原子炉建屋附属棟西側水密扉、原子炉建屋附属棟南側水密扉、原子炉建屋附属棟北側水密扉1及び原子炉建屋附属棟北側水密扉2（以下「原子炉建屋1階水密扉」という。）並びに常設代替高压電源装置用カルバート（立坑部）に常設代替高压電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉を設置する。

上記水密扉は、敷地に遡上する津波の最大浸水深による静水圧に対し、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。また、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対して、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

(2) 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等（区画分離壁）

火災防護設備において、火災防護対象機器等の系統分離による影響軽減対策として、互いに相違する系列の火災防護対象機器等を、火災耐久試験により 3 時間以上の耐火能力を確認した隔壁等で分離する設計とする。

上記隔壁において、原子炉棟地下1階、地上1階、地上2階、地上3階及び地上4階に設ける東西を区画分離する壁については、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

(3) 溢水拡大防止堰

原子炉棟内にて発生を想定する溢水が没水影響評価において考慮された区画外へ伝播しない設計とするために溢水拡大防止堰を設置する。

漏えい溢水拡大防止堰は、発生を想定する溢水水位による静水圧に対し、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。また、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対して、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

(4) 浸水防止止水板

原子炉棟内にて発生を想定する溢水により、防護対象設備が没水し安全機能を損なうことのない設計とするため、浸水防止止水板を設置する。

浸水防止止水板は、発生を想定する溢水水位による静水圧に対し、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。また、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対して、浸水を防止する機能を維持する設計とする。

(5) 逆流防止装置

原子炉棟内で滞留する溢水が、原子炉棟内の部屋化された溢水防護区域へ伝播しない設計とするために、止水性を有する逆流防止装置を設置する。

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

(6) 貫通部止水処置

溢水防護区画を内包する建屋外及び海水ポンプ室周辺にて発生を想定する溢水が溢水防護区画へ伝播しない設計とするため、貫通部止水処置を実施する。また、重大事故等対処設備を内包する建屋・区画境界の配管等貫通部に対して、敷地に遡上する津波による溢水を伝播しない設計とするため、貫通部止水処置を実施する。

貫通部止水処置は、発生を想定する溢水水位及び敷地に遡上する津波の最大浸水深による静水圧に対し、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。また、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対して、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

(7) 漏洩検知及び隔離システム

タービン建屋及び海水ポンプ室内で発生を想定する配管破断時の溢水が、想定する溢水区画外への伝播させない設計とするため、漏洩検知及び隔離システムを設置する。

漏洩検知及び隔離システムは、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対して、溢水量を制限する機能を維持する設計とする。

(8) 海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋

海水ポンプエリア周辺で発生を想定する溢水が海水ポンプへ伝播しない設計とするため、海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋を設置する。

海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋は、発生を想定する溢水水位による静水圧に対し、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。また、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、浸水を防止する機能を維持する設計とする。

(9) 格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ

格納容器圧力逃がし装置格納槽に到達する敷地に遡上する津波が格納容器圧力逃がし装置格納槽内に伝播しない設計とするため、格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチを設置する。

格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチは、敷地に遡上する津波の最大浸水深による静水圧に対し、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。また、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、浸水を防止する機能を維持する設計とする。

(10) 緊急用海水ポンプピット浸水防止設備

緊急用海水ポンプピットに到達する敷地に遡上する津波が緊急用海水ポンプピット内に伝播しない設計とするため、緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋及び緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋（以下「緊急用海水ポンプピット浸水防止設備」という。）を設置する。

緊急用海水ポンプピット浸水防止設備は、敷地に遡上する津波の最大浸水深による静水圧に対し、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。また、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、浸水を防止する機能を維持する設計とする。

(11) 常設低圧代替注水系格納槽浸水防止設備

常設低圧代替注水系格納槽に到達する敷地に遡上する津波が常設低圧代替注水系格納槽内に伝播しない設計とするため、常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ及び常設低圧代替注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチ（以下「常設低圧代替注水系格納槽浸水防止設備」という。）を設置する。

常設低圧代替注水系格納槽浸水防止設備は、敷地に遡上する津波の最大浸水深による静水圧に対し、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。また、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、浸水を防止する機能を維持する設計とする。

2.4.2 蒸気影響を緩和する設備

(1) 自動検知・遠隔隔離システム

配管の想定破損による漏えい蒸気の影響を緩和するために、蒸気漏えいを早期自動検知し、隔離（直ちに環境温度が上昇し、健全性が確認されている条件を超えるおそれがある場合は自動隔離、それ以外は中央制御室からの遠隔手動隔離）を行うために、自動検知・遠隔隔離システム（温度検出器、蒸気遮断弁、検知制御盤及び検知監視盤）を設置する。

(2) 防護カバー

配管の想定破損による漏えい蒸気が防護すべき設備へ与える影響を緩和するために、配管破断想定箇所に防護カバーを設置する。防護カバーと配管とのすき間寸法を管理し、漏えい蒸気流量を制限することで蒸気影響を緩和する。

防護カバーは配管からの蒸気の噴出による荷重により防護カバーの各構成部材に発生する応力に対して、蒸気影響を緩和する機能を損なうおそれがない設計とする。

3. 適用規格

適用する規格としては、既往工認で適用実績がある規格のほか、最新の規格基準についても技術的妥当性及び適用性を示したうえで適用可能とする。

適用する規格、基準、指針等を以下に示す。

- ・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（J S M E S N C 1-2005/2007）
- ・ 原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4601-1987）
- ・ 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編（J E A G 4601・補-1984）
- ・ 原子力発電所配管破損防護設計技術指針（J E A G 4613-1998）
- ・ 原子力発電所の火災防護指針（J E A G 4607-2010）
- ・ 原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4601-1991 追補版）
- ・ 電気機械器具の外郭による保護等級（I Pコード）（J I S C 0920-2003）
- ・ ステンレス鋼棒（J I S G 4303-2012）
- ・ 熱間圧延ステンレス鋼板及び鋼帯（J I S G 4304-2012）
- ・ 熱間成形ステンレス鋼形鋼（J I S G 4317-2013）
- ・ 建築基準法（昭和25年5月24日法律第201号）
- ・ 建築基準法施行令（昭和25年11月16日政令第338号）
- ・ 消防法（昭和23年7月24日法律第186号）
- ・ 消防法施行令（昭和36年3月25日政令第37号）
- ・ 実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306194号）
- ・ 鉄筋コンクリート構造計算規準 日本建築学会 1991年
- ・ 鉄筋コンクリート構造計算規準 -許容応力度設計法- 日本建築学会 1999年
- ・ 鉄筋コンクリート構造計算規準 日本建築学会 2010年
- ・ 鋼構造設計規準 -許容応力度設計法- 日本建築学会 2005年
- ・ 各種合成構造設計指針・同解説 日本建築学会 2010年
- ・ 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日 原子力安全委員会）
- ・ 原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説 日本建築学会 2015年
- ・ 水道施設耐震工法指針・解説 日本水道協会 1997年
- ・ 水道施設耐震工法指針・解説 日本水道協会 2009年
- ・ コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕 土木学会 2002年

V-1-1-8-2 防護すべき設備の設定

目次

1. 概要	1
2. 防護すべき設備の設定	1
2.1 防護すべき設備の設定方針	1
2.2 防護対象設備の抽出	1
2.3 防護すべき設備のうち評価対象の選定について	2

1. 概要

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

2. 防護すべき設備の設定

2.1 防護すべき設備の設定方針

溢水から防護すべき設備として、重要度の特に高い安全機能を有する系統がその安全機能を維持するために必要な設備、並びに使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持するために必要な設備である防護対象設備を設定する。

また、重大事故等対処設備についても溢水から防護すべき設備として設定する。

2.2 防護対象設備の抽出

防護すべき設備のうち、防護対象設備の具体的な抽出の考え方を以下に示す。

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

重要度の特に高い安全機能を有する系統がその安全機能を適切に維持するために必要な設備として運転状態にある場合は、原子炉を高温停止でき、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に必要な設備、また、停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するために必要な設備を防護対象設備として抽出する。

また「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を参考に、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故のうち、溢水により発生し得る原子炉外乱及び溢水の原因となり得る原子炉外乱を抽出し、その対処に必要な系統を抽出する。

原子炉外乱としては、以下の溢水により発生し得る原子炉外乱及び溢水の原因となり得る原子炉外乱を考慮する。

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

溢水評価上想定する起因事象として抽出する運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を第2-1表及び第2-2表、溢水評価上想定する事象とその対処系統を第2-3表に示す。

- (2) 使用済燃料プールの冷却及び給水機能維持に必要な設備

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

る。

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

具体的には，燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系を抽出する。

2.3 防護すべき設備のうち評価対象の選定について

抽出された防護すべき設備について，第2-4表「溢水影響評価対象外とする防護すべき設備の考え方」に基づき，具体的に溢水評価が必要となる防護対象設備を選定した。その結果を第2-5表に示すとともに溢水防護区画を第2-1図に示す。

第2-1表 溢水評価上想定する起回事象の抽出
(運転時の異常な過渡変化)

起回事象	考慮 要否 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	○	
原子炉冷却材流量の部分喪失	－	再循環ポンプ1台がトリップし、原子炉出力は低下し整定する。このように、本事象では対処設備は不要であるため、溢水評価上考慮不要。
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	－	停止ループの低温の冷却材が炉心に注入され、炉心に正の反応度が添加された後の反応度フィードバック効果により原子炉出力は低下し整定する。 このように、本事象では対処設備は不要であるため、溢水評価上考慮不要。
外部電源喪失	○	
給水加熱喪失	○	
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	
負荷の喪失	○	
主蒸気隔離弁の誤閉止	○	
給水制御系の故障	○	
原子炉圧力制御系の故障	○	
給水流量の全喪失	○	

第2-2表 溢水評価上想定する起回事象の抽出
(設計基準事故)

起回事象	考慮 要否 要：○ 否：－	スクリーンアウトする理由
原子炉冷却材喪失 (LOCA)	○	*
原子炉冷却材流量の喪失	○	
原子炉冷却材ポンプの軸固着	－	溢水の発生によって原子炉冷却材ポンプの回転軸は固着しない。
制御棒落下	－	溢水の発生によって制御棒落下は発生しない。
放射性気体廃棄物処理施設の破損	－	本事象の発生によって原子炉に外乱は発生しない。
主蒸気管破断	○	*
燃料集合体の落下	－	溢水の影響により燃料集合体は落下しない。
可燃性ガスの発生	○	原子炉冷却材喪失に包含される。
動荷重の発生	○	原子炉冷却材喪失に包含される。

* 溢水の原因となり得る事象であるため、対策として考慮する。なお、原子炉格納容器外での溢水が想定される「主給水管破断」及び「主蒸気管破断」については、「想定破損による没水影響評価」において想定破損による没水評価を実施し、結果として防護対象設備が機能喪失しないことを確認している。

第2-3表 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*
運 転 時 の 異 常 な 過 渡 変 化	「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」 「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」 「外部電源喪失」 「給水加熱喪失」 「給水制御系の故障」 「給水流量の全喪失」 「負荷の喪失」 「主蒸気隔離弁の誤閉止」 「原子炉圧力制御系の故障」 「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」	・原子炉の緊急停止 ・工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生 ・原子炉圧力の上昇の緩和 ・出力上昇の抑制	・制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能） ・安全保護系 ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）
設 計 基 準 事 故	「原子炉冷却材喪失」 「原子炉冷却材流量の喪失」 「主蒸気管破断」	上記機能に加え ・原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止 ・原子炉停止後の除熱 ・炉心冷却 ・放射性物質の閉じ込め ・安全上特に重要な関連機能	上記機能に加え ・逃がし安全弁（安全弁としての開機能） ・残留熱除去系 ・原子炉隔離時冷却系 ・低圧注水系 ・低圧炉心スプレイ系 ・高圧炉心スプレイ系 ・自動減圧系 ・格納容器 ・格納容器隔離弁 ・格納容器冷却系 ・非常用電源系 ・非常用ガス処理系 ・非常用ガス再循環系 ・可燃性ガス濃度制御系

* 上記系統に係る間接系についても防護対象設備として抽出する。

第2-4表 溢水影響評価対象外とする防護すべき設備の考え方

各ステップの項目	理由
① 溢水により機能を喪失しない。	容器，熱交換器，ろ過脱塩器，フィルタ，安全弁，逆止弁，配管等の静的機器は，構造が単純で外部からの動力の供給を必要としないことから，溢水により機能喪失はしない。
② PCV 内耐環境仕様の設備である。	PCV 内設備のうち，温度・圧力条件及び溢水影響を考慮した耐環境仕様の設備は，溢水により機能喪失しない。 なお，対象設備が耐環境仕様であることの確認は，メーカー試験等で行った事故時の環境条件を模擬した試験結果を確認することにより行う。
③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない。*	機能要求のない電動弁及び状態が変わらず安全機能に影響しない電動弁等は，機能喪失しても安全機能に影響しない。
④ 他の設備で代替できる。	他の設備により要求機能が代替できる設備は，機能喪失しても安全機能に影響しない。

* フェイルセーフ設計となっている機器であっても，電磁弁，空気作動弁については，溢水による誤動作等防止の観点から安全側に防護対象設備に分類。

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (1/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
制御棒駆動系	水圧制御ユニット(スクラム弁含む)(東側)	RB-3-3	原子炉建屋	EL. 21.85 m
制御棒駆動系	水圧制御ユニット(スクラム弁含む)(西側)	RB-3-4	原子炉建屋	EL. 21.85 m
エリア放射線モニタ系	燃料取替フロア 燃料プール (検出器)	RB-6-1	原子炉建屋	EL. 47.23 m
エリア放射線モニタ系	燃料取替フロア 燃料プール (現場監視ユニット)	RB-6-1	原子炉建屋	EL. 47.86 m
格納容器 雰囲気 監視系	格納容器雰囲気モニタヒータ電源盤 (B)	RB-4-2	原子炉建屋	EL. 30.1 m
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS (B) 系 ヒータ電源用変圧器	RB-4-2	原子炉建屋	EL. 29.0 m
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS モニタラック (B)	RB-4-2	原子炉建屋	EL. 29.0 m
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS 校正用計器ラック (B)	RB-4-2	原子炉建屋	EL. 29.0 m
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS 校正用ボンベラック (B)	RB-4-2	原子炉建屋	EL. 29.0 m
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS (A) ドライウェル計装入口隔離弁	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 24.5 m
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS (A) ドライウェル計装出口隔離弁	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 24.3 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (2/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS (A) サプレッションプール 計装入口隔離弁	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 24.5 m
格納容器 雰囲気 監視系	格納容器雰囲気モニタヒータ電源盤 (A)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 21.4 m
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS (A) 系 ヒータ電源用変圧器	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.3 m
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS (B) ドライウェル計装入口隔離弁	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 25.67 m
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS (B) ドライウェル計装出口隔離弁	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 25.67 m
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS (B) サプレッションプール 計装入口隔離弁	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 25.67 m
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS (B) サプレッションプール 計装ドレン出口隔離弁	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 25.67 m
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS モニタラック (A)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.3 m
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS 校正用計器ラック (A)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.3 m
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS 校正用ボンベラック (A)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.3 m
格納容器 雰囲気 監視系	ドライウェル圧力 (伝送器)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 21.6 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (3/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
格納容器 雰囲気 監視系	ドライウェル圧力（伝送器）	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 21.36 m
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS (A) プレッションプール 計装ドレン出口隔離弁	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 5.4 m
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS (A) 冷却水入口弁（RHRS (A) 系）	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.4 m
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS (A) 冷却水出口弁（RHRS (A) 系）	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.4 m
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS (B) 冷却水入口弁（RHRS (B) 系）	RB-B1-3	原子炉建屋	EL. 2.4 m
格納容器 雰囲気 監視系	CAMS (B) 冷却水出口弁（RHRS (B) 系）	RB-B1-3	原子炉建屋	EL. 2.4 m
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ラック	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.93 m
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ラック	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.93 m
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ラック	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.88 m
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ラック	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.89 m
原子炉系	ジェットポンプルーブ（A）計装ラック	RB-2-8	原子炉建屋	EL. 14.62 m
原子炉系	ジェットポンプルーブ（B）計装ラック	RB-2-8	原子炉建屋	EL. 14.59 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (4/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
原子炉系	COND VAC (A) (伝送器)	TB-1-1	タービン 建屋	EL. 11.25 m
原子炉系	COND VAC (B) (伝送器)	TB-1-1	タービン 建屋	EL. 11.25 m
原子炉系	COND VAC (C) (伝送器)	TB-1-1	タービン 建屋	EL. 11.14 m
原子炉系	COND VAC (D) (伝送器)	TB-1-1	タービン 建屋	EL. 11.13 m
原子炉系	MSL PRESS ISO (A) (伝送器)	TB-1-20	タービン 建屋	EL. 9.58 m
原子炉系	MSL PRESS ISO (B) (伝送器)	TB-1-20	タービン 建屋	EL. 9.58 m
原子炉系	MSL PRESS ISO (C) (伝送器)	TB-1-2	タービン 建屋	EL. 9.46 m
原子炉系	MSL PRESS ISO (D) (伝送器)	TB-1-2	タービン 建屋	EL. 9.45 m
原子炉補 機冷却系	RCW SURGE TANK LEVEL (スイッチ)	RB-6-1	原子炉建屋	EL. 48.8 m
原子炉補 機冷却系	RCW SURGE TANK LEVEL (伝送器)	RB-6-1	原子炉建屋	EL. 46.93 m
原子炉補 機冷却系	ドライウェル内機器原子炉補機 冷却水戻り弁	RB-2-8	原子炉建屋	EL. 17.86 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (5/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
原子炉補機冷却系	ドライウェル内機器原子炉補機 冷却水隔離弁	RB-2-8	原子炉建屋	EL. 17.66 m
原子炉補機冷却系	RCW 機器冷却器行き弁	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.5 m
原子炉補機冷却系	RCW ポンプ (A)	TB-1-1	タービン 建屋	EL. 10.36 m
原子炉補機冷却系	RCW ポンプ (B)	TB-1-1	タービン 建屋	EL. 10.34 m
原子炉補機冷却系	RCW ポンプ (C)	TB-1-1	タービン 建屋	EL. 10.35 m
原子炉補機冷却系	RCW 熱交バイパス温度制御弁	TB-1-1	タービン 建屋	EL. 10.66 m
原子炉補機冷却系	RCW TEMP CONTROL (指示調節計)	TB-1-1	タービン 建屋	EL. 11.2 m
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	RB-2-9	原子炉建屋	EL. 14.3 m
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	RB-2-9	原子炉建屋	EL. 14.3 m
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	RB-2-8	原子炉建屋	EL. 14.3 m
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	RB-2-8	原子炉建屋	EL. 14.3 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (6/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
原子炉 保護系	水平方向地震加速度検出器	RB-B2-3	原子炉建屋	EL. -3.7 m
原子炉 保護系	水平方向地震加速度検出器	RB-B2-3	原子炉建屋	EL. -3.7 m
原子炉 保護系	鉛直方向地震加速度検出器	RB-B2-3	原子炉建屋	EL. -3.7 m
原子炉 保護系	鉛直方向地震加速度検出器	RB-B2-3	原子炉建屋	EL. -3.7 m
原子炉 保護系	水平方向地震加速度検出器	RB-B2-8	原子炉建屋	EL. -3.7 m
原子炉 保護系	水平方向地震加速度検出器	RB-B2-8	原子炉建屋	EL. -3.7 m
原子炉 保護系	鉛直方向地震加速度検出器	RB-B2-8	原子炉建屋	EL. -3.7 m
原子炉 保護系	鉛直方向地震加速度検出器	RB-B2-8	原子炉建屋	EL. -3.7 m
原子炉 保護系	RPS M-G セット (2A) (発電機/電動機)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.62 m
原子炉 保護系	RPS M-G セット (2B) (発電機/電動機)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.62 m
原子炉 保護系	RPS M-G セット (2A) 制御盤	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.2 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (7/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
原子炉 保護系	RPS M-G セット (2B) 制御盤	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.2 m
原子炉 保護系	RPS 分電盤 (A)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.98 m
原子炉 保護系	RPS 分電盤 (B)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.98 m
残留熱 除去系	RHR (A) 系 格納容器スプレイ弁	RB-4-3	原子炉建屋	EL. 30.0 m
残留熱 除去系	RHR (A) 系 格納容器スプレイ弁	RB-4-3	原子炉建屋	EL. 30.0 m
残留熱 除去系	RHR (A) 系 注入弁	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 25.0 m
残留熱 除去系	RHR VALVE DIFF PRESS A (伝送器)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 21.46 m
残留熱 除去系	RHR VALVE DIFF PRESS B (伝送器)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 21.48 m
残留熱 除去系	RHR VALVE DIFF PRESS C (伝送器)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 21.49 m
残留熱 除去系	RHR (B) 系 テストライン弁	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 24.0 m
残留熱 除去系	RHR (B) 系 注入弁	RB-3-8	原子炉建屋	EL. 24.66 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (8/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
残留熱 除去系	RHR (C) 系 注入弁	RB-3-8	原子炉建屋	EL. 25.0 m
残留熱 除去系	RHR (A) 系 シャットダウン注入弁	RB-2-2	原子炉建屋	EL. 14.69 m
残留熱 除去系	RHR シャットダウンライン隔離弁 (外側)	RB-2-3	原子炉建屋	EL. 16.7 m
残留熱 除去系	RHR (B) 系 格納容器スプレイ弁	RB-2-3	原子炉建屋	EL. 14.79 m
残留熱 除去系	RHR (B) 系 格納容器スプレイ弁	RB-2-3	原子炉建屋	EL. 14.79 m
残留熱 除去系	RHR (B) 系 シャットダウン注入弁	RB-2-4	原子炉建屋	EL. 14.69 m
残留熱 除去系	RHR (A) 系 サプレッションプールスプレイ 弁	RB-1-1	原子炉建屋	EL. 11.1 m
残留熱 除去系	RHR (A) 系 テストライン弁	RB-1-1	原子炉建屋	EL. 9.44 m
残留熱 除去系	RHR (B) 系 サプレッションプールスプレイ 弁	RB-1-2	原子炉建屋	EL. 9.95 m
残留熱 除去系	RHR (A) 系 ミニフロー弁	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.5 m
残留熱 除去系	RHR (B) 系 ミニフロー弁	RB-B1-2	原子炉建屋	EL. 2.5 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (9/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
残留熱 除去系	RHR (C) 系ミニフロー弁	RB-B1-2	原子炉建屋	EL. 2.5 m
残留熱 除去系	RHR DIV-I 計装ラック	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.62 m
残留熱 除去系	RHR DIV-II 計装ラック	RB-B1-2	原子炉建屋	EL. 2.58 m
残留熱 除去系	RHR 熱交換器 (B) バイパス弁	RB-B1-3	原子炉建屋	EL. 2.69 m
残留熱 除去系	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	RB-B1-4	原子炉建屋	EL. 2.69 m
残留熱 除去系	RHR ポンプ (B) 停止時冷却ライン入口弁	RB-B2-3	原子炉建屋	EL. -2.06 m
残留熱 除去系	RHR ポンプ (B) 入口弁	RB-B2-3	原子炉建屋	EL. -2.5 m
残留熱 除去系	RHR ポンプ (B)	RB-B2-14	原子炉建屋	EL. -1.48 m
残留熱 除去系	RHR ポンプ (C)	RB-B2-5	原子炉建屋	EL. -1.48 m
残留熱 除去系	RHR ポンプ (C) 入口弁	RB-B2-6	原子炉建屋	EL. -2.5 m
残留熱 除去系	RHR ポンプ (A) 停止時冷却ライン入口弁	RB-B2-7	原子炉建屋	EL. -1.98 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (10/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
残留熱 除去系	RHR ポンプ (A) 入口弁	RB-B2-7	原子炉建屋	EL. -2.5 m
残留熱 除去系	RHR ポンプ (A)	RB-B2-15	原子炉建屋	EL. -1.48 m
残留熱 除去系	RHR (B) 系 サンプリング弁 (内側)	RB-B1-3	原子炉建屋	EL. 2.24 m
残留熱 除去系	RHR (B) 系 サンプリング弁 (外側)	RB-B1-3	原子炉建屋	EL. 2.24 m
残留熱 除去系	RHR (A) 系 サンプリング弁 (内側)	RB-B1-4	原子炉建屋	EL. 2.69 m
残留熱 除去系	RHR (A) 系 サンプリング弁 (外側)	RB-B1-4	原子炉建屋	EL. 2.69 m
残留熱 除去系 海水系	RHRS 熱交換器 (B) 海水出口弁	RB-B1-3	原子炉建屋	EL. 3.16 m
残留熱 除去系 海水系	RHRS 熱交換器 (A) 海水出口弁	RB-B1-4	原子炉建屋	EL. 3.21 m
残留熱 除去系 海水系	Hx (A) SEA WATER FLOW (伝送器)	RW-B1-7	原子炉建屋	-
残留熱 除去系 海水系	Hx (B) SEA WATER FLOW (伝送器)	RW-B1-7	原子炉建屋	-
残留熱 除去系 海水系	RHRS ポンプ (A)	(取水口)	屋外	EL. 2.77 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (11/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
残留熱 除去系 海水系	RHRS ポンプ (B)	(取水口)	屋外	EL. 2.77 m
残留熱 除去系 海水系	RHRS ポンプ (C)	(取水口)	屋外	EL. 2.77 m
残留熱 除去系 海水系	RHRS ポンプ (D)	(取水口)	屋外	EL. 2.77 m
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	RB-2-1	原子炉建屋	EL. 15.01 m
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	RB-2-1	原子炉建屋	EL. 14.77 m
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	RB-2-1	原子炉建屋	EL. 14.77 m
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	RB-2-1	原子炉建屋	EL. 14.77 m
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	RB-2-1	原子炉建屋	EL. 14.77 m
主蒸気系	主蒸気流量 (A) 計装ラック	RB-2-9	原子炉建屋	EL. 14.59 m
主蒸気系	主蒸気流量 (B) 計装ラック	RB-2-8	原子炉建屋	EL. 14.61 m
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁 (A)	RB-2-1	原子炉建屋	EL. 15.62 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (12/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁 (B)	RB-2-1	原子炉建屋	EL. 15.61 m
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁 (C)	RB-2-1	原子炉建屋	EL. 15.61 m
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁 (D)	RB-2-1	原子炉建屋	EL. 15.62 m
所内 電源系	MCC 2A2-2	RB-4-1	原子炉建屋	EL. 29.0 m
所内 電源系	MCC 2B2-2	RB-4-2	原子炉建屋	EL. 29.0 m
所内 電源系	MCC 2C-9	RB-4-1	原子炉建屋	EL. 29.0 m
所内 電源系	MCC 2D-9	RB-4-2	原子炉建屋	EL. 29.0 m
所内 電源系	MCC 2C-7	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.3 m
所内 電源系	MCC 2C-8	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.3 m
所内 電源系	MCC 2D-7	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.3 m
所内 電源系	MCC 2D-8	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.3 m

第2-5表 洪水評価対象の防護対象設備リスト (13/73)

系統	設備	洪水防護区画	設置建屋	設置高さ
所内 電源系	R/B INST DIST PNL 1	RB-1-1	原子炉建屋	EL. 8.4 m
所内 電源系	R/B INST DIST PNL 2	RB-1-1	原子炉建屋	EL. 8.4 m
所内 電源系	MCC 2C-3	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.0 m
所内 電源系	MCC 2C-5	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.0 m
所内 電源系	MCC 2D-3	RB-B1-9	原子炉建屋	EL. 2.0 m
所内 電源系	MCC 2D-5	RB-B1-9	原子炉建屋	EL. 2.0 m
所内 電源系	R/B INST DIST PNL 3	RB-B1-5	原子炉建屋	EL. 2.1 m
所内 電源系	MCC 2C-1	TB-1-2	タービン 建屋	EL. 8.2 m
所内 電源系	MCC 2D-1	TB-1-2	タービン 建屋	EL. 8.2 m
所内 電源系	MCC 2C-2	TB-1-12	タービン 建屋	EL. 8.2 m
所内 電源系	MCC 2D-2	TB-1-12	タービン 建屋	EL. 13.5 m

第2-5表 洪水評価対象の防護対象設備リスト (14/73)

系統	設備	洪水防護区画	設置建屋	設置高さ
所内 電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2A-1	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
所内 電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2A-2	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
所内 電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2B-1	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
所内 電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2B-2	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
所内 電源系	MCC 2C-6	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.2 m
所内 電源系	MCC 2D-6	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.2 m
所内 電源系	120/240V AC INST. DIST. CTR	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.2 m
所内 電源系	120V AC INST HPCS DIST PNL	CS-1-4	原子炉建屋	EL. 9.09 m
所内 電源系	120V AC MCR DIST PNL NOR	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.39 m
所内 電源系	6.9kV SWGR. 2B-1	CS-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.56 m
所内 電源系	6.9kV SWGR. 2B-2	CS-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.56 m

第2-5表 洪水評価対象の防護対象設備リスト (15/73)

系統	設備	洪水防護区画	設置建屋	設置高さ
所内 電源系	6.9kV SWGR. 2D	CS-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.56 m
所内 電源系	6.9kV SWGR. 2E	CS-B1-2	原子炉建屋	EL. 2.56 m
所内 電源系	480V PWR. CTR. 2D	CS-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.56 m
所内 電源系	480V PWR. CTR. 2B-2	CS-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.56 m
所内 電源系	MCC 2C-4	CS-B1-5	原子炉建屋	EL. 0.7 m
所内 電源系	MCC 2D-4	CS-B1-3	原子炉建屋	EL. 0.7 m
所内 電源系	MCC HPCS	CS-B1-4	原子炉建屋	EL. 0.7 m
所内 電源系	6.9kV SWGR. 2A-1	CS-B2-1	原子炉建屋	EL. -4.0 m
所内 電源系	6.9kV SWGR. 2A-2	CS-B2-1	原子炉建屋	EL. -4.0 m
所内 電源系	6.9kV SWGR. 2C	CS-B2-1	原子炉建屋	EL. -4.0 m
所内 電源系	6.9kV SWGR. HPCS	CS-B2-2	原子炉建屋	EL. -4.0 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (16/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
所内 電源系	480V PWR. CTR. 2C	CS-B2-1	原子炉建屋	EL. -4.0 m
制御用 圧縮 空気系	N ₂ GAS BOMBE DISCH PRESS (指示スイッチ)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 21.4 m
制御用 圧縮 空気系	N ₂ GAS BOMBE DISCH PRESS (指示スイッチ)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 21.4 m
制御用 圧縮 空気系	ドライウェル N ₂ ボトルガス供給弁	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 23.15 m
制御用 圧縮 空気系	ドライウェル N ₂ ボトルガス供給弁	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.84 m
制御用 圧縮 空気系	ドライウェル N ₂ 供給弁	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 23.15 m
制御用 圧縮 空気系	ドライウェル N ₂ 供給弁	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.82 m
制御用 圧縮 空気系	ドライウェル制御用空気供給元弁	RB-2-8	原子炉建屋	EL. 14.91 m
制御用 圧縮 空気系	ドライウェル窒素ボンベガス供給遮断弁	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.63 m
制御用 圧縮 空気系	ドライウェル窒素ボンベガス供給遮断弁	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.62 m
中央 制御室 換気系	中央制御室チラーユニット (WC2-1)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 31.2 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (17/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
中央 制御室 換気系	中央制御室チラーユニット (WC2-2)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 31.2 m
中央 制御室 換気系	中央制御室チラーユニット (WC2-1) 制御盤	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 31.2 m
中央 制御室 換気系	中央制御室チラーユニット (WC2-2) 制御盤	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 31.2 m
中央 制御室 換気系	中央制御室エアハンドリング ユニットファン (A)	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 23.27 m
中央 制御室 換気系	中央制御室エアハンドリング ユニットファン (B)	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 23.27 m
中央 制御室 換気系	中央制御室換気系フィルタユニット (A)	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 23.6 m
中央 制御室 換気系	中央制御室換気系フィルタユニット (B)	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 23.6 m
中央 制御室 換気系	中央制御室排気ファン	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 28.05 m
中央 制御室 換気系	中央制御室チラー冷水循環ポンプ (A)	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 23.27 m
中央 制御室 換気系	中央制御室チラー冷水循環ポンプ (B)	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 23.27m
中央 制御室 換気系	中央制御室換気系計装ラック	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 23.0 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (18/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
中央 制御室 換気系	中央制御室換気系計装ラック	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 23.0 m
中央 制御室 換気系	中央制御室給気隔離弁	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 27.71 m
中央 制御室 換気系	中央制御室給気隔離弁	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 27.71 m
中央 制御室 換気系	中央制御室給気隔離弁	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 27.75 m
中央 制御室 換気系	中央制御室給気隔離弁	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 27.75 m
中央 制御室 換気系	中央制御室排気隔離弁	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 27.75 m
中央 制御室 換気系	中央制御室排気隔離弁	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 27.75 m
中央 制御室 換気系	中央制御室ブースターファン (A)	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 23.88 m
中央 制御室 換気系	中央制御室ブースターファン (B)	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 23.88 m
中央 制御室 換気系	ファン (AH2-9A) 入口ダンパ	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 23.4 m
中央 制御室 換気系	ファン (AH2-9B) 入口ダンパ	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 23.4 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (19/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
中央 制御室 換気系	非常用 MCR フィルターファン E2-14A (S)	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 25.8 m
中央 制御室 換気系	非常用 MCR フィルターファン E2-14B (S)	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 25.8 m
中央 制御室 換気系	AH2-9 (A) 出口温度制御弁	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 25.15 m
中央 制御室 換気系	AH2-9 (B) 出口温度制御弁	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 25.15 m
スイッチ ギヤ室 換気系	スイッチギヤ室エアーハンドリング ユニットファン (A)	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 23.27 m
スイッチ ギヤ室 換気系	スイッチギヤ室エアーハンドリング ユニットファン (B)	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 23.27 m
スイッチ ギヤ室 換気系	AH2-10A 外気取り入れダンパ	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 24.27 m
スイッチ ギヤ室 換気系	AH2-10B 外気取り入れダンパ	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 24.27 m
スイッチ ギヤ室 換気系	AH2-10A 入口ダンパ	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 26.25 m
スイッチ ギヤ室 換気系	AH2-10B 入口ダンパ	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 26.25 m
スイッチ ギヤ室 換気系	HVAC SWITCHGEAR VENTILATING SYS.	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 23.0 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (20/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
スイッチ ギヤ室 換気系	SWGR室チラー冷水循環ポンプ (A)	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 23. 27 m
スイッチ ギヤ室 換気系	SWGR室チラー冷水循環ポンプ (B)	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 23. 27 m
スイッチ ギヤ室 換気系	AH2-10 (A) 出口温度制御弁	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 25. 52 m
スイッチ ギヤ室 換気系	AH2-10 (B) 出口温度制御弁	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 25. 52 m
スイッチ ギヤ室 換気系	SWGRチラーユニット (WC2-3A)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 31. 2 m
スイッチ ギヤ室 換気系	SWGRチラーユニット (WC2-3B)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 31. 2 m
スイッチ ギヤ室 換気系	SWGRチラーユニット (WC2-4A)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 31. 2 m
スイッチ ギヤ室 換気系	SWGRチラーユニット (WC2-4B)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 31. 2 m
バッテリー 一室 換気系	バッテリー室エアハンドリング ユニットファン (A)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 32. 75 m
バッテリー 一室 換気系	バッテリー室エアハンドリング ユニットファン (B)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 32. 75 m
バッテリー 一室 換気系	バッテリー室排風機 (A)	CS-2-2	原子炉建屋	EL. 18. 45 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (21/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
バッテリー 一室 換気系	バッテリー室排風機 (B)	CS-2-2	原子炉建屋	EL. 18.45 m
バッテリー 一室 換気系	E2-11 (A) 出口ダンパ	CS-2-2	原子炉建屋	EL. 20.35 m
バッテリー 一室 換気系	E2-11 (B) 出口ダンパ	CS-2-2	原子炉建屋	EL. 20.35 m
バッテリー 一室 換気系	HVAC BATTERY ROOM VENTILATING SYS.	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 23.0 m
直流電源 設備	直流 125V MCC 2A-2	RB-4-1	原子炉建屋	EL. 29.0 m
直流電源 設備	直流 125V MCC 2A-1	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.0 m
直流電源 設備	直流 250V 蓄電池	TB-1-13	タービン 建屋	EL. 8.3 m
直流電源 設備	直流 125V 蓄電池 (HPCS)	CS-1-2	原子炉建屋	EL. 10.6 m
直流電源 設備	直流 125V 充電器 (2A)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.2 m
直流電源 設備	直流 125V 充電器 (2B)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.2 m
直流電源 設備	直流 125V 充電器 (HPCS)	CS-1-4	原子炉建屋	EL. 8.2 m

第2-5表 洪水評価対象の防護対象設備リスト (22/73)

系統	設備	洪水防護区画	設置建屋	設置高さ
直流電源 設備	直流 125V 配電盤 (2A)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.2 m
直流電源 設備	直流 125V 配電盤 (2B)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.2 m
直流電源 設備	直流 125V 配電盤 (HPCS)	CS-1-4	原子炉建屋	EL. 8.2 m
直流電源 設備	直流 250V タービン配電盤	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.2 m
直流電源 設備	直流 125V 分電盤 (2A-1)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.4 m
直流電源 設備	直流 125V 分電盤 (2A-2)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.4 m
直流電源 設備	直流 125V 分電盤 (2B-1)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.4 m
直流電源 設備	直流 125V 分電盤 (2B-2)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.4 m
直流電源 設備	直流 125V 分電盤 (HPCS)	CS-1-4	原子炉建屋	EL. 8.9 m
直流電源 設備	直流 125V 分電盤 (2B-2-1)	CS-1-5	原子炉建屋	EL. 8.2 m
直流電源 設備	直流 250V 充電器 (常用, 予備)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.2 m

第2-5表 洪水評価対象の防護対象設備リスト (23/73)

系統	設備	洪水防護区画	設置建屋	設置高さ
直流電源 設備	直流 ±24V 分電盤 (2A)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 9.0 m
直流電源 設備	直流 ±24V 分電盤 (2B)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 9.0 m
直流電源 設備	直流 ±24V 充電器 (2A)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.2 m
直流電源 設備	直流 ±24V 充電器 (2B)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.2 m
直流電源 設備	直流 ±24V 蓄電池 (2A)	CS-1-6	原子炉建屋	EL. 8.32 m
直流電源 設備	直流 ±24V 蓄電池 (2B)	CS-1-8	原子炉建屋	EL. 8.32 m
直流電源 設備	地絡検出盤 (直流分電盤 2A-1)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.2 m
直流電源 設備	地絡検出盤 (直流分電盤 2A-2)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.2 m
直流電源 設備	地絡検出盤 (直流分電盤 2B-1)	CS-1-3	原子炉建屋	EL. 8.2 m
直流電源 設備	直流 125V 蓄電池 (2A)	CS-1-1	原子炉建屋	EL. 10.6 m
直流電源 設備	直流 125V 蓄電池 (2B)	CS-1-7	原子炉建屋	EL. 8.3 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (24/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
直流電源 設備	直流 125V 蓄電池 (2B)	CS-1-8	原子炉建屋	EL. 8.3 m
直流電源 設備	直流 125V 分電盤 (2A-2-1)	CS-B2-1	原子炉建屋	EL. -4.0 m
燃料プー ル冷却 浄化系	FPC スキマーサージタンク補給水弁	RB-5-1	原子炉建屋	EL. 43.73 m
燃料プー ル冷却 浄化系	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL (スイッチ)	RB-5-6	原子炉建屋	EL. 42.31 m
燃料プー ル冷却 浄化系	SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL (スイッチ)	RB-5-6	原子炉建屋	EL. 40.2 m
燃料プー ル冷却 浄化系	FPC SKIMMER SURGE TANK LI	RB-6-1	原子炉建屋	EL. 47.6 m
燃料プー ル冷却 浄化系	FUEL POOL TEMP (検出器)	SFP 内	原子炉建屋	-
燃料プー ル冷却 浄化系	FPC/Demin. CONTROL PNL.	RB-5-1	原子炉建屋	EL. 38.8 m
燃料プー ル冷却 浄化系	FPC F/D INST. RACK	RB-5-1	原子炉建屋	EL. 39.52 m
燃料プー ル冷却 浄化系	FPC F/D INST. RACK	RB-5-1	原子炉建屋	EL. 39.53 m
燃料プー ル冷却 浄化系	SKIMMER SURGE TANK LO LO LEVEL (スイッチ)	RB-5-6	原子炉建屋	EL. 39.5 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (25/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
燃料プー ル冷却 浄化系	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL (伝送器)	RB-5-6	原子炉建屋	EL. 39.25 m
燃料プー ル冷却 浄化系	FPC SYS PUMP AREA PNL.	RB-4-1	原子炉建屋	EL. 29.52 m
燃料プー ル冷却 浄化系	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (スイッ チ)	RB-4-1	原子炉建屋	EL. 30.24 m
燃料プー ル冷却 浄化系	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (スイッ チ)	RB-4-1	原子炉建屋	EL. 30.23 m
燃料プー ル冷却 浄化系	FPC F/D (A) 出口弁	RB-4-6	原子炉建屋	EL. 30.75 m
燃料プー ル冷却 浄化系	FPC F/D (A) 出口流量制御弁	RB-4-6	原子炉建屋	EL. 30.75 m
燃料プー ル冷却 浄化系	FPC F/D (B) 出口弁	RB-4-9	原子炉建屋	EL. 30.75 m
燃料プー ル冷却 浄化系	FPC F/D (B) 出口流量制御弁	RB-4-9	原子炉建屋	EL. 30.75 m
燃料プー ル冷却 浄化系	FPC 再循環ポンプ (A)	RB-4-19	原子炉建屋	EL. 29.31 m
燃料プー ル冷却 浄化系	FPC 再循環ポンプ (B)	RB-4-19	原子炉建屋	EL. 29.3 m
バイタル 交流電源 設備	バイタル交流分電盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (26/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
バイタル 交流電源 設備	バイタル交流電源装置	CS-1-5	原子炉建屋	EL. 8.2 m
バイタル 交流電源 設備	バイタル交流分電盤 2	CS-1-5	原子炉建屋	EL. 9.0 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS INST. RACK (A)	RB-5-1	原子炉建屋	EL. 39.57 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS 排風機 (A)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.71 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS 排風機 (B)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.71 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS トレイン (A) フィルタ	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS トレイン (B) フィルタ	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS INST. RACK (B)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.58 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS トレイン (A) ヒータ	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS トレイン (B) ヒータ	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS トレイン (A) ヒータ制御盤	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.8 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (27/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
非常用 ガス再循 環系	FRVS トレイン (B) ヒータ制御盤	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.8 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS (A) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS (B) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS (A) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS (B) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS TRAIN (A) INLET TEMP (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS TRAIN (B) INLET TEMP (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS TRAIN (A) OUTLET TEMP (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS TRAIN (B) OUTLET TEMP (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS TRAIN (A) ADSORBER IN TEMP (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS TRAIN (B) ADSORBER IN TEMP (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (28/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
非常用 ガス再循 環系	FRVS TRAIN (A) ADSORBER OUT TEMP (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS TRAIN (B) ADSORBER OUT TEMP (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS 通常排気系隔離弁 (A)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 43.67 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS 通常排気系隔離弁 (B)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 42.94 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS トレイン (A) 入口ダンパ	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 40.53 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS トレイン (B) 入口ダンパ	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 42.32 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS トレイン (A) 出口ダンパ	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 40.4 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS トレイン (B) 出口ダンパ	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 40.4 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS 循環ダンパ (SB2-13A)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 41.17 m
非常用 ガス再循 環系	FRVS 循環ダンパ (SB2-13B)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 41.88 m
非常用 ガス処理 系	SGTS 排風機 (A)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.49 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (29/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
非常用 ガス処理 系	SGTS 排風機 (B)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.49 m
非常用 ガス処理 系	SGTS トレイン (A) フィルタ	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス処理 系	SGTS トレイン (B) フィルタ	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス処理 系	SGTS INST. RACK (A)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.66 m
非常用 ガス処理 系	SGTS INST. RACK (B)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.66 m
非常用 ガス処理 系	SGTS トレイン (A) ヒータ	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス処理 系	SGTS トレイン (B) ヒータ	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス処理 系	SGTS トレイン (A) エアヒータ制御盤	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.9 m
非常用 ガス処理 系	SGTS トレイン (B) エアヒータ制御盤	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.95 m
非常用 ガス処理 系	SGTS (A) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス処理 系	SGTS (B) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (30/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
非常用 ガス処理 系	SGTS (A) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス処理 系	SGTS (B) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス処理 系	SGTS TRAIN (A) INLET TEMP (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス処理 系	SGTS TRAIN (B) INLET TEMP (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス処理 系	SGTS TRAIN (A) OUTLET TEMP (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス処理 系	SGTS TRAIN (A) OUTLET TEMP (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス処理 系	SGTS TRAIN (A) ADSORBER IN TEMP (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス処理 系	SGTS TRAIN (B) ADSORBER IN TEMP (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス処理 系	SGTS TRAIN (A) ADSORBER OUT TEMP (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス処理 系	SGTS TRAIN (B) ADSORBER OUT TEMP (検出器)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.2 m
非常用 ガス処理 系	SGTS トレイン (A) 入口ダンパ	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 40.4 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (31/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
非常用 ガス処理 系	SGTS トレイン (B) 入口ダンパ	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 40.4 m
非常用 ガス処理 系	SGTS トレイン (A) 出口ダンパ	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 40.4 m
非常用 ガス処理 系	SGTS トレイン (B) 出口ダンパ	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 40.4 m
非常用ガス再 循環系／非常 用ガス処理系	FRVS-SGTS (A) HEATER CONT. PNL	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.41 m
非常用ガス再 循環系／非常 用ガス処理系	FRVS-SGTS (B) HEATER CONT. PNL	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 39.41 m
非常用ガス再 循環系／非常 用ガス処理系	FRVS SGTS 系入口ダンパ (SB2-4A)	RB-5-1	原子炉建屋	EL. 43.9 m
非常用ガス再 循環系／非常 用ガス処理系	FRVS SGTS 系入口ダンパ (SB2-4B)	RB-5-1	原子炉建屋	EL. 42.58 m
非常用デ ィーゼル 発電設備	2C ディーゼル発電機／機関	CS-B1-5	原子炉建屋	EL. 1.04 m
非常用デ ィーゼル 発電設備	DG 2C 制御盤	CS-B1-5	原子炉建屋	EL. 0.7 m
非常用デ ィーゼル 発電設備	DG 2C 中性点接地変圧器盤	CS-B1-5	原子炉建屋	EL. 0.7 m
非常用デ ィーゼル 発電設備	DG 2C 自動電圧調整器盤	CS-B1-5	原子炉建屋	EL. 0.7 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (32/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C シリコン整流器盤	CS-B1-5	原子炉建屋	EL. 0.7 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 交流リアクトル盤	CS-B1-5	原子炉建屋	EL. 0.7 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C シリコン整流器用変圧器盤	CS-B1-5	原子炉建屋	EL. 0.7 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 可飽和変流器	CS-B1-5	原子炉建屋	EL. 0.7 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 始動用電磁弁 (No. 1)	CS-B1-5	原子炉建屋	EL. 1.25 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 始動用電磁弁 (No. 2)	CS-B1-5	原子炉建屋	EL. 1.25 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C INST. RACK	CS-B1-5	原子炉建屋	EL. 1.07 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C DIESEL ENGINE INST. RACK	CS-B1-5	原子炉建屋	EL. 1.98 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C シリンダー油タンク	CS-B1-5	原子炉建屋	EL. 5.0 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 潤滑油サンプタンク	CS-B2-5	原子炉建屋	EL. -1.1 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 潤滑油サンプタンクベント管	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 11.46 m

第2-5表 洪水評価対象の防護対象設備リスト (33/73)

系統	設備	洪水防護区画	設置建屋	設置高さ
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 燃料油タンク（燃料デイトank）	CS-B1-8	原子炉建屋	-
非常用ディーゼル発電設備	DG 2 C 燃料油タンクベント管	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 11.75 m
非常用ディーゼル発電設備	燃料デイトank液面レベルスイッチ（2C）	CS-B1-8	原子炉建屋	EL. 5.02 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 機関ベント管	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 12.1 m
非常用ディーゼル発電設備	2D ディーゼル発電機／機関	CS-B1-3	原子炉建屋	EL. 1.04 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 制御盤	CS-B1-3	原子炉建屋	EL. 0.7 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 中性点接地変圧器盤	CS-B1-3	原子炉建屋	EL. 0.7 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 自動電圧調整器盤	CS-B1-3	原子炉建屋	EL. 0.7 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D シリコン整流器盤	CS-B1-3	原子炉建屋	EL. 0.7 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 交流リアクトル盤	CS-B1-3	原子炉建屋	EL. 0.7 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D シリコン整流器用変圧器盤	CS-B1-3	原子炉建屋	EL. 0.7 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (34/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 可飽和変流器	CS-B1-3	原子炉建屋	EL. 0.7 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 始動用電磁弁 (No. 1)	CS-B1-3	原子炉建屋	EL. 1.25 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 始動用電磁弁 (No. 2)	CS-B1-3	原子炉建屋	EL. 1.25 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D INST. RACK	CS-B1-3	原子炉建屋	EL. 1.1 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D DIESEL ENGINE INST. RACK	CS-B1-3	原子炉建屋	EL. 1.98 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D シリンダー油タンク	CS-B1-3	原子炉建屋	EL. 5.6 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 潤滑油サンプタンク	CS-B2-3	原子炉建屋	EL. -1.1 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 潤滑油サンプタンクベント管	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 12.26 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 燃料油タンク (燃料デイトank)	CS-B1-6	原子炉建屋	-
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 燃料油タンクベント管	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 11.75 m
非常用ディーゼル発電設備	燃料デイトank液面レベルスイッチ (2D)	CS-B1-6	原子炉建屋	EL. 5.61 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (35/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 機関ベント管	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 12.3 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 吸気系フィルタ (L 側)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 12.24 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 吸気系フィルタ (R 側)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 12.24 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 吸気系フィルタ (L 側)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 12.24 m
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 吸気系フィルタ (R 側)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 12.24 m
非常用ディーゼル発電機 海水系	DGSW ポンプ (2C)	(取水口)	屋外	EL. 2.19 m
非常用ディーゼル発電機 海水系	DGSW ポンプ (2D)	(取水口)	屋外	EL. 2.19 m
高压炉心スプレッド系ディーゼル発電設備	HPCS ディーゼル発電機／機関	CS-B1-4	原子炉建屋	EL. 1.04 m
高压炉心スプレッド系ディーゼル発電設備	DG HPCS 制御盤	CS-B1-4	原子炉建屋	EL. 0.7 m
高压炉心スプレッド系ディーゼル発電設備	HPCS DG 中性点接地変圧器盤	CS-B1-4	原子炉建屋	EL. 0.7 m
高压炉心スプレッド系ディーゼル発電設備	HPCS DG 自動電圧調整器盤	CS-B1-4	原子炉建屋	EL. 0.7 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (36/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
高圧炉心スプ レイ系ディー ゼル発電設備	HPCS DG シリコン整流器盤	CS-B1-4	原子炉建屋	EL. 0.7 m
高圧炉心スプ レイ系ディー ゼル発電設備	HPCS DG 交流リアクトル盤	CS-B1-4	原子炉建屋	EL. 0.7 m
高圧炉心スプ レイ系ディー ゼル発電設備	HPCS DG シリコン整流器用変圧器盤	CS-B1-4	原子炉建屋	EL. 0.7 m
高圧炉心スプ レイ系ディー ゼル発電設備	HPCS DG 可飽和変流器盤	CS-B1-4	原子炉建屋	EL. 0.7 m
高圧炉心スプ レイ系ディー ゼル発電設備	HPCS DG 起動用電磁弁 (No. 1)	CS-B1-4	原子炉建屋	EL. 1.25 m
高圧炉心スプ レイ系ディー ゼル発電設備	HPCS DG 起動用電磁弁 (No. 2)	CS-B1-4	原子炉建屋	EL. 1.25 m
高圧炉心スプ レイ系ディー ゼル発電設備	DG HPCS INST. RACK	CS-B1-4	原子炉建屋	EL. 1.07 m
高圧炉心スプ レイ系ディー ゼル発電設備	DG HPCS DIESEL ENGINE INST. RACK	CS-B1-4	原子炉建屋	EL. 1.98 m
高圧炉心スプ レイ系ディー ゼル発電設備	HPCS DG シリンダー油タンク	CS-B1-4	原子炉建屋	EL. 5.6 m
高圧炉心スプ レイ系ディー ゼル発電設備	HPCS DG 潤滑油サンプタンク	CS-B2-4	原子炉建屋	EL. -1.1 m
高圧炉心スプ レイ系ディー ゼル発電設備	HPCS DG 潤滑油サンプタンクベント管	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 11.46 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (37/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
高圧炉心スプレ イ系ディーゼル 発電設備	HPCS DG 燃料油タンク (燃料デイトンク)	CS-B1-7	原子炉建屋	-
高圧炉心スプレ イ系ディーゼル 発電設備	HPCS DG 燃料油タンクベント管	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 11.75 m
高圧炉心スプレ イ系ディーゼル 発電設備	燃料デイトンク液面レベルスイッチ (HPCS)	CS-B1-7	原子炉建屋	EL. 5.59 m
高圧炉心スプレ イ系ディーゼル 発電設備	HPCS DG 機関ベント管	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 12.2 m
高圧炉心スプレ イ系ディーゼル 発電設備	HPCS DG 吸気系フィルタ (L 側)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 12.24 m
高圧炉心スプレ イ系ディーゼル 発電設備	HPCS DG 吸気系フィルタ (R 側)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 12.24 m
高圧炉心スプレ イ系ディーゼル 発電機海水系	HPCS-DGSW ポンプ	(取水口)	屋外	EL. 2.19 m
ディーゼル ル室 換気系	DG 2C ルーフベントファン	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル ル室 換気系	DG 2C ルーフベントファン	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル ル室 換気系	DG 2D ルーフベントファン	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル ル室 換気系	DG 2D ルーフベントファン	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (38/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
ディーゼル室 換気系	DG HPCS ルーフベントファン	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	DG HPCS ルーフベントファン	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (A)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (B)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (C)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (D)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (E)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (F)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (A)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (B)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (C)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (39/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
ディーゼル室 換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (D)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	HVAC D/G 2D EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	CS-B1-3	原子炉建屋	EL. 1.5 m
ディーゼル室 換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (A)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (B)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (C)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (D)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (A)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (B)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (C)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (D)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	HVAC D/G HPCS EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	CS-B1-4	原子炉建屋	EL. 1.3 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (40/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
ディーゼル室 換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (A)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (B)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (C)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (D)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (A)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (B)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (C)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (D)	(C/S 屋上)	原子炉建屋	EL. 9.5 m
ディーゼル室 換気系	HVAC D/G 2C EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	CS-B1-5	原子炉建屋	EL. 1.3 m
ディーゼル発電機 燃料油系	燃料移送ポンプ (A)	(屋外)	屋外	-
ディーゼル発電機 燃料油系	燃料移送ポンプ (B)	(屋外)	屋外	-

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (41/75)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
ディーゼル発電機 燃料油系	燃料移送ポンプ (C)	(屋外)	屋外	-
ディーゼル発電機 燃料油系	軽油貯蔵タンク	(屋外)	屋外	-
プロセス 放射線 モニタ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (A) (検出器)	RB-6-1	原子炉建屋	EL. 51.0 m
プロセス 放射線 モニタ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (B) (検出器)	RB-6-1	原子炉建屋	EL. 51.0 m
プロセス 放射線 モニタ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (C) (検出器)	RB-6-1	原子炉建屋	EL. 51.0 m
プロセス 放射線 モニタ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (D) (検出器)	RB-6-1	原子炉建屋	EL. 51.0 m
プロセス 放射線 モニタ系	MAIN STEAM LINE (A) RADIATION MONITOR (検出器)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.3 m
プロセス 放射線 モニタ系	MAIN STEAM LINE (B) RADIATION MONITOR (検出器)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.3 m
プロセス 放射線 モニタ系	MAIN STEAM LINE (C) RADIATION MONITOR (検出器)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.3 m
プロセス 放射線 モニタ系	MAIN STEAM LINE (D) RADIATION MONITOR (検出器)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.3 m
プロセス 放射線 モニタ系	原子炉建屋排気筒モニタ (A) (検出器)	CS-3-2	原子炉建屋	EL. 25.29 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (42/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
プロセス 放射線 モニタ系	原子炉建屋排気筒モニタ (B) (検出器)	CS-3-2	原子炉建屋	EL. 25. 29 m
プロセス 放射線 モニタ系	原子炉建屋排気筒モニタ (C) (検出器)	CS-3-2	原子炉建屋	EL. 25. 29 m
プロセス 放射線 モニタ系	原子炉建屋排気筒モニタ (D) (検出器)	CS-3-2	原子炉建屋	EL. 25. 29 m
ほう酸水 注入系	ほう酸水注入ポンプ (A)	RB-5-3	原子炉建屋	EL. 39. 36 m
ほう酸水 注入系	ほう酸水注入ポンプ (B)	RB-5-3	原子炉建屋	EL. 39. 36 m
ほう酸水 注入系	ほう酸水貯蔵タンク	RB-5-3	原子炉建屋	EL. 39. 53 m
ほう酸水 注入系	SLC 計装ラック	RB-5-3	原子炉建屋	EL. 39. 44 m
ほう酸水 注入系	SLC 貯蔵タンク出口弁 (A)	RB-5-3	原子炉建屋	EL. 39. 64 m
ほう酸水 注入系	SLC 貯蔵タンク出口弁 (B)	RB-5-3	原子炉建屋	EL. 39. 64 m
ほう酸水 注入系	SLC 爆破弁 (A)	RB-5-3	原子炉建屋	EL. 40. 81 m
ほう酸水 注入系	SLC 爆破弁 (B)	RB-5-3	原子炉建屋	EL. 40. 81 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (43/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
ほう酸水 注入系	SLC PUMP DISCH PRESS (伝送器)	RB-5-3	原子炉建屋	EL. 40.24 m
ほう酸水 注入系	SLC テスト逆止弁バイパス弁	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 23.1 m
補機冷却 海水系	ASW ポンプ (A)	(取水口)	屋外	EL. 2.85 m
補機冷却 海水系	ASW ポンプ (B)	(取水口)	屋外	EL. 2.85 m
補機冷却 海水系	ASW ポンプ (C)	(取水口)	屋外	EL. 2.85 m
漏えい 検出系	MSL AREA DIFF TEMP (A) (検出器)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 22.3 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA DIFF TEMP (B) (検出器)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 22.3 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA DIFF TEMP (C) (検出器)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 22.3 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA DIFF TEMP (D) (検出器)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 22.3 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	RB-2-1	原子炉建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	RB-2-1	原子炉建屋	EL. 16.0 m 以上

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (44/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	RB-2-1	原子炉建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	RB-2-1	原子炉建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA DIFF TEMP (A) (検出器)	RB-2-9	原子炉建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA DIFF TEMP (B) (検出器)	RB-2-9	原子炉建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA DIFF TEMP (C) (検出器)	RB-2-9	原子炉建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA DIFF TEMP (D) (検出器)	RB-2-9	原子炉建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.9 m
漏えい 検出系	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.9 m
漏えい 検出系	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.5 m
漏えい 検出系	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.52 m
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TB-1-16	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (45/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TB-1-16	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TB-1-16	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TB-1-16	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TB-1-16	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TB-1-16	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TB-1-16	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TB-1-16	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TB-1-16	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TB-1-16	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TB-1-16	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TB-1-16	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (46/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TB-1-15	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TB-1-15	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TB-1-15	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TB-1-15	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TB-1-14	タービン 建屋	EL. 10.2 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TB-1-14	タービン 建屋	EL. 10.2 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TB-1-14	タービン 建屋	EL. 10.2 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TB-1-14	タービン 建屋	EL. 10.2 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TB-1-14	タービン 建屋	EL. 10.2 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TB-1-14	タービン 建屋	EL. 10.2 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TB-1-14	タービン 建屋	EL. 10.2 m 以上

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (47/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TB-1-14	タービン 建屋	EL. 10.2 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TB-1-14	タービン 建屋	EL. 10.2 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TB-1-14	タービン 建屋	EL. 10.2 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TB-1-14	タービン 建屋	EL. 10.2 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TB-1-14	タービン 建屋	EL. 10.2 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TB-1-16	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TB-1-16	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TB-1-16	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TB-1-16	タービン 建屋	EL. 16.0 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TB-1-14	タービン 建屋	EL. 10.2 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TB-1-14	タービン 建屋	EL. 10.2 m 以上

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (48/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TB-1-14	タービン 建屋	EL. 10.2 m 以上
漏えい 検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TB-1-14	タービン 建屋	EL. 10.2 m 以上
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS ブロワ (A)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 再結合器 (A)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 加熱器 (A)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	ブロワ (A) 入口ガス温度 (検出器)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	加熱管 2/3 位置 (A) ガス温度 (検出器)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	加熱管 (A) 出口ガス温度 (検出器)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	加熱管 (A) 出口壁温度 (検出器)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	再結合 (A) ガス温度 (検出器)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	再結合器 (A) 壁温度 (検出器)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.6 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (49/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
可燃性 ガス濃度 制御系	再循環 (A) ガス温度 (検出器)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS ヒータ制御盤 (A)	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.3 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (A) 冷却器冷却水元弁	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.75 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 冷却器冷却水入口弁	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 入口制御弁	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 再循環制御弁	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (A) 系統流量計装	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 21.24 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS ブロワ (B)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 再結合器 (B)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 加熱器 (B)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	ブロワ (B) 入口ガス温度 (検出器)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.6 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (50/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
可燃性 ガス濃度 制御系	加熱管 2/3 位置 (B) ガス温度 (検出器)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	加熱管 (B) 出口ガス温度 (検出器)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	加熱管 (B) 出口壁温度 (検出器)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	再結合 (B) ガス温度 (検出器)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	再結合器 (B) 壁温度 (検出器)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	再循環 (B) ガス温度 (検出器)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS ヒータ制御盤 (B)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.3 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (B) 冷却器冷却水元弁	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.75 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 冷却器冷却水入口弁	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 入口制御弁	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.6 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 再循環制御弁	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.6 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (51/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (B) 系統流量計装	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 21.24 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (B) 系 入口管隔離弁	RB-2-3	原子炉建屋	EL. 18.1 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (A) 系 入口管隔離弁	RB-2-8	原子炉建屋	EL. 15.88 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (A) 系 出口管隔離弁	RB-1-1	原子炉建屋	EL. 9.83 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (A) 系 出口弁	RB-1-1	原子炉建屋	EL. 9.57 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (B) 系出口管隔離弁	RB-1-2	原子炉建屋	EL. 10.0 m
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (B) 系出口弁	RB-1-2	原子炉建屋	EL. 10.0 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 注入弁	RB-4-1	原子炉建屋	EL. 34.26 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 外側隔離弁	RB-3-6	原子炉建屋	EL. 23.68 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC タービン排気弁	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 6.2 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 真空ポンプ出口弁	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 6.12 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (52/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC DIV-I 計装ラック	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.58 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC DIV-II 計装ラック	RB-B1-9	原子炉建屋	EL. 2.61 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC ポンプ/タービン	RB-B2-10	原子炉建屋	EL. -3.55 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC ポンプサプレッションプール水供給弁	RB-B2-10	原子炉建屋	EL. -2.5 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC ミニフロー弁	RB-B2-10	原子炉建屋	EL. -2.4 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 潤滑油クーラー冷却水供給弁	RB-B2-10	原子炉建屋	EL. -2.47 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 蒸気供給弁	RB-B2-10	原子炉建屋	EL. -2.1 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 弁 (E51-F045) バイパス弁	RB-B2-10	原子炉建屋	EL. -2.1 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC トリップ/スロットル弁	RB-B2-10	原子炉建屋	EL. -2.96 m
原子炉 隔離時 冷却系	油圧作動弁 ガバナ弁	RB-B2-10	原子炉建屋	EL. -3.55 m
原子炉 隔離時 冷却系	ガバナ	RB-B2-10	原子炉建屋	EL. -3.55 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (53/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
原子炉 隔離時 冷却系	PUMP DISCHARGE PRESS (スイッチ)	RB-B2-10	原子炉建屋	EL. -2.64 m
原子炉 隔離時 冷却系	PUMP DISCHARGE H/L FLOW (伝送器)	RB-B2-10	原子炉建屋	EL. -2.69 m
原子炉 隔離時 冷却系	FI-E51-N002 計器収納箱	RB-B2-10	原子炉建屋	EL. -1.34 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC PUMP DISCHARGE FLOW (伝送器)	RB-B2-10	原子炉建屋	EL. -2.64 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 蒸気入口ドレンポット排水弁	RB-B2-10	原子炉建屋	EL. -3.6 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 真空ポンプ	RB-B2-17	原子炉建屋	EL. -3.77 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 復水ポンプ	RB-B2-17	原子炉建屋	EL. -3.77 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC バキュームタンク復水排水弁	RB-B2-17	原子炉建屋	EL. -3.64 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC バキュームタンク復水排水弁	RB-B2-17	原子炉建屋	EL. -3.64 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC TURBINE CONTROL BOX	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 23.0 m
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 弁 (E51-F065) 均圧弁	RB-4-1	原子炉建屋	EL. 33.0 m

第 2-5 表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (54/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
原子炉 建屋 換気系	HPCS ポンプ室空調機	RB-B2-1	原子炉建屋	EL. -3.55 m
原子炉 建屋 換気系	HPCS ポンプ室空調機	RB-B2-19	原子炉建屋	EL. -3.55 m
原子炉 建屋 換気系	RHR (B) ポンプ室空調機	RB-B2-3	原子炉建屋	EL. -3.73 m
原子炉 建屋 換気系	RHR (C) ポンプ室空調機	RB-B2-6	原子炉建屋	EL. -3.73 m
原子炉 建屋 換気系	RHR (A) ポンプ室空調機	RB-B2-7	原子炉建屋	EL. -3.55 m
原子炉 建屋 換気系	RCIC ポンプ・タービン室空調機	RB-B2-17	原子炉建屋	EL. -3.55 m
原子炉 建屋 換気系	LPCS ポンプ室空調機	RB-B2-13	原子炉建屋	EL. -3.73 m
原子炉 建屋 換気系	C/S 給気隔離ダンパ (通常系)	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 24.27 m
原子炉 建屋 換気系	C/S 給気隔離ダンパ (通常系)	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 24.27 m
原子炉 建屋 換気系	C/S 給気隔離ダンパ	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 30.5 m
原子炉 建屋 換気系	C/S 給気隔離ダンパ	CS-3-1	原子炉建屋	EL. 32.9 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (55/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
原子炉 建屋 換気系	C/S 排気隔離ダンパ (通常系)	CS-3-2	原子炉建屋	EL. 24.1 m
原子炉 建屋 換気系	C/S 排気隔離ダンパ (通常系)	CS-3-2	原子炉建屋	EL. 24.1 m
原子炉 建屋 換気系	C/S 排気隔離ダンパ	CS-3-3	原子炉建屋	EL. 24.1 m
原子炉 建屋 換気系	C/S 排気隔離ダンパ	CS-3-3	原子炉建屋	EL. 24.1 m
原子炉 再循環系	原子炉再循環系 (A) 計装ラック	RB-2-9	原子炉建屋	EL. 14.58 m
原子炉 再循環系	原子炉再循環系 (B) 計装ラック	RB-2-8	原子炉建屋	EL. 14.55 m
原子炉 再循環系	原子炉再循環ポンプ (B) 流量制御弁	RB-3-5	原子炉建屋	EL. 20.8 m
原子炉 再循環系	原子炉再循環ポンプ (B) 流量制御弁	RB-3-5	原子炉建屋	EL. 20.8 m
原子炉 再循環系	原子炉再循環ポンプ (B) 流量制御弁	RB-3-5	原子炉建屋	EL. 20.8 m
原子炉 再循環系	原子炉再循環ポンプ (B) 流量制御弁	RB-3-5	原子炉建屋	EL. 20.8 m
原子炉 再循環系	原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁	RB-3-6	原子炉建屋	EL. 20.8 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (56/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
原子炉 再循環系	原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁	RB-3-6	原子炉建屋	EL. 20.8 m
原子炉 再循環系	原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁	RB-3-6	原子炉建屋	EL. 20.8 m
原子炉 再循環系	原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁	RB-3-6	原子炉建屋	EL. 20.8 m
原子炉 冷却材 浄化系	CUW 外側隔離弁	RB-2-10	原子炉建屋	EL. 14.73 m
高圧炉心 スプレイ 系	HPCS 注入弁	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 25.44 m
高圧炉心 スプレイ 系	HPCS DIV-III計装ラック	RB-B1-9	原子炉建屋	EL. 2.58 m
高圧炉心 スプレイ 系	HPCS ポンプ入口弁 (CST 側)	RB-B1-2	原子炉建屋	EL. 2.81 m
高圧炉心 スプレイ 系	HPCS ポンプ	RB-B2-18	原子炉建屋	EL. -1.32 m
高圧炉心 スプレイ 系	HPCS ミニフロー弁	RB-B2-19	原子炉建屋	EL. -1.52 m
高圧炉心 スプレイ 系	HPCS ポンプ入口弁 (S/P 側)	RB-B2-1	原子炉建屋	EL. -2.48 m
高圧炉心 スプレイ 系	CST WATER LEVEL (伝送器)	CST-B1-1	CST エリア	EL. 3.92 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (57/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
高圧炉心 スプレイ 系	CST WATER LEVEL (伝送器)	CST-B1-1	CST エリア	EL. 3.92 m
高圧炉心 スプレイ 系	CST WATER LEVEL (伝送器)	CST-B1-1	CST エリア	EL. 3.9 m
高圧炉心 スプレイ 系	CST WATER LEVEL (伝送器)	CST-B1-1	CST エリア	EL. 3.91 m
低圧炉心 スプレイ 系	LPCS 注入弁	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 24.86 m
低圧炉心 スプレイ 系	LPCS 計装ラック	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.62 m
低圧炉心 スプレイ 系	LPCS ポンプ	RB-B2-12	原子炉建屋	EL. -1.32 m
低圧炉心 スプレイ 系	LPCS ポンプ入口弁	RB-B2-12	原子炉建屋	EL. -2.5 m
低圧炉心 スプレイ 系	LPCS ミニフロー弁	RB-B2-12	原子炉建屋	EL. -3.5 m
中央 制御室 制御盤	プロセス放射線モニタ記録計盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	非常用炉心冷却系制御盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (58/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
中央 制御室 制御盤	原子炉補機制御盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	原子炉制御操作盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	プロセス放射線モニタ計装盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	TIP 制御盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	出力領域モニタ計装盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	原子炉保護系 (A) 継電器盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	原子炉保護系 (B) 継電器盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	プロセス計装盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	プロセス計装盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	残留熱除去系 (B) , (C) 補助継電器盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	ジェットポンプ計装盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (59/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
中央 制御室 制御盤	原子炉隔離時冷却系継電器盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	原子炉格納容器内側隔離系継電器盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	原子炉格納容器外側隔離系継電器盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	高圧炉心スプレイ系継電器盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	自動減圧系 (A) 継電器盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	低圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系 (A) 補助継電器盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	自動減圧系 (B) 継電器盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	漏えい検出系操作盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	プロセス放射線モニタ, 起動時領域モニタ (A) 操作盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	プロセス放射線モニタ, 起動時領域モニタ (B) 操作盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	格納容器雰囲気監視系 (A) 操作盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (60/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
中央 制御室 制御盤	格納容器雰囲気監視系 (B) 操作盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	漏えい検出系操作盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	サブレーションプール温度記録計盤 (A)	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	サブレーションプール温度記録計盤 (B)	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	原子炉保護系 (1A) トリップユニット盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	原子炉保護系 (1B) トリップユニット盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	原子炉保護系 (2A) トリップユニット盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	原子炉保護系 (2B) トリップユニット盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	緊急時炉心冷却系 (DIV-I-1) トリップユニット盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	緊急時炉心冷却系 (DIV-II-1) トリップユニット盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	緊急時炉心冷却系 (DIV-I-2) トリップユニット盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (61/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
中央 制御室 制御盤	高圧炉心スプレイ系 トリップユニット盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	所内電気操作盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	タービン発電機操作盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	タービン補機操作盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	タービン補機盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	窒素置換-空調換気制御盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	非常用ガス処理系, 非常用ガス循環系 (A) 操作盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	非常用ガス処理系, 非常用ガス循環系 (B) 操作盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	TURBINE GENERATOR V. B	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	タービン補機補助継電器盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	発電機・主変圧器保護リレー盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (62/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
中央 制御室 制御盤	発電機・主変圧器保護リレー盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	予備変圧器保護リレー盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	タービン補機盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	MS I V-L C S (A) 制御盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	MS I V-L C S (B) 制御盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	可燃性ガス濃度制御盤 (A)	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	可燃性ガス濃度制御盤 (B)	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	送・受電系統制御盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	開閉所保護リレー盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	原子炉廻り温度記録計盤	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中性子 計装系	IRM&SRM PREAMP. CABINET	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 21.19 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (63/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
中性子計装系	IRM&SRM PREAMP. CABINET	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 21.19 m
中性子計装系	IRM&SRM PREAMP. CABINET	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 21.17 m
中性子計装系	IRM&SRM PREAMP. CABINET	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 21.51 m
中性子計装系	TIP 駆動装置電気盤	RB-2-8	原子炉建屋	EL. 14.0 m
中性子計装系	TIP N ₂ 隔離弁	RB-2-6	原子炉建屋	EL. 15.26 m
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	MSIV ステムリークドレン弁 (A)	RB-1-1	原子炉建屋	EL. 10.06 m
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	MSIV ステムリークドレン弁 (B)	RB-1-2	原子炉建屋	EL. 10.72 m
ドライウェル冷却系	ドライウェル冷水入口隔離弁	RB-2-8	原子炉建屋	EL. 17.5 m
ドライウェル冷却系	ドライウェル冷水出口隔離弁	RB-2-8	原子炉建屋	EL. 16.25 m
不活性ガス系	PCV PRESS (A) (伝送器)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 21.36 m
不活性ガス系	PCV PRESS (B) (伝送器)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 21.37 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (64/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
不活性 ガス系	PCV PRESS	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 21.64 m
不活性 ガス系	PCV PRESS (伝送器)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 21.36 m
不活性 ガス系	SUPP CHAMBER PRESS	RB-1-1	原子炉建屋	EL. 9.39 m
不活性 ガス系	SUPP CHAMBER PRESS	RB-1-2	原子炉建屋	EL. 9.7 m
不活性 ガス系	SUPP CHAMBER LEVEL (伝送器)	RB-B2-6	原子炉建屋	EL. -2.62 m
不活性 ガス系	SUPP CHAMBER LEVEL (A) (伝送器)	RB-B2-13	原子炉建屋	EL. -2.6 m
不活性 ガス系	SUPP CHAMBER LEVEL (B) (伝送器)	RB-B2-6	原子炉建屋	EL. -2.62 m
不活性 ガス系	原子炉建屋換気系ベント弁 (SB2-14)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 42.4 m
不活性 ガス系	FRVS ベント弁 (SB2-3)	RB-5-14	原子炉建屋	EL. 41.17 m
不活性 ガス系	ドライウェルベント弁	RB-4-3	原子炉建屋	EL. 33.73 m
不活性 ガス系	ドライウェル 2 インチ ベント弁	RB-4-3	原子炉建屋	EL. 34.65 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (65/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
不活性 ガス系	サブプレッション・チェンババント弁	RB-1-2	原子炉建屋	EL. 11.26 m
不活性 ガス系	サブプレッション・チェンババント弁	RB-1-2	原子炉建屋	EL. 10.28 m
不活性 ガス系	サブプレッション・チェンバ真空破壊止め弁	RB-1-1	原子炉建屋	EL. 8.8 m
不活性 ガス系	サブプレッション・チェンバ真空破壊止め弁	RB-1-1	原子炉建屋	EL. 9.53 m
不活性 ガス系	サブプレッション・チェンバパージ弁	RB-1-1	原子炉建屋	EL. 8.96 m
不活性 ガス系	サブプレッション・チェンバ N ₂ ガス供給弁	RB-1-1	原子炉建屋	EL. 9.73 m
不活性 ガス系	エアパージ供給入口弁	RB-2-8	原子炉建屋	EL. 17.67 m
不活性 ガス系	格納容器パージ弁	RB-2-9	原子炉建屋	EL. 17.69 m
不活性 ガス系	格納容器／サブプレッション・チェンバ N ₂ ガス供給弁	RB-2-8	原子炉建屋	EL. 15.13 m
不活性 ガス系	N ₂ ガスパージ供給弁	RB-2-8	原子炉建屋	EL. 17.78 m
不活性 ガス系	格納容器 N ₂ ガス供給弁	RB-2-9	原子炉建屋	EL. 17.85 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (66/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
不活性 ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 3.2 m
不活性 ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.6 m
不活性 ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.6 m
不活性 ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 3.2 m
不活性 ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 3.8 m
不活性 ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 3.8 m
不活性 ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	RB-B1-2	原子炉建屋	EL. 3.3 m
不活性 ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	RB-B1-2	原子炉建屋	EL. 2.9 m
不活性 ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	RB-B1-2	原子炉建屋	EL. 2.5 m
不活性 ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	RB-B1-2	原子炉建屋	EL. 2.9 m
不活性 ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	RB-B1-2	原子炉建屋	EL. 3.3 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (67/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
事故時 サンプリ ング系	D/W 内サンプリングバイパス弁	RB-3-1	原子炉建屋	EL. 21.04 m
試料 採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁	RB-4-2	原子炉建屋	EL. 30.69 m
試料 採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁	RB-4-2	原子炉建屋	EL. 30.69 m
試料 採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 24.2 m
試料 採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 24.2 m
試料 採取系	PLR 炉水サンプリング弁 (外側隔離弁)	RB-3-2	原子炉建屋	EL. 20.76 m
試料 採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁	RB-2-3	原子炉建屋	EL. 18.0 m
試料 採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁	RB-2-3	原子炉建屋	EL. 18.0 m
試料 採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁	RB-1-2	原子炉建屋	EL. 10.2 m 以上
試料 採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁	RB-1-2	原子炉建屋	EL. 10.2 m 以上
試料 採取系	格納容器酸素分析系排気弁	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 5.3 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (68/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
試料 採取系	格納容器酸素分析系排気弁	RB-B1-1	原子炉建屋	EL. 5. 3 m
放射性 廃棄物 処理系	原子炉格納容器ドレン系 機器ドレン隔離弁（外側）	RB-B1-8	原子炉建屋	EL. 5. 48 m
放射性 廃棄物 処理系	原子炉格納容器ドレン系 機器ドレン隔離弁（内側）	RB-B1-8	原子炉建屋	EL. 5. 48 m
放射性 廃棄物 処理系	原子炉格納容器ドレン系 床ドレン隔離弁（外側）	RB-B1-8	原子炉建屋	EL. 5. 49 m
放射性 廃棄物 処理系	原子炉格納容器ドレン系 床ドレン隔離弁（内側）	RB-B1-8	原子炉建屋	EL. 5. 49 m
放射性 廃棄物 処理系	原子炉格納容器ドレン系 オイルドレン隔離弁（内側）	RB-B1-8	原子炉建屋	EL. 5. 29 m
放射性 廃棄物 処理系	原子炉格納容器ドレン系 オイルドレン隔離弁（外側）	RB-B1-8	原子炉建屋	EL. 5. 58 m
復水 移送系	復水移送ポンプ（A）	TB-B1-6	タービン 建屋	EL. -1. 24 m
復水 移送系	復水移送ポンプ（B）	TB-B1-6	タービン 建屋	EL. -1. 24 m
復水 移送系	COND TRANS PUMP DISCH PRESS	TB-B1-6	タービン 建屋	EL. -0. 74 m
復水 移送系	CST（A）LEVEL（伝送器）	CST-B1-2	CST エリア	EL. 3. 86 m

第2-5表 洪水評価対象の防護対象設備リスト (69/73)

系統	設備	洪水防護区画	設置建屋	設置高さ
復水 移送系	CST (B) LEVEL (伝送器)	CST-B1-2	CST エリア	EL. 3.86 m
所内 電源系	TB 120V AC INST DIST PNL 1	TB-1-12	タービン 建屋	EL. 8.4 m
所内 電源系	MCC 2A3-1	TB-1-12	タービン 建屋	EL. 13.5 m
所内 電源系	MCC 2B3-1	TB-1-12	タービン 建屋	EL. 13.5 m
所内 電源系	PC 2A-3	TB-1-12	タービン 建屋	EL. 8.2 m
所内 電源系	PC 2B-3	TB-1-12	タービン 建屋	EL. 8.2 m
プロセス 放射線 モニタ系	OFF GAS PRE HOLD UP (A) プリアンプ	TB-1-2	タービン 建屋	EL. 14.73 m
プロセス 放射線 モニタ系	OFF GAS PRE HOLD UP (B) プリアンプ	TB-1-2	タービン 建屋	EL. 14.73 m
プロセス 放射線 モニタ系	OFF GAS PRE HOLD UP (A) (検出器)	TB-B1-1	タービン 建屋	EL. 5.86 m
プロセス 放射線 モニタ系	OFF GAS PRE HOLD UP (B) (検出器)	TB-B1-1	タービン 建屋	EL. 5.86 m
プロセス 放射線 モニタ系	OFF GAS PRE TREATMENT (A) プリアンプ	RW-2-11	原子炉建屋	EL. 14.75 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (70/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
プロセス 放射線 モニタ系	OFF GAS PRE TREATMENT (B) プリアンプ	RW-2-11	原子炉建屋	EL. 14.75 m
プロセス 放射線 モニタ系	OFF GAS PRE TREATMENT (A) (検出器)	RW-2-11	原子炉建屋	EL. 14.12 m
プロセス 放射線 モニタ系	OFF GAS PRE TREATMENT (B) (検出器)	RW-2-11	原子炉建屋	EL. 14.12 m
プロセス 放射線 モニタ系	OFF GAS POST TREATMENT (A) プリアンプ	RW-2-3	原子炉建屋	EL. 14.0 m
プロセス 放射線 モニタ系	OFF GAS POST TREATMENT (B) プリアンプ	RW-2-3	原子炉建屋	EL. 14.0 m
プロセス 放射線 モニタ系	OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK	RW-2-3	原子炉建屋	EL. 14.0 m
プロセス 放射線 モニタ系	OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK	RW-2-3	原子炉建屋	EL. 14.0 m
プロセス 放射線 モニタ系	OFF GAS PRE HOLD UP LINEAR (検出器)	TB-B1-1	タービン 建屋	EL. 5.86 m
プロセス 放射線 モニタ系	光変換器盤収納盤	CS-B1-1	原子炉建屋	EL. 2.79 m
プロセス 放射線 モニタ系	光変換器盤収納盤	(スタック 建屋)	スタック 建屋	EL. 8.9 m
プロセス 放射線 モニタ系	排気筒モニタ盤	(スタック 建屋)	スタック 建屋	EL. 8.3 m

第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (71/73)

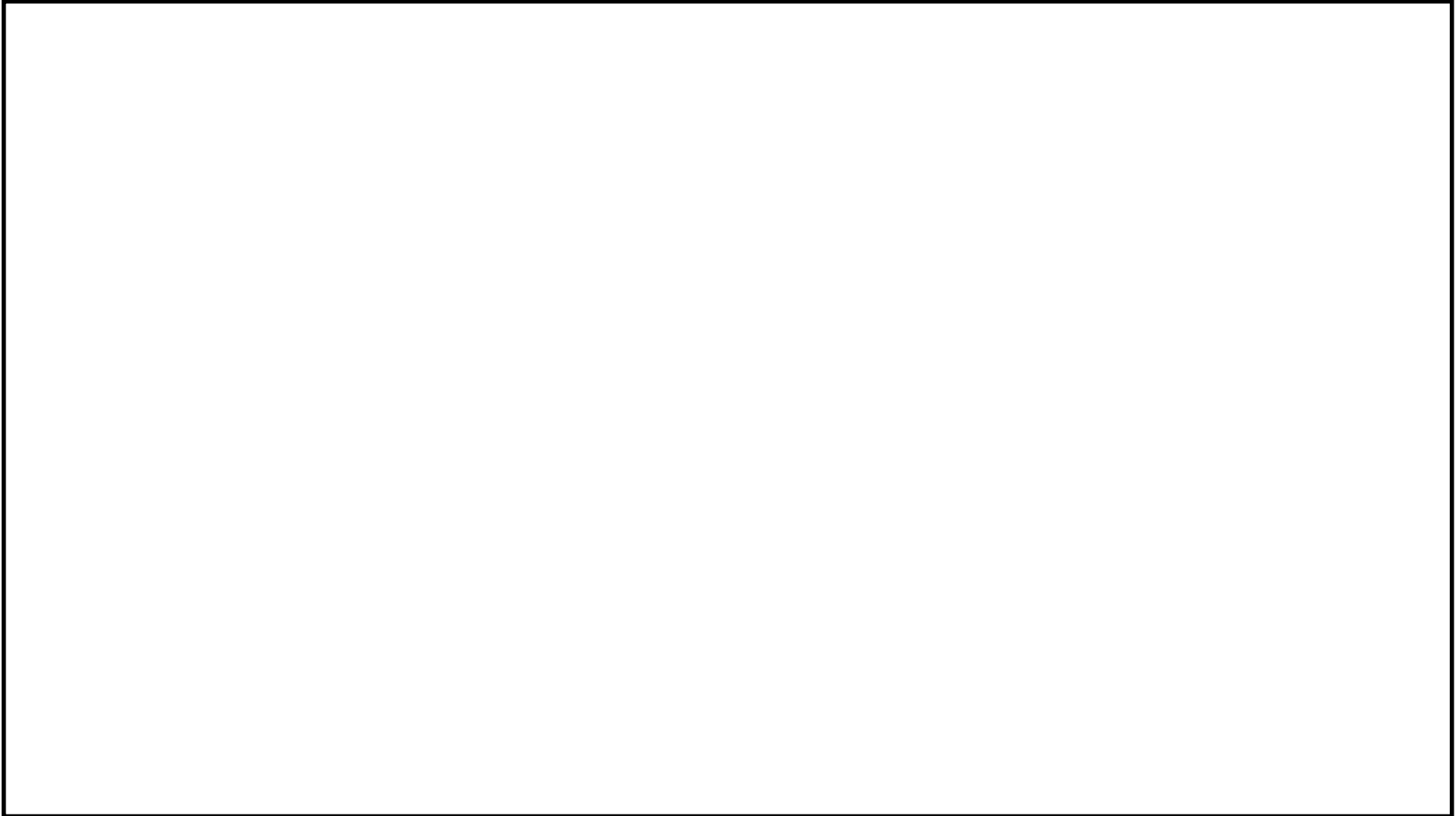
系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
プロセス 放射線 モニタ系	主排気筒モニタガスサンプラ (A)	(スタック 建屋)	スタック 建屋	EL. 8.3 m
プロセス 放射線 モニタ系	主排気筒モニタガスサンプラ (B)	(スタック 建屋)	スタック 建屋	EL. 8.3 m
中央 制御室 制御盤	OFF GAS CHACOAL SYS. V. B	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
中央 制御室 制御盤	TURB. GEN TEST&CHECKOUT V. B	CS-2-1	原子炉建屋	EL. 18.0 m
気体 廃棄物 処理系	OFF GAS SYSTEM INST. RACK	TB-1-4	タービン 建屋	EL. 8.2 m
気体 廃棄物 処理系	OFF GAS PREHEATERS TEMP	TB-1-8	タービン 建屋	EL. 16.5 m
気体 廃棄物 処理系	主蒸気式空気抽出器 (A) 出口弁	TB-1-8	タービン 建屋	EL. 11.28 m
気体 廃棄物 処理系	主蒸気式空気抽出器 (B) 出口弁	TB-1-8	タービン 建屋	EL. 11.28 m
気体 廃棄物 処理系	オフガスプレヒータ (A) 入口弁	TB-1-19	タービン 建屋	EL. 12.26 m
気体 廃棄物 処理系	オフガスプレヒータ (B) 入口弁	TB-1-17	タービン 建屋	EL. 12.26 m
気体 廃棄物 処理系	排ガス予熱器 (A) 蒸気温度制御弁	TB-1-2	タービン 建屋	EL. 15.0 m

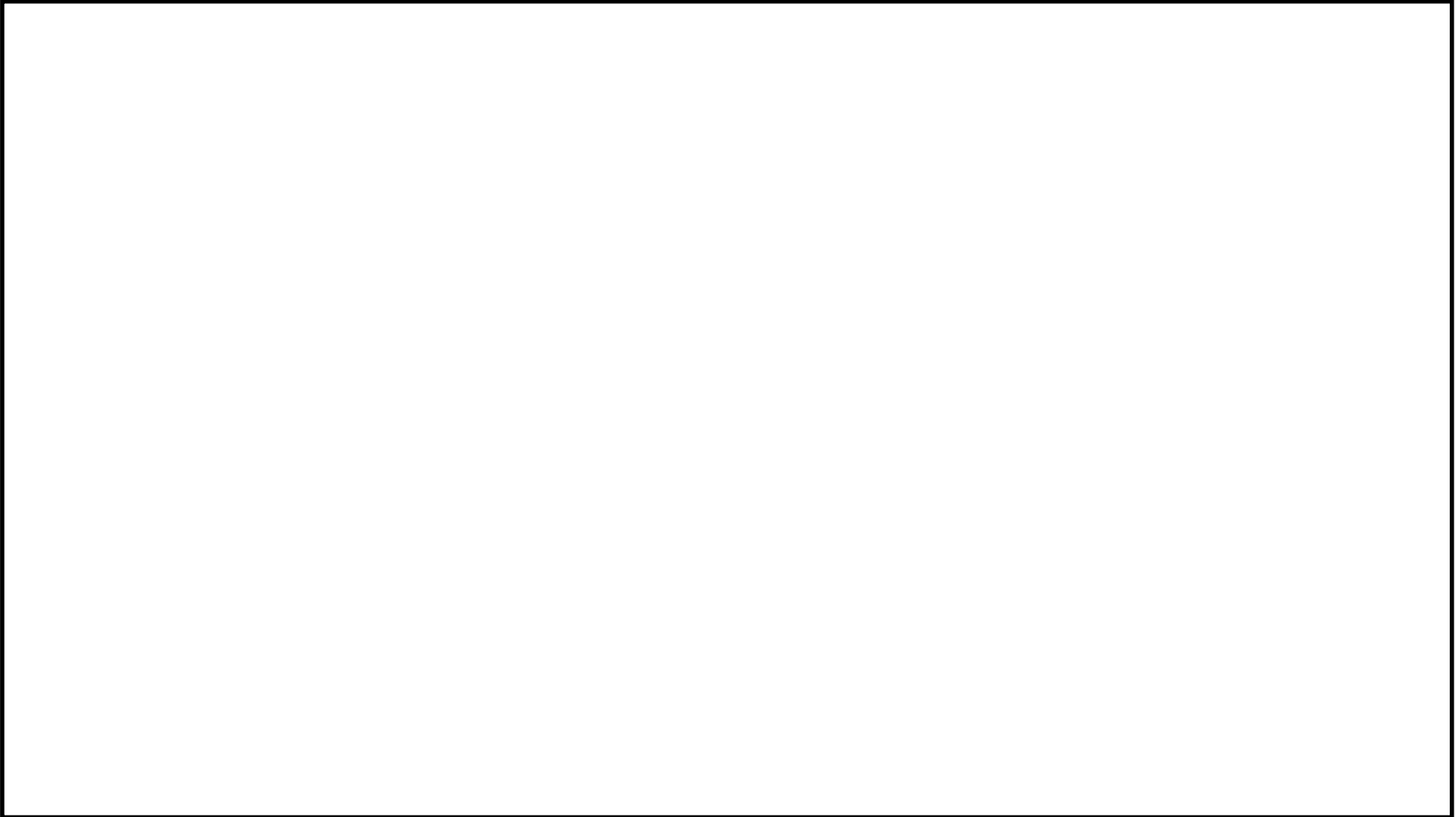
第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (72/73)

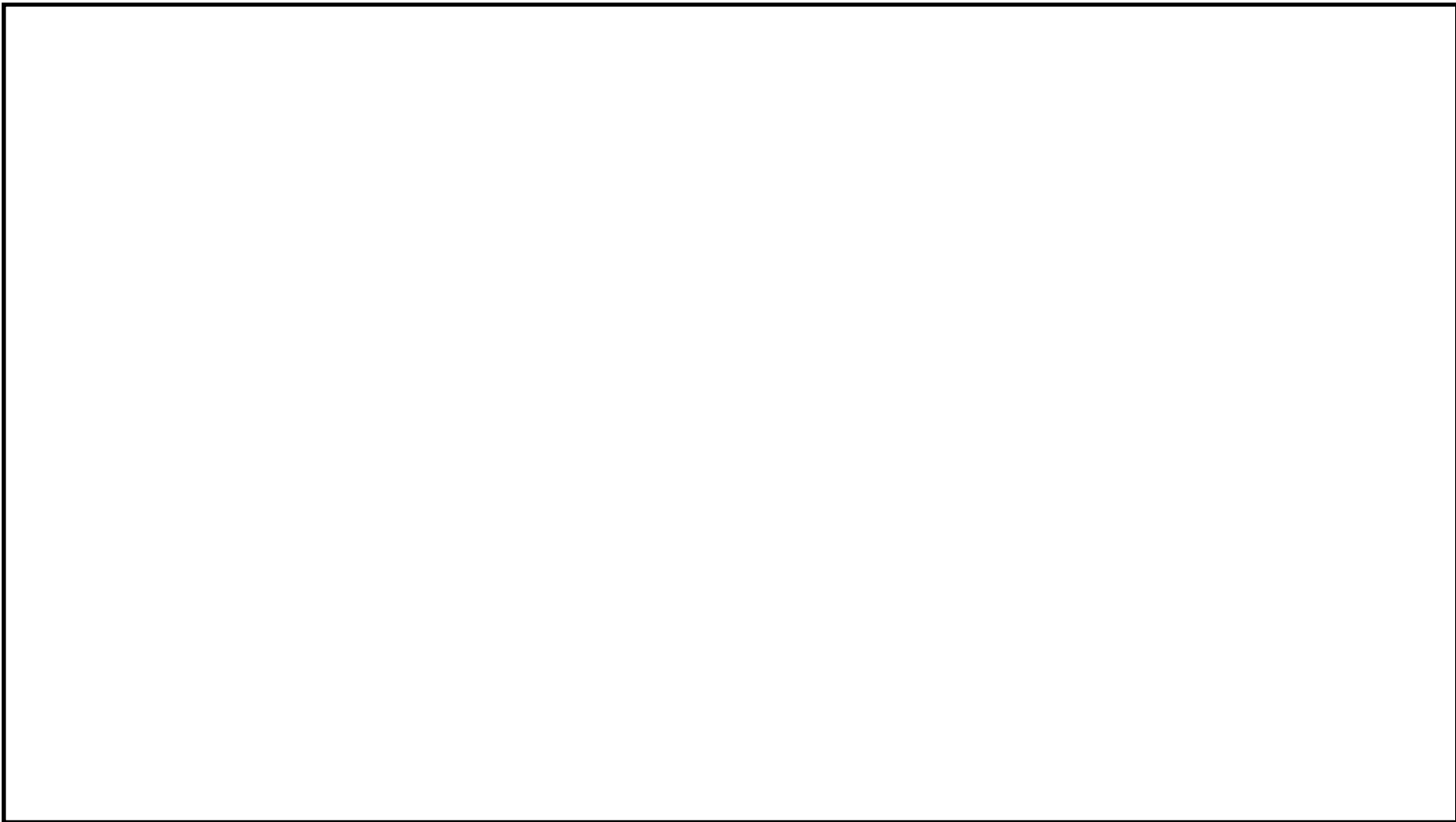
系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
気体 廃棄物 処理系	排ガス予熱器 (B) 蒸気温度制御弁	TB-1-6	タービン 建屋	EL. 16.1 m
気体 廃棄物 処理系	排ガス空気抽出器 (A) 入口弁	RW-1-4	原子炉建屋	EL. 8.77 m
気体 廃棄物 処理系	排ガス空気抽出器 (B) 入口弁	RW-1-4	原子炉建屋	EL. 8.77 m
気体 廃棄物 処理系	排ガス空気抽出器 (A) 再循環圧力制御弁	RW-1-4	原子炉建屋	EL. 9.0 m
気体 廃棄物 処理系	排ガス空気抽出器 (B) 再循環圧力制御弁	RW-1-4	原子炉建屋	EL. 9.0 m
気体 廃棄物 処理系	排ガス空気抽出器 (A) 入口弁	RW-1-4	原子炉建屋	EL. 8.8 m
気体 廃棄物 処理系	排ガス空気抽出器 (B) 入口弁	RW-1-4	原子炉建屋	EL. 8.45 m
気体 廃棄物 処理系	OFF GAS RECOMBINER HEATER (A)	TB-1-19	タービン 建屋	EL. 12.5 m
気体 廃棄物 処理系	OFF GAS RECOMBINER HEATER (B)	TB-1-17	タービン 建屋	EL. 12.5 m
空気 抽出系	第1段 SJAE (A) 空気入口弁	TB-1-8	タービン 建屋	EL. 12.84 m
空気 抽出系	第1段 SJAE (B) 空気入口弁	TB-1-8	タービン 建屋	EL. 12.84 m

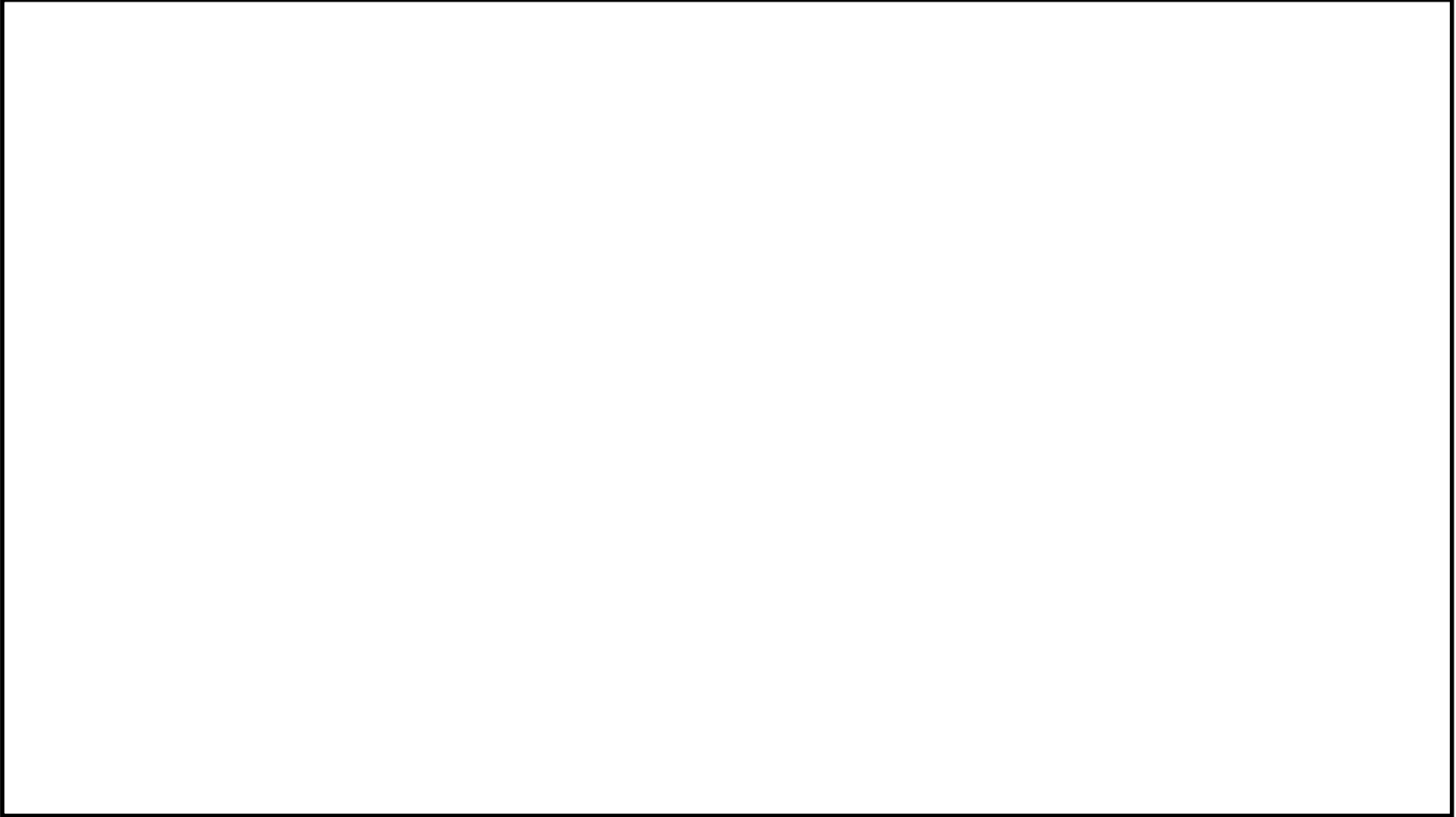
第2-5表 溢水評価対象の防護対象設備リスト (73/73)

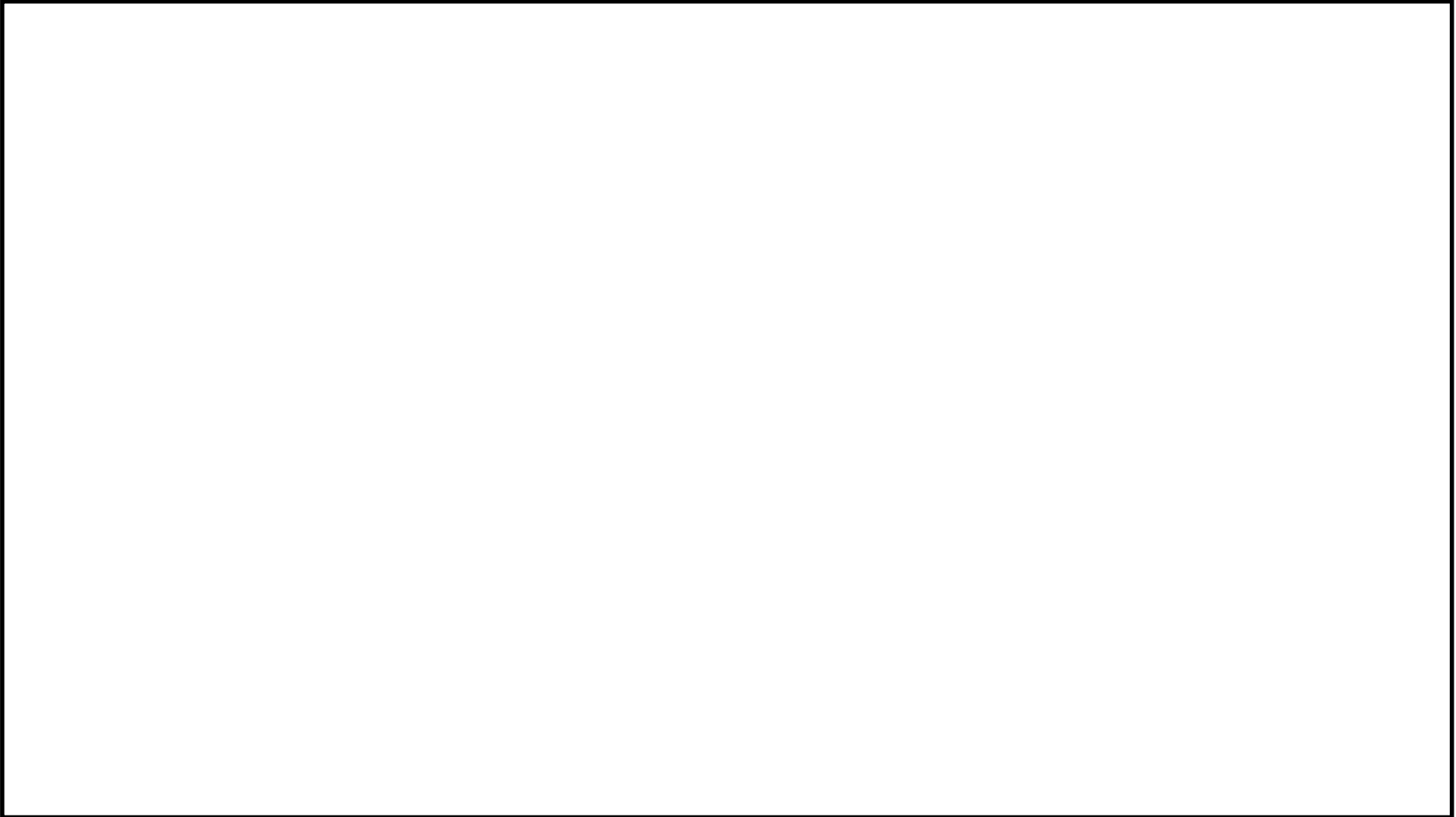
系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ
空気 抽出系	SJAE 蒸気 BLOCK	TB-1-8	タービン 建屋	EL. 9.2 m
空気 抽出系	SJAE 蒸気 BLOCK	TB-1-8	タービン 建屋	EL. 9.2 m
タービン 補助 蒸気系	主蒸気式空気抽出器 (A) 第 1 段蒸気入口弁	TB-1-8	タービン 建屋	EL. 11.56 m
タービン 補助 蒸気系	主蒸気式空気抽出器 (A) 第 2 段蒸気入口弁	TB-1-8	タービン 建屋	EL. 11.56 m
タービン 補助 蒸気系	主蒸気式空気抽出器 (B) 第 1 段蒸気入口弁	TB-1-8	タービン 建屋	EL. 11.06 m
タービン 補助 蒸気系	主蒸気式空気抽出器 (B) 第 2 段蒸気入口弁	TB-1-8	タービン 建屋	EL. 11.06 m

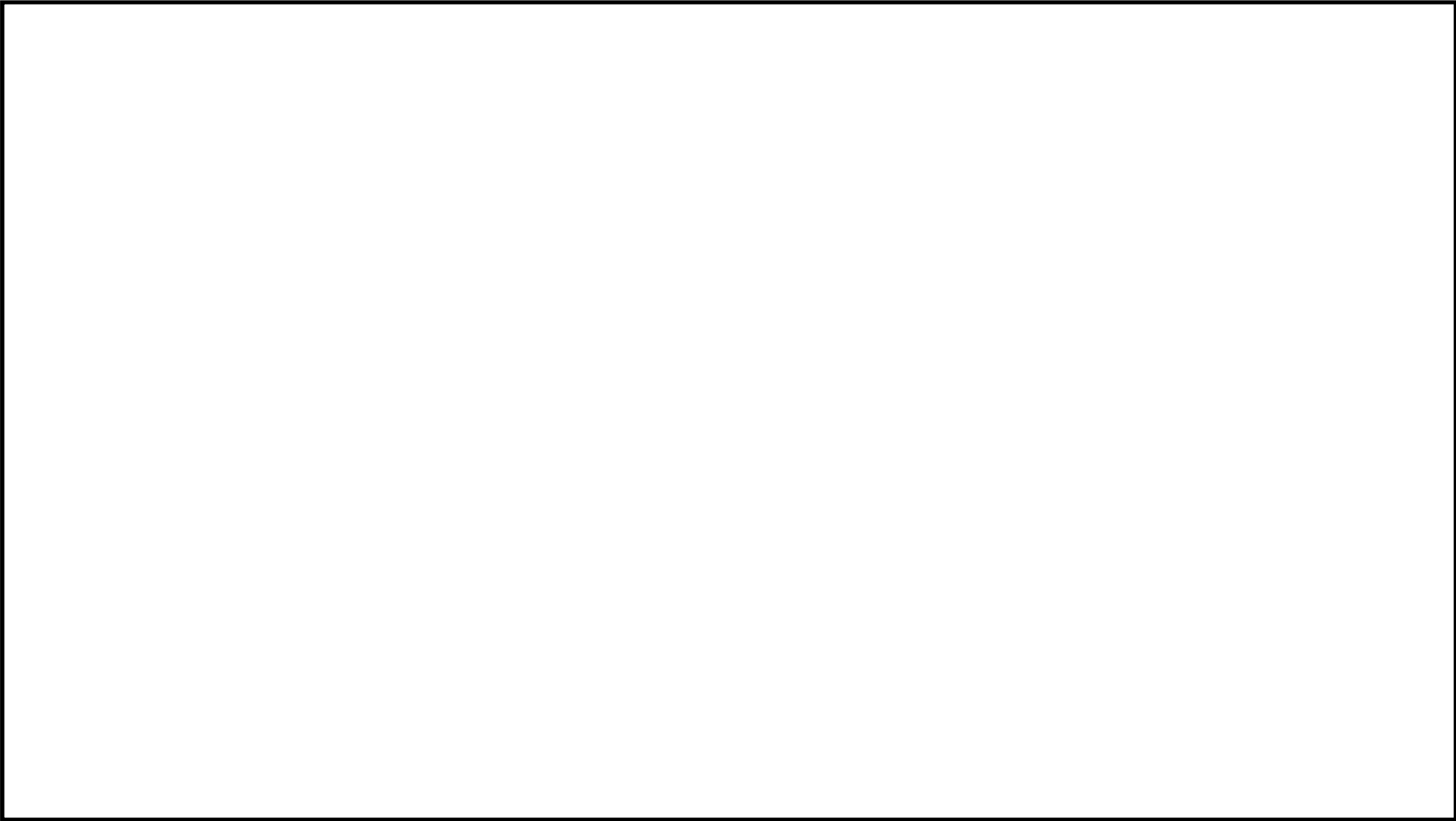


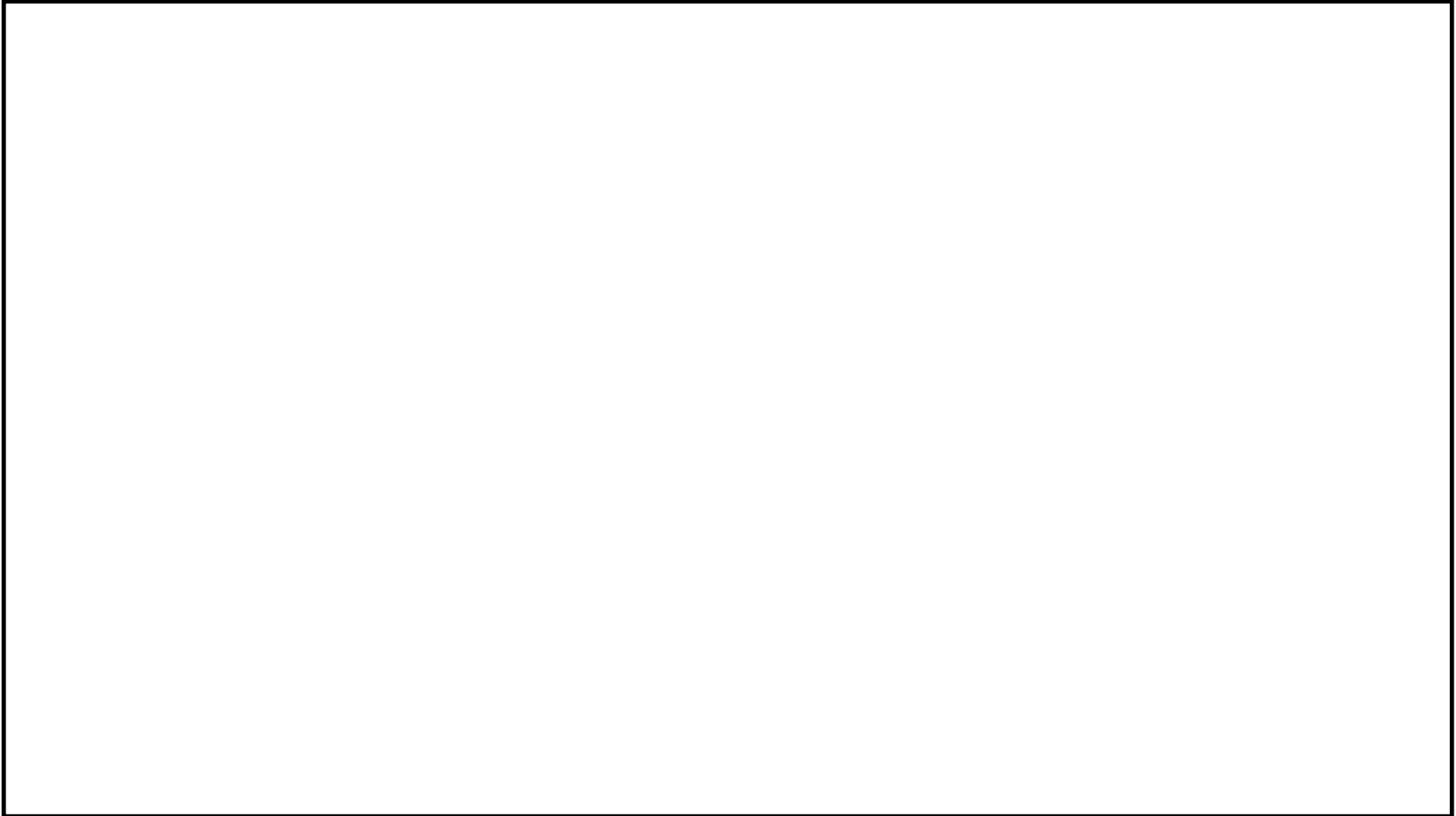


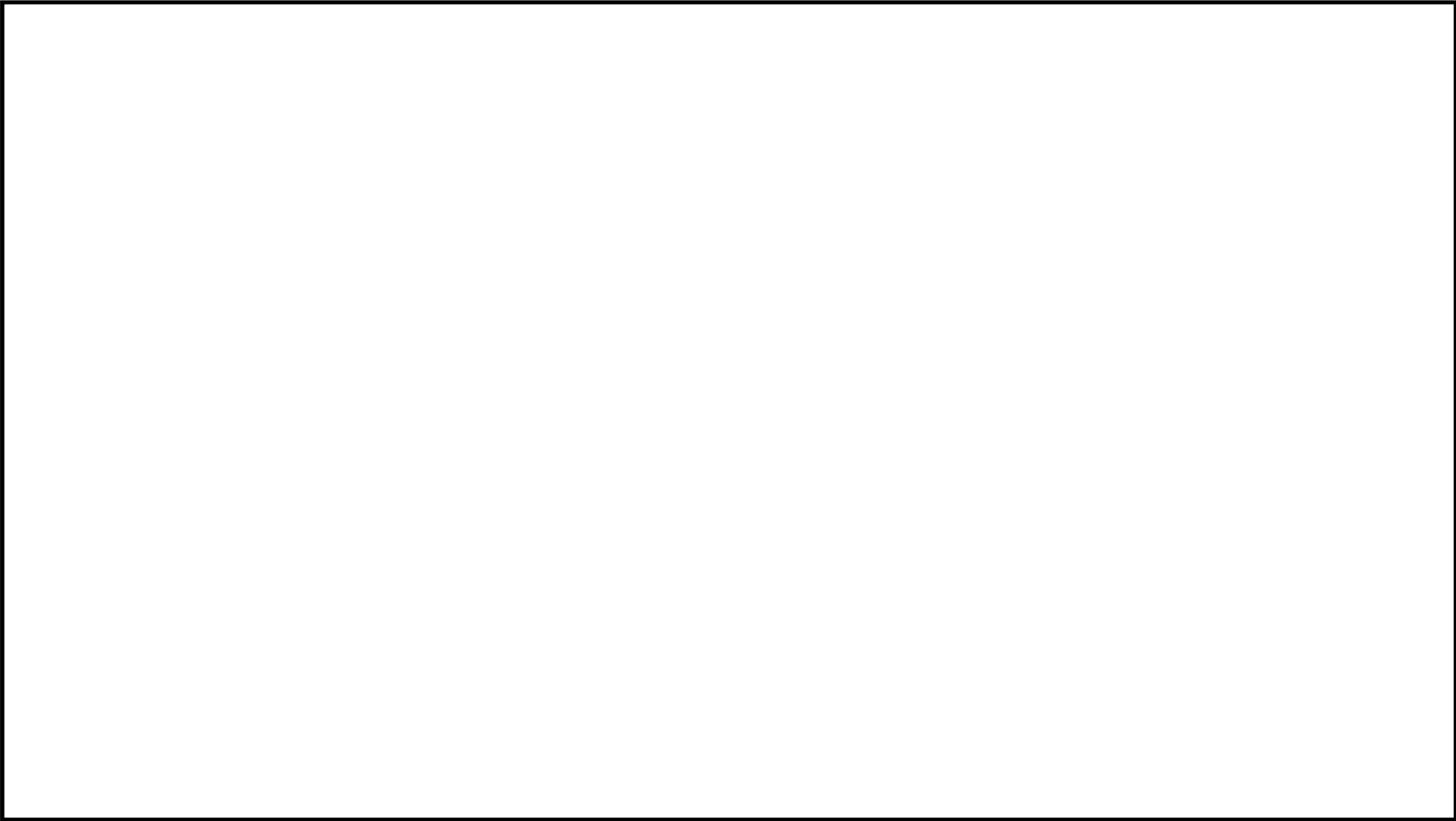


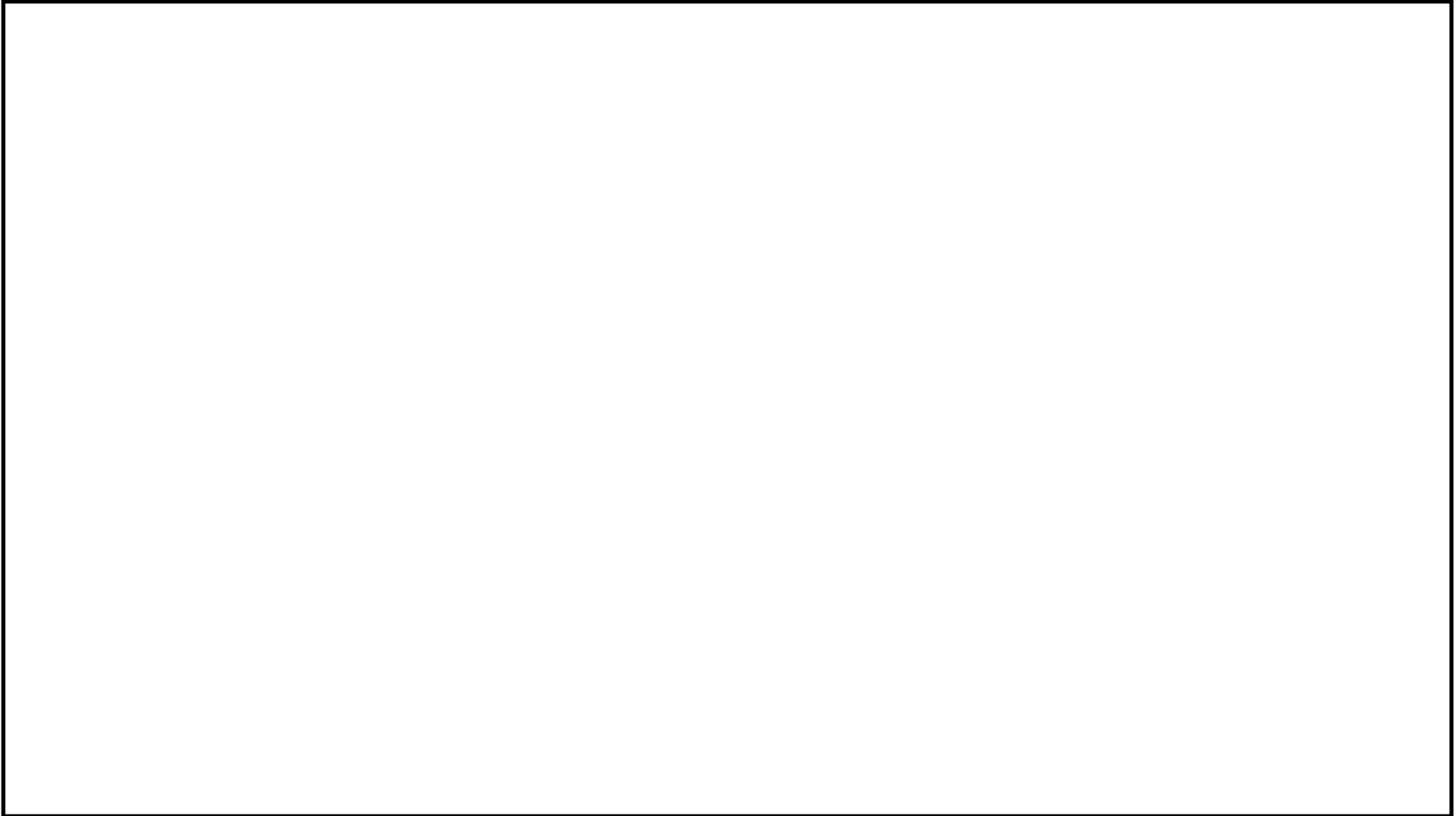


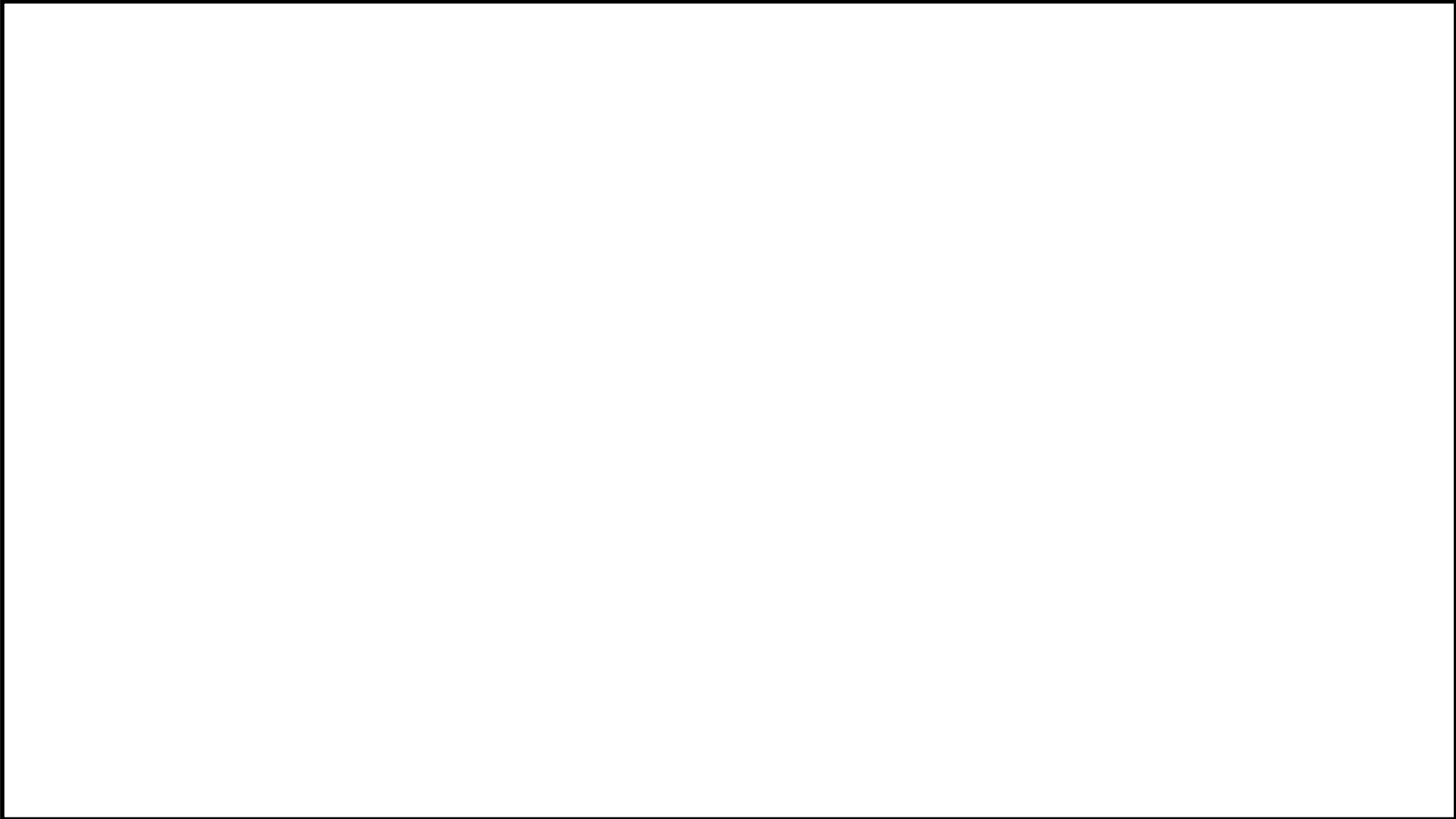












V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定

目次

1. 概要	1
2. 溢水源及び溢水量の設定.....	1
2.1 想定破損による溢水	1
2.2 消火水の放水による溢水	5
2.3 地震起因による溢水	6
2.4 その他の溢水	9
3. 溢水防護区画及び溢水経路の設定	11
3.1 溢水防護区画の設定	11
3.2 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路	12
3.3 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路	13

1. 概要

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

2. 溢水源及び溢水量の設定

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

- ・ 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水（以下「想定破損による溢水」という。）
- ・ 発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「消火水の放水による溢水」という。）
- ・ 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料プール等のスロッシングにより発生する溢水を含む。）（以下「地震起因による溢水」という。）
- ・ その他の要因（地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等）により生じる溢水（以下「その他の溢水」という。）

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

2.1 想定破損による溢水

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

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

- ・ 「高エネルギー配管」とは、呼び径25A（1B）を超える配管であって、プラントの通常運転時に運転温度が95℃を超えるか又は運転圧力が1.9 MPa[gage]を超える配管。ただし、被水及び蒸気の影響については配管径に関係なく評価する。
- ・ 「低エネルギー配管」とは、呼び径25A（1B）を超える配管であって、プラントの通常運転時に運転温度が95℃以下で、かつ運転圧力が1.9 MPa[gage]以下の配管。なお、運転圧力が静水頭圧の配管は除く。
- ・ 高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さければ、低エネルギー配管として扱う。

配管の破損形状の想定に当たっては、高エネルギー配管は、原則「完全全周破断」、低エネルギー配管は、原則「配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有

する貫通クラック（以下「貫通クラック」という。）」を想定する。ただし、応力評価を実施する配管については、発生応力 S_n と許容応力 S_a の比により、以下で示した応力評価の結果に基づく破損形状を想定する。

【高エネルギー配管（ターミナルエンド部を除く。）】

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管

$S_n \leq 0.8 \times \text{許容応力}^{*1} \Rightarrow$ 破損想定不要

*1 クラス 1 配管は $2.4 S_m$ 以下，クラス 2 配管は $0.8 S_a$ 以下

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管

$S_n \leq 0.4 \times \text{許容応力}^{*2} \Rightarrow$ 破損想定不要

$0.4 \times \text{許容応力}^{*2} < S_n \leq 0.8 \times \text{許容応力}^{*3} \Rightarrow$ 貫通クラック

*2 クラス 1 配管は $1.2 S_m$ 以下，クラス 2，3 又は非安全系配管は $0.4 S_a$ 以下

*3 クラス 1 配管は $2.4 S_m$ 以下，クラス 2，3 又は非安全系配管は $0.8 S_a$ 以下

【低エネルギー配管】

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管

$S_n \leq 0.4 S_a \Rightarrow$ 破損想定不要

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管

$S_n \leq 0.4 \times \text{許容応力}^{*4} \Rightarrow$ 破損想定不要

*4 クラス 1 配管は $1.2 S_m$ 以下，クラス 2，3 又は非安全系配管は $0.4 S_a$ 以下

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

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

(1) 溢水源の設定

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

想定破損評価対象配管を応力評価する際には、評価ガイドの評価式に記載されている発生応力に関するパラメータから最も高い応力が発生する配管を抽出し、代表として三次元はりモデルによる評価を実施する。

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

a. 配管破損を考慮する高エネルギー配管の抽出及び破損想定

液体又は蒸気を内包し、防護すべき設備へ影響を与える高エネルギー配管を有するすべての系統を抽出する。被水及び蒸気影響を評価する場合は25A（1B）以下の配管も考慮する。

高エネルギー配管は、「完全全周破断」を想定するが、防護すべき設備が設置される建屋内の原子炉隔離時冷却系蒸気配管及び廃棄物処理棟の所内蒸気配管の一般部（1Bを超える。）は、三次元はりモデルによる応力評価を実施し、発生応力が許容応力の0.8倍以下を確保することから、破損想定貫通クラックとする。補助蒸気系統の小口径（25A以下）の配管及びその他の高エネルギー配管については任意の箇所での完全全周破断を想定する。

抽出した高エネルギー配管を有する系統について、蒸気影響評価における想定破損評価条件を第2-1表に示す。

第2-1表 蒸気影響における配管の想定破損評価条件

系統		破損想定	隔離
原子炉隔離時冷却系蒸気系, 補助蒸気系	一般部（1Bを超える）	貫通クラック	自動／手動
	ターミナルエンド部	完全全周破断	手動
	一般部（1B以下）		

b. 配管破損を考慮する低エネルギー配管の抽出及び破損想定

液体を内包し、防護すべき設備に影響を与える低エネルギー配管を有するすべての系統を抽出する。評価ガイドを踏まえて、静水頭圧の配管は対象外とし、口径が25A以下の配管は被水影響のみ考慮する。

低エネルギー配管は、任意の箇所での貫通クラックを想定する。

(2) 溢水量の設定

高エネルギー配管の溢水評価では、応力評価の結果により想定した破損形状による溢水を想定し、異常の検知、事象の判断及び漏えい箇所の特定並びに現場又は中央制御室からの隔離により漏えい停止するまでの時間を適切に考慮し、想定する破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。想定する破損箇所は防護すべき設備への溢水影響が最も大きくなる位置とする。

破損を想定する高エネルギー配管については、系統ごとに以下の手法を用いて溢水量の算定を行う。

- ・ 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隔離を想定し設定する。評価した隔離までの時間に流出流量を乗じて系統保有水量を加えた溢水量を算定する。
- ・ 溢水量を比較して最大となる溢水量を、当該系統の没水評価に用いる溢水量として設定する。設定した溢水量を第2-2表に示す。

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

第2－2表 想定破損による溢水量の選定（想定破損）

系統名	溢水量 (m ³)
制御棒駆動系	68
原子炉再循環系	1
原子炉冷却材浄化系	54
給・復水系（原子炉建屋内漏えい時）	289
給・復水系（タービン建屋内漏えい時）	1133
給水加熱器ドレン系	290
所内ボイラ系（給水系）	58
放射性廃棄物処理系，スラッジ系	10
放射性廃棄物処理系，使用済樹脂貯蔵系	10
放射性廃棄物処理系，濃縮廃液・廃液中和スラッジ系	326

2.2 消火水の放水による溢水

溢水源として消火栓からの溢水について考慮する。

なお、溢水防護区画において、各種対策設備の追加及び資機材の持込みにより評価条件としている可燃性物質の量及び滞留面積に見直しがある場合は、予め定めた手順により溢水評価への影響確認を行うこととし、保安規定に定めて管理する。

(1) 消火栓からの放水による溢水

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

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

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

a. 放水時間の設定

消火栓からの消火活動における放水時間は、建物内について、3時間に設定する。

消火水を使用しない消火手段である固定式消火設備を設置する区画は、固定式消火設備を消火手段として考慮する。

b. 溢水量の設定

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

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

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

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

(2) 消火栓以外からの放水による溢水

消火栓以外の設備としては、スプリンクラや格納容器スプレイ冷却系があるが、防護すべき設備が設置されている建屋には、スプリンクラは設置しない設計とし、防護すべき設備が安全機能を損なわない設計とすることから溢水源として想定しない。

また、原子炉格納容器内の防護すべき設備については、格納容器スプレイ冷却系の作動により発生する溢水により安全機能を損なわない設計とする。なお、格納容器スプレイ冷却系は、単一故障による誤作動が発生しないように設計上考慮されていることから誤作動による溢水は想定しない。

2.3 地震起因による溢水

(1) 溢水源の設定

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

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

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

(2) 溢水量の設定

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

また、漏えい検知による漏えい停止を期待する場合は、漏えい停止までの隔離時間を考慮し、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。ここで、漏水量は、配管の破損箇所からの流出流量に隔離時間を乗じて設定する。なお、地震後の余震等発生時の状況を想定した場合、運転員による溢水対応操作を実施することが困難と考えられることから漏えい検知による自動隔離機能を有する場合を除き、隔離による漏えい停止は期待しない。

基準地震動 S_s による地震力に対して、耐震性が確保されない循環水配管については、伸縮継手の全円周状の破損を想定し、循環水ポンプを停止するまでの間に生じる溢水量を設定する。

使用済燃料プールのスロッシングによる溢水量の算出に当たっては、原子炉建屋の使用済燃料プールのあるフロアレベルをモデル化範囲とし、三次元流動解析により溢水量を算定する。また、スロッシングによる溢水量を保守的に評価するために、使用済燃料プール及びキャスクピットが水張りされた状態とする。解析モデルは、使用済燃料貯蔵プール本体、キャスクピットを考慮すると

ともに、原子炉建屋6階床面への溢水の流れをシミュレートできるように空気部分もモデル化した。

解析に用いる地震動は、基準地震動 S_s の8波をそれぞれ用いて溢水量を算出し、床面への溢水量の最大値を評価に使用した。

また、プール廻りのダクト開口部については、流入防止の対策を講じることから、モデル化しない。

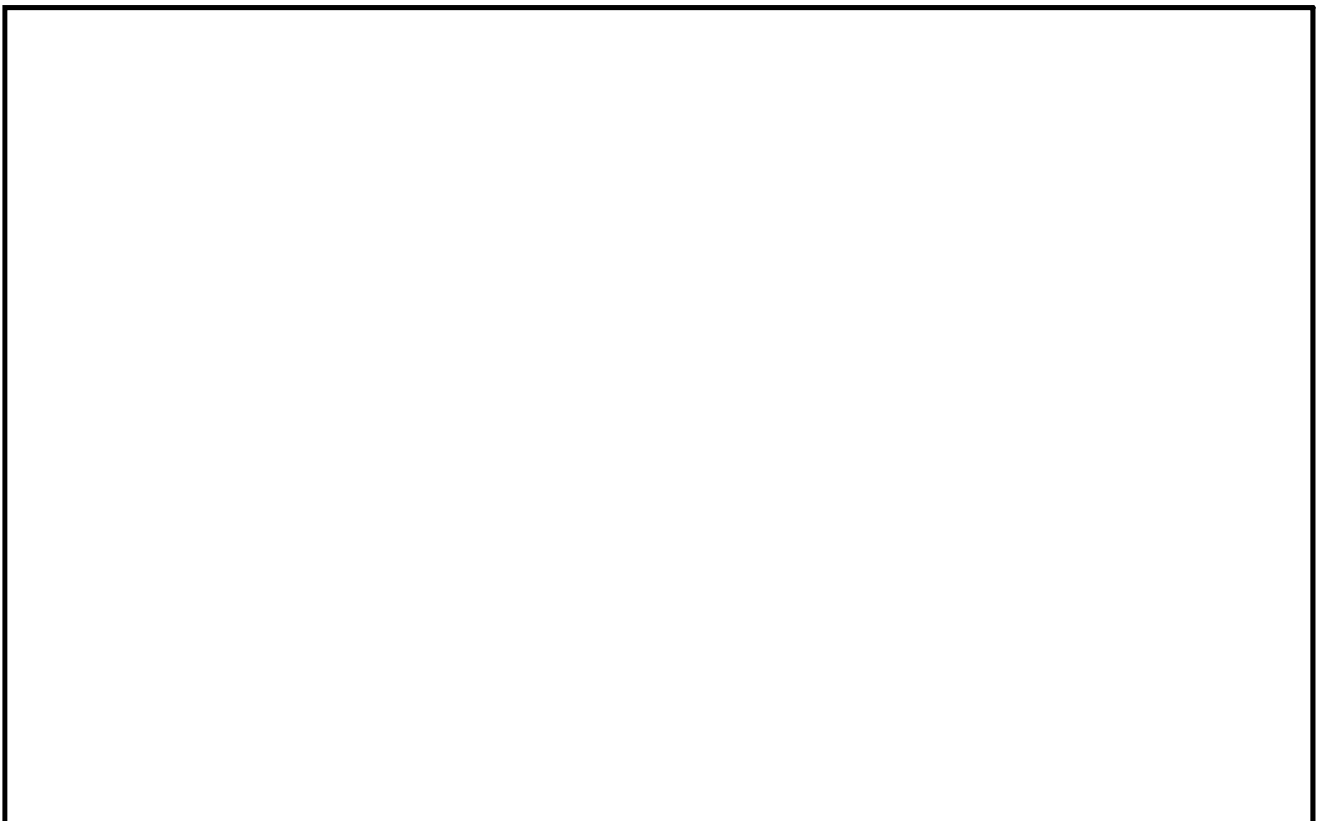
なお、原子炉建屋6階床面への溢水は無限遠へ流れるものとし、壁からの反射等によりプールに戻る水は考慮しない。

また、プール内構造物は、スロッシング抑制効果があるので保守的にモデル化しない。

原子炉建屋（EL. 46.5 m）の使用済燃料プール周辺の概要を第2-1図に示す。

使用済燃料プールのスロッシングの三次元流動解析条件を第2-3表に、使用済燃料プールのスロッシングによる最大溢水量を第2-4表に示す。

以上の条件により設定した各建屋の溢水量を第2-5表に示す。



第2-1図 使用済燃料プール周辺の概略図

第2-3表 使用済燃料プールのスロッシングの三次元流動解析条件

モデル化範囲	使用済燃料プール（キャスクピット含む）
境界条件	上部は開放とし，他は壁による境界を設定。
初期水位	EL. 46.195 m（通常水位）
評価用地震波	基準地震動 S_s8 波による原子炉建屋 EL. 46.50 m での床応答を用いた三方向（NS, EW 及び UD）同時入力時刻歴解析により評価する。
解析コード	STAR-CD（汎用流体解析プログラム） STAR-CD は，VOF（Volume of Fluid）法を搭載した CD-adapco 社製の汎用熱流体解析コード。
その他	使用済燃料プール周りに設置されているフェンス等による流出に対する抵抗は考慮しない。

第2-4表 使用済燃料プールのスロッシングによる最大溢水量

地震波の種類	床面への溢水量（ m^3 ）
S_s-13	81.49

第2-5表 設定した溢水量（地震起因）

建屋名称	溢水量（ m^3 ）
原子炉棟	123.76*
タービン建屋	20910
海水ポンプエリア	515
屋外タンク	7408
廃棄物処理棟	約2700
廃棄物処理建屋	約4300

*：使用済燃料プールのスロッシングによる最大溢水量を含む

2.4 その他の溢水

その他の要因（地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等）により生じる溢水については、地下水の流入、降水、屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水、機器の誤作動、弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象等を想定する。

(1) 地震以外の自然現象に伴う溢水

各自然現象による溢水影響としては、降水のようなプラントへの直接的な影響と、飛来物による屋外タンク等の破壊のような間接的な影響が考えられる。間接的な影響に関しては、設置位置や保有水量等を鑑み、屋外タンク等を自然現象による破損の影響を確認する対象とする。

想定される自然現象による直接的、間接的影響をそれぞれ整理し、第2-6表に示す。結果として、いずれの影響に対しても現状の設計にて問題がないこと、又は現状の評価で包含されることを確認した。

第2-6表 地震・津波以外の自然現象による溢水影響の検討要否

現象	検討要否	理由
洪水	不要	洪水ハザードマップ及び浸水想定区域図によると、敷地に影響が及ばないこと、および新川の浸水は丘陵地を遡上していないことから、洪水による影響はない。
風（台風）	不要	敷地付近で観測された最大瞬間風速は44.2 m/sであり、最大風速100 m/sの竜巻の影響に包絡される。
竜巻	要	設計竜巻による飛来物により屋外タンクが破損した場合に発生する溢水については、屋外タンクの溢水による影響評価に包絡される。
凍結	不要	敷地付近で観測された最低気温は-12.7℃である。屋外機器で凍結のおそれがあるものに対しては凍結防止対策を施しているため、凍結により屋外タンクが破損するおそれはない。
降水	要	敷地付近における10年確率で想定される雨量強度は127.5 mm/hであるが、安全施設のうち降水に対し必要な構築物、系統及び機器の設置場所は、その降水による浸水に対して構内排水路による排水等により影響がないことから、地震時に想定する溢水に包含される。
積雪	不要	敷地付近で観測された最大の積雪の深さは32 cmである。屋外タンクが破損したとしても、影響は地震時及び津波重畳時に想定する溢水に包絡される。

現象	検討要否	理由
落雷	不要	建築基準法に基づき避雷針の設置及び接地網の敷設を実施しているが、仮に落雷で破損したとしても地震時及び津波重畳時に想定する溢水に包絡される。
火山の影響	不要	想定される降下火砕物の堆積厚さは50 cmである。屋外タンクが破損したとしても、影響は地震時及び津波重畳時に想定する溢水に包絡される。
生物学的 事象	不要	想定される小動物の浸入に対する止水処置及び海生生物の襲来による塵芥の除去等により、安全機能を損なうことのない設計とすることから溢水は発生しない。
森林火災	不要	防火帯の内側に設置されているため、森林火災の影響は及ばない。
高潮	不要	高潮の影響を受けない敷地高さ以上（EL. 3.3 m）に屋外タンクが設置されていることから、高潮の影響による溢水は発生しない。
飛来物（航空機落下）	不要	屋外タンクが破損したとしても、影響は地震時及び津波重畳時に想定する溢水に包絡される。
ダムの崩壊	不要	久慈川は敷地の北側を太平洋に向かい東進していること、発電所敷地の西側は北から南にかけては標高3～21 mの上り勾配となっていることから、ダムの崩壊による影響を考慮する必要はない。
爆発	不要	原子炉施設周辺には、石油コンビナート等、爆発により安全施設の安全機能を損なうような爆発物の製造及び貯蔵設備は約50 km以上の距離があることから、爆発による影響を考慮する必要はない。
近隣工場等の火災	不要	・発電所近隣の工場で火災により影響があると考えられるものはない。また、周辺の道路を通行する車両や入港する船舶、周辺を航行する船舶による火災から、原子炉建屋外壁面が許容温度（200℃）以下となる危険距離に対して、離隔距離が確保されている。 ・航空機落下に伴う火災及び発電所敷地内に存在する危険物タンク火災により、屋外タンクが破損したとしても、影響は地震時及び津波重畳時に想定する溢水に包絡される。
有毒ガス	不要	有毒ガスにより溢水は発生しない。
船舶の衝突	不要	屋外タンクの設置高さから船舶の衝突による溢水は発生しない。
電磁的障害	不要	電磁的障害により溢水は発生しない。

(2) 地下水による影響

東海第二発電所では、溢水防護対象設備を内包する原子炉建屋、タービン建屋等の周辺地下部に排水設備（サブドレン）を設置しており、同設備により各建屋周辺に流入する地下水の排出を行っている。

サブドレンは、ピット及び排水ポンプより構成され、ピット間は配管で相互に接続されているため、一箇所の排水ポンプが故障した場合でも、他のピット及び排水ポンプにより排水することができる。また、地震によりポンプ電源が喪失した場合は、一時的な水位上昇のおそれがあるが、仮設分電盤及び仮設ポンプを常備していることから排水は可能となっている。

(3) 機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象

基本的に漏えい量が少なく、現在の想定破損による溢水に包含されると考えられことから防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがある溢水事象となることはない。

なお、人的過誤については、発生 of 未然防止を図るために、定められた運用、手順を確実に順守すると共に、トラブル事例等を参考に継続的な運用改善を行っていく。

3. 溢水防護区画及び溢水経路の設定

溢水影響を評価するために、溢水防護上の溢水防護区画及び溢水経路を設定する。

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

防護すべき設備が設置されるフロアを基準とし、平坦な床面は同一区画として考え、壁、扉及び堰又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離される区画として設定する。設定した溢水防護区画は、資料V-1-1-8-2「防護すべき設備の設定」の第2-1図に示す。

溢水経路の設定は、発生した溢水が階段あるいは機器ハッチを経由して、上層階から下層階へ全量が伝播するものとして、溢水防護区画内の水位が最も高くなるように保守的に設定する。

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

溢水経路を構成する水密扉については、開放後の確実な閉止操作、中央制御室における閉止状態の確認及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作の手順等を定め、保安規定に定めて管理する。

3.1 溢水防護区画の設定

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

溢水防護区画は壁、扉、堰、床段差等、又はそれらの組み合わせによって他の区

画と分離される区画として設定し、溢水防護区画を構成する壁、扉、堰、床段差等については、現場の設備等の設置状況を踏まえ、溢水の伝播に対する評価条件を設定する。

3.2 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路

溢水防護区画内で発生する溢水に対しては、床ドレン、貫通部、扉から他区画への流出は想定しない（床ファンネル、機器ハッチ、開口扉等、定量的に他区画への流出を確認できる場合は除く。）保守的な条件で溢水経路を設定する。

(1) 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も、目皿が1つの場合は、他の区画への流出は想定しない。

ただし、同一区画に目皿が複数ある場合は、流出量の最も大きい床ドレン配管1本を除き、それ以外からの流出を期待する。

(2) 床面開口部及び床貫通部

評価対象区画床面に開口部又は貫通部が設置されている場合であっても、床開口部又は貫通部から他の区画への流出は、考慮しない。

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。

- ・ 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
- ・ 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って、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

(3) 壁貫通部

評価対象区画の境界壁に貫通部が設置され、隣の区画と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。

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って、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。

(4) 扉

評価対象区画に扉が設置されている場合であっても、当該扉から他の区画等への流出は考慮しない。ただし、以下の場合には当該扉の下部枠高さを超える溢水について他の区画への流出を期待する。

- ・ 常時開の扉
- ・ フェンスドア
- ・ 区画内に消火栓がなく、区画外の消火栓を用いて当該区画の扉を開放して消火活動を行う場合

(5) 堰及び壁

他の区画への流出は期待しない。

(6) 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、当該区画の排水は期待しない。

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、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。

3.3 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路

溢水防護区画外で発生する溢水に対しては、床ドレン、開口部、貫通部、扉を通じた溢水防護区画内への流入が最も多くなるよう（流入防止対策が施されている場合は除く。）保守的な条件で溢水経路を設定する。

(1) 床ドレン

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ドレン配管に逆流防止措置が施されている場合は、その効果を考慮する。

(2) 天井面開口部及び貫通部

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全量の流入を考慮する。

ただし、天井面開口部自体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止水処置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。

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場合は、その残留水の流出は考慮しない。

(3) 壁貫通部

評価対象区画境界壁の貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合は、その貫通部からの流入を考慮する。ただし、貫通部に基準地震動 S_s に対する耐震性および水圧に対する強度・水密性を有した流入防止対策を施している場合は、その効果を考慮する。

(4) 扉

評価対象区画に扉が設置されている場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。

ただし、当該扉が溢水時に想定する水位による水圧に対する水密性が確保できる扉である場合は、流入を考慮しない。

(5) 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滞留とする。

(6) 壁

溢水が長時間滞留する区画境界の壁に、基準地震動 S_s による地震力によりひび割れが生じるおそれがある場合は、ひび割れからの漏水量を算出し、溢水評価に影響を与えないことを確認する。基準地震動 S_s による地震力に対し健全性を確認できる壁については、その効果を考慮する。

(7) 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。ただし、溢水防護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、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。

V-1-1-8-4 溢水影響に関する評価

目次

1. 概要	1
2. 溢水評価	1
2.1 没水影響に対する評価	1
2.2 被水影響に対する評価	8
2.3 蒸気影響に対する評価	11
2.4 使用済燃料プールの機能維持に関する溢水評価	14
2.5 海水ポンプエリアの溢水影響評価	16
3. 溢水防護区画を内包する建屋外からの流入防止	19
3.1 屋外タンクの溢水による影響評価	19
3.2 その他の地震起因による敷地内溢水影響評価	25
3.3 海水ポンプエリアの区域外溢水による影響評価	27
3.4 地下水からの影響評価	29

1. 概要

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

また、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管が破損することにより発生を想定する放射性物質を含む液体が、管理区域外へ漏えいしないことを評価する。

2. 溢水評価

発電用原子炉施設内で発生を想定する溢水の影響により、防護すべき設備が安全機能を損なわないことを評価する。また、使用済燃料プールのスロッシングによる水位低下を考慮しても、使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能が維持できることを評価する。溢水評価において、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管が破損することにより発生を想定する放射性物質を含む液体が、管理区域外へ漏えいするおそれがないことを評価する。

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

溢水評価において現場操作が必要な設備に対しては、必要に応じて環境の温度及び放射線量を考慮しても、運転員による操作場所までのアクセスが可能な設計とする。なお、必要となる操作を中央制御室で行う場合は、操作を行う運転員は中央制御室に常駐していることからアクセス性を失わずに対応できる。

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

2.1 没水影響に対する評価

(1) 評価方法

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

溢水水位（H）は、以下の式に基づいて算出する。床勾配が溢水防護区画にある場合には、保守的に床勾配分の滞留量は考慮せず、溢水水位の算出は床勾配高さ*分嵩上げする。

*：床勾配の下端から上端までの高さ（保守的に一律100 mmと設定）

$$H = Q / A + h$$

H：溢水水位（m）

Q：流入量（m³）

設定した溢水量及び溢水経路に基づき評価対象区画への流入量を算出する。

A：滞留面積（ m^2 ）（除外面積を考慮した算出面積に対して30 %裕度を確保）

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。滞留面積は、壁及び床の盛り上がり（コンクリート基礎等）範囲を除く有効面積を滞留面積とする。

h：床勾配高さ（m）（溢水防護区画の床勾配を考慮）

(2) 判定基準

没水影響に関する判定基準を以下に示す。

- ・発生した溢水による水位が、溢水の影響を受けて防護すべき設備の安全機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を上回らないこと。この時、溢水による水位の算出に当たっては、区画の床勾配、区画面積、系統保有水量、流入状態、溢水源からの距離、人員のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、保有水量や伝播経路の設定において十分な保守性を確保するとともに、人員のアクセスルートにおいて発生した溢水による水位に対して200 mm以上の裕度が確保されていること。さらに、溢水防護区画への資機材の持ち込み等による床面積への影響を考慮すること。
- ・防護すべき設備が多重性又は多様性を有しており、各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され、同時に安全機能を損なうことのないこと。その際、溢水の影響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、その溢水の影響を考慮した上で、安全評価指針に基づき必要な機器の単一故障を考慮し、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うこと。
- ・安全機能別に分類した防護対象機器が水没等せず、機能維持される場合や、防護対象設備の機能維持に必要な防護対策を実施することにより、必要な各系統機能が維持され、「系列（安全区分）」のうち対応する系列が確保される。

次に、多重性又は多様性を有する系統が「安全機能の維持」に必要な、安全区分の区画分離等の要求事項を満足し、同時に機能喪失しないことを確認することで、「安全機能」が維持される。

上記の手順にて、想定する溢水発生時に、すべての「安全機能」が維持されると確認された場合に、総合判定にてプラントの安全機能維持となる。

(3) 評価結果

各防護対象設備の機能喪失判定を踏まえ、プラント全体として安全機能

が保たれているかについて判定を実施した結果、必要となる対策（区画の水密化、貫通部の止水処置及び堰の改造等）を行うことにより、判定基準を満足するため、原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。

具体的な対策評価結果を第2－1表に示す。

第2－1表 防護すべき設備の没水対策評価結果（1/5）

溢水発生 区画番号	防護対象設備		止水対策 実施内容	評価
	設備名称	機器番号		
RB-5-1	FPF/DEMIN. CONTROL PNL.	PNL-G41-Z010-100	止水板設置	想定破損及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
RB-4-1	MCC 2A2-2	MCC 2A2-2	止水板設置	想定破損及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	MCC 2C-9	MCC 2C-9	止水板設置	想定破損及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	直流 125V MCC 2A-2	125V DC MCC 2A-2	止水板設置	想定破損及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
RB-4-2	CAMS (B) 系 ヒータ電源用変圧器	-	止水板設置	想定破損及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	CAMS モニタラック (B)	D23-P001B	止水板設置	想定破損及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	CAMS 校正用計器ラック (B)	D23-P002B	止水板設置	想定破損及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。

第2-1表 防護すべき設備の没水対策評価結果 (2/5)

溢水発生 区画番号	防護対象設備		止水対策 実施内容	評価
	設備名称	機器番号		
RB-4-2	CAMS 校正用ボンベラック (B)	D23-P003B	止水板設置	想定破損及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	MCC 2B2-2	MCC 2B2-2	止水板設置	想定破損及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	MCC 2D-9	MCC 2D-9	止水板設置	想定破損及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
RB-3-1	CAMS (A) 系 ヒータ電源用変圧器	-	止水板設置	想定破損、地震及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	CAMS モニタラック (A)	D23-P001A	止水板設置	想定破損、地震及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	CAMS 校正用計器ラック (A)	D23-P002A	止水板設置	想定破損、地震及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	CAMS 校正用ボンベラック (A)	D23-P003A	止水板設置	想定破損、地震及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	MCC 2C-7	MCC 2C-7	止水板設置	想定破損、地震及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	MCC 2C-8	MCC 2C-8	止水板設置	想定破損、地震及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。

第2-1表 防護すべき設備の没水対策評価結果 (3/5)

溢水発生 区画番号	防護対象設備		止水対策 実施内容	評価
	設備名称	機器番号		
RB-3-1	FCS ヒータ制御盤 (A)	PNL-FCS-HEATER-A	止水板設置	想定破損、地震及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
RB-3-2	MCC 2D-7	MCC 2D-7	止水板設置	想定破損、地震及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	MCC 2D-8	MCC 2D-8	止水板設置	想定破損、地震及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	FCS ヒータ制御盤 (B)	PNL-FCS-HEATER-B	止水板設置	想定破損、地震及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	MAIN STEAM LINE (A) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003A	止水板設置	想定破損、地震及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	MAIN STEAM LINE (B) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003B	止水板設置	想定破損、地震及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	MAIN STEAM LINE (C) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003C	止水板設置	想定破損、地震及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	MAIN STEAM LINE (D) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003D	止水板設置	想定破損、地震及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
RB-2-8	TIP 駆動装置電気盤	LCP-200	止水板設置	想定破損、地震及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。

第2-1表 防護すべき設備の没水対策評価結果 (4/5)

溢水発生 区画番号	防護対象設備		止水対策 実施内容	評価
	設備名称	機器番号		
RB-1-1	R/B INST DIST PNL 1	—	止水板設置	想定破損，地震及び消火水による没水水位に対し，機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため，止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	R/B INST DIST PNL 2	—	止水板設置	想定破損，地震及び消火水による没水水位に対し，機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため，止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
RB-B1-1	MCC 2C-3	MCC 2C-3	止水板設置	想定破損，地震及び消火水による没水水位に対し，機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため，止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	MCC 2C-5	MCC 2C-5	止水板設置	想定破損，地震及び消火水による没水水位に対し，機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため，止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	直流 125V MCC 2A-1	125V DC MCC 2A-1	止水板設置	想定破損，地震及び消火水による没水水位に対し，機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため，止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
RB-B1-9	MCC 2D-3	MCC 2D-3	止水板設置	想定破損，地震及び消火水による没水水位に対し，機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため，止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
	MCC 2D-5	MCC 2D-5	止水板設置	想定破損，地震及び消火水による没水水位に対し，機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため，止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
RB-B1-5	R/B INST DIST PNL 3	—	止水板設置	想定破損及び消火水による没水水位に対し，機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため，止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
RB-B2-3	RHR (B) ポンプ室空調機	HVAC-AH2-5	止水板設置	地震による没水水位及び消火水による没水水位に対し，機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため，止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。

第2-1表 防護すべき設備の没水対策評価結果 (5/5)

溢水発生 区画番号	防護対象設備		止水対策 実施内容	評価
	設備名称	機器番号		
RB-B2-6	RHR (C) ポンプ室空調機	HVAC-AH2-6	止水板設置	地震による没水水位及び消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。
RB-B2-13	LPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-3	止水板設置	消火水による没水水位に対し、機能喪失高さが裕度 200 mm 以上を確保できない。このため、止水板による止水対策を実施することにより機能を損なうおそれはない。

2.2 被水影響に対する評価

(1) 評価方法

被水影響については、溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水、並びに天井面の開口部若しくは貫通部からの被水の影響を受ける範囲内※にある防護すべき設備が被水により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

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

(2) 判定基準

被水影響に関する判定基準を以下に示す。

- a. 「J I S C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級（IPコード）」における第二特性数字4以上相当の保護等級を有すること。
- b. 防護すべき設備が多重性又は多様性を有しており、各々が別区画に設置され、同時に安全機能を損なうおそれがないこと。溢水の影響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、その溢水の影響を考慮した上で、安全評価指針に基づき必要な機器の単一故障を考慮し、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うこと。
- c. 安全機能別に分類した防護対象機器が水没等せず、機能維持される場合や、防護対象設備の機能維持に必要な防護対策を実施することにより、必要な各系統機能が維持され、「系列（安全区分）」のうち対応する系列が確保される。

次に、多重性又は多様性を有する系統が「安全機能の維持」に必要な、安全区分の区画分離等の要求事項を満足し、同時に機能喪失しないことを確認することで、「安全機能」が維持される。

上記の手順にて、想定する溢水発生時に、すべての「安全機能」が維持されたと確認された場合に、総合判定にてプラントの安全機能維持となる。

- d. 実機での被水条件を考慮しても、安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置がなされていること。

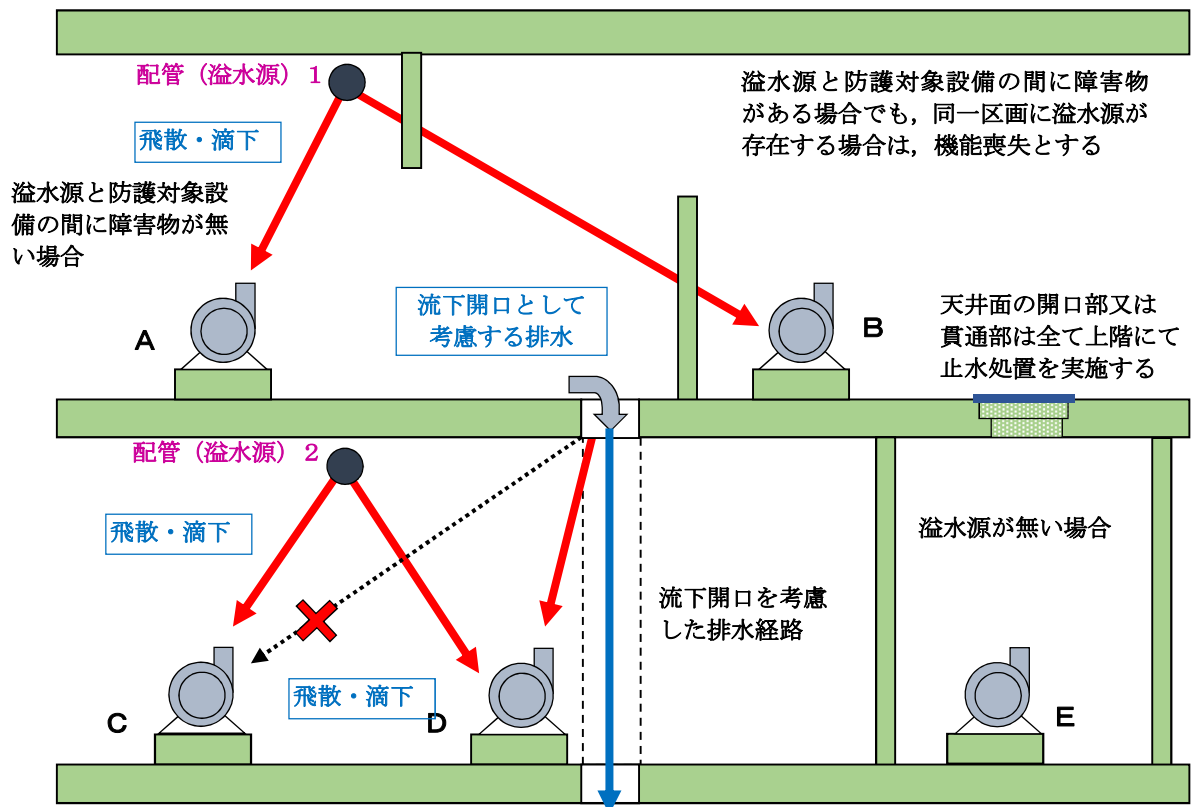
(3) 評価結果

被水に対し、必要となる被水防護対策（保護カバーの設置、コーキング処理等）や区画分離等を実施することにより、判定基準を満足するため、原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。

具体的な対策評価結果を第2-3表に示す。

第 2-2 表 被水による機能喪失の考え方

防護対象設備	溢水源 1	溢水源 2
A	機能喪失	機能喪失せず
B	機能喪失	機能喪失せず
C	機能喪失せず	機能喪失
D	機能喪失	機能喪失
E	機能喪失せず	機能喪失せず



第 2-1 図 被水による機能喪失の考え方

第2-3表 防護すべき設備の被水対策評価結果

	想定破損による溢水防護対策	消火水の放水による溢水防護対策	地震による溢水防護対策
溢水経路に対する被水対策	・区画分離壁の設置 ・床、壁貫通部の止水措置 ・水密扉設置 ・堰の設置、撤去及び改造（高さの低減又は増加） ・逆流防止装置設置 ・耐震補強工事	・区画分離壁の設置 ・床、壁貫通部の止水措置 ・水密扉設置 ・水消火禁止区画の運用 ・耐震補強工事	・区画分離壁の設置 ・床、壁貫通部の止水措置 ・水密扉設置 ・堰の設置、撤去及び改造（高さの低減又は増加） ・逆流防止装置設置 ・耐震補強工事
防護対象設備に対する被水対策	・保護カバー設置 ・コーキング処理 ・耐被水試験による耐性確認 ・保護等級における第二特性数字4以上相当の保護等級を有する機器への取替	・保護カバー設置 ・コーキング処理 ・耐被水試験による耐性確認 ・保護等級における第二特性数字4以上相当の保護等級を有する機器への取替	・保護カバー設置 ・コーキング処理 ・耐被水試験による耐性確認 ・保護等級における第二特性数字4以上相当の保護等級を有する機器への取替
溢水源に対する被水対策	・耐震等補強工事 ・保護カバー設置	・水消火禁止区画の運用	・耐震補強工事 ・保護カバー設置

2.3 蒸気影響に対する評価

(1) 評価方法

①. 蒸気環境評価

蒸気影響を及ぼす可能性のある高エネルギー流体を内包する機器のうち、基準地震動 S_s によって破損が生じる可能性のある機器について破損を想定し、その発生蒸気による影響を評価する。ただし本事象は、複数系統・複数箇所の同時破損を考慮する点が想定破損による蒸気影響評価と異なるのみで、蒸気の発生区域やその後の伝播は想定破損時の評価と同様であることから、溢水源の想定にて設定した溢水源からの漏えい蒸気の拡散による影響を確認するために、防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれのないことを評価する。

このとき、熱流体解析コードを用い、実機を模擬した空調条件や解析区画を設定して解析を実施し、防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。また、破損想定箇所の近傍に防護対象設備が設置されている場合は、漏えい蒸気の直接噴出による防護対象設備への影響も考慮するとともに、溢水を起因とする運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するために必要な機器の単一故障も考慮する。

a. 評価対象範囲について

抽出された高エネルギー配管を有する系統について、蒸気影響を考慮する系統を第2-4表に示す。

また、蒸気拡散影響確認としては、原子炉棟における環境条件の設定における、高エネルギー配管破断として主蒸気配管破断、給水配管破断、原子炉隔離時冷却系蒸気配管破断及び原子炉冷却材浄化系配管破断を考慮していることから当該系統の確認を行う。

b. 蒸気拡散影響に対する評価

蒸気漏えいに伴う環境影響は、建設時防護対象設備の仕様（温度、湿度およびその継続時間等）と建設時に求めた蒸気漏えい発生時の環境条件を比較することから、建設時の環境条件を以下のとおり確認した。

(a). 圧力条件

高エネルギー配管破断時の昇圧を考慮し、環境条件として設定している。なお、大規模な破断が生じた際には速やかにブローアウトパネルの開放によって建屋外に圧力を排出することになるため、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が著しく上昇することはない。

(b). 温度条件

原子炉建屋内の一次系蒸気が直接漏えいする区画では、漏えい蒸気が大気圧下に開放される際に過熱状態となるため、等エンタルピー変化により得られる過熱蒸気の理論上の最大温度である171℃（原

子炉格納容器内の最高使用温度と同じ)を設定している。なお、冷却材の流出は隔離弁等の閉止、又は原子炉減圧によって放出が終了し、その後は大気圧下での飽和温度である100℃まで温度が低下する。

(c). 蒸気の噴出に対する防護対象設備への影響

配管破損区画に防護対象設備があり、配管破損位置近傍は漏えい蒸気の直接噴出による防護対象設備への影響が考えられるため、原子炉隔離時冷却系蒸気配管と防護対象設備との位置関係を現場にて確認した結果、蒸気配管の設置場所と蒸気噴出の影響を受ける可能性のある防護対象設備が近接する箇所(原子炉棟2階東側地震計)には、配管にカバーが設置されており、漏えい蒸気の直接噴出による防護対象設備への影響はないことを確認した。

(2) 判定基準

防護対象設備の蒸気による機能喪失判定を以下に示す。

- ・ 溢水防護対象設備が溢水源からの漏えい蒸気を考慮した耐蒸気仕様を有すること。(防護対象設備の仕様(温度、湿度およびその継続時間等)と建設時に求めた蒸気漏えい発生時の環境条件を比較する。)
- ・ 溢水防護対象設備が多重性又は多様性を有しており、各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され、同時に安全機能を損なうことのないこと。その際、溢水の影響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、その溢水の影響を考慮した上で、安全評価指針に基づき必要な機器の単一故障を考慮し、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うこと。

(3) 評価結果

想定した蒸気の影響に対し、必要となる対策(配管の撤去、耐震等補強工事、防護カバー設置、漏えい検知システム及び隔離弁の設置等)を実施及び耐環境性能を維持することにより、想定破損発生区画内での漏えい蒸気による影響、区画間を拡散する漏えい蒸気による影響及び漏えい蒸気の直接噴出による影響に対し、判定基準を満足するため、原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。

具体的な対策評価結果を第2-5表に示す。

第2-4表 蒸気影響における配管の想定破損評価条件

系 統	破損想定	隔離
原子炉隔離時冷却系蒸気系, 補助蒸気系	一般部 (1Bを超える)	貫通クラック
	ターミナルエンド部 一般部 (1B以下)	完全全周破断
		自動/手動
		手動

第2-5表 防護すべき設備の蒸気対策評価結果

	想定破損による溢水防護対策	地震による溢水防護対策
溢水経路に対する被水対策	- 区画分離壁の設置 - 床, 壁貫通部の止水措置 - 水密扉設置 - 逆流防止装置設置 - 耐震補強工事	- 区画分離壁の設置 - 床, 壁貫通部の止水措置 - 水密扉設置 - 逆流防止装置設置 - 耐震補強工事
防護対象設備に対する被水対策	- 保護カバー設置 - コーキング処理 - 耐蒸気試験による耐性確認 - 蒸気放出の影響に耐性を有する機器への取替	- コーキング処理 - 耐蒸気試験による耐性確認 - 蒸気放出の影響に耐性を有する機器への取替
溢水源に対する被水対策	- 配管撤去 - 耐震等補強工事 - 隔離弁設置 - 自動検知, 遠隔隔離システム設置 - 防護カバー設置 - 温度検出器設置 - 防護区画外の元弁閉止による隔離	- 配管撤去 - 耐震等補強工事 - 隔離弁設置 - 自動検知, 遠隔隔離システム設置 - 防護カバー設置 - 温度検出器設置 - 防護区画外の元弁閉止による隔離

2.4 使用済燃料プールの機能維持に関する溢水評価

(1) 評価方法

基準地震動 S_s におけるスロッシングによる使用済燃料プールからの溢水量がプール外に流出した際の使用済燃料プール水位を求め、プール冷却機能及び使用済燃料の遮蔽機能維持に必要な水位が確保されていることを確認する。

なお、使用済燃料プールの冷却及び給水機能の維持に必要な防護対象設備については、これまでの溢水影響評価において、機能喪失しないことを確認している。

基準地震動による地震力によって生じるスロッシング現象を三次元流動解析により評価する。また、スロッシングによる溢水量を保守的に評価するために、使用済燃料プール及びキャスクピットが水張りされた状態とする。解析モデルは、使用済燃料貯蔵プール本体、キャスクピットを考慮するとともに、原子炉建屋6階床面への溢水の流れをシミュレートできるように空気部分もモデル化した。

(2) 判定基準

使用済燃料プールの機能維持に関する判定基準を以下に示す。

スロッシング後の使用済燃料プール水位が、使用済燃料プールの冷却機能（水温65℃以下）及び使用済み燃料体等からの放射線に対する遮蔽に必要な水位（保安規定で定めた管理区域内における特別措置を講じる基準である線量率（ ≤ 1.0 mSv/h）を満足する水位）が確保されること。

(3) 評価結果

スロッシング後の使用済燃料プール水位は、燃料体等からの放射線に対する遮蔽機能に必要な水位が維持されることを確認した。また、スロッシング後の使用済燃料プール水位は一時的にオーバーフロー水位を下回るが、残留熱除去系による給水・冷却が可能であり、冷却機能維持への影響がないことを確認した。

評価結果を第2-6表、第2-7表に示す。

第2-6表 評価結果（使用済燃料プールの冷却機能維持）

地震後の 使用済燃料プール水位（m）	冷却機能の維持に 必要な水位（m）	評価結果
10.75 (EL. 45.495 m)	11.337 (EL. 46.082 m)	○

第2-7表 評価結果（使用済燃料プールの遮蔽機能維持）

地震後の 使用済燃料プール水位（m）	遮蔽機能に 必要な水位（m）	評価結果
10.75 (EL. 45.495 m)	10.45 (EL. 45.195 m)	○

2.5 海水ポンプエリアの溢水影響評価

(1) 評価方法

溢水防護対象設備のうち海水ポンプ等については、屋外取水口エリアに設置されていることから、他の溢水防護対象設備とは別に溢水源や溢水防護区画を設定し、溢水影響評価を行う。

海水ポンプエリアは、海水ポンプエリア防護壁の設置やエリア外からの浸水を防止する対策として、逆流防止弁の設置、貫通部止水処理等を実施する。

海水ポンプエリアについて、想定破損及び地震起因による溢水を評価する。海水ポンプエリアの平面図を第2-2図、断面図を第2-3図に示す。

(2) 判定基準

・ 想定破損による溢水影響評価

循環水ポンプエリアでの想定破損による溢水が、隣接する海水ポンプエリアの防護対象設備である残留熱除去系海水系ポンプ及び非常用ディーゼル発電機海水系ポンプ等の設置エリアに流出しないことを確認する。

・ 消火活動による放水における溢水影響評価

海水ポンプエリアにおける消火活動に使用される設備には、屋外消火栓がある。消火栓の放水量を $350 \text{ L/min} \times 2 \text{ 箇所}$ （＝約 $42 \text{ m}^3/\text{h}$ ）とし、放水時間を連続3時間として消火活動による放水に伴う溢水量とした。

消火水の放水による海水ポンプエリアの消火活動に使用される溢水量は、想定破損の評価で想定する溢水量より小さくなるため、消火水の放水による溢水評価は想定破損の評価に包含される。

・ 地震起因による溢水影響評価（伸縮継手の破損考慮）

地震起因により溢水源となりうる機器のうち、破損の生じるおそれがある伸縮継手部を溢水源として評価する。循環水ポンプの通常運転圧力における伸縮継手の破損を考慮した場合、流出流量は、複数箇所の同時破断を考慮することから想定破損の流出流量より大きくなるため、評価において最大となる溢水量を地震による溢水量とする。

(3) 評価結果

循環水ポンプエリアに敷設されている低エネルギー配管としては、循環水系の他に、タービン補機冷却系配管、所内用水系配管がある。この時の最大溢水量となる循環水系配管による溢水量が、循環水ポンプエリアを超えず隣接する海水ポンプエリアに流出しないことを確認した。

溢水流量及び溢水量を第2-8表に、評価結果を第2-9表に示す。

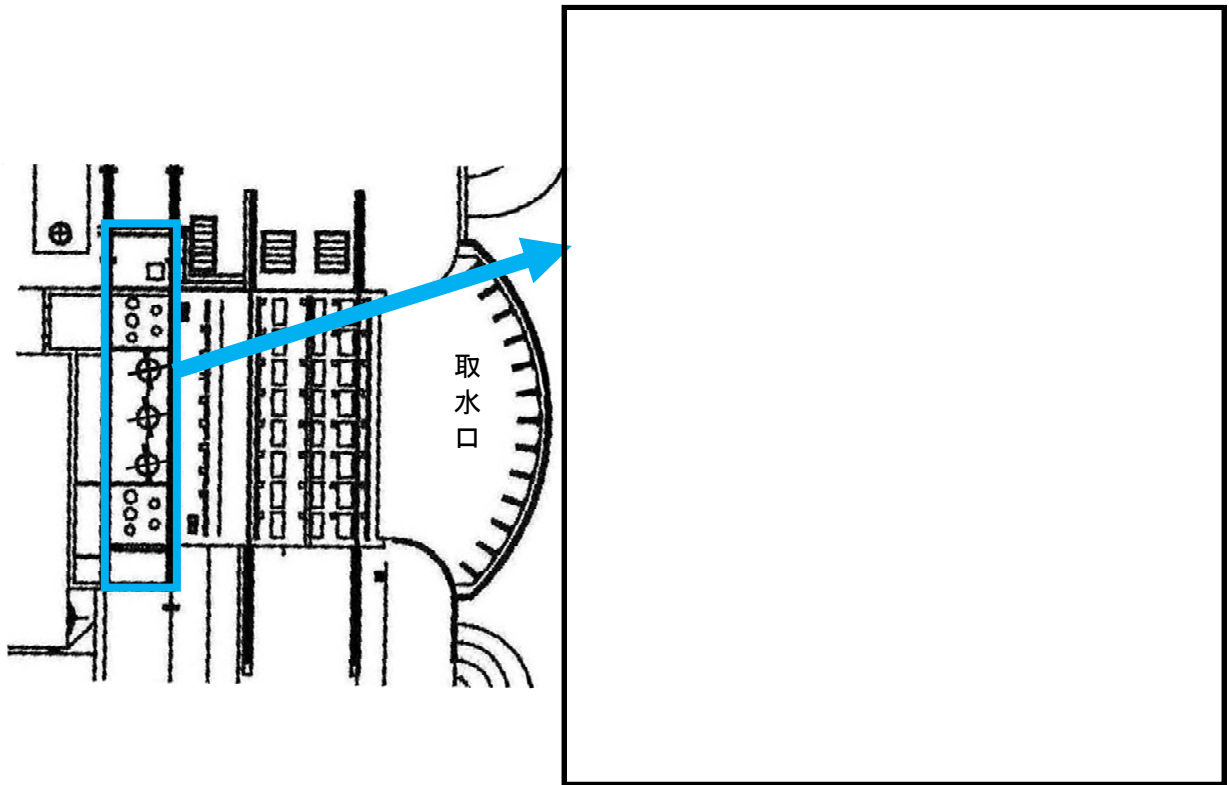
第2-8表 溢水源となる循環水系配管の溢水流量及び溢水量

系統	溢水流量 (m ³ /h)	時間 (分)	溢水量 (m ³)
循環水系	6179	5*	515

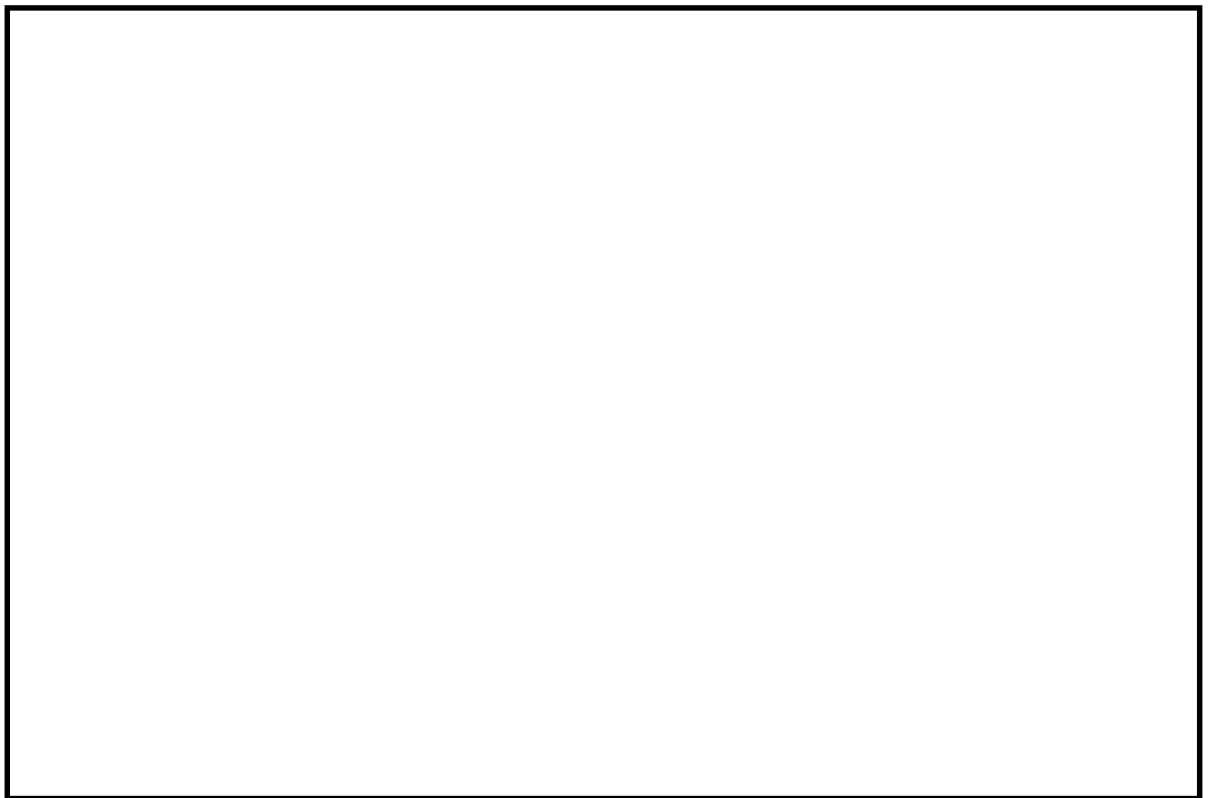
*：循環水系配管の伸縮継手からの溢水時間

第2-9表 評価結果

循環水ポンプエリア の溢水量 (m ³)	貯留可能容量 (m ³)	評価結果
515	774.9	○



第 2-2 図 海水ポンプエリア平面図



第 2-3 図 海水ポンプエリア断面図

3. 溢水防護区画を内包する建屋外からの流入防止

資料V-1-1-8-3「溢水評価条件の設定」にて考慮すべき建屋の外部に存在する溢水源としては、海水を除き、屋外タンク等及び淡水貯水池の保有水並びに地下水が挙げられる、以下にこれらの溢水が溢水防護対象設備に与える影響を評価する。

3.1 屋外タンクの溢水による影響評価

(1) 評価方法

屋外タンク等の破損により生じる溢水が、防護対象設備の設置されている原子炉建屋、タービン建屋、海水ポンプ室、使用済燃料乾式貯蔵建屋に及ぼす影響を確認する。

東海第二発電所敷地内等にある屋外タンクのうち、溢水影響のあるタンク等の配置図を第3-1図に、タンク等容量を第3-1表に示す。ただし、耐震性が確保されるタンクは評価対象から除外する。

評価の前提条件として以下を考慮する。

- a. 敷地内に広がった溢水は、構内排水路からの流出や、地中への浸透は評価上考慮しない。
- b. タンクから漏えいした溢水は敷地全体に均一に広がるものとする。
- c. 溢水量の算出では、基準地震動 S_s による地震力によって破損が生じるおそれのある屋外タンク等からは、全量が流出することとし、基準地震動 S_s による地震力によって破損が生じないものは除外した。
- d. 淡水貯水池については、スロッシング時においても溢水を発生させない設計とすることから、溢水源としては考慮しない。

(2) 判定基準

屋外タンクからの溢水が溢水防護区画を内包する建屋の開口部高さを超えて伝播するおそれがなく、溢水防護区画を内包する建屋内の防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがないこと。

(3) 評価結果

屋外タンク等の破損により生じる溢水が、防護対象設備の設置されている原子炉建屋、タービン建屋、海水ポンプ室及び使用済燃料乾式貯蔵建屋に影響を及ぼさないことを確認した。第3-2表、第3-3表に評価結果を示す。

また、第3-1表から、敷地内にある水源タンク等（水、薬品及び油）の溢水及び漏えいは、仮に上記の全タンク等（計63箇所）が破損したと評価した場合においても、最大水位は約0.1 mであり、溢水防護対象設備が設置されている建物等の外壁に設置した扉等の開口部は敷地高さEL. 8.0 mより0.2 m以上高い位置に設置されているため、屋外タンク等の溢水により溢水防護対象設備に影響を及ぼすことはない。

屋外タンク等による溢水の滞留箇所であるEL. 8.0 m及びEL. 3.3 mの溢水水位を第3-2表及び第3-3表に示す。

第3-1表 屋外タンク一覧 (1/3)

	タンク等の名称	タンク等の容量 (m ³)
1	礫子洗浄タンク	100
2	取水口ろ過水ヘッドタンク	20
3	ブローダウンタンク	1.67
4	多目的タンク	1500
5	第1ろ過水タンク	150
6	第2ろ過水タンク	150
7	濃縮槽	62
8	No.1 pH調整槽	2.7
9	No.2 pH調整槽	1.32
10	凝集沈殿槽	78
11	原水タンク	1000
12	ろ過水貯蔵タンク	1500
13	純水貯蔵タンク	500
14	600トン純水タンク	600
15	モノスコアフィルター	15.3
16	溶融炉灯油タンク	10
17	重油貯蔵タンク* ²	(500) * ¹
18	少量危険物貯蔵所* ²	1
19	予備変圧器* ³	35.9
20	起動変圧器	A 45.95
		B 46.75
21	主変圧器	136
22	所内変圧器	21
23	油倉庫	42.5
24	工事協力会油倉庫* ²	9.5

注記 *1: 評価上容量を考慮しない機器 (埋設タンク)

*2: 敷地内移設

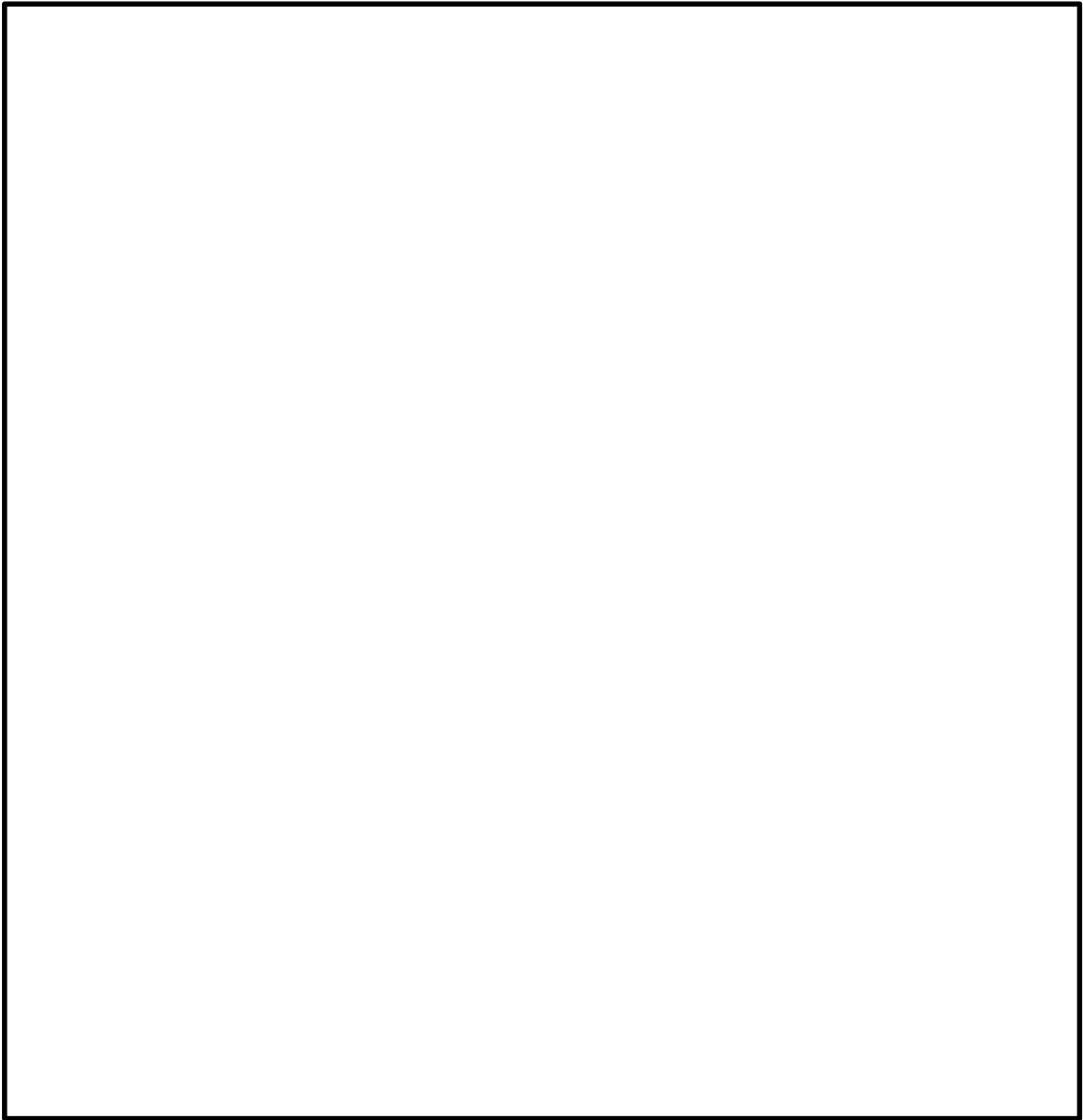
*3: 移設予定

第3-1表 屋外タンク一覧 (2/3)

	タンク等の名称	タンク等の容量 (m ³)
25	No. 1 保修用油倉庫	94. 1
26	No. 2 保修用油倉庫	100
27	保修用屋外油貯蔵所	80
28	絶縁油保管タンク	200
29	硫酸貯蔵タンク	50
30	苛性ソーダ貯蔵タンク	50
31	硫酸第一鉄薬注タンク	7
32	溶融炉苛性ソーダタンク	3
33	溶融炉アンモニアタンク	1
34	アニオン塔	5. 40
35	カチオン塔	3. 49
36	66kV 非常用変圧器	6. 6
37	構内服洗濯用タンク	1. 82
38	1 号エステート変圧器	1. 1
39	2 号エステート変圧器	1. 1
40	硫酸貯槽	3
41	硫酸希釈槽	1. 19
42	苛性ソーダ貯槽	10
43	PAC 貯槽	6
44	HHOG 冷却塔	1. 5
45	HHOG 補給水タンク	2. 39
46	加圧水槽	1. 1
47	モノバルブフィルター	92. 2
48	活性炭ろ過器	40
49	脱炭酸水槽	2
50	温水槽	14
51	パルセーター	200
52	加圧浮上分離槽	74. 82
53	薬品混合槽	8. 4
54	中間層	15
55	S/B 飲料水タンク	10
56	ろ過用水高築水槽	20
57	放管センター受水槽	22
58	工事協力会事務所受水槽	30

第3-1表 屋外タンク一覧 (3/3)

	タンク等の名称	タンク等の容量 (m ³)
59	原子力館受水槽 (濾過水)	12
60	原子力館受水槽 (飲料水)	12
61	AD ビル飲料水タンク	22
62	チェックポイント高置水槽	4
63	構内服ランドリー受水槽	4



凡 例

: 評価対象
(油タンク等)

: 評価対象
(薬品タンク等)

: 評価対象の水源タンク
(水タンク等)

: 淡水貯水池

: 移設予定地

第3-1図 屋外タンク配置図

第3-2表 原子炉建屋等への溢水流入影響評価

EL. 8.0 m エリア	許容浸水深 (m)	溢水量 (m ³)	敷地面積 (m ²)	敷地浸水深 (m)	評価
原子炉建屋	0.2 ^{*1}	7408	151000	0.1	○
タービン建屋	0.2 ^{*1}				○
使用済燃料乾式貯蔵建屋	0.3 ^{*1}				○

注記 *1：設置高さから敷地レベル E. L. +8.0m を引いた値（設計床高さまでの高さ）

第3-3表 海水ピットポンプ室への溢水流入影響評価

EL. 3.3 m エリア	許容 浸水深 (m)	溢水量 (m ³)	海水ポンプ室周りの 滞留可能容積 (m ³)	敷地 浸水深 (m)	評価
海水ポンプ室	約 4.0 ^{*2}	7408	9000	2.4	○

注記 *2：既設分離壁の上端から設置高さを引いた値

3.2 その他の地震起因による敷地内溢水影響評価

地震起因による評価において、屋外タンクの破損以外に機器等の複数同時破損を想定した溢水量について考慮すべき範囲として、機器等の破損により生じる溢水が、防護対象設備の設置されている原子炉建屋、タービン建屋、海水ポンプ室及び使用済燃料乾式貯蔵建屋に影響を及ぼさないことを確認する。

(1) 評価方法

溢水影響のある機器として、東海第二発電所敷地内にある屋外設備のうち、溢水影響のある機器等を抽出した結果、耐震補強工事により、地上化した安全系ポンプの放出ライン配管を選定し、当該配管のB、Cクラス範囲の破損ケースが防護対象設備の設置されている建屋に影響を及ぼさないことを評価する。評価において以下の条件を考慮する。

- a. 海水ポンプ（安全系）は全台運転とし、溢水量を定格流量にて算出した。
- b. 敷地内に広がった溢水は、構内排水路からの流出や、地中への浸透は評価上考慮しない。
- c. 放出ラインから漏えいした溢水は敷地全体に均一に広がるものとする。

(2) 判定基準

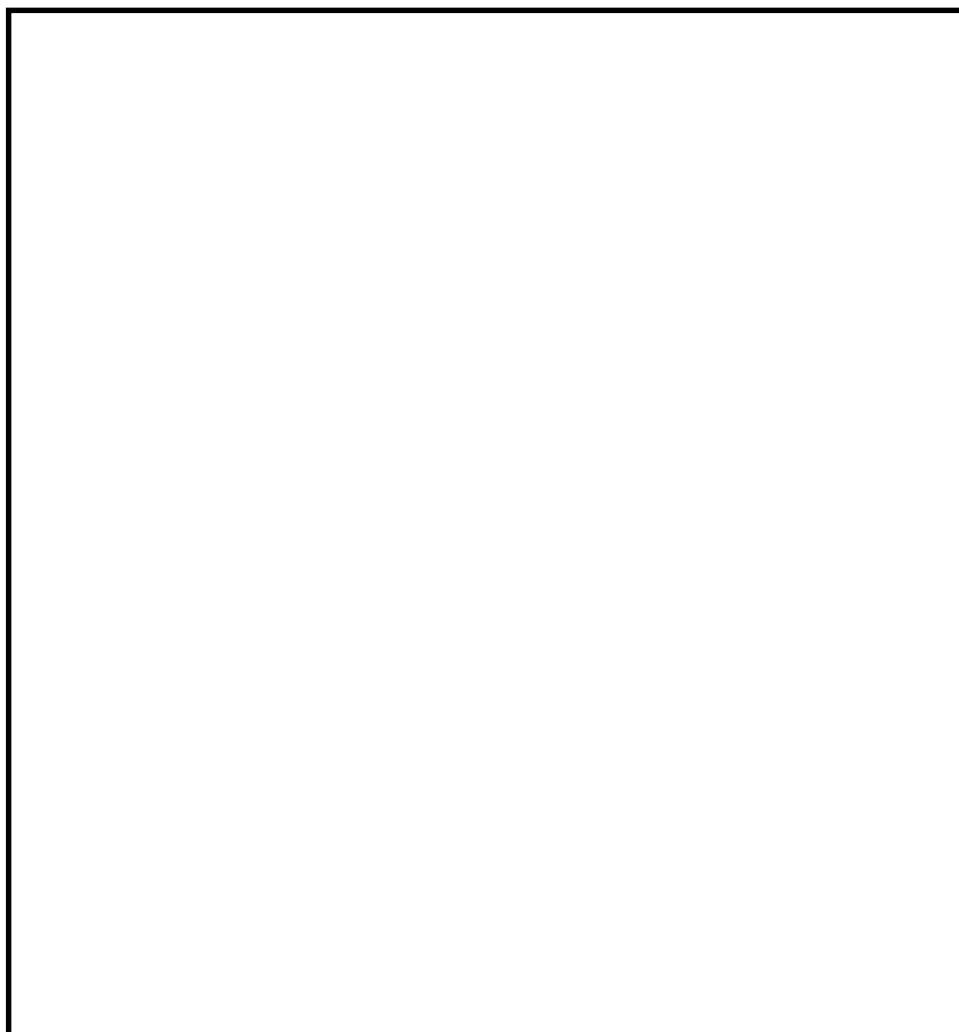
安全系ポンプの放出ライン配管からの溢水が溢水防護区画を内包する建屋の開口部高さを超えて伝播するおそれがなく、溢水防護区画を内包する建屋内の防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがないこと。

(3) 評価結果

屋外放出ラインルート図を第3-2図に、放出ラインからの溢水量の評価結果を第3-4表に示す。この結果、敷地内における溢水量については、対象のポンプ全てについて、運転及び放出配管の破損を考慮した場合においても、1時間当たり約30 mmである。敷地内で想定される溢水については、排水設計127.5 mm/hを行うことから、溢水防護対象設備が設置されている建物等の外壁に設置した扉等の開口部高さ0.2 mに対しても、影響がない。

第3-4表 放出ラインからの溢水量

対象ポンプ	吐出流量 ($\text{m}^3/\text{h} \cdot \text{台}$)	運転 台数	溢水流量 (m^3/h)	敷地浸水深評価 (mm/h)
残留熱除去系 海水系ポンプ	885.7	4	3542.8	約 30
非常用ディーゼル 発電機用海水ポンプ	272.6	2	545.2	
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機用 海水ポンプ	232.8	1	232.8	



凡 例

— : 非常用ディーゼル発電機海水系屋外配管
— : 残留熱除去系海水系屋外配管

第3-2図 屋外放出ラインルート図

3.3 海水ポンプエリアの区域外溢水による影響評価

(1) 評価方法

地震起因により溢水源となりうる循環水ポンプエリアの機器のうち、破損の生じるおそれがある伸縮継手部を溢水源として評価する。循環水ポンプの通常運転圧力における伸縮継手の破損を考慮した場合、流出流量は、複数箇所の同時破断を考慮することから想定破損の流出流量より大きくなるため、評価において最大となる溢水量を地震による溢水量とする。

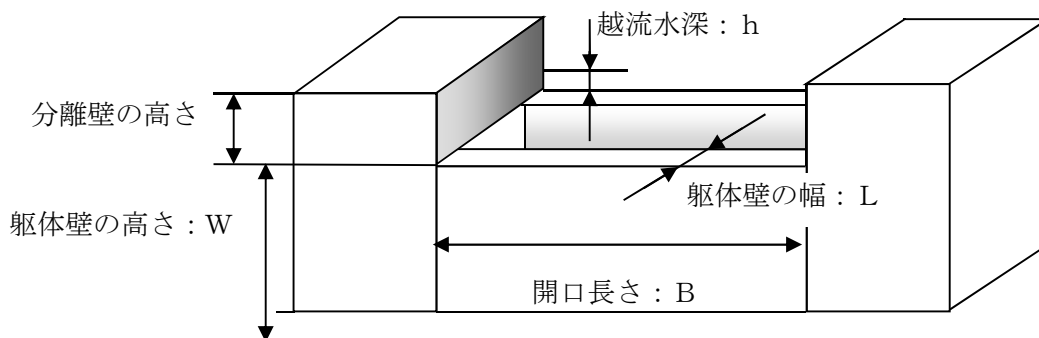
この際の溢水量を想定し、循環水ポンプが設置される区画での伸縮継手破損による溢水量が、海水ポンプエリア躯体壁上部から流出する際の越流水深を第3-3図のモデルに従い算出する。

(2) 判定基準

循環水管伸縮継手部の想定破損による溢水が、海水ポンプエリアを越えて外部に流出する際の水位が、既設分離壁の高さを越えて、防護対象設備の設置されている区画に流入することはないことを確認する。

(3) 評価結果

循環水管伸縮継手部の想定破損による溢水が、海水ポンプエリアを越えて外部に流出する際の水位（越流水深）は0.14 mであり、既設分離壁の高さ0.79 mを越えて、防護対象設備の設置されている区画に流入することはないと評価した。この結果より、防護対象設備が機能喪失しないことを確認した。この結果を第3-5表に示す。



第3-3図 海水ポンプエリアモデル図

$$Q = C \cdot B \cdot h^{(3/2)}$$

ここで、 $0.1 < h/L \leq 0.4$: $C = 1.552 + 0.083 (h/L)$

Q : 越流流量 (m³/s)

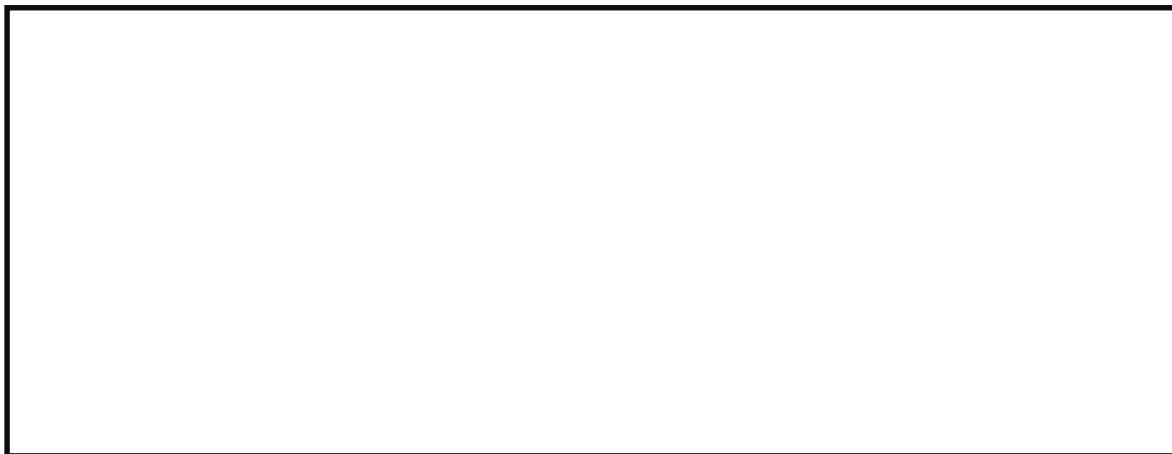
B : 流出を期待する開口長さ (m)

h : 越流水深 (m)

C : 流量係数 (—)

L : 海水ポンプエリア躯体壁の幅 (m)

W : 海水ポンプエリア躯体壁の高さ (m)



第3-5表 越流水深計算結果（地震起因）

評価区画		海水ポンプエリア
W	海水ポンプエリア躯体壁の高さ (m)	5.8
B	流出を期待する開口長さ (m)	22.5
L	海水ポンプエリア躯体壁の幅 (m)	1.2
Q	越流流量 (m ³ /h)	6179
h	越流水深 (m)	0.14

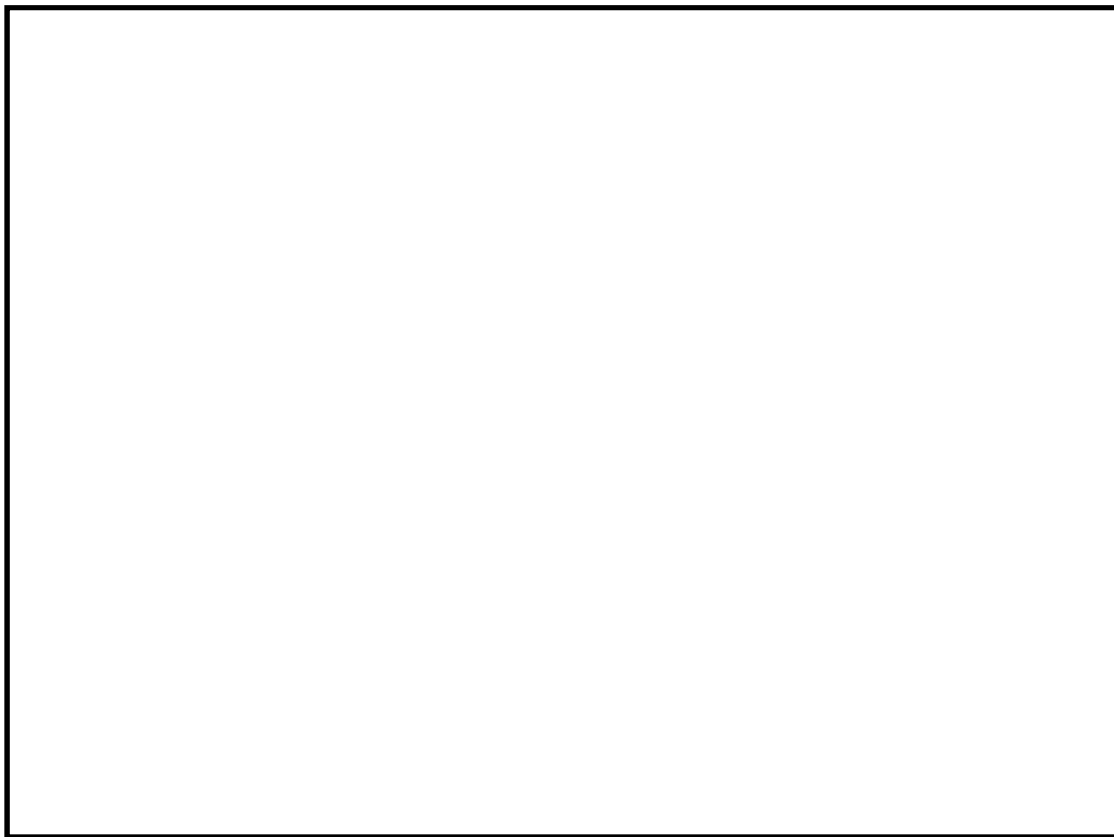
3.4 地下水からの影響評価

東海第二発電所では、溢水防護対象設備を内包する原子炉建屋、タービン建屋等の周辺地下部に第3-4図に示すように排水設備（サブドレン）を設置しており、同設備により各建屋周辺に流入する地下水の排出を行っている。地震によりすべての排水ポンプが同時に機能喪失することを想定し、その際の排水不能となった地下水が溢水防護対象設備に与える影響について評価を行う。

3.4.1 サブドレンの排水方法について

サブドレンは、ピット及び排水ポンプより構成され、ピット間は配管で相互に接続されているため、一箇所の排水ポンプが故障した場合でも、他のピット及び排水ポンプにより排水することができる。また、地震によりポンプ電源が喪失した場合は、一時的な水位上昇のおそれがあるが、仮設分電盤及び仮設ポンプを常備していることから排水は可能である。また、地下水の溢水防護区画への浸水経路としては、建屋外壁地下部における配管等の貫通部の隙間及び建屋間の接合部が考えられるが、これらについては、配管貫通部の隙間には止水措置を行っており、地下水が防護区画内に浸水することはない。

以上より、地震によりサブドレンが機能喪失した際に生じる建屋周辺に流入する地下水は、溢水防護対象設備に影響を与えることがないものと評価する。



第3-4図 サブドレン概要図

4. 管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価

(1) 評価方法

発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管が破損すること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するおそれがないことを評価する。

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

管理区域外へ放射性物質を含む液体の溢水量と建屋の地下階の容積等を比較し、放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播するおそれがないことを評価する。

(2) 判定基準

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

(3) 評価結果

発生を想定する放射性物質を含む液体の溢水量は、建屋の地下階等の容積等を超えないことから、放射性物質を含む液体は管理区域外へ伝播するおそれがない。評価結果を第4-1表に示す。

第4-1表 管理区域外伝播防止堰の評価結果

対象建屋	滞留可能容量 (m ³)	溢水量 (m ³)	溢水水位 (m)
原子炉建屋廃棄物処理棟	6319	約2700	約0.43
タービン建屋	約26699	20910	約0.79
廃棄物処理建屋	6970	約4300	約0.62

V-1-1-8-5 溢水防護施設の詳細設定

目次

1. 概要 1

2. 設計の基本方針 1

3. 要求機能及び性能目標 3

 3.1 溢水伝播を防止する設備 3

 3.2 蒸気影響を緩和する設備 6

4. 機能設計 9

 4.1 溢水伝播を防止する設備 9

 4.2 蒸気影響を緩和する設備 47

1. 概要

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

2. 設計の基本方針

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

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

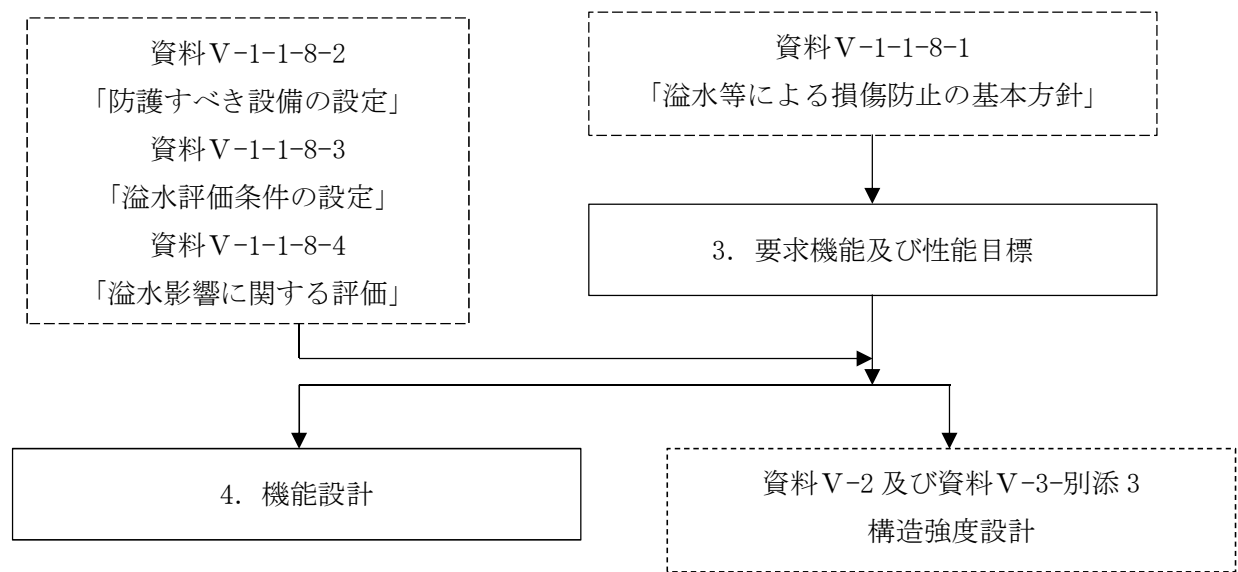
溢水防護に関する施設の設計に当たっては、資料V-1-1-8-1「溢水等による損傷防止の基本方針」にて設定している、溢水防護対策を実施する目的や設備の分類を踏まえて設備ごとの要求機能を整理するとともに、機能設計上の性能目標及び構造強度設計上の性能目標を設定する。

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

溢水防護に関する施設の設計フローを第2-1図に示す。

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

基準地震動 S_s による地震力に対し、止水性の維持を期待する溢水防護に関する施設のうち、工事計画の基本設計方針に示す浸水防護施設の主要設備リストに記載される機器（以下「主要設備リスト記載機器」という。）及び津波防護に係る耐震Sクラスの施設の耐震計算については、資料V-2「耐震性に関する説明書」のうち資料V-2-1-9「機能維持の基本方針」に基づき実施し、耐震計算の方法及び結果については、資料V-2「耐震性に関する説明書」のうち資料V-2-10-2「浸水防護施設の耐震性についての計算書」に示す。



注：フロー中の番号は本資料での記載箇所の章を示す。

第2-1図 洪水防護に関する施設の設計フロー

3. 要求機能及び性能目標

発生を想定する溢水の影響により、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがないようにすること、放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播しないようにするために設置する溢水防護に関する施設を、資料V-1-1-8-1「溢水等による損傷防止の基本方針」にて、設置目的別に溢水の伝播を防止する設備及び蒸気影響を緩和する設備として分類している。これらを踏まえ、設備ごとに要求機能を整理するとともに、機能設計上の性能目標と構造強度設計上の性能目標を設定する。

各設備が要求機能を達成するために必要となる機能設計、強度設計及び耐震設計の区分を第3-1表に示す。

強度及び耐震以外の機能である溢水伝播防止及び蒸気影響緩和の機能設計については、「4. 機能設計」に示し、耐震設計及び強度設計については、資料V-2「耐震性に関する説明書」及び資料V-3-別添3「津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度に関する説明書」に示す。

3.1 溢水伝播を防止する設備

3.1.1 設備

- (1) 水密扉
- (2) 区画分離壁
- (3) 浸水防止止水板
- (4) 溢水拡大防止堰
- (5) 逆流防止装置
- (6) 貫通部止水処置
- (7) 漏えい検知及び隔離システムの設置
- (8) 海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋
- (9) 格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ
- (10) 緊急用海水ポンプピット浸水防止設備
- (11) 常設低圧代替注水系格納槽浸水防止装置

3.1.2 要求機能

溢水防護に関する施設は、発生を想定する溢水による没水に対し、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがないよう溢水の伝播を防止することが要求される。

溢水伝播を防止する設備のうち、地震起因による溢水伝播を防止する設備は、地震時及び地震後においても上記機能を維持又は保持することが要求される。

3.1.3 性能目標

溢水伝播を防止する機能は、水密扉、区画分離壁、溢水防止止水板、溢水拡

大防止堰，逆流防止装置，貫通部止水処置及び漏えい検知，隔離システムの設置，海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋，格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ，緊急用海水ポンプピット浸水防止設備及び常設低圧代替注水系格納槽浸水防止装置に対して期待する。

上記要求を踏まえ，溢水防護に関する施設として期待する各設備の性能目標を以下に示す。

(1) 水密扉

原子炉建屋1階水密扉及び常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉は，重大事故対処設備等を内包する建屋・区画（原子炉建屋及び常設代替高圧電源装置用カルバート）に到達する敷地に遡上する津波に対し，地震時及び地震後においても，重大事故対処設備等を内包する建屋・区画内への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。また，原子炉建屋地下2階水密扉は，原子炉棟内で発生を想定する溢水に対し，地震時及び地震後においても，溢水防護区画への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

水密扉は，発生を想定する溢水による静水圧荷重及び基準地震動 S_s による地震力に対し，止水性の維持を考慮して，主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(2) 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等（区画分離壁）

火災防護設備において，火災防護対象機器等の系統分離による影響軽減対策として，互いに相違する系列の火災防護対象機器等を，火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を確認した隔壁等で分離する設計とする。

上記隔壁において，原子炉棟地下1階，地上1階，地上2階，地上3階及び地上4階に設ける東西を区画分離する壁については，溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

(3) 浸水防止止水板

浸水防止止水板は，原子炉棟内で発生を想定する溢水に対し，地震時及び地震後においても，防護対象設備への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

浸水防止止水板は，発生を想定する溢水の静水圧荷重及び基準地震動 S_s による地震力に対し，止水性の維持を考慮して，主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(4) 溢水拡大防止堰

溢水拡大防止堰は，原子炉棟内にて発生を想定する溢水に対し，地震時及び地震後においても，溢水が没水影響評価において考慮された区画外への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを機能設計上の

性能目標とする。

溢水拡大防止堰は、発生を想定する溢水の静水圧荷重及び基準地震動 S_s による地震力に対し、止水性の維持を考慮して、主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(5) 逆流防止装置

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

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

(6) 貫通部止水処置

貫通部止水処置は、溢水防護区画を内包する建屋外で発生を想定する溢水、海水ポンプ室周辺で発生を想定する溢水及び重大事故対処設備等を内包する建屋・区画外に到達する敷地に遡上する津波に対し、地震時及び地震後においても、溢水防護区画及び重大事故対処設備を内包する建屋・区画への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

貫通部止水処置は、溢水防護区画を内包する建屋外で発生を想定する溢水、海水ポンプ室周辺で発生を想定する溢水及び重大事故対処設備等を内包する建屋・区画外に到達する敷地に遡上する津波による静水圧荷重及び基準地震動 S_s による地震力に対し、止水性の維持を考慮して、有意な漏えいを生じない設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

また、モルタルによる施工箇所は、止水性を考慮して、主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(7) 漏えい検知及び隔離システム

漏えい検知及び隔離システムは、タービン建屋及び海水ポンプ室内で発生を想定する基準地震動 S_s による地震力に対し、配管破断時の溢水量を低減する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

(8) 海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋

海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋は、海水ポンプエリア周辺で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、溢水が海水ポンプ室への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋は、発生を想定する溢水の静水圧荷重及び基準地震動 S_s による地震力に対し、止水性の維持を考慮して、主要な構

造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(9) 格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ

格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチは、重大事故対処設備等を内包する建屋・区画外に到達する敷地に遡上する津波に対し、地震時及び地震後においても、重大事故対処設備等を内包する建屋・区画内への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチは、敷地に遡上する津波の最大浸水深による静水圧荷重及び基準地震動 S_s による地震力に対し、止水性の維持を考慮して、主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(10) 緊急用海水ポンプピット浸水防止設備

緊急用海水ポンプピット浸水防止設備は、重大事故対処設備等を内包する建屋・区画に到達する敷地に遡上する津波に対し、地震時及び地震後においても、重大事故対処設備等を内包する建屋・区画内への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

緊急用海水ポンプピット浸水防止設備は、敷地に遡上する津波の最大浸水深による静水圧荷重及び基準地震動 S_s による地震力に対し、止水性の維持を考慮して、主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(11) 常設低圧代替注入系格納槽浸水防止設備

常設低圧代替注入系格納槽浸水防止設備は、重大事故対処設備等を内包する建屋・区画外に到達する敷地に遡上する津波に対し、地震時及び地震後においても、重大事故対処設備等を内包する建屋・区画内への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

常設低圧代替注入系格納槽浸水防止設備は、敷地に遡上する津波の最大浸水深による静水圧荷重及び基準地震動 S_s による地震力に対し、止水性の維持を考慮して、主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

3.2 蒸気影響を緩和する設備

3.2.1 設備

- (1) 自動検知・遠隔隔離システム
- (2) 防護カバー

3.2.2 要求機能

溢水防護に関する施設のうち蒸気影響を緩和する設備は、発生を想定する漏

えい蒸気に対し、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがないよう蒸気影響を緩和することが要求される。

3.2.3 性能目標

(1) 自動検知・遠隔隔離システム

自動検知・遠隔隔離システムは、蒸気影響評価区画内で発生を想定する配管破断時の漏えい蒸気に対し、蒸気による環境条件（温度及び湿度）を緩和し、防護すべき設備の健全性が確認されている環境条件以下に制限する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

(2) 防護カバー

防護カバーは、蒸気影響評価区画内で発生を想定する配管破断時の漏えい蒸気に対し、蒸気による環境条件を緩和し、防護すべき設備の健全性が確認されている環境条件以下に制限する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

防護カバーは、蒸気影響評価区画内で発生を想定する配管破断時の漏えい蒸気による噴出荷重に対し、防護カバーの主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

第3-1表 溢水防護に関する施設の評価区分

要求機能	溢水防護に関する施設（処置）	評価		
		機能	強度	耐震
溢水伝播を防止する 設備 (処置を含む)	水密扉	○	○	○
	区画分離壁	○	○	○
	浸水防止止水板	○	○	○
	溢水拡大防止堰	○	○	○
	逆流防止装置	○	—	○
	貫通部止水処置	○	—	○
	漏えい検知及び隔離システム	○	—	○
	海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋	○	○	○
	格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ	○	○	○
	緊急用海水ポンプピット浸水防止設備	○	○	○
	常設低圧代替注入系格納槽浸水防止設備	○	○	○
蒸気影響を緩和する 設備	自動検知・遠隔隔離システム	○	—	—
	防護カバー	○	○	—

4. 機能設計

資料V-1-1-8-4「溢水影響に関する評価」にて評価される溢水影響に対し、「3. 要求機能及び性能目標」で設定している溢水伝播を防止する設備及び蒸気影響を緩和する設備の機能設計上の性能目標を達成するために、各設備の機能設計の方針を定める。

4.1 溢水伝播を防止する設備

4.1.1 水密扉の設計方針

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

原子炉建屋1階水密扉及び常設代替高压電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉は、重大事故対処設備等を内包する建屋・区画外に到達する敷地に遡上する津波に対し、地震時及び地震後においても、重大事故対処設備等を内包する建屋・区画内への溢水伝播防止に必要な高さまでの止水性を維持するために、重大事故対処設備等を内包する建屋・区画内への溢水経路となる開口部に設置する。

原子炉建屋地下2階水密扉は、原子炉棟内で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、溢水防護区画への溢水伝播防止に必要な高さまでの止水性を維持するために、原子炉棟地下2階の安全系ポンプへの溢水経路となる開口部に設置する。

水密扉は、発生を想定する溢水に対し、水密ゴムの密着性により止水性を維持することとし、「(1) 水密扉の漏えい試験」により止水性を確認した水密扉を設置し、扉と周囲の部材が密着する設計とする。

(1) 水密扉の漏えい試験

・試験条件

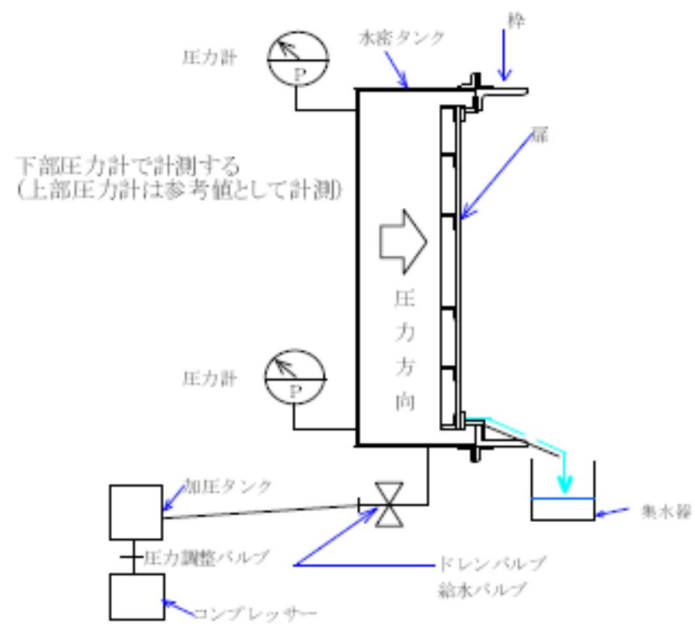
漏えい試験は、実機と同様の据付条件にて実機水密扉を試験用水槽に設置し、漏えい試験概要図を第4-1図に示す。

評価水位以上の水位を想定した水頭圧により止水性を確認する。また、水頭圧は海水等の比重を考慮する。

漏えい試験の対象とする水密扉は、扉面積や水頭圧の設備仕様を踏まえ、試験条件が包絡される場合は代表の水密扉により実施する。

試験時間は、時間当たりの評価とするため1時間と設定し、漏えい量の計測結果を踏まえ防護すべき設備への影響を確認する。

第4-1図に漏えい試験概要図を示す。



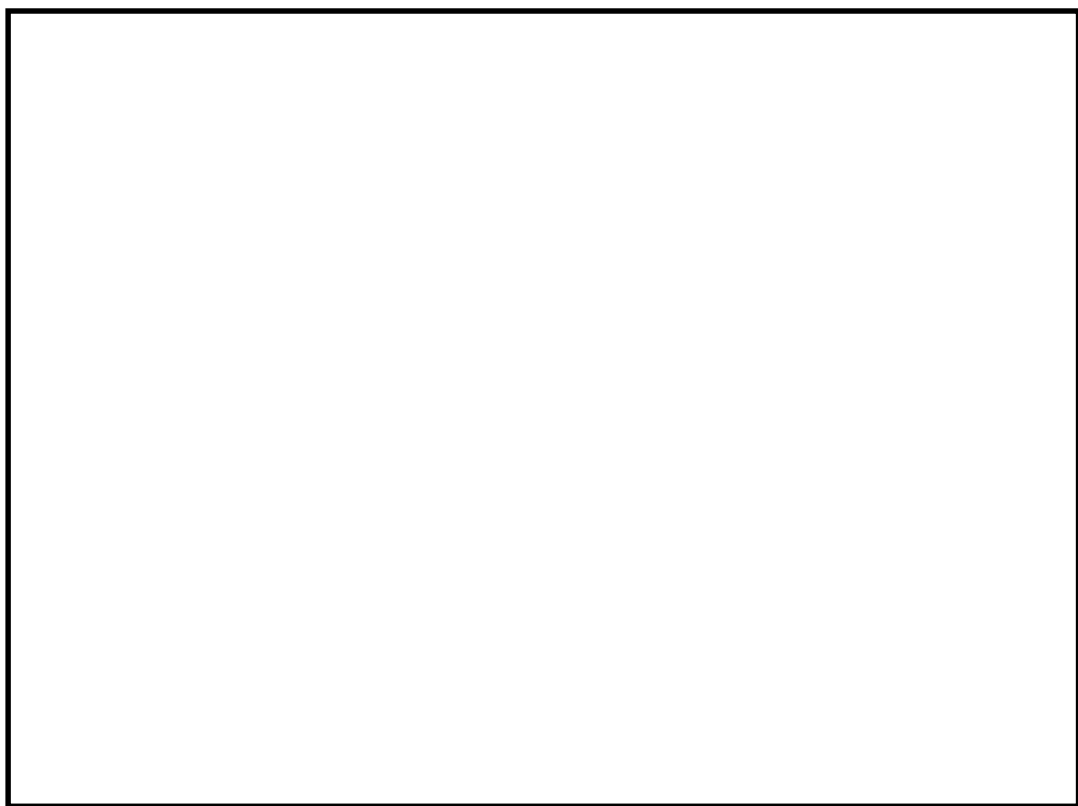
第4-1図 漏えい試験概要図（水密扉）

4.1.2 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等（以下「区画分離壁」という。）の設計方針

区画分離壁は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

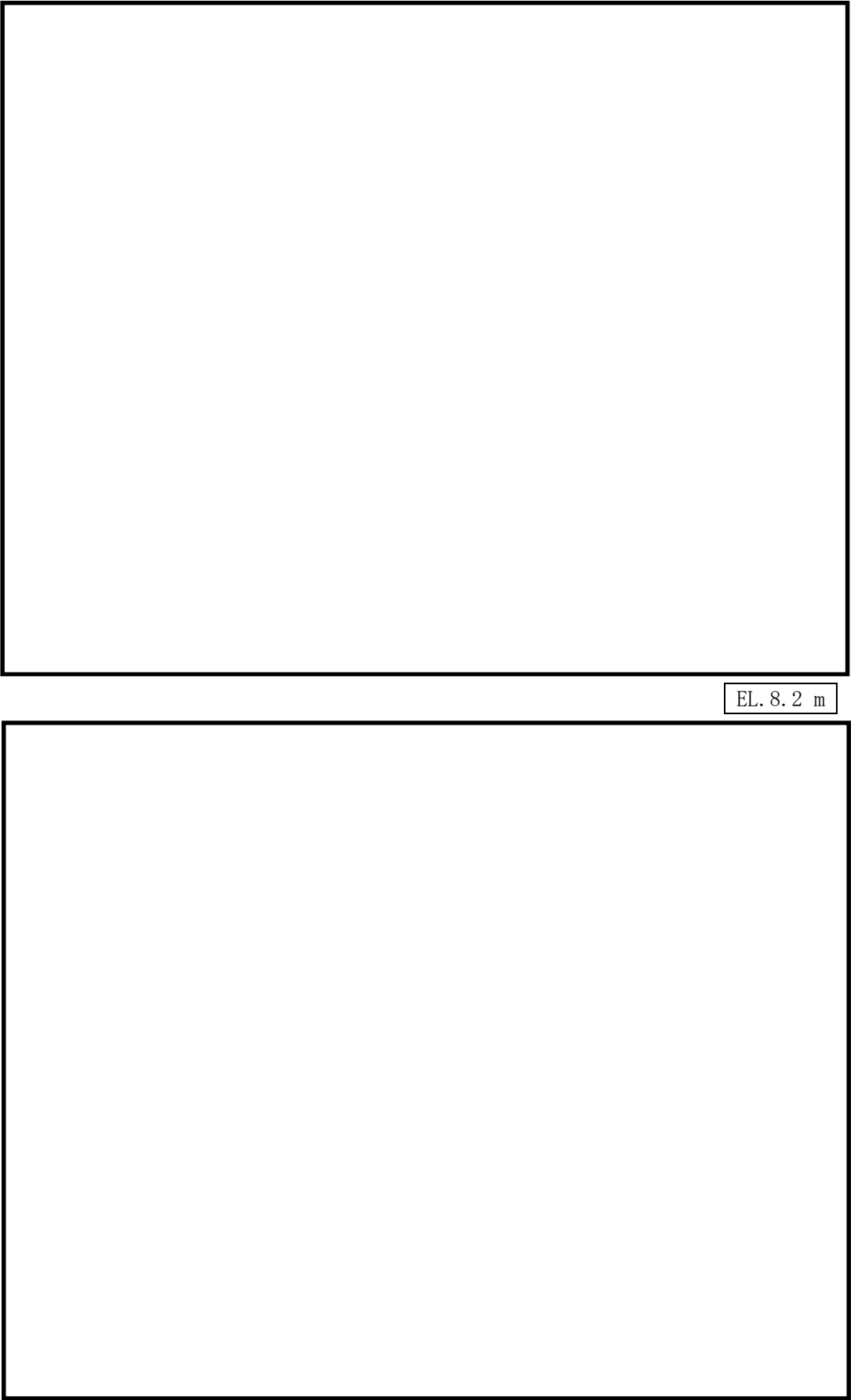
区画分離壁は、原子炉棟内で発生を想定する溢水に対し、他の溢水防護区画への溢水伝播防止に必要な高さまでの止水性を維持するために、区画分離壁の開口部下端高さは、想定される溢水水位を上回る高さとし、原子炉棟内の地下1階から地上4階面を東西に分離するように設置する。

水密区画を構成する壁の配置を第4-2図に示す。

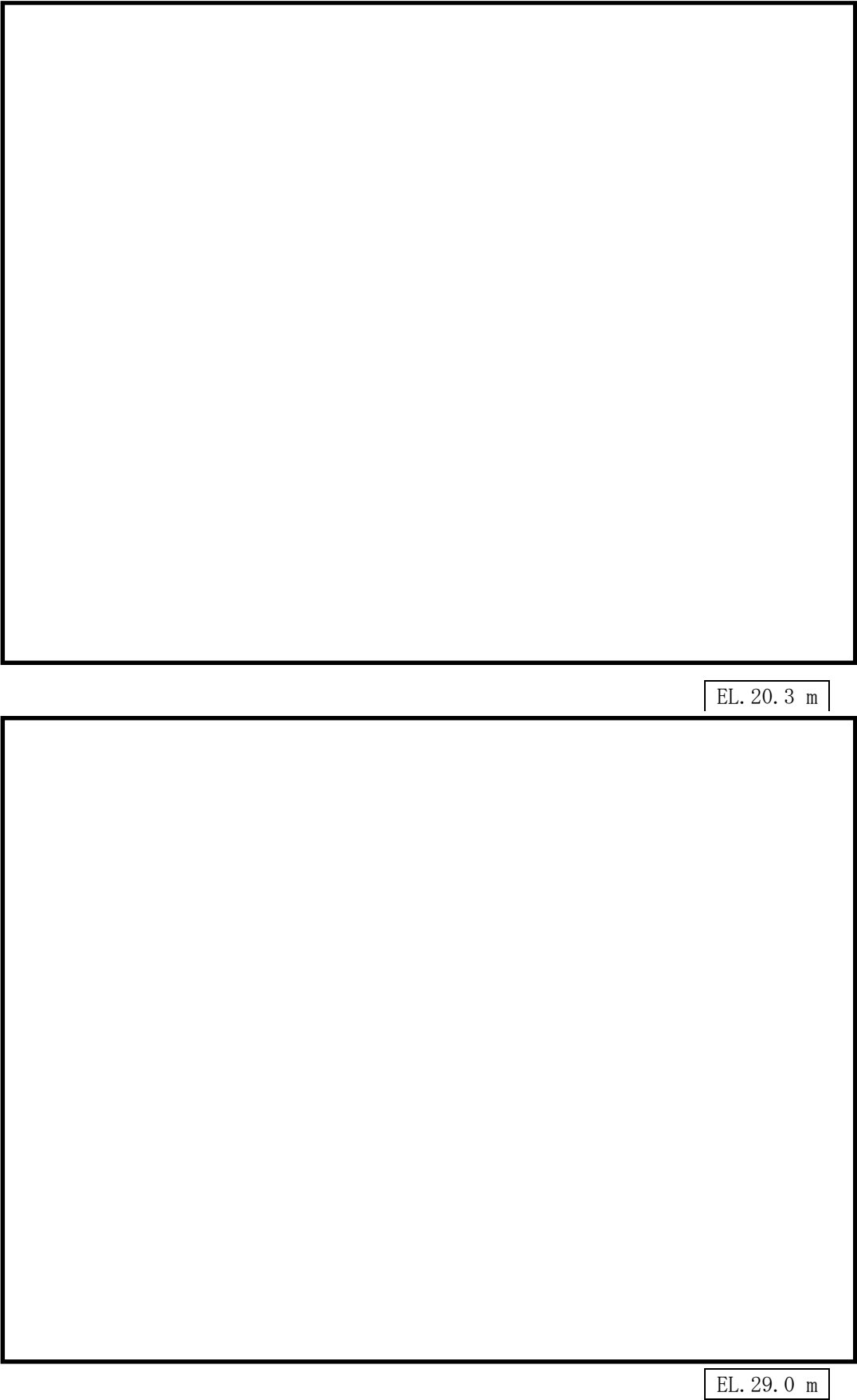


EL. 2.0 m

第4-2図 区画分離壁の配置図



第4-2図 区画分離壁の配置図



第4-2図 区画分離壁の配置図

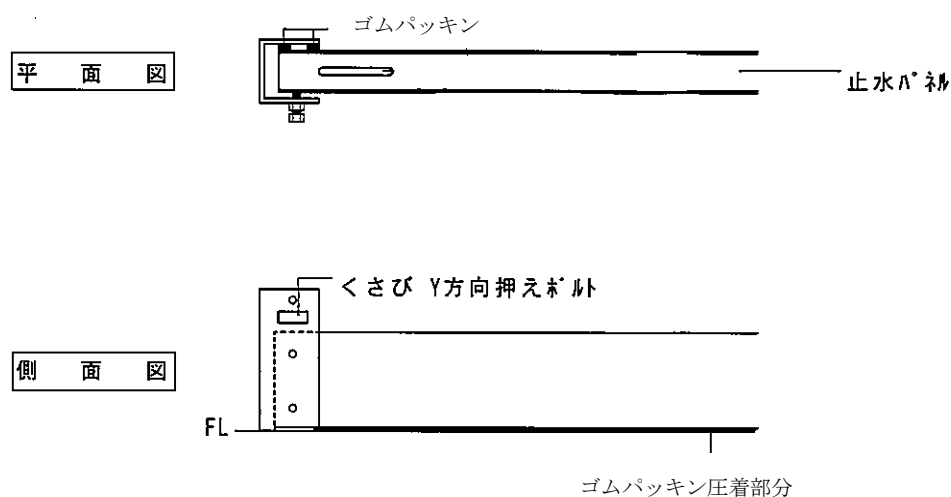
4.1.3 浸水防止止水板の設計方針

浸水防止止水板は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

浸水防止止水板は、原子炉棟内で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持するために、原子炉棟内の想定される防護対象設備周辺に設置し、想定される溢水水位を上回る高さを有する設計とする。

堰を構成する部材同士の接合面はゴムパッキンにより止水処置を実施する設計とし、「(1) ゴムパッキンの漏えい試験」により止水性を確認したゴムパッキンによる止水処置を実施する設計とする。

浸水防止止水板の概要図を第4-3図に示す。また、溢水水位及び堰高さを第4-1表に示し、浸水防止止水板の配置を第4-4図に示す。



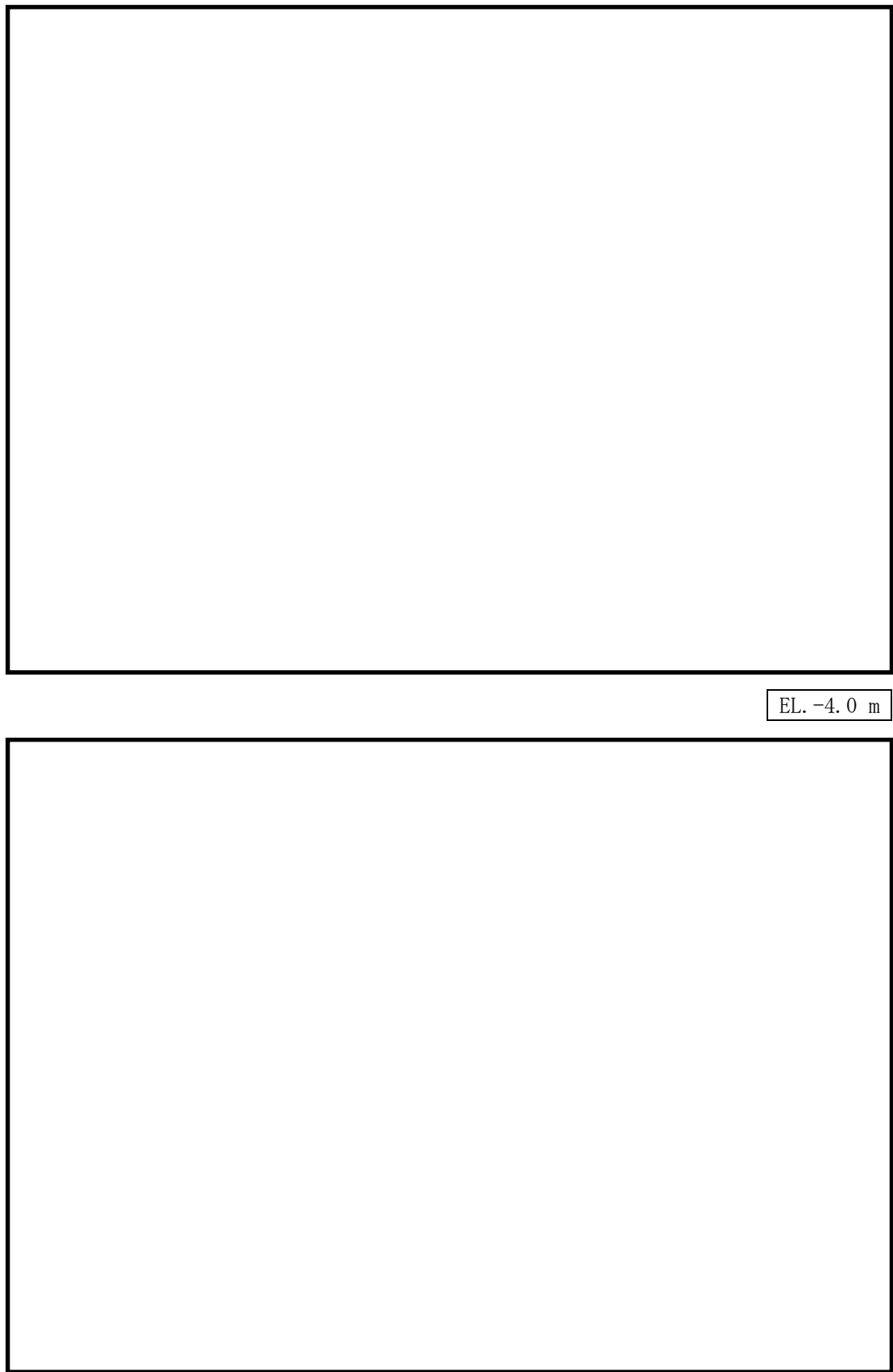
第4-3図 浸水防止止水板の概要図

第4-1表 溢水防護区画の溢水水位及び堰高さ (1/2)

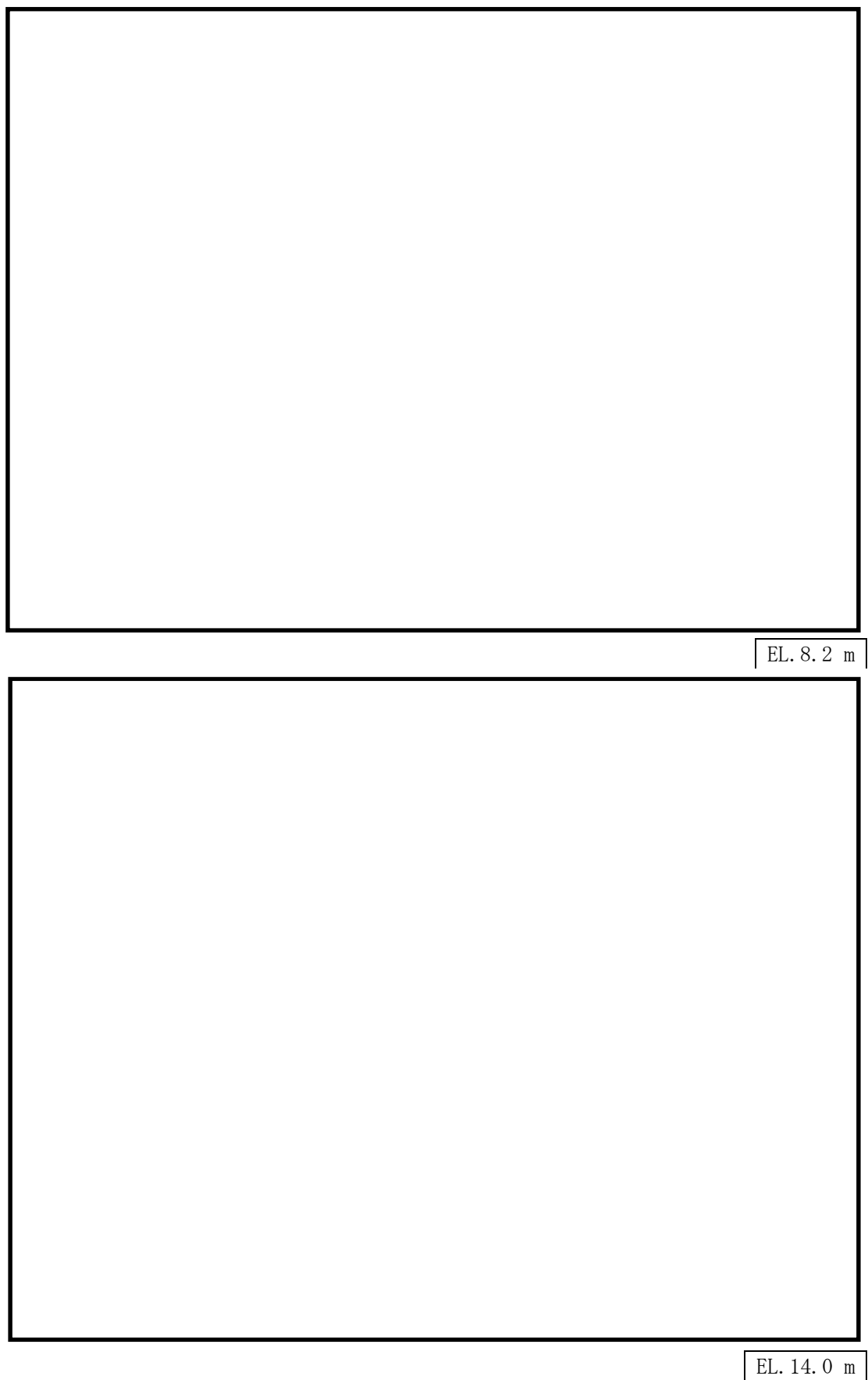
設置建屋	設置床高さ	設備名称	溢水水位 床上 (m)	設置堰高さ 床上 (m)
原子炉棟	EL. -4.0 m	低圧炉心スプレイポン プ室空調機用止水板	0.62	0.82以上
	EL. -4.0 m	残留熱除去系B系ポン プ室空調機用止水板	0.64	0.84以上
	EL. -4.0 m	残留熱除去系C系ポン プ室空調機用止水板	0.64	0.84以上
	EL. 2.0 m	原子炉建屋 INST DIST PNL3用止水板	0.1	0.3以上
	EL. 2.0 m	直流125V MCC 2A-1用 止水板	0.1	0.3以上
	EL. 2.0 m	MCC 2C-5用止水板	0.1	0.3以上
	EL. 2.0 m	MCC 2C-3用止水板	0.1	0.3以上
	EL. 2.0 m	MCC 2D-3用止水板	0.1	0.3以上
	EL. 2.0 m	MCC 2D-5用止水板	0.1	0.3以上
	EL. 8.2 m	原子炉建屋 INST DIST PNL1用止水板	0.1	0.3以上
	EL. 8.2 m	原子炉建屋 INST DIST PNL2用止水板	0.1	0.3以上
	EL. 14.0 m	TIP 駆動装置電気盤用 止水板	0.1	0.3以上
	EL. 20.3 m	MCC 2C-7及びFCSヒー タ制御盤 (A) 用 止水板	0.1	0.3以上
	EL. 20.3 m	MCC 2C-8用止水板	0.1	0.3以上
	EL. 20.3 m	CAMS (A) 系ヒータ電 源用変圧用止水板	0.1	0.3以上
	EL. 20.3 m	CAMSモニタラック (A) , CAMS校正用計 器ラック (A) 及び CAMS校正用ボンベラッ ク (A) 用止水板	0.1	0.3以上

第4-1表 溢水防護区画の溢水水位及び堰高さ (2/2)

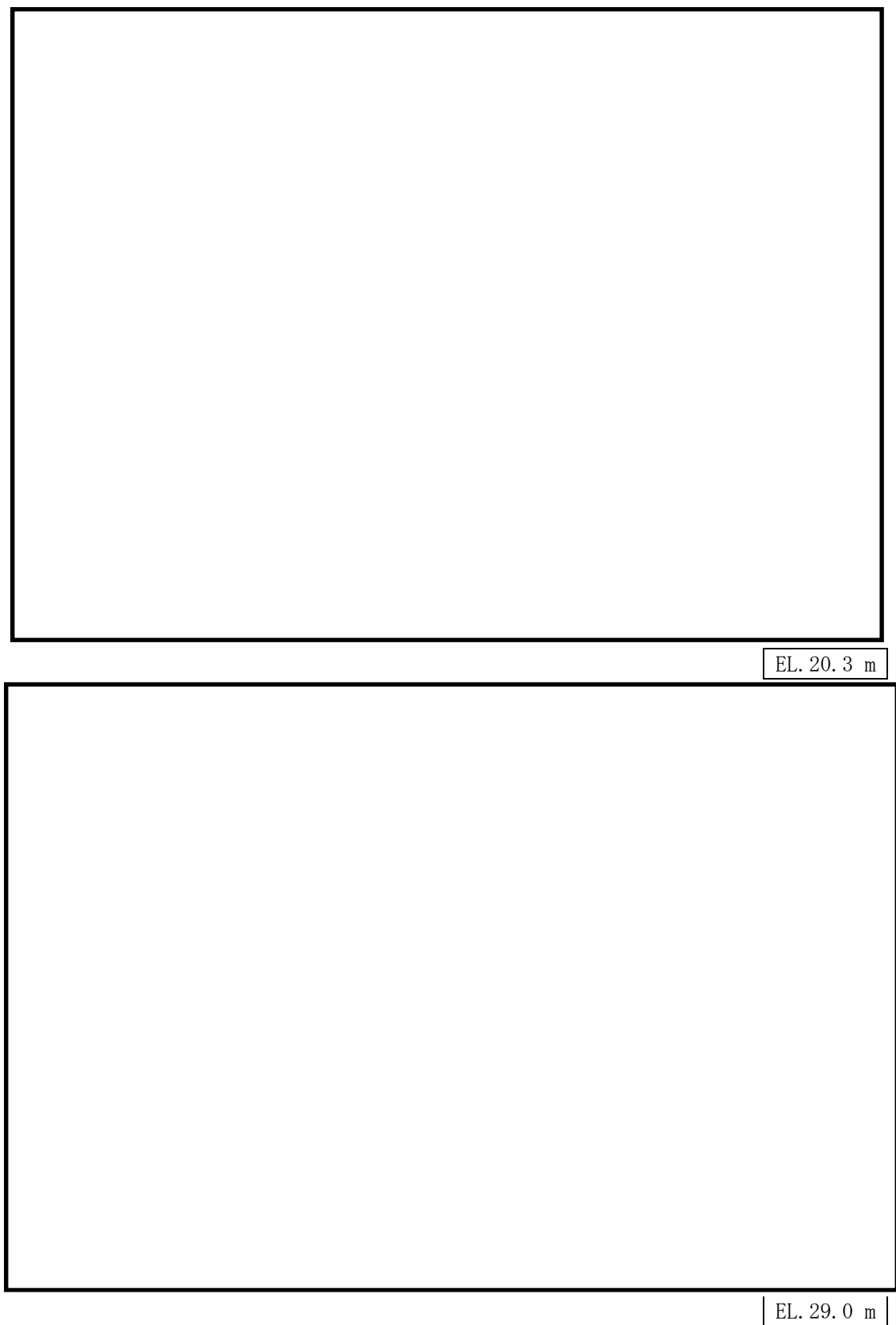
設置建屋	設置床高さ	設備名称	溢水水位 床上 (m)	設置堰高さ 床上 (m)
原子炉棟	EL. 20.3 m	FCSヒータ制御盤 (B) , MCC 2D-7用 止水板	0.1	0.3以上
	EL. 20.3 m	MCC 2D-8用止水板	0.1	0.3以上
	EL. 20.3 m	MAIN STEAM LINE (A, B) RADIATION MONITOR (検出器) 用 止水板	0.1	0.3以上
	EL. 20.3 m	MAIN STEAM LINE (C, D) RADIATION MONITOR (検出器) 用 止水板	0.1	0.3以上
	EL. 29.0 m	MCC 2C-9用止水板	0.1	0.3以上
	EL. 29.0 m	直流125V MCC 2A-2用 止水板	0.1	0.3以上
	EL. 29.0 m	MCC 2A2-2用止水板	0.1	0.3以上
	EL. 29.0 m	MCC 2B2-2用止水板	0.1	0.3以上
	EL. 29.0 m	格納容器雰囲気モニタ ヒータ電源盤 (B) 及 びCAMS (B) 系ヒータ 電源用変圧器用止水板	0.1	0.3以上
	EL. 29.0 m	CAMS校正用ボンベラッ ク (B) 用止水板	0.1	0.3以上
	EL. 29.0 m	MCC 2D-9用止水板	0.1	0.3以上
	EL. 29.0 m	CAMSモニタラック (B) 及びCAMS校正用 計器ラック (B) 用止 水板	0.1	0.3以上
	EL. 38.8 m	FPF/DEMIN. CONTROL PNL用止水板	0.1	0.3以上



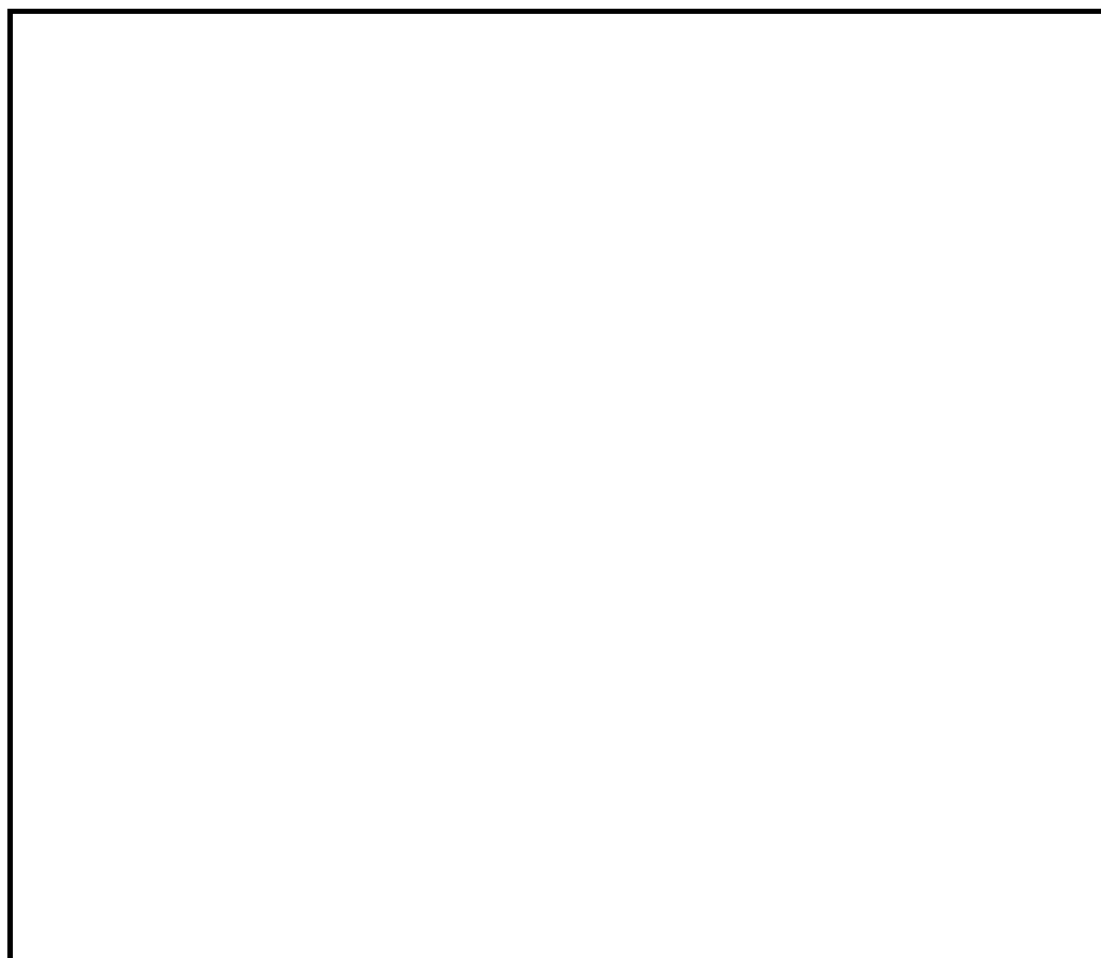
第4-4図 浸水防止止水板の配置図



第4-4図 浸水防止止水板の配置図



第4-4図 浸水防止止水板の配置図



EL. 38.8 m

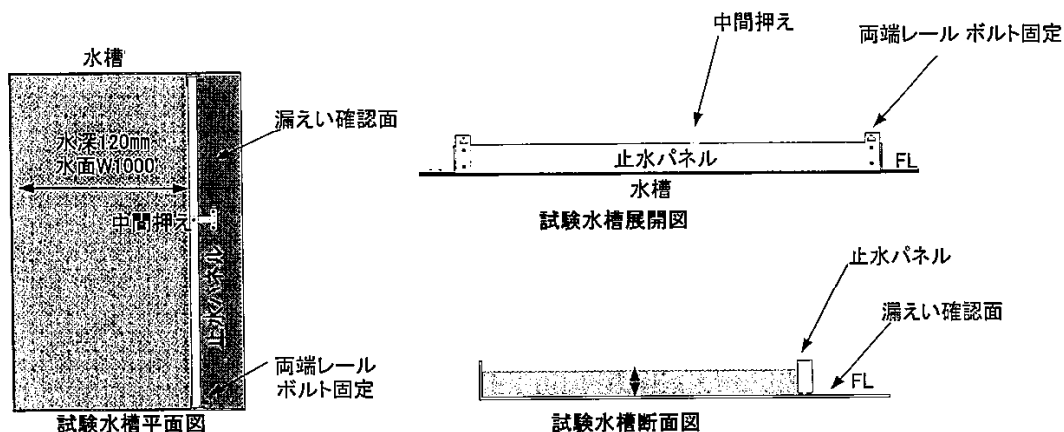
第4-4図 浸水防止止水板の配置図

(1) ゴムパッキンの漏えい試験

・ 試験条件

漏えい試験は、実機で使用している形状、寸法の試験体を試験用装置に設置し、評価水位以上想定した水頭圧により止水性を確認する。

第4-5図に漏えい試験概要図を示す。



第4-5図 ゴムパッキンの漏えい試験の概要

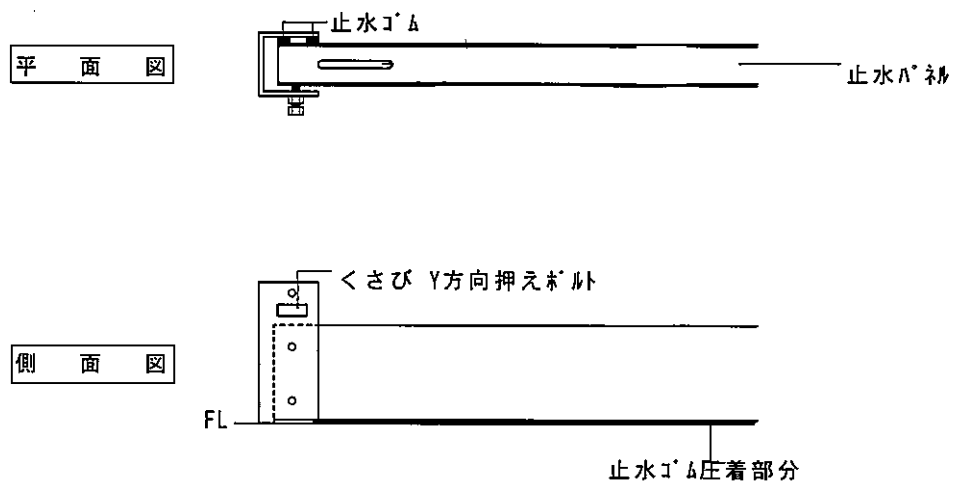
4.1.4 溢水拡大防止堰の設計方針

溢水拡大防止堰は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

溢水拡大防止堰は、原子炉棟内で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、溢水が没水影響評価において考慮された区画外への溢水伝播防止に必要な高さまでの止水性を維持するために、原子炉棟内の想定される溢水経路上に設置し、想定される溢水水位を上回る高さとする。

堰を構成する部材同士の接合面は「4.1.3(1) ゴムパッキンの漏えい試験」により止水性を確認した施工方法により止水処置を実施する設計とし、堰を構成する部材と建屋躯体の境界部は「4.1.8(1) 貫通部止水処置の漏えい試験」により止水性を確認した施工方法（コーキングタイプ）により止水処置を実施する。

管理区域外伝播防止堰の概略図を第4-6図に示す。また、溢水水位及び堰高さを第4-2表に示し、堰の配置を第4-7図に示す。



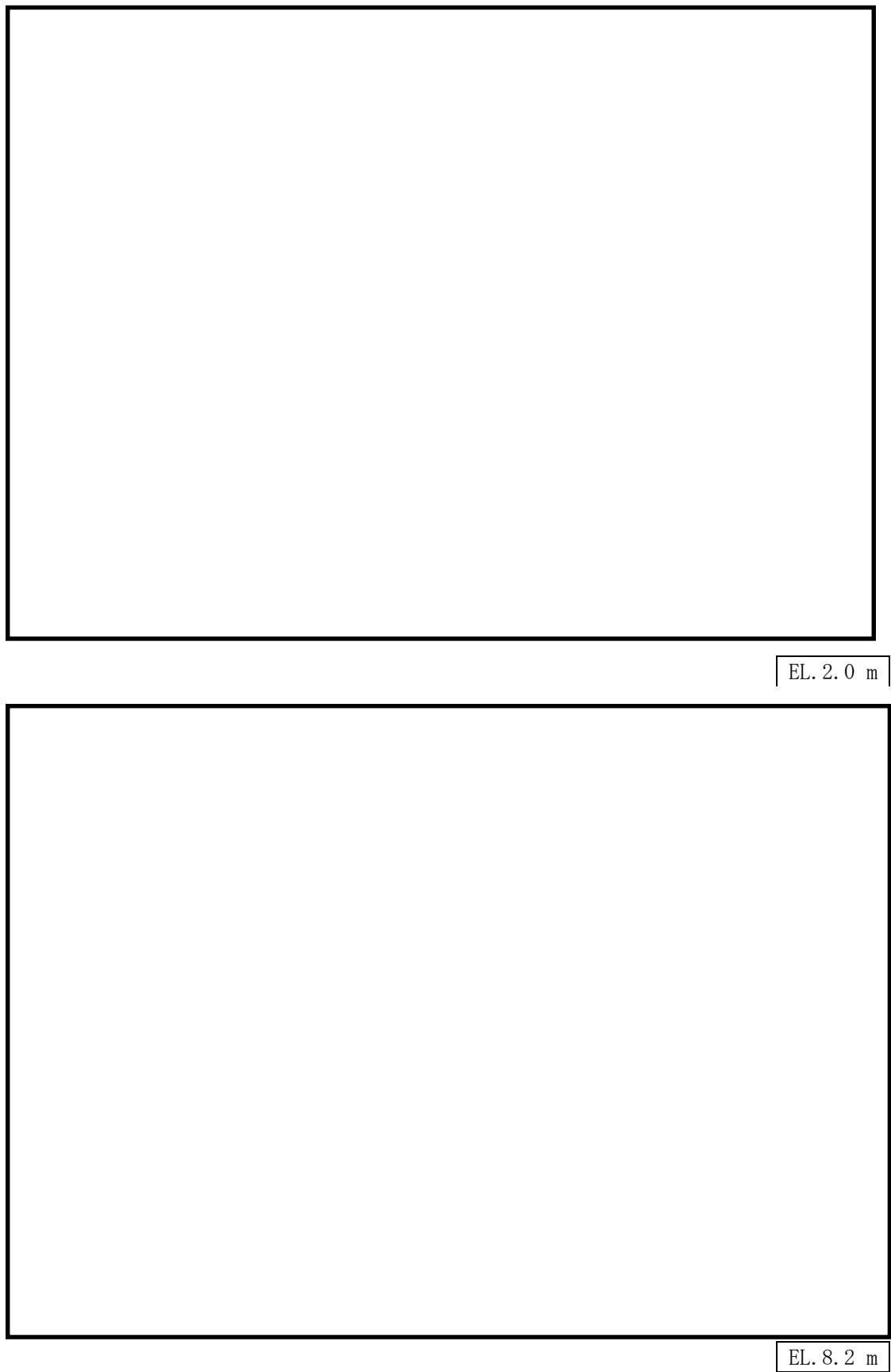
第4-6図 溢水拡大防止堰の概要図

第4-2表 原子炉棟内の溢水水位及び溢水拡大防止堰の高さ (1/2)

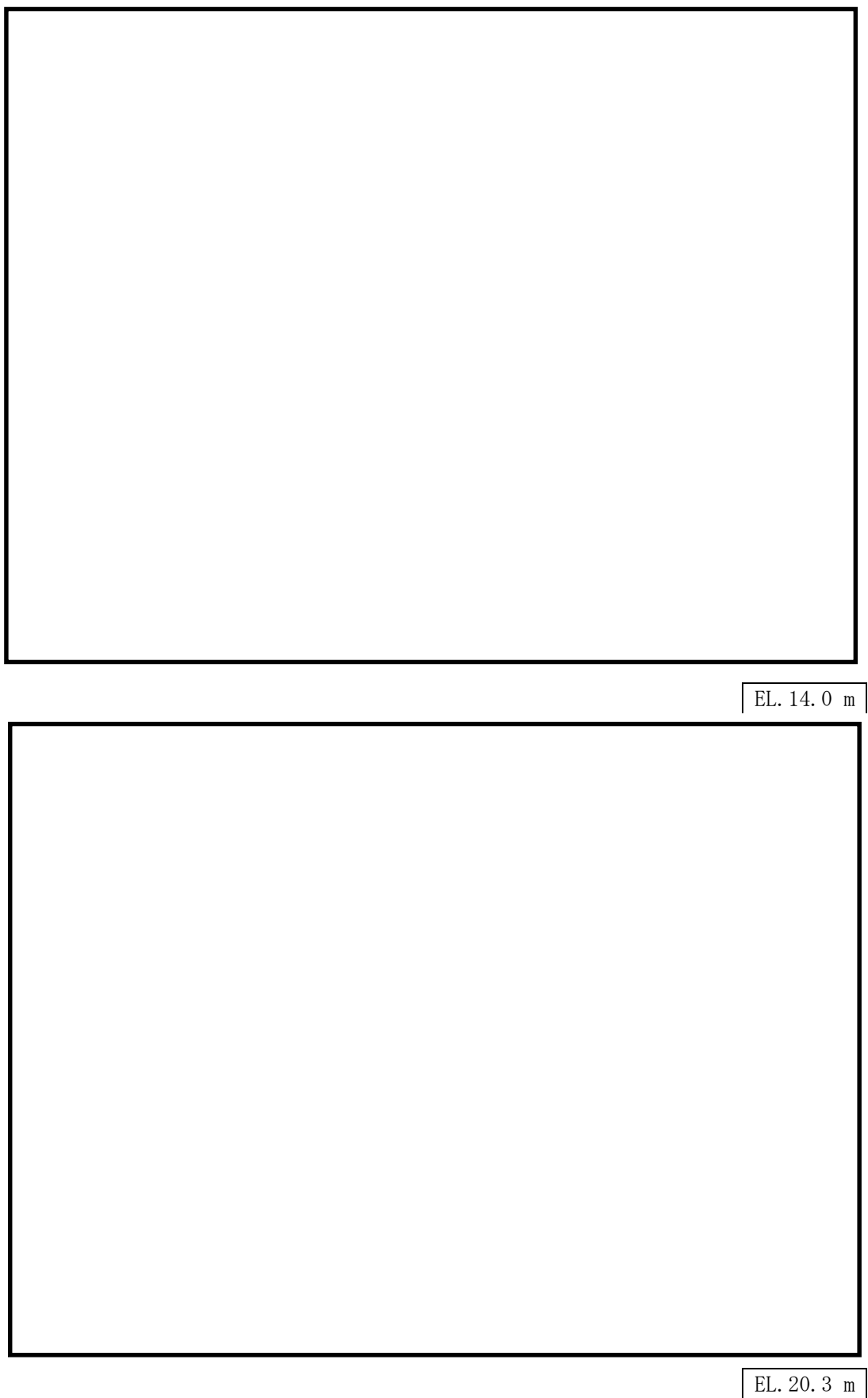
設置建屋	設置床高さ	設備名称	溢水水位 床上 (m)	設置堰高さ 床上 (m)
原子炉棟	EL. 2.0 m	原子炉建屋地下1階エレベータ入口用 溢水拡大防止堰	0.1	0.3以上
	EL. 2.0 m	東側階段用 溢水拡大防止堰	0.1	0.3以上
	EL. 2.0 m	北側階段用 溢水拡大防止堰	0.1	0.3以上
	EL. 2.0 m	残留熱除去系B系熱交換器室用溢水拡大防止堰	0.1	0.3以上
	EL. 8.2 m	原子炉建屋1階エレベータ入口用 溢水拡大防止堰	0.1	0.3以上
	EL. 8.2 m	残留熱除去系A系熱交換器ハッチ用 溢水拡大防止堰	0.1	0.3以上
	EL. 8.2 m	残留熱除去系B系熱交換器ハッチ用 溢水拡大防止堰	0.1	0.3以上
	EL. 14.0 m	原子炉建屋2階エレベータ入口用 溢水拡大防止堰	0.1	0.3以上
	EL. 14.0 m	原子炉建屋2階西側階段用溢水拡大防止堰	0.1	0.3以上
	EL. 20.3 m	原子炉建屋3階エレベータ入口用 溢水拡大防止堰	0.1	0.3以上
	EL. 20.3 m	原子炉建屋3階西側階段用溢水拡大防止堰	0.1	0.3以上
	EL. 29.0 m	原子炉建屋4階エレベータ入口用 溢水拡大防止堰	0.1	0.3以上
	EL. 29.0 m	原子炉建屋4階西側階段用溢水拡大防止堰	0.1	0.3以上
	EL. 38.8 m	原子炉建屋5階エレベータ入口用 溢水拡大防止堰	0.1	0.3以上
	EL. 38.8 m	原子炉建屋5階西側階段用溢水拡大防止堰	0.1	0.3以上

第4－2表 原子炉棟内の溢水水位及び溢水拡大防止堰の高さ（2/2）

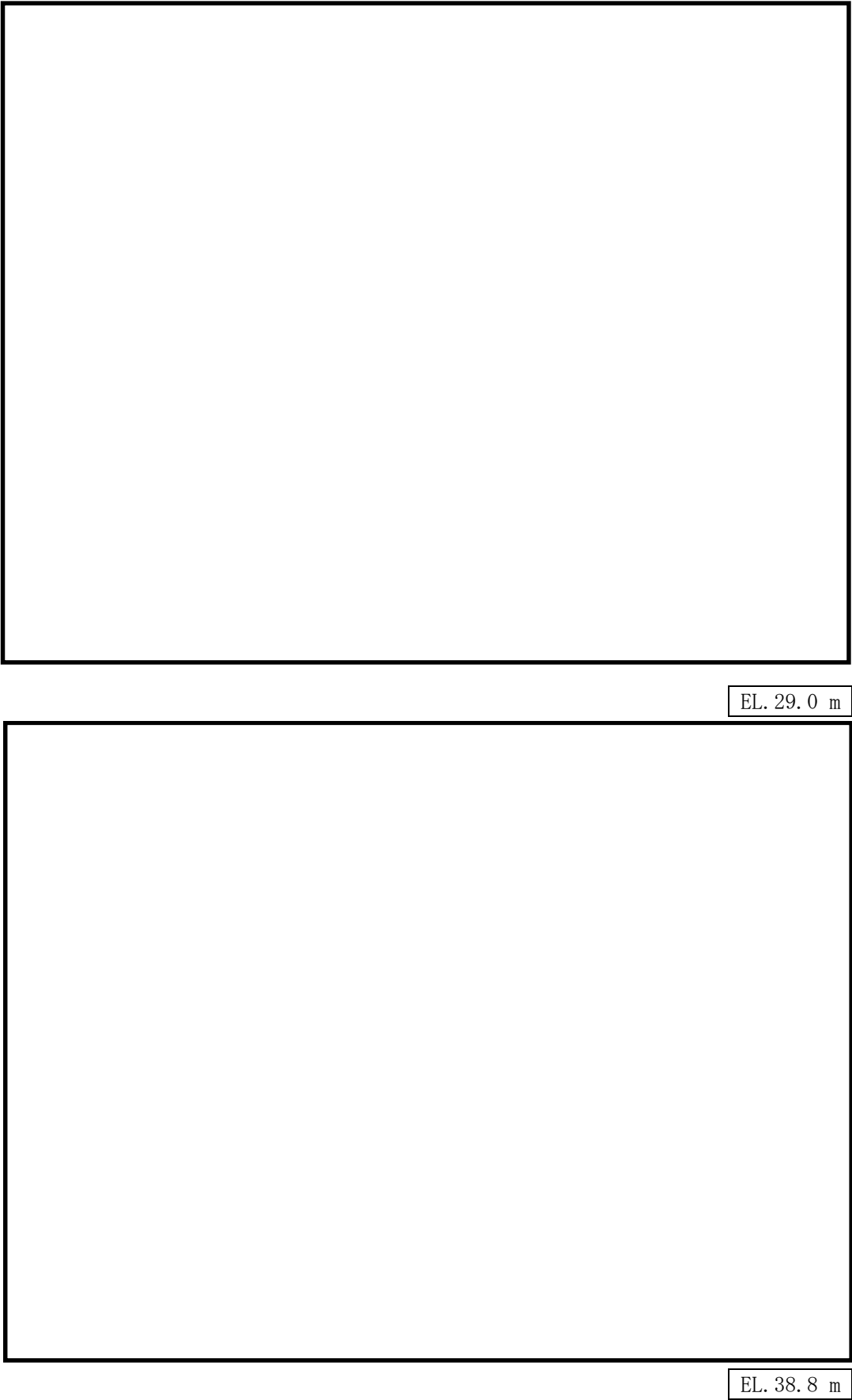
設置建屋	設置床高さ	設備名称	溢水水位 床上（m）	設置堰高さ 床上（m）
原子炉棟	EL. 46.5 m	原子炉建屋6階エレベ ータ入口用 溢水拡大防止堰	0.4	0.4以上
	EL. 46.5 m	燃料輸送容器搬出口用 溢水拡大防止堰	0.4	0.4以上
	EL. 46.5 m	大物機器搬入口用 溢水拡大防止堰	0.4	0.4以上
	EL. 46.5 m	原子炉建屋換気系ダク ト用溢水拡大防止堰	0.4	0.4以上



第4-7図 溢水拡大防止堰の配置図



第4-7図 溢水拡大防止堰の配置図



第4-7図 溢水拡大防止堰の配置図



EL. 46.5 m

第4-7図 溢水拡大防止堰の配置図

4.1.5 逆流防止装置の設計方針

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

逆流防止装置は、原子炉棟内に滞留する溢水に対し、地震時および地震後においても、原子炉棟内の部屋化された溢水防護区画への溢水伝播を防止する止水性を維持するため、浸水高さを上回る可能性のある原子炉棟内の部屋化された溢水防護区画床面に「(1) 逆流防止装置の漏えい試験」により止水性を確認したものを設置する。

(1) 逆流防止装置の漏えい試験

a. 試験条件

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

4.1.6 海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋

海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋は、海水ポンプエリア周辺で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、海水ポンプ室への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持するために、海水ポンプエリア周辺の想定される海水ポンプ室ケーブル点検口に設置し、想定される溢水水位を上回る高さとする。

海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋寸法を第4-3表に示す。

第4-3表 海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋仕様

名称		海水ポンプ室ケーブル点検口 浸水防止蓋 1, 2, 3	
種類		—	浸水防止蓋
主 要 寸 法	たて	mm	1200*
	横	mm	850*
	厚さ	mm	18.0*
材料		—	SUS304

注記 *：公称値を示す。

4.1.7 貫通部止水処置の設計方針

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

貫通部止水処置は、溢水防護区画を内包する建屋外で発生を想定する溢水、海水ポンプ室周辺で発生を想定する溢水及び重大事故対処設備等を内包する建屋・区画外に到達する敷地に遡上する津波に対し、地震時及び地震後においても、溢水防護区画及び重大事故対処設備等を内包する建屋・区画への溢水伝播防止に必要な高さまでの止水性を維持するために、発生を想定する溢水高さまでの壁面の貫通部に、「(1) 貫通部止水処置の漏えい試験」により止水性を確認した施工方法により止水処置を実施する。

(1) 貫通部止水処置の漏えい試験

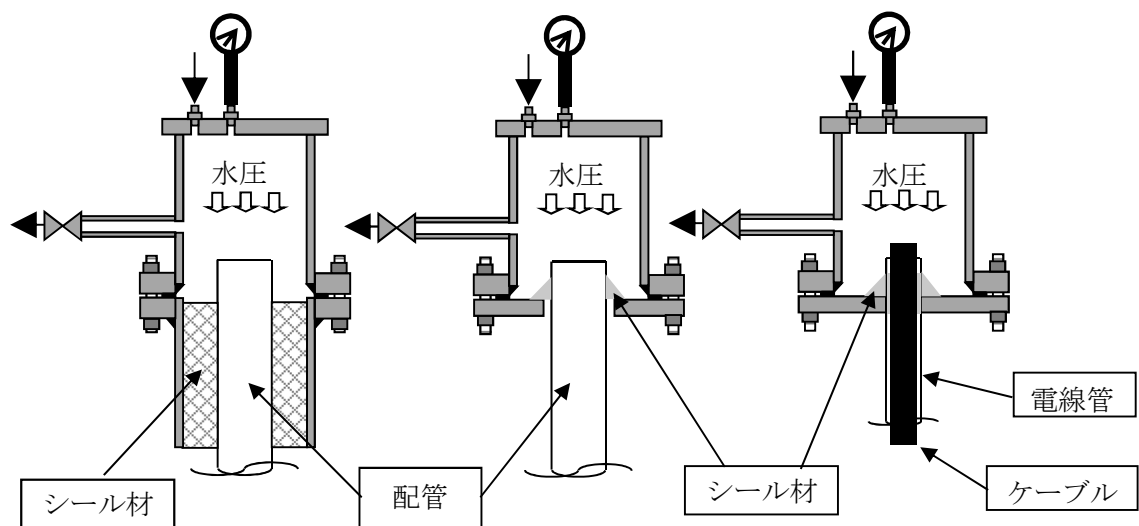
a. 試験条件

漏えい試験は、実機で使用する形状、寸法及び施工方法を模擬した試験体を用いて実施し、評価水位以上を想定した水圧を作用させた場合にシール材と貫通口及び貫通物との境界部若しくはブーツ取付部より漏えいが生じないことを確認する。

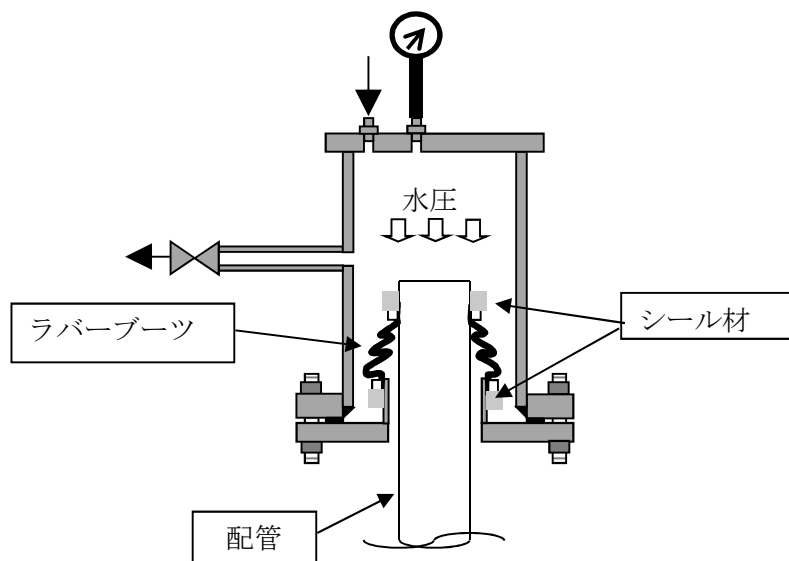
第4-8図及び第4-9図に耐圧漏えい試験概要図を示す。

b. 試験結果

有意な漏えいは認められないことから、溢水への影響はない。



第4-8図 シール材の耐圧漏えい試験の概要



第4-9図 ブーツの耐圧漏えい試験の概要

4.1.8 漏えい検知及び隔離システムの設計方針

漏えい検知及び隔離システムは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.2.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

漏えい検知及び隔離システムは、タービン建屋及び海水ポンプ室内で発生を想定する配管破断時の溢水に対し、溢水量を低減する機能を維持するため、漏えいを自動検知し、隔離（自動又は手動）する設計とする。

漏えい検知及び隔離システムの機能設計を以下に示す。

漏えいの自動検知及び隔離（自動）を行うため、溢水を検知し、循環水ポンプを停止するとともに循環水系バタフライ弁を閉止するインターロックを構築する。隔離システムを構成するものとして、漏えい検知器を設置する。

漏えいを検知するため、温度検出器を設置し、漏えいを検知し信号を送信する。漏えい検知信号及び地震加速度大（原子炉スクラム信号）を受け、循環水ポンプの停止及び循環水系バタフライ弁を自動閉止させ、溢水防護区域の水位上昇を抑える。漏えい検知から漏えい隔離までの時間の設定を第4-4表に示し、自動隔離のインターロックを第4-10図に示し、設備概要を第4-11図に示す。

(1) 自動検知・自動隔離に対する設備の概要

a. 温度検出器

漏えいの自動検知のため、漏えい検出器を循環水系配管破損想定箇所近傍の床面に設置する。

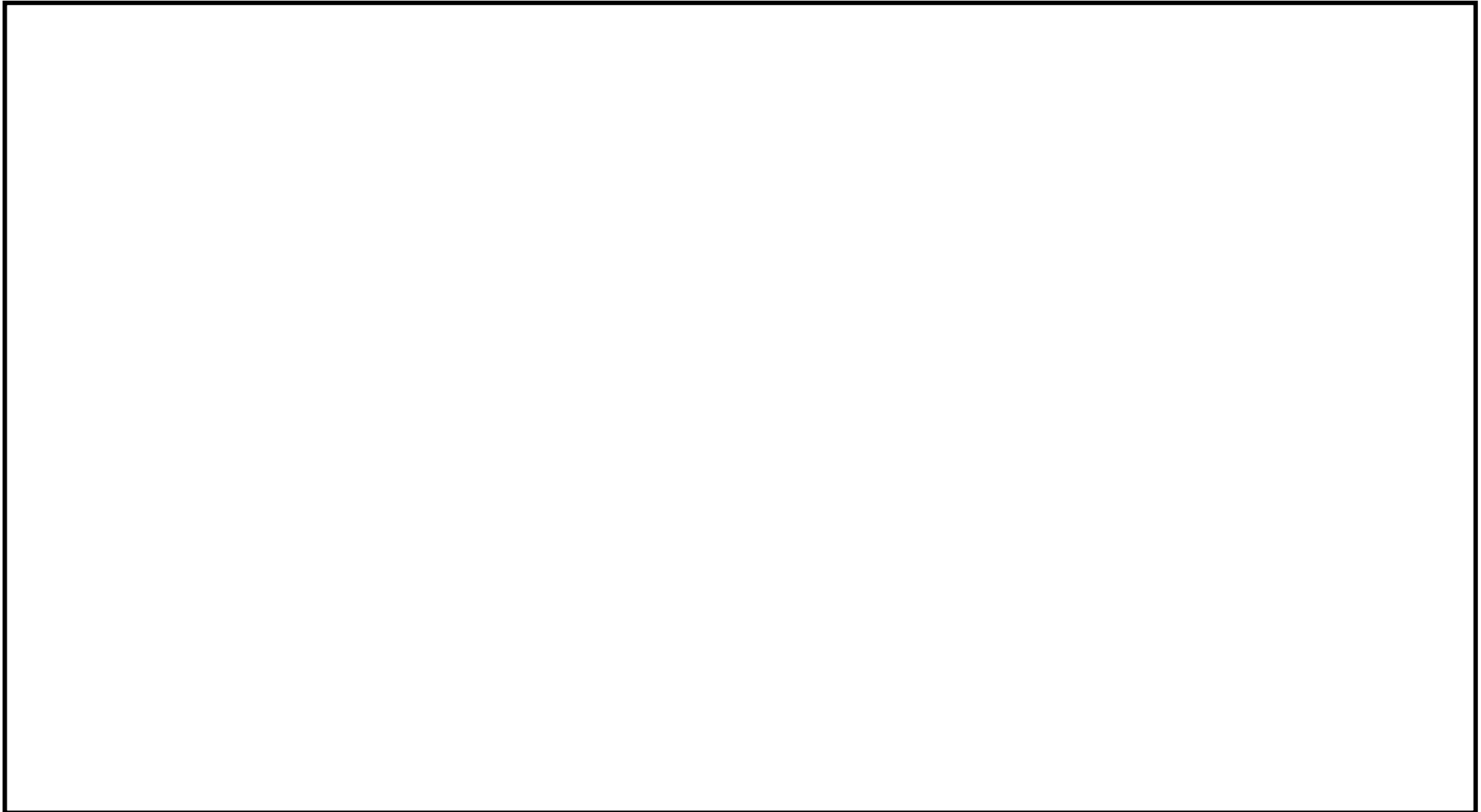
b. インターロック回路

タービン建屋及び海水ポンプ室に設置された漏えい検出器からの漏えい検知と地震加速度大による原子炉スクラム信号をand条件とした作動回路により、循環水ポンプ停止及び循環水系バタフライ弁の閉止のインターロック回路を構成する。

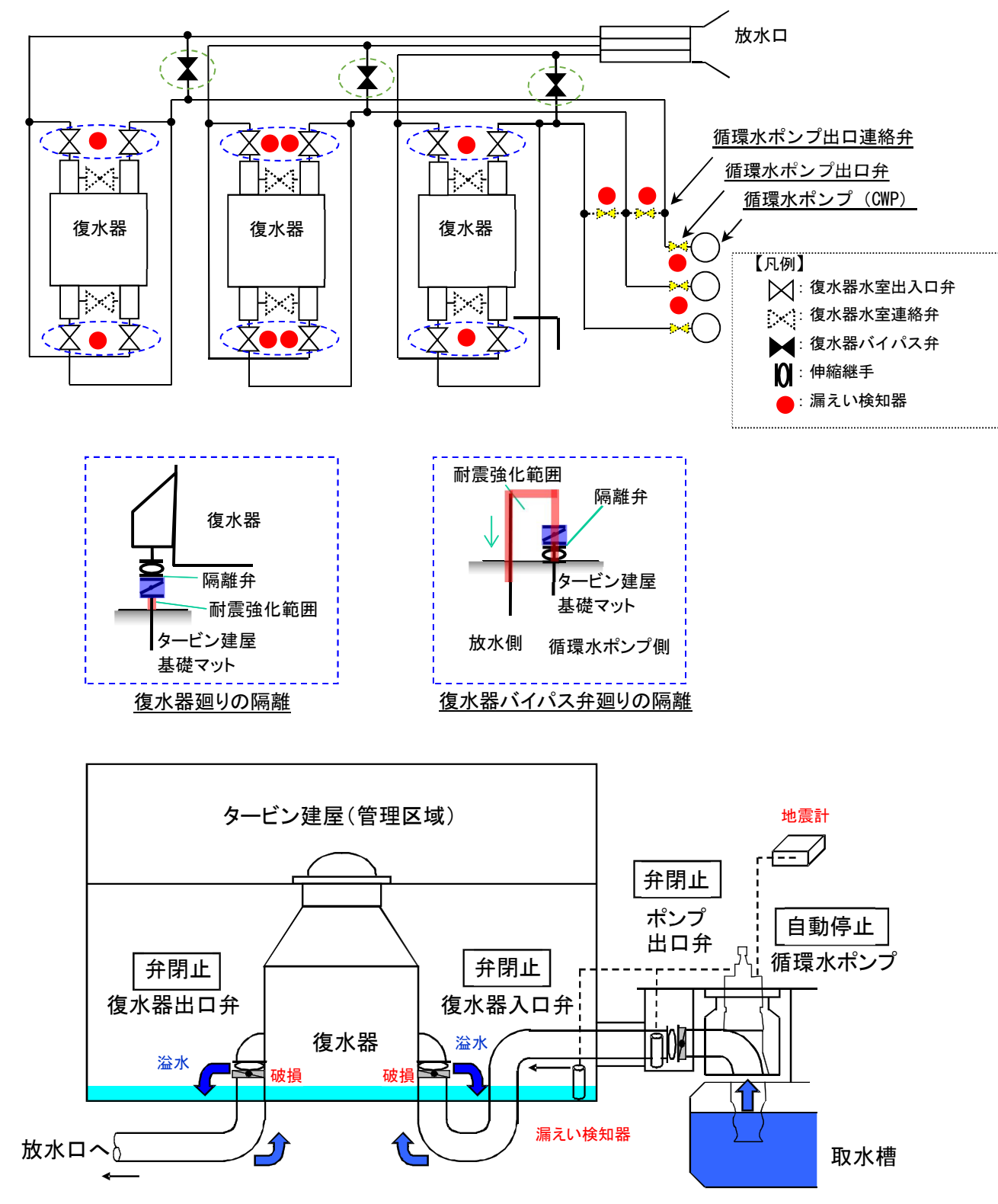
第4-4表 地震起因による循環水系配管の伸縮継手部からの溢水時間

項目	時間（分）＊
伸縮継手破損による漏えい開始から検知まで	1
インターロックによる循環水ポンプ停止（1台目、2台目）及び復水器水室出入口弁の閉止まで	2
インターロックによる循環水ポンプ停止（3台目）及び復水器水室出入口弁の閉止まで	2
合計	5

＊ 循環水ポンプは段階的に停止するが、評価上の溢水時間は、保守的に5分とする。



第 4-10 図 自動隔離のインターロック



第4-11図 設備概要

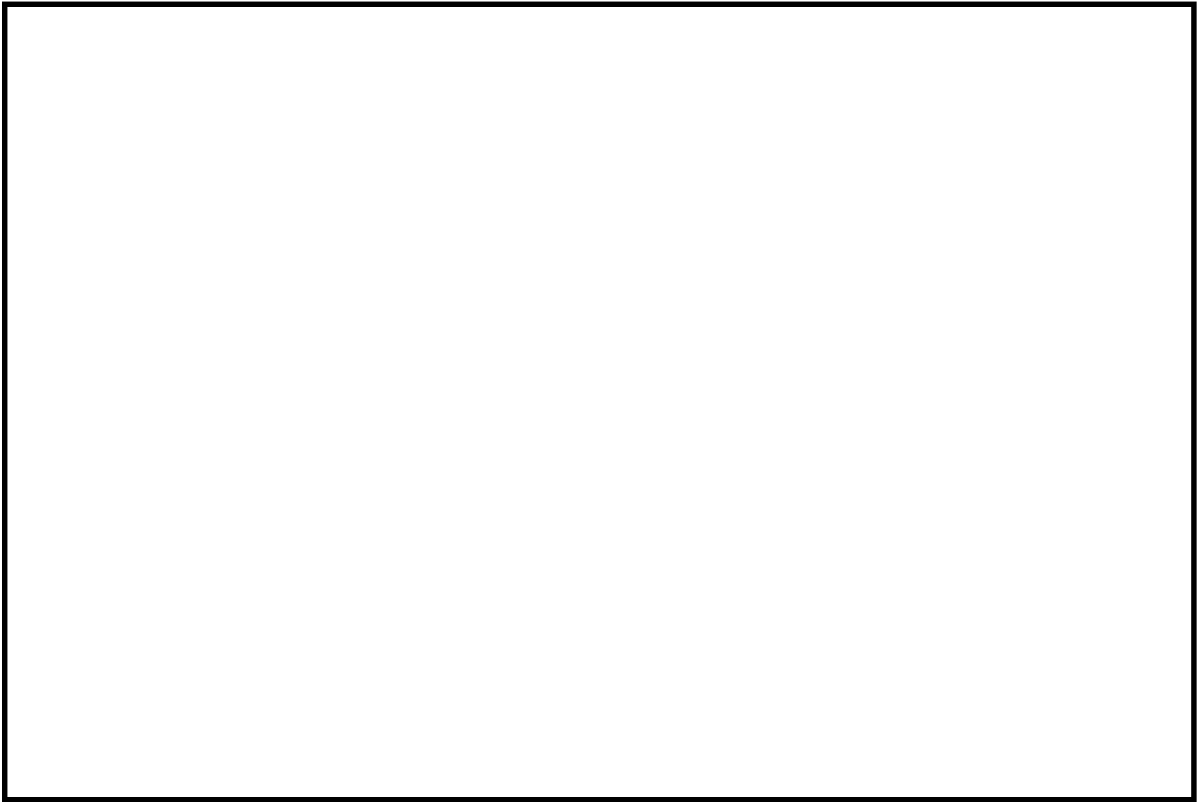
4.1.9 格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ

格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチは、重大事故対処設備等を内包する建屋・区画外に到達する敷地に遡上する津波に対し、地震時及び地震後においても、重大事故対処設備等を内包する建屋・区画内への溢水伝播防止に必要な敷地に遡上する津波の最大浸水深までの止水性を維持するために、重大事故対処設備等を内包する建屋・区画内への溢水経路となる開口部に設置する。

格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチは、敷地に遡上する津波の最大浸水深による静水压荷重に対し、水密ゴムの密着性により止水性を維持することとし、「(1) 水密扉の漏えい試験」により止水性を確認した水密扉を設置する。

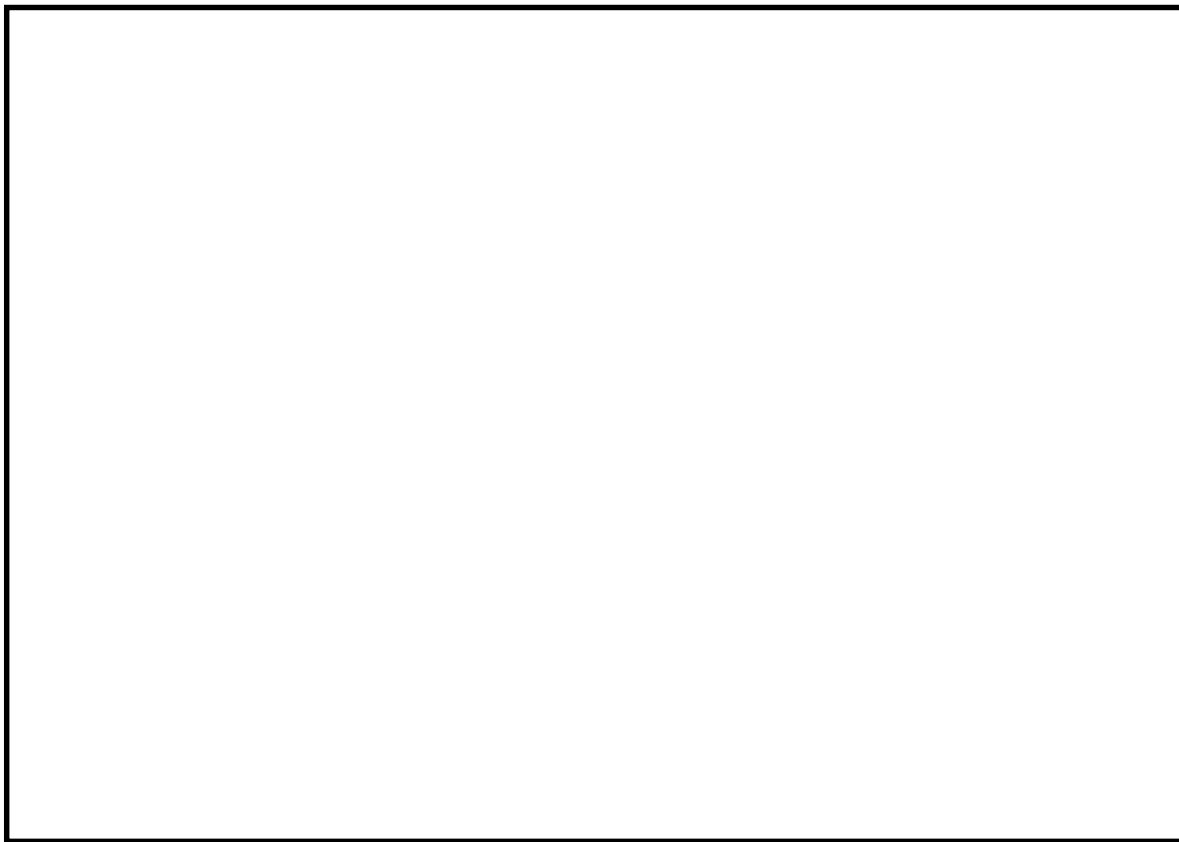
格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチの概略図を第4-12図に示す。また、格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ寸法を第4-5表に示し、格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチの配置を第4-13図に示す。



第 4－12 図 格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ概要図

第 4－5 表 格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ仕様

名 称			格納容器圧力逃がし装置格納槽 点検用水密ハッチ A
種 類		—	水密ハッチ
主 要 寸 法	たて	mm	
	よこ	mm	
材 料	蓋板	—	



第4－13図 格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチの配置

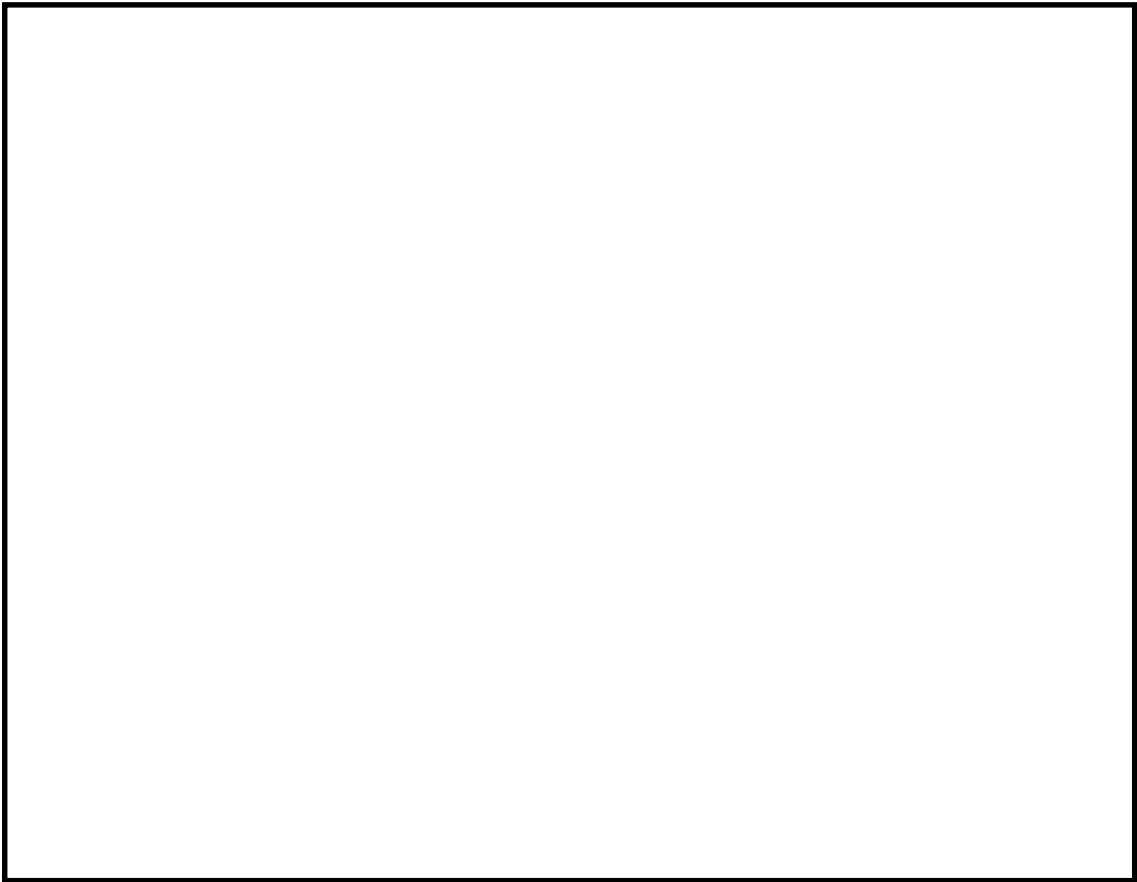
4.1.10 緊急用海水ポンプピット浸水防止設備

緊急用海水ポンプピット浸水防止設備は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

緊急用海水ポンプピット浸水防止設備は、重大事故対処設備等を内包する建屋・区画外に到達する敷地に遡上する津波に対し、地震時及び地震後においても、重大事故対処設備等を内包する建屋・区画内への溢水伝播防止に必要な敷地に遡上する津波の最大浸水深までの止水性を維持するために、重大事故対処設備等を内包する建屋・区画内への溢水経路となる開口部に設置する。

緊急用海水ポンプピット浸水防止設備は、敷地に遡上する津波の最大浸水深による静水圧荷重に対し、水密ゴムの密着性により止水性を維持することとし、「(1) 水密扉の漏えい試験」により止水性を確認した水密扉を設置する。

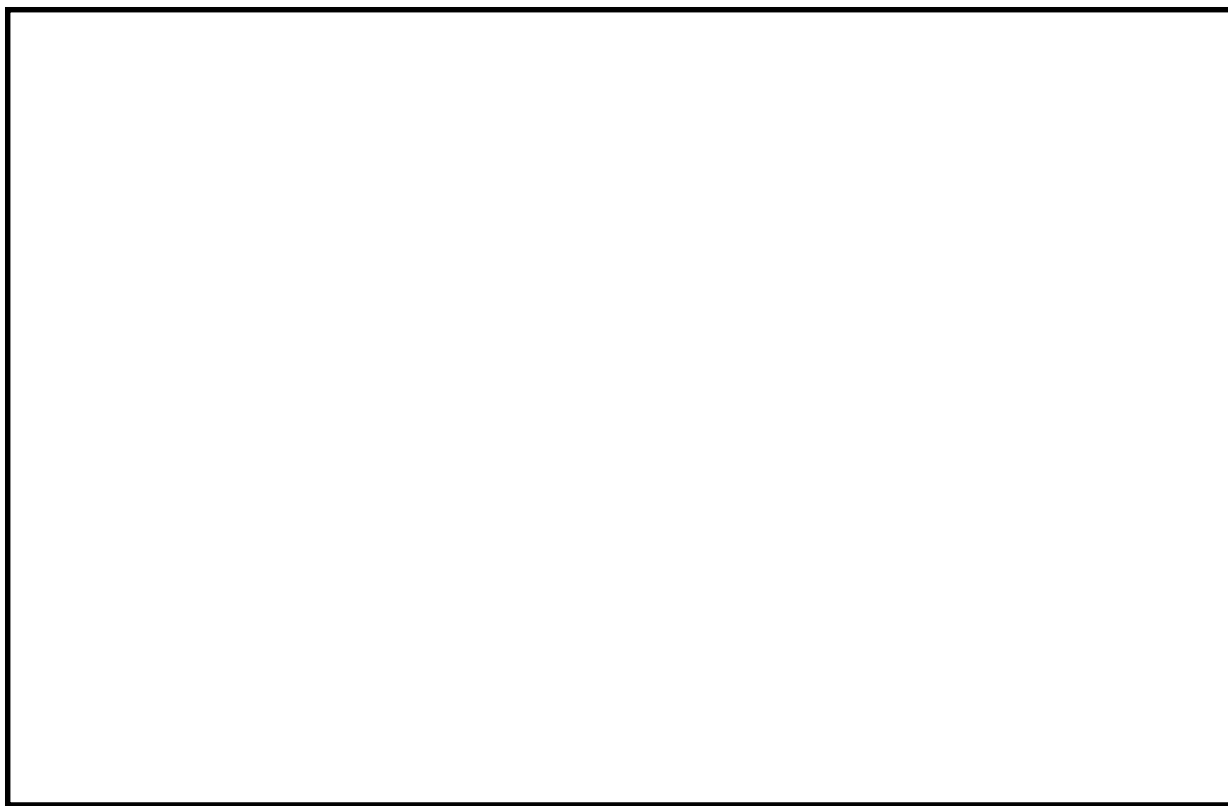
緊急用海水ポンプピット浸水防止設備の概略図を第4-14図に示す。また、緊急用海水ポンプピット浸水防止設備寸法を第4-6表に示し、緊急用海水ポンプピット浸水防止設備の配置を第4-15図に示す。



第 4-14 図 緊急用海水ポンプピット浸水防止設備概略図
(緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋を示す)

第 4-6 表 緊急用海水ポンプピット浸水防止設備仕様
(緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋を示す)

種類		—	浸水防止蓋
主要 寸法	たて	mm	
	横	mm	
	高さ	mm	
	スキンプレート厚さ	mm	
材料		—	



第4-15図 緊急用海水ポンプピット浸水防止設備の配置

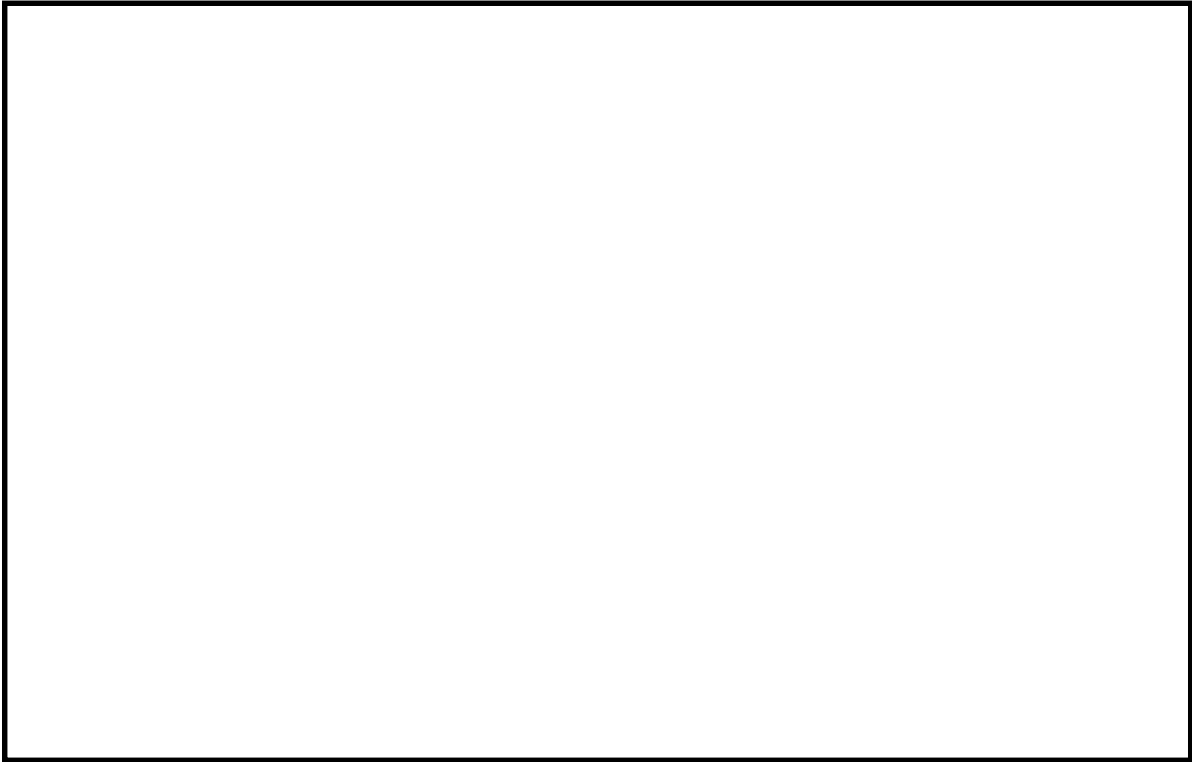
4.1.11 常設低圧代替注水系格納槽浸水防止設備

常設低圧代替注水系格納槽浸水防止設備は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

常設低圧代替注水系格納槽浸水防止設備は、重大事故対処設備等を内包する建屋・区画外に到達する想定する敷地に遡上する津波に対し、地震時及び地震後においても、重大事故対処設備等を内包する建屋・区画内への溢水伝播防止に必要な敷地に遡上する津波の最大浸水深までの止水性を維持するために、重大事故対処設備等を内包する建屋・区画内への溢水経路となる開口部に設置する。

常設低圧代替注水系格納槽浸水防止設備は、敷地に遡上する津波の最大浸水深による静水压荷重に対し、水密ゴムの密着性により止水性を維持することとし、「(1) 水密扉の漏えい試験」により止水性を確認した水密扉を設置する。

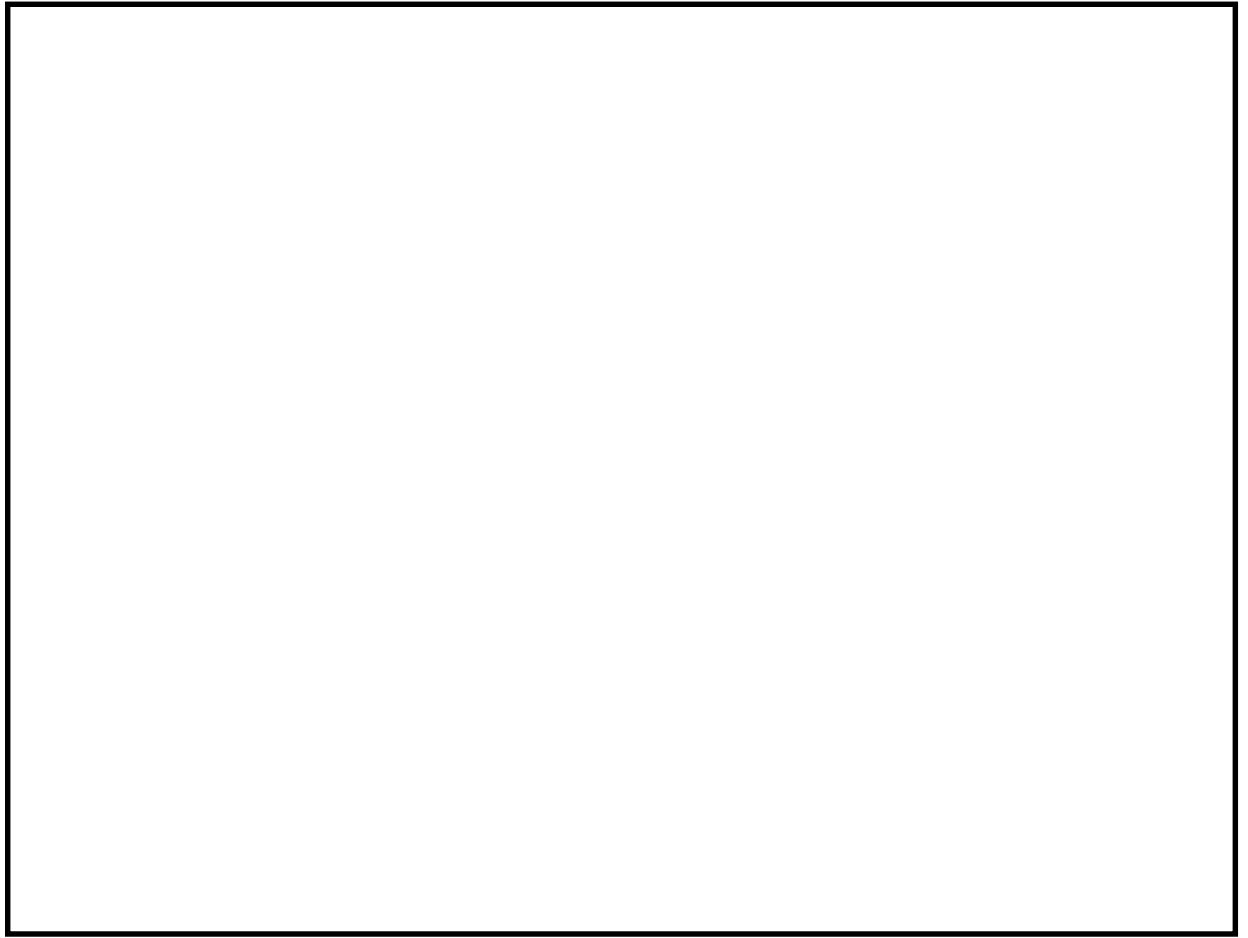
常設低圧代替注水系格納槽浸水防止設備の概略図を第4-16図に示す。また、常設低圧代替注水系格納槽浸水防止設備寸法を第4-7表に示し、常設低圧代替注水系格納槽浸水防止設備の配置を第4-17図に示す。



第 4-16 図 常設低圧代替注水系格納槽浸水防止設備概略図
(常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチを示す)

第 4-7 表 常設低圧代替注水系格納槽浸水防止設備仕様
(常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチを示す)

種類		—	水密ハッチ
主要 寸法	たて	mm	
	よこ	mm	
材料	蓋板	—	



第4-17図 常設低圧代替注水系格納槽浸水防止設備の配置

4.2 蒸気影響を緩和する設備

4.2.1 自動検知・遠隔隔離システムの設計方針

自動検知・遠隔隔離システムは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.2.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

自動検知・遠隔隔離システムは、蒸気影響評価区画内で発生を想定する配管破断時の漏えい蒸気に対し、蒸気による環境条件を緩和し、設備の健全性を確認されている条件以下に制限するため、蒸気漏えいを自動検知し、隔離（自動又は手動）する。

自動検知・遠隔隔離システムの機能設計を以下に示す。

蒸気漏えいの自動検知及び隔離（自動又は手動）を行うため、自動検知・遠隔隔離システムを構築する。システムを構成するものとして、温度検出器、蒸気遮断弁、検知制御盤及び検知監視盤を設置する。

蒸気漏えいを検知するため、温度検出器を設置し、蒸気漏えいによる温度変化を測定し、検知制御盤へ信号を送信する。漏えい検知信号を受け、タービン建屋内所内蒸気系に設置される蒸気遮断弁を自動閉止させ、原子炉建屋廃棄物処理棟の温度上昇を抑える。

(1) 自動検知・遠隔隔離に対する設備の概要

a. 温度検出器

蒸気漏えいの自動検知のため、温度検出器を配管破損想定箇所近傍の上部に設置する。

b. 蒸気遮断弁

所内蒸気系統は蒸気漏えい時の影響が大きいため、蒸気漏えいを検知し、自動閉止する蒸気遮断弁を設置する。

c. 検知制御盤及び検知監視盤

温度検出器からの漏えい検知信号による警報発信（温度高／温度異常高）及び隔離（自動又は手動）を行うため、検知制御盤及び検知監視盤を設置する。

(2) 自動検知・遠隔隔離システムについて

a. 蒸気漏えい検知及び隔離について

(a) 警報設定値について

温度高警報を50℃、温度異常高警報を60℃とする。所内蒸気系統については、温度異常高警報にて自動隔離が行われる設計とする。

(b) 温度検出器及び蒸気遮断弁の設置の考え方

温度検出器は、蒸気漏えい影響範囲の雰囲気環境の温度上昇を防止することを目的とし、原則として配管破損想定箇所近傍の上部に設置する。

蒸気遮断弁は、実作動時間を考慮し、警報発信後25秒以内に閉止するものを所内蒸気系統に2台設置する。

b. 設備の仕様及び精度、応答について

(a) 温度検出器の仕様

- ・検出方式：測温抵抗体
- ・最高使用温度：185℃
- ・最高使用圧力：0.2 MPa
- ・計測範囲：0～185℃

(b) 計測設備の精度

温度検出器から検知制御盤及び検知監視盤までの精度を $\pm 2^\circ\text{C}$ （一般的な計測設備の精度）の誤差範囲に収める設計とする。

(c) 計測設備の隔離時間の設定

警報発信後の隔離時間の設定について第4－8表に示す。

(3) 設備の特徴及び機能維持について

各設備は以下のとおり信頼性を確保可能であり、加えて適切な保全計画を策定・実施することにより、長期の機能維持を図る。

a. 温度検出器及び検出回路

検出器（測温抵抗体）は単純構造の静的機器であり、故障は起こりにくい。検出回路は配線接続部の経年劣化により断線が想定されるが、監視制御盤に断線検知機能（注）を設け、早期の保守対応が可能な設計とする。

（注）検出回路が断線した場合、計測値が計測範囲を逸脱（レンジオーバー）するため、これを検知し、検知監視盤（中央制御室設置）に警報を発信させる。

b. 監視制御回路

監視制御機能の主要回路はデジタル設備で構成されており、演算回路の信頼性は高いものとなっている。また、本設備は自己診断機能を有しており、故障を検知した場合は検知監視盤（中央制御室設置）に警報を発信させるため、早期の保守対応が可能である。

c. 出力リレー回路及び蒸気遮断弁

出力リレー回路は、検出回路や監視制御回路のような状態監視機能は設けていないが、配線設備を含め広く一般的に用いられる機器で構成されており、通常使用においての故障頻度は少なく、基本的に設備固有の信頼性は高いものである。

蒸気遮断弁についても、通常待機状態のため摩耗等の劣化要因はなく、設備自体もタービン建屋内に設置されることから、雨水・塵埃等の環境影響も小さく、設備の信頼性を低下させる要因は少ないと考えられる。

以上より、故障頻度は少ないと考えられるため、定期的な作動試験により設備の健全性を確認することとする。なお、作動試験の実施については、系統外乱を回避する観点から定期検査期間中（補助蒸気停止期間）に実施する。

また，更なる信頼性向上のため，出力リレー回路は2重化し，回路の単一故障による機能喪失を防止する。

第4－8表 警報発信後の隔離時間の設定

系統	隔離	漏えい箇所特定	漏えい箇所隔離操作
所内蒸気系統	自動	「温度異常高」警報にて 所内蒸気系統からの漏えい を判断	蒸気遮断弁自動閉 【30秒*】

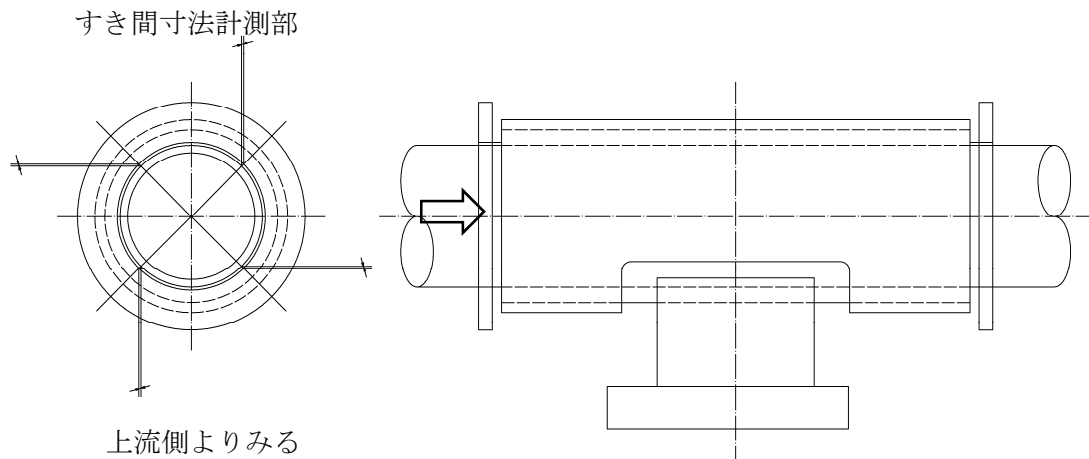
注記 *：上記遮断弁閉止時間30秒

4.2.2 防護カバーの設計方針

防護カバーは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.2.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

防護カバーは、蒸気影響評価区画内で発生を想定する配管破断時の漏えい蒸気に対し、蒸気による環境条件を緩和し、設備の健全性を確認されている条件以下に制限するために、防護対象設備の機能を損なうおそれがある蒸気配管の破断想定箇所を覆うように設置し、防護カバーと配管とのすき間寸法を制限し、蒸気流出流量を蒸気影響評価において用いた流量以下とする。

防護カバーと配管とのすき間による流路の断面積を資料V-1-1-8-4「溢水影響に関する評価」の蒸気影響評価において蒸気流出流量の算出に用いた値以下とする防護カバーと配管のすき間設定を、第4-18図に示す。



第4-18図 防護カバーと配管のすき間設定

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

目 次

1. 概要·····	1
2. 基本方針·····	1

1. 概要

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

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

今回、配管の破損に関しては、設計基準対象施設に属する設備のうち原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲となる弁E12-009から弁E12-F008まで及び弁E12-F053A, Bから弁E12-F050A, Bまでの主配管（以下「RCPB拡大範囲」という。）が今回の申請範囲となることから、RCPB拡大範囲の破損に伴う飛散物により、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計を行うことについて説明する。

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

2. 基本方針

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

内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管については、材料選定、強度設計に十分な考慮を払うこととする。

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

V-1-2 原子炉本体の説明書

V-1-2-1 原子炉本体の基礎に関する説明書

目 次

1. 概要	1
1.1 基本方針	1
2. 形状及び主要寸法	2
3. 設計条件	3
3.1 設計荷重	3
3.2 材料及び許容応力	4
3.3 荷重の組合せ	4
4. 応力評価	5
5. コリウムシールドの機能維持について	6
5.1 構造の概要	6
5.2 機能維持の方針	7

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第5条、第17条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」に基づき、原子炉本体の基礎が設計上定める条件において要求される強度を確保していることを説明するものである。

なお、技術基準規則第17条において、設計基準対象施設に関しては、技術基準規則の要求に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

1.1 基本方針

原子炉本体基礎の応力評価は、鋼構造設計規準（日本建築学会 2005年改訂）、鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会 2010改定）、原子力発電所耐震設計技術指針・J E A G 4601-1991追補版（日本電気協会）、発電用原子力設備規格（コンクリート製原子炉格納容器規格 J S M E S N E 1 -2003）（日本機械学会 2003年12月）を適用して評価する。

2. 形状及び基本寸法

構造概要を図2-1に示す。

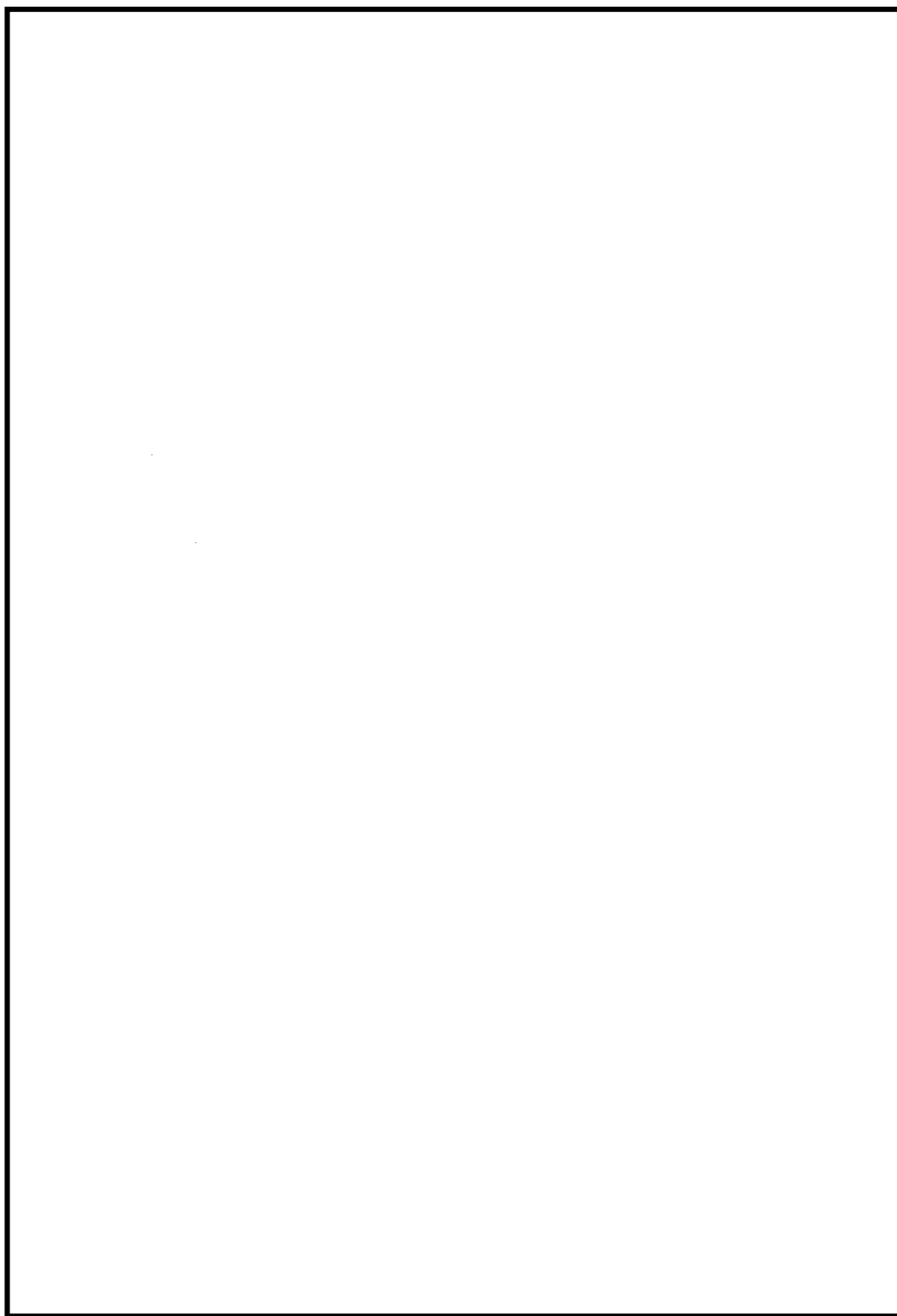


図 2-1 構造概要図（単位：m）

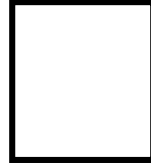
3. 設計条件

3.1 設計荷重

設計基準対象施設としての評価に用いる設計荷重を以下に示す。

(1)鉛直荷重

原子炉本体
遮蔽壁
原子炉本体の基礎



(2)圧力荷重

通常運転時圧力荷重



(3)水力学的動荷重

SRV作動時直接作動荷重



(4)熱 荷 重

表 3-1 熱荷重 (単位：℃)

	上 層 円筒部	中間スラブ		下 層 円筒部
		上 面	下 面	
通常運転時				

注 事故時コンクリート壁内の温度勾配は大きな変化をせず一様分布となる。

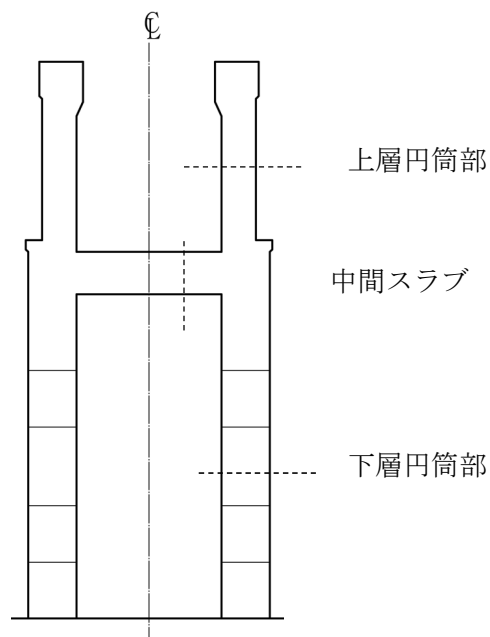


図3-1 熱荷重分割図

(5) 地震力

表 3-2 地震力

位 置	弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力又は静的地震力			基準地震動 S_s により定まる地震力		
	せん断力 (kN)	曲げモーメント (kN・m)	鉛直 震度	せん断力 (kN)	曲げモーメント (kN・m)	鉛直 震度
E L. 19.85 m						
E L. 11.671 m						
E L. -4.0 m						

注：上記荷重は「V-2-3-2 炉心，原子炉压力容器及び压力容器内部構造物並びに原子炉本体の基礎の地震応答計算書」に述べている値に基づいて採用している。

3.2 材料及び許容応力

(1) コンクリート

設計基準強度 $F_c = 22 \text{ N/mm}^2$ (225kg/cm²)

(2) 鉄筋

SD345 (SD35 JIS G3112)

3.3 荷重の組合せ

設計基準対象施設としての荷重の組合せを表 3-3 に示す。

表 3-3 荷重の組合せ

荷重番号	荷 重 の 組 合 せ	設計条件
(1)	$D + O + S_d$	短 期
(2)	$D + O + S_s$	機 能 維 持 の 検 討
(3)	$D + O + L^* + S_d$	

注：異常時荷重の圧力と温度については時間のずれを考慮する。

*：地震荷重と組み合わせる場合は，異常発生直後を除くその後の状態の荷重と組み合わせる。

D：鉛直荷重

O：通常運転時荷重

L：事故時荷重

S_d ：弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力又は静的地震力

S_s ：基準地震動 S_s により定まる地震力

4. 応力評価

原子炉本体の基礎はその最下端が原子炉建屋の基礎版上（EL. -4.0m）に固定された円筒形で平面的に軸対称形の構造をしているが、非対称形の荷重に対応できるように中間スラブと円筒部全体を3次的にモデル化し有限要素法による弾性解析を行う。

有限要素分割は四辺形及び三角形を用いて行うが、この要素は均質等方性材料による板要素で、板の曲げと膜力とが同時に考慮されている。解析モデル概要図を図4-1に示す。節点数は1665、要素数は1624である。

なお、解析は、計算機コード「NASTRAN」を使用して計算する。

解析に用いる材料の物性値は次のとおりとする。

コンクリートのヤング係数	$E = 2.06 \times 10^7 \text{ kN/m}^2$
コンクリートのポアソン比	$\nu = 0.167$
コンクリートの線膨張係数	$\alpha = 1.0 \times 10^{-5} / ^\circ\text{C}$
鉄筋コンクリートの単位体積質量	$\gamma_s = 24 \text{ kN/m}^3$

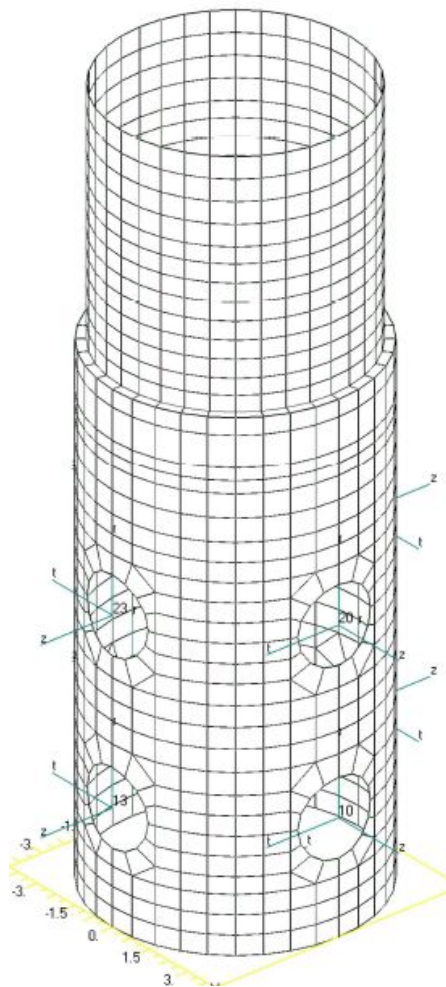


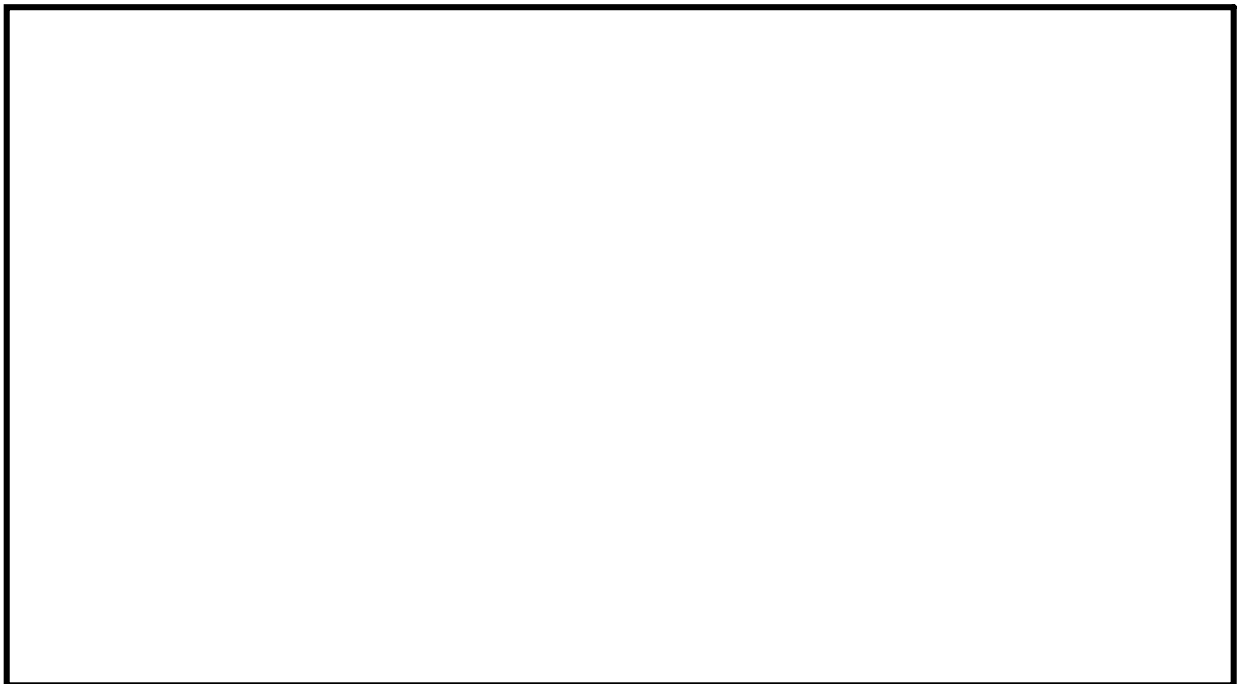
図4-1 解析モデル概要図

5. コリウムシールドの機能維持について

5.1 構造の概要

コリウムシールドは、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水，格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水及び代替循環冷却系による原子炉注水（原子炉圧力容器破損後は原子炉へ注入した水がペDESTALへ落下）と合わせて，熔融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合にペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制し，熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するためにペDESTAL（ドライウエル部）に設置されるものである。

コリウムシールドは，熔融炉心が原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）へと落下した場合において，ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制する設計とする。ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制するためのコリウムシールドの構造，寸法及び仕様を図5-1に示す。



注記1：＊寸法はシールド材寸法を示す。

注記2：シールド材の材質は である。

図5-1 コリウムシールドの構造，寸法及び仕様

5.2 機能維持の方針

コリウムシールドは溶融炉心によるペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートの侵食を抑制するため、耐熱性の高いシールド材 で構成されており、原子炉圧力容器下部から落下した溶融炉心の堆積高さ及び拡がり範囲に基づきペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリート表面を覆うように敷設される。

コリウムシールドは、製作性、搬入性及び据付性を考慮し分割したシールド材をペDESTAL（ドライウェル部）に敷き詰める構造である。また、ペDESTAL（ドライウェル部）の側面及び底面に敷き詰められたシールド材同士が相互に圧縮力を負担することで荷重伝達が行われるため、コリウムシールドは水平方向及び鉛直下向きの荷重に対してサポートを必要としない構造である。

したがって、コリウムシールドの機能維持評価として、基準地震動 S_s に基づく鉛直地震動に対して浮き上がりが生じず、形状が保持できることの確認を実施する。

V-1-4 原子炉冷却系統施設の説明書

V-1-4-1 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書

目次

1. 概要	1
2. 評価範囲	1
3. 基本方針	1
4. 配管内円柱状構造物の流力振動評価	1
5. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価	1
6. まとめ	2

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第19条及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に基づき、一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁が、一次冷却材の循環、沸騰その他の挙動により生じる流体振動、又は温度差のある流体の混合その他の挙動により生じる温度変動により損傷を受けない設計となっていることを説明する。

2. 評価範囲

今回の評価範囲は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に基づき、原子炉冷却材圧力バウンダリの一部が拡大されることに伴い、以下の範囲の主配管（以下「RCPB拡大範囲」という）内の設備を対象とする。

- ・ 残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン第1隔離弁から第2隔離弁まで
- ・ 残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン第1隔離弁から第2隔離弁まで

なお、RCPB拡大範囲以外の既設設備における配管内円柱状構造物の流体振動による損傷防止に関する評価については、「東海第二発電所における配管内円柱状構造物の流体振動による損傷の防止に関する報告書の提出について」（平成18年6月9日付け発室発第122号）にて、既設設備における配管の高サイクル熱疲労に関する評価については、「東海第二発電所における高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する報告書の提出について」（平成20年7月29日付け発室発第235号）にて評価し、問題ないことを確認している。

3. 基本方針

RCPB拡大範囲の管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものに関する流体振動評価は、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（JSME S 012-1998）による規定に基づく手法及び評価フローに従った評価及び必要な措置を行う。

温度差のある流体の混合等で生じる温度変動により発生する配管の高サイクル熱疲労による損傷防止は、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（JSME S 017-2003）の規定に基づく手法及び評価フローに従って評価及び措置を実施する。

4. 配管内円柱状構造物の流力振動評価

配管内に円柱状構造物を設置している場合、流れによる流体力及び励起される振動による円柱状構造物への影響を評価するが、RCPB拡大範囲には評価対象となる配管内円柱状構造物が設置されていないため、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（JSME S 012-1998）の「2. 適用範囲および対象」に該当せず、評価は不要である。

5. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価

配管に高サイクル熱疲労を引き起こす熱流動現象が作用する場所として高低温水合流部及び閉塞分岐管が考えられるが、RCPB拡大範囲には評価対象となる高低温水合流部がなく、また、通常運転時流路の原子炉からみて第1隔離弁が閉弁で運用されており、高温水の流入がな

く，閉塞分岐管であるドレンライン，ベントラインが評価対象とならないため，日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（J S M E S 0 1 7－2003）の「2. 疲労評価上考慮すべき熱流動現象 2.2 評価対象とする現象」に該当せず，評価は不要である。

6. まとめ

R C P B 拡大範囲には，流体振動又は温度変動による損傷が懸念される部位はなく，流体振動又は温度変動による損傷を受けない設計となっている。

V-1-4-2 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書

目 次

	頁
1. 概 要	1
2. 基本方針	2
2.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH.....	2
2.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH.....	2

1. 概 要

本書類は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第32条第3項及び第54条第1項第1号並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）により、原子炉冷却系統施設の「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」のうちサプレッション・プールを水源として炉心に注水するためのポンプが、原子炉格納容器内の圧力、水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭（以下「有効 NPSH」という。）において、正常に機能することを説明するとともに、サプレッション・プールを除くタンク等を水源として炉心に注水するためのポンプについても想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明するものである。

また、有効 NPSH 以外の温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して有効に機能を発揮することについては、添付書類「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

なお、設計基準対処施設に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請においては変更は行わない。

今回、新たに重大事故等対処設備として申請する「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」のうちサプレッション・プールを水源として炉心に注水する残留熱除去系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、原子炉隔離冷却系ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプについて、想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明する。

2. 基本方針

2.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効NPSH

重大事故等時において，原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」としてサプレッション・プールを水源として炉心に注水するためのポンプは，想定される原子炉格納容器内の圧力，水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響によるろ過装置の性能評価により想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能する設計とする。

2.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効NPSH

重大事故等時において，原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」としてサプレッション・プールを除くタンク等を水源として炉心へ注水するためのポンプは，各水源タンク等の圧力，水位及び温度により想定される最も小さい有効NPSH において，正常に機能する設計とする。

V-1-5 計測制御系統施設の説明書

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

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 設計基準対象施設に関する計測	1
2.2 重大事故等対処設備に関する計測	1
3. 計測装置の構成	2
3.1 計測装置の構成	3
3.1.1 起動領域計測装置及び出力領域計測装置	3
3.1.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量を計測する装置	5
3.1.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置	27
3.1.4 原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置	39
3.1.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置	55
3.1.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置	59
3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置	65
3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置	69
3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置	71
3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存	108
3.2.1 計測結果の指示又は表示	108
3.2.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存	108
3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存	108
3.3 安全保護装置	112
3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止	112
4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲	112

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 34 条、第 47 条、第 67 条、第 68 条及び第 73 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる計測制御系統施設のうち計測装置の構成、計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。併せて技術基準規則第 34 条及びその解釈に関わる計測装置の計測結果の記録の保存についても説明するとともに、安全保護装置に関して、技術基準規則第 35 条及びその解釈に関わる計測制御系統施設のうち安全保護装置の不正アクセス行為又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置について説明する。

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

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

2. 基本方針

2.1 設計基準対象施設に関する計測

(1) 計測結果の記録の保存

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

(2) 安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止

技術基準規則第 35 条及びその解釈に基づき、不正アクセス行為又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止できるよう、物理的アクセスの制限を設ける等の措置を講じる設計とする。また、安全保護回路についてはアナログ回路で構成する設計とする。

2.2 重大事故等対処設備に関する計測

技術基準規則第 67 条及びその解釈に基づき、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、監視設備である格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度及び酸素濃度を測定できる設計とする。

技術基準規則第 68 条及びその解釈に基づき、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、監視設備である原子炉建屋水素濃度は、原子炉建屋原子炉棟内に検出器を設置し、水素濃度を測定できる設計とする。

技術基準規則第 73 条及びその解釈に基づき、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして、原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、

原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，酸素濃度，原子炉建屋内の水素濃度並びに未臨界の維持または監視，最終ヒートシンクの確保，格納容器バイパスの監視，水源の確保に必要なパラメータの計測装置を設ける設計とするとともに，重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障又は故障が疑われ，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において，当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの計測装置の計測範囲は，設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し，適切に対応するための計測範囲を有する設計とするとともに，重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉压力容器内の温度，圧力及び水位並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量等のパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に，代替パラメータによる推定の対応手段等により推定できる設計とする。

また，重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等）の明確化をするとともに，パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に，代替パラメータによる推定の対応手段等，複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を定める設計とする。

原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度等は想定される重大事故等の対応に必要な炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとして，計測又は監視できる設計とする。また，計測結果は，中央制御室に原則指示又は表示し，記録及び保存できる設計とする。

3. 計測装置の構成

重大事故等対処設備に関する計測装置の検出器から計測結果の指示又は表示，記録及び警報装置に至るシステム構成を設計基準対象施設も含め「3.1 計測装置の構成」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の計測装置による計測結果の表示，記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」にとりまとめる。

また，安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止等の措置について「3.3 安全保護装置」に示す。

3.1 計測装置の構成

3.1.1 起動領域計測装置及び出力領域計測装置

(1) 起動領域計装

起動領域計装は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，起動領域中性子束の検出信号は，核分裂電離箱からのパルス信号を前置増幅器で増幅し，演算装置にて中性子束レベルに変換する処理を行った後，中性子束レベルを中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図 3-1-1-1「起動領域計装の概略構成図」参照。)

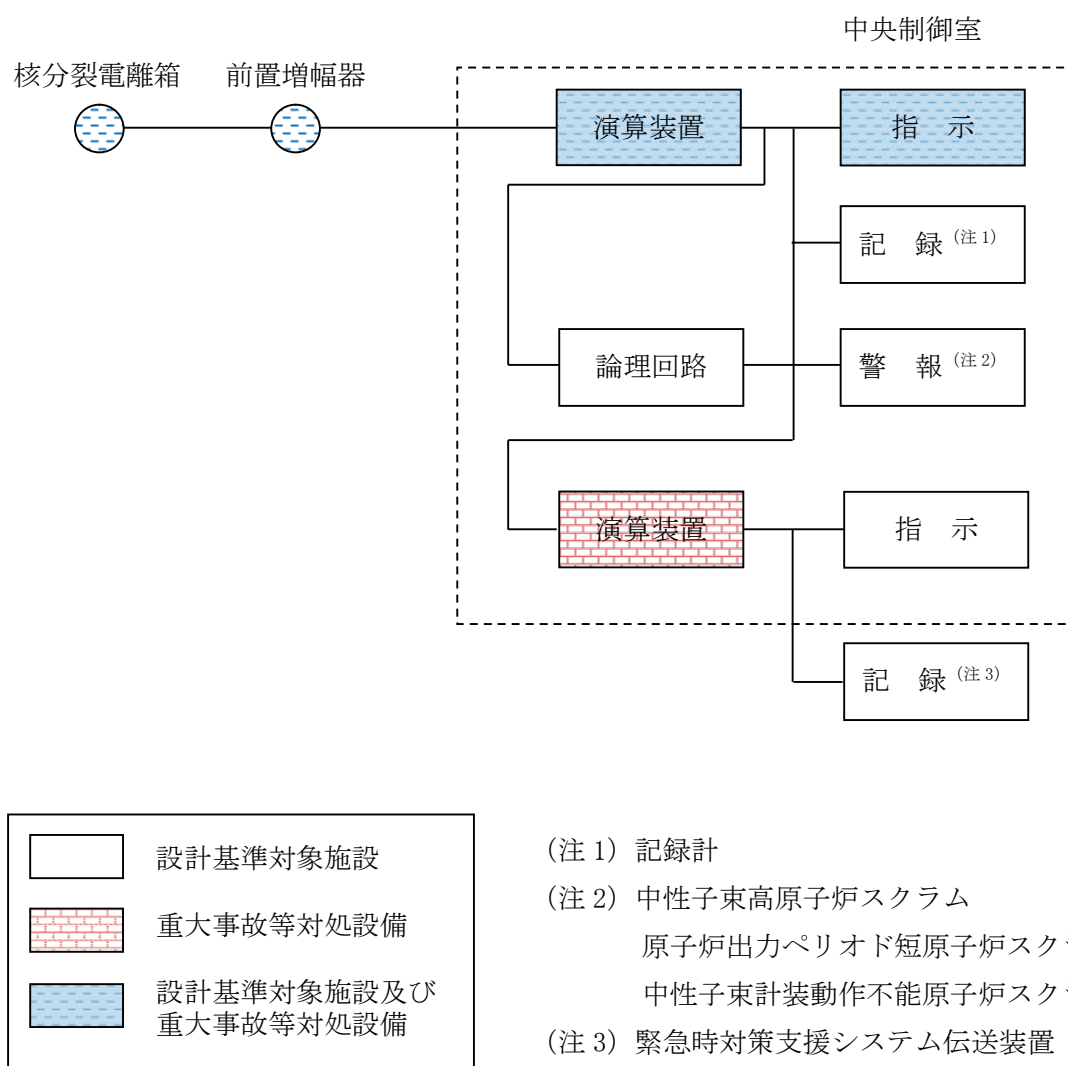
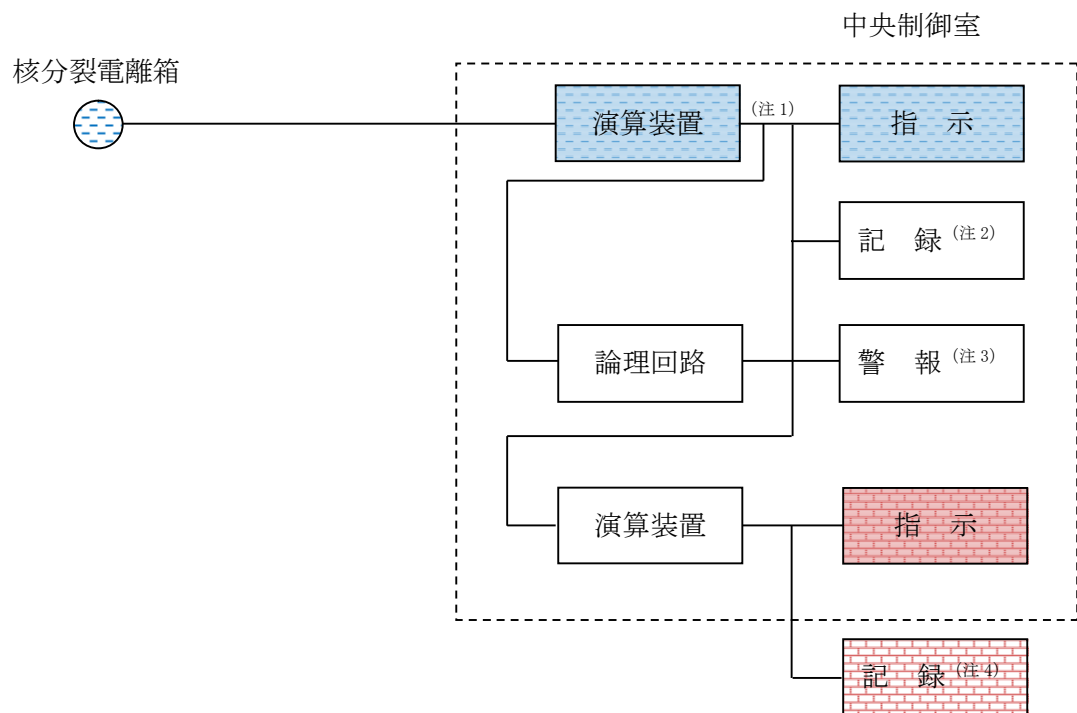


図 3-1-1-1 起動領域計装の概略構成図

(2) 出力領域計装

出力領域計装は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、出力領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱からの電気信号を、演算装置にて中性子束レベルに変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-1-2 「出力領域計装の概略構成図」 参照。)



(注 1) 平均中性子束

(注 2) 記録計

(注 3) 中性子束高原子炉スクラム

中性子束低原子炉スクラム

中性子束計装動作不能原子炉スクラム

(注 4) 緊急時対策支援システム伝送装置

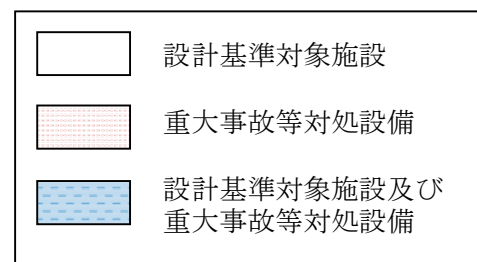


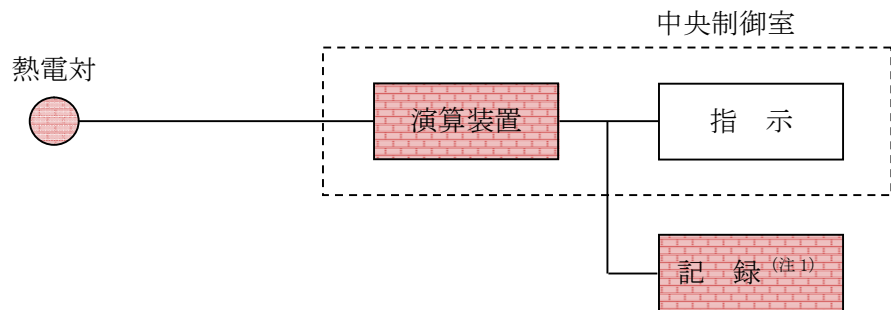
図 3-1-1-2 出力領域計装の概略構成図

3.1.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量を計測する装置

(1) 原子炉压力容器温度

原子炉压力容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉压力容器温度の検出信号は、熱電対にて発生した起電力を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、原子炉压力容器温度を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-2-1「原子炉压力容器温度の概略構成図」及び図 3-1-2-2「検出器の構造図(原子炉压力容器温度)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

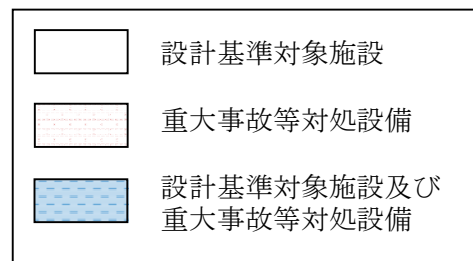


図 3-1-2-1 原子炉压力容器温度の概略構成図

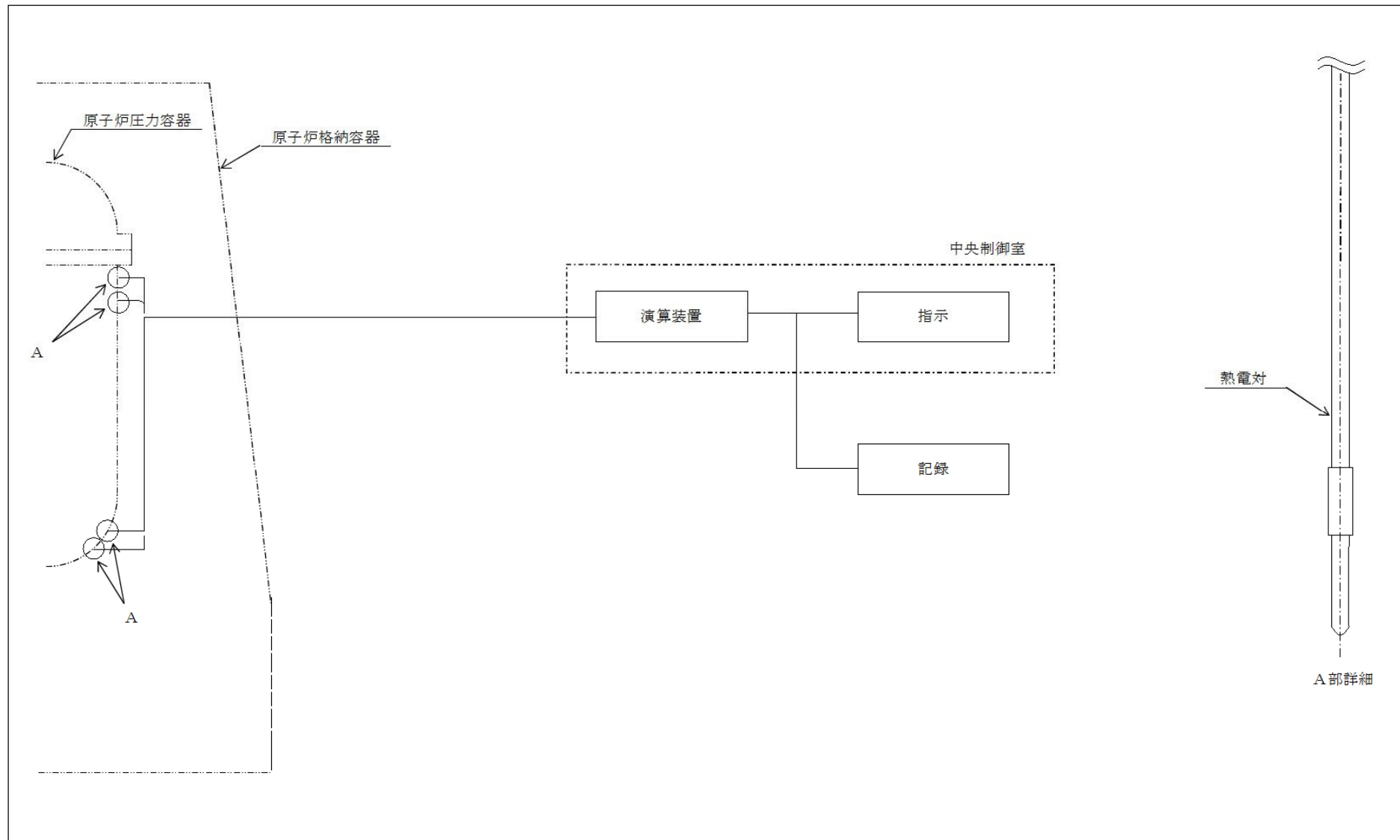
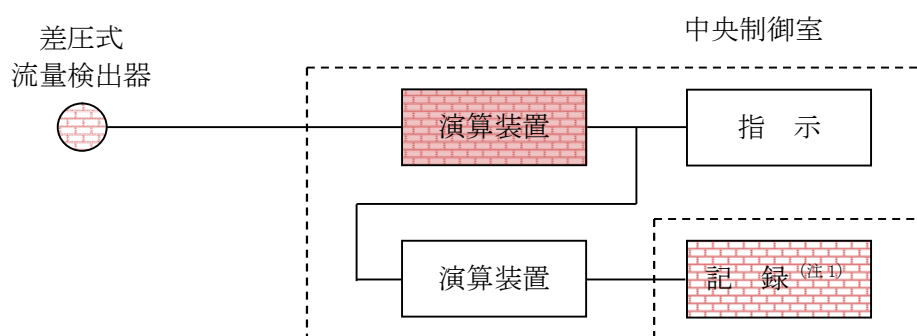


図 3-1-2-2 検出器の構造図（原子炉压力容器温度）

(2) 高圧代替注水系系統流量

高圧代替注水系系統流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧代替注水系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧代替注水系系統流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-2-3「高圧代替注水系系統流量の概略構成図」及び図 3-1-2-4「検出器の構造図(高圧代替注水系系統流量)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

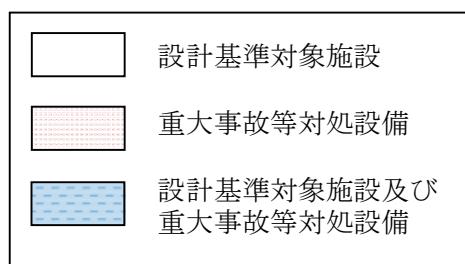


図 3-1-2-3 高圧代替注水系系統流量の概略構成図

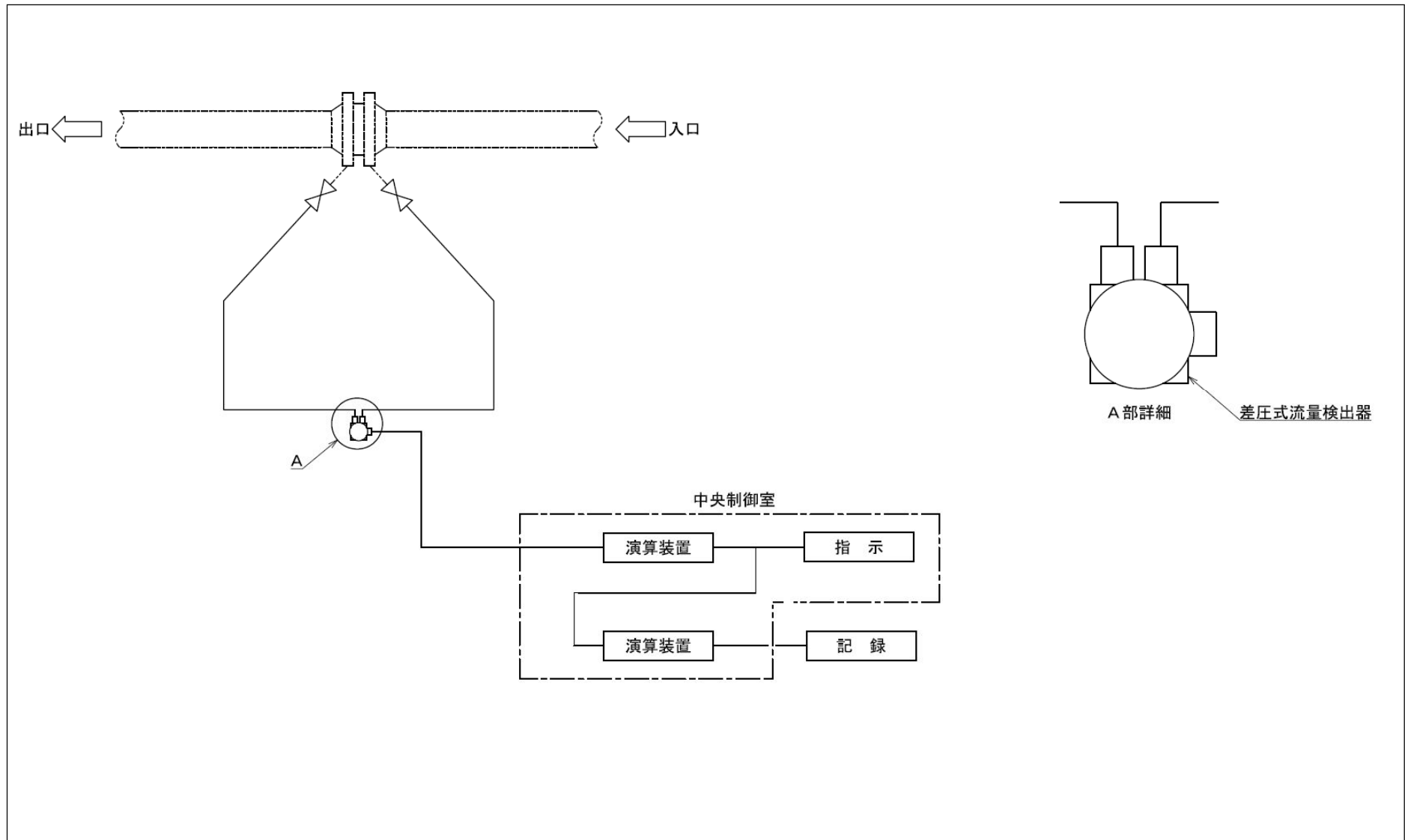
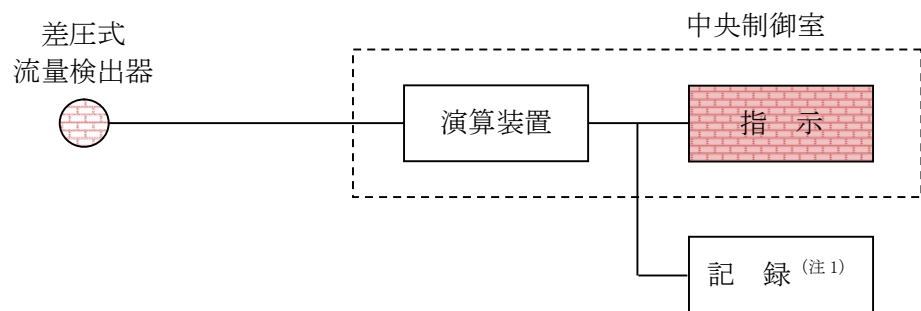


図 3-1-2-4 検出器の構造図（高圧代替注水系系統流量）

(3) 低圧代替注水系原子炉注水流量

低圧代替注水系原子炉注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系原子炉注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系原子炉注水流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-2-5「低圧代替注水系原子炉注水流量の概略構成図」及び図 3-1-2-6「検出器の構造図（低圧代替注水系原子炉注水流量）」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

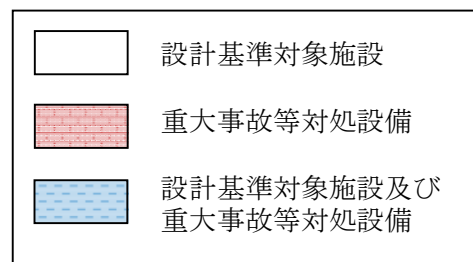


図 3-1-2-5 低圧代替注水系原子炉注水流量の概略構成図

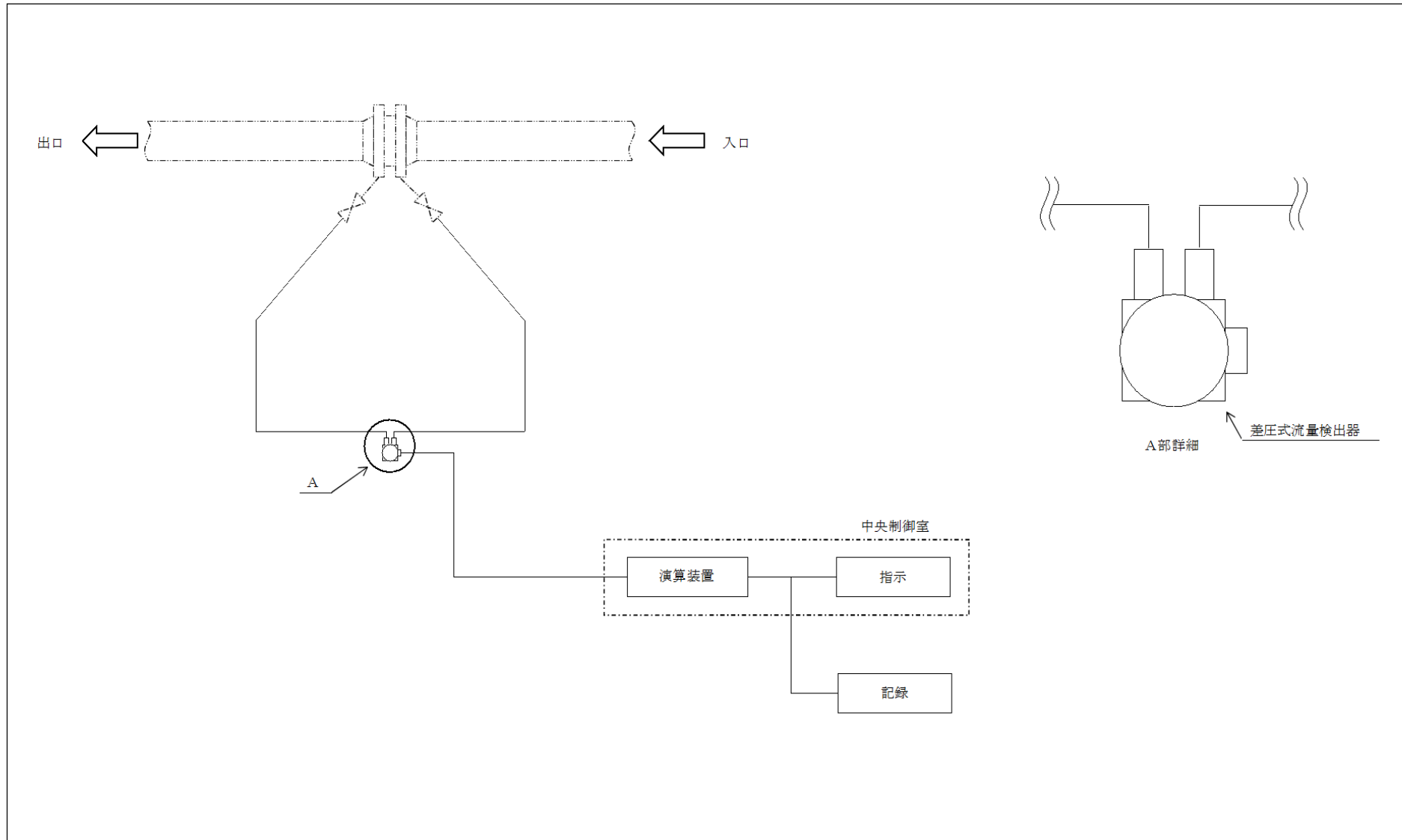
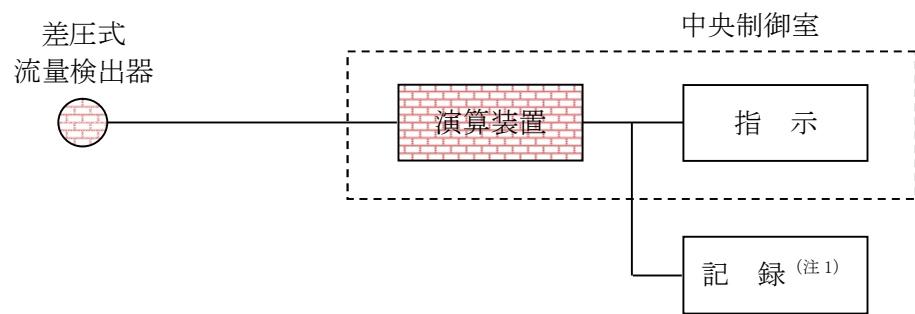


図 3-1-2-6 検出器の構造図 (低圧代替注水系原子炉注水流量)

(4) 代替循環冷却系原子炉注水流量

代替循環冷却系原子炉注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替循環冷却系原子炉注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却系原子炉注水流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-2-7「代替循環冷却系原子炉注水流量の概略構成図」及び図 3-1-2-8「検出器の構造図(代替循環冷却系原子炉注水流量)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

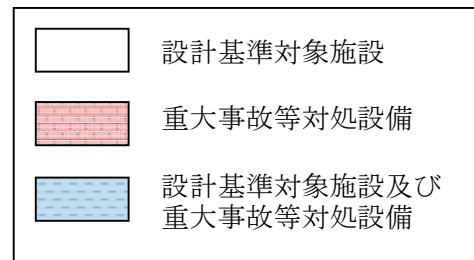


図 3-1-2-7 代替循環冷却系原子炉注水流量の概略構成図

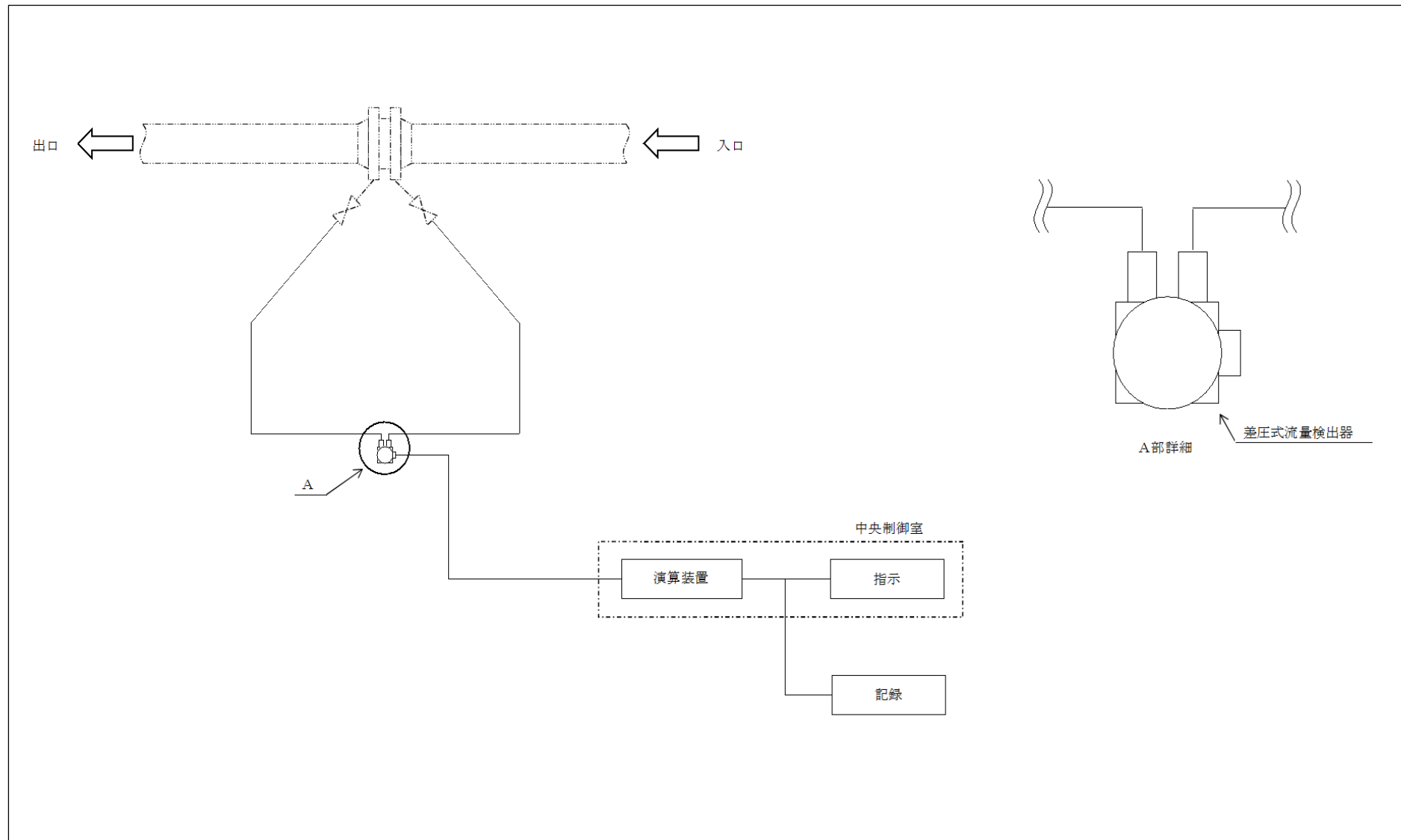
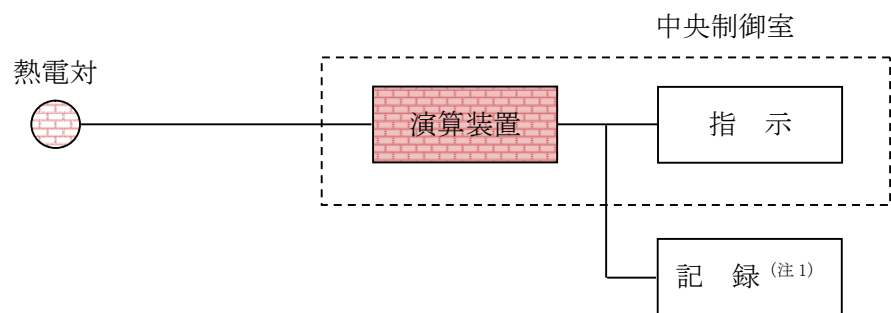


図 3-1-2-8 検出器の構造図 (代替循環冷却系原子炉注水流量)

(5) 代替循環冷却系ポンプ入口温度

代替循環冷却系ポンプ入口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替循環冷却系ポンプ入口温度の検出信号は、熱電対にて発生した起電力を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却系ポンプ入口温度を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-2-9「代替循環冷却系ポンプ入口温度の概略構成図」及び図 3-1-2-10「検出器の構造図（代替循環冷却系ポンプ入口温度）」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

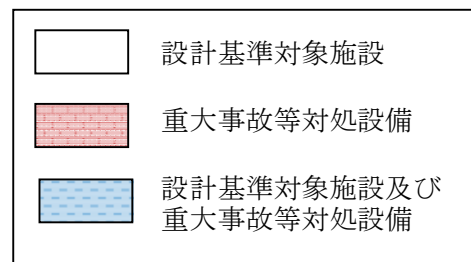


図 3-1-2-9 代替循環冷却系ポンプ入口温度の概略構成図

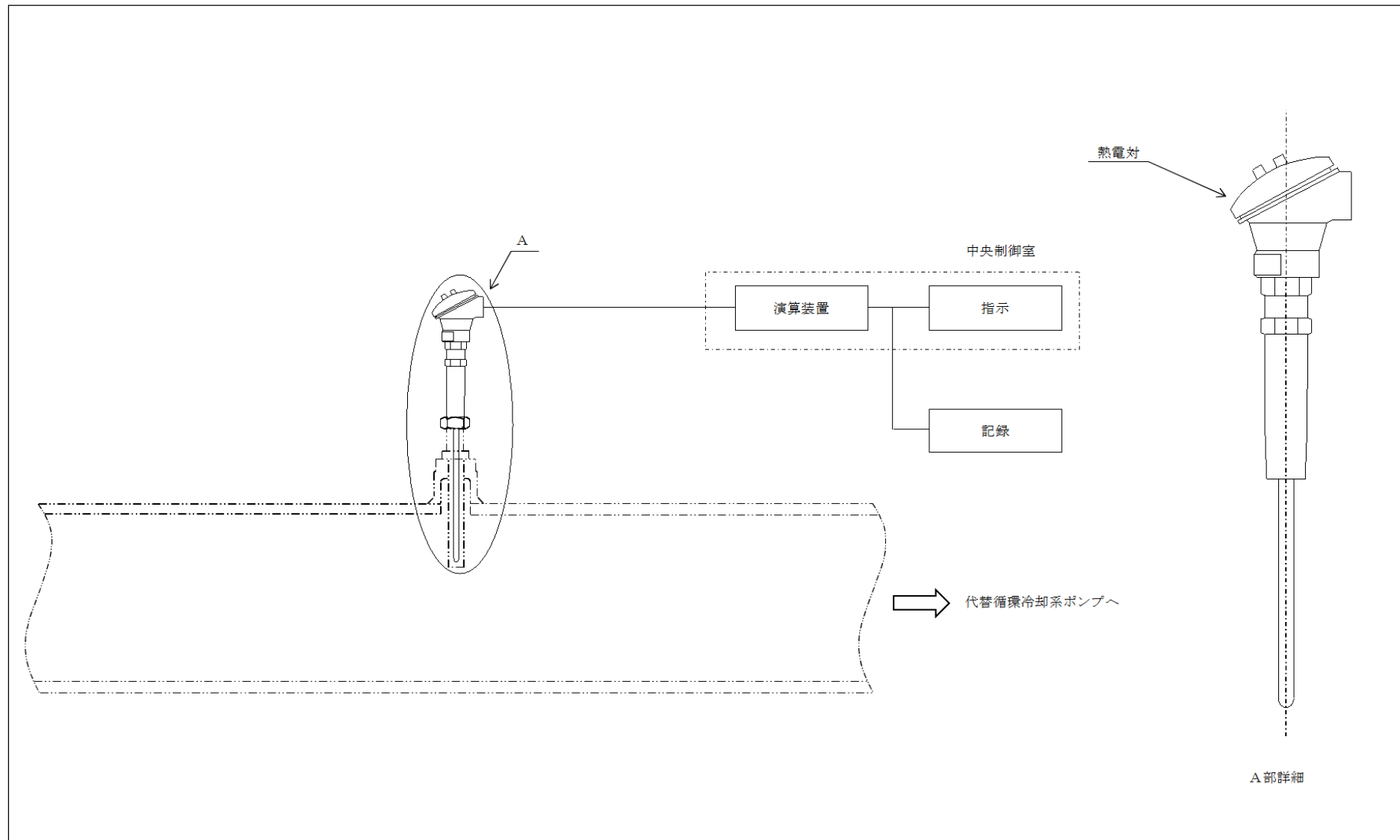
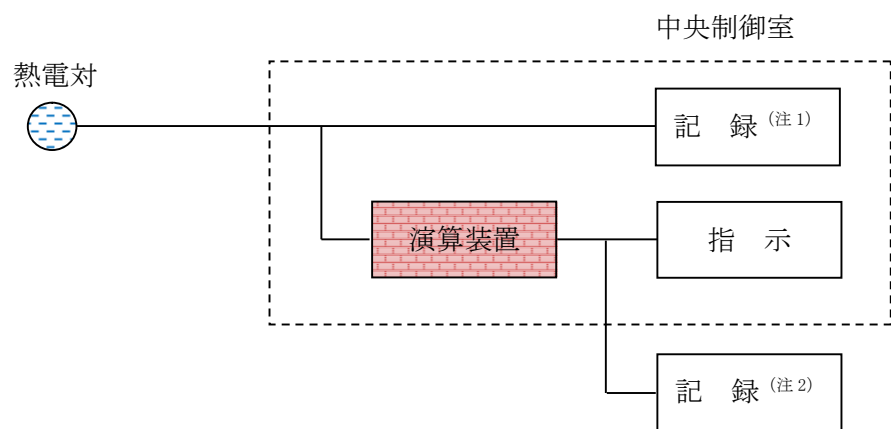


図 3-1-2-10 検出器の構造図（代替循環冷却系ポンプ入口温度）

(6) 残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系熱交換器入口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器入口温度の検出信号は、熱電対にて発生した起電力を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器入口温度を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-2-11「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」及び図 3-1-2-12「検出器の構造図(残留熱除去系熱交換器入口温度)」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

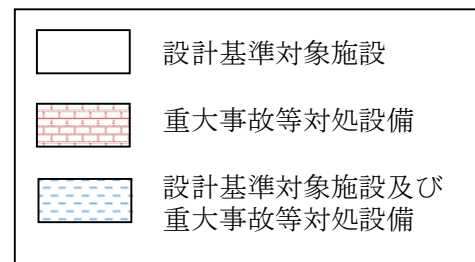


図 3-1-2-11 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

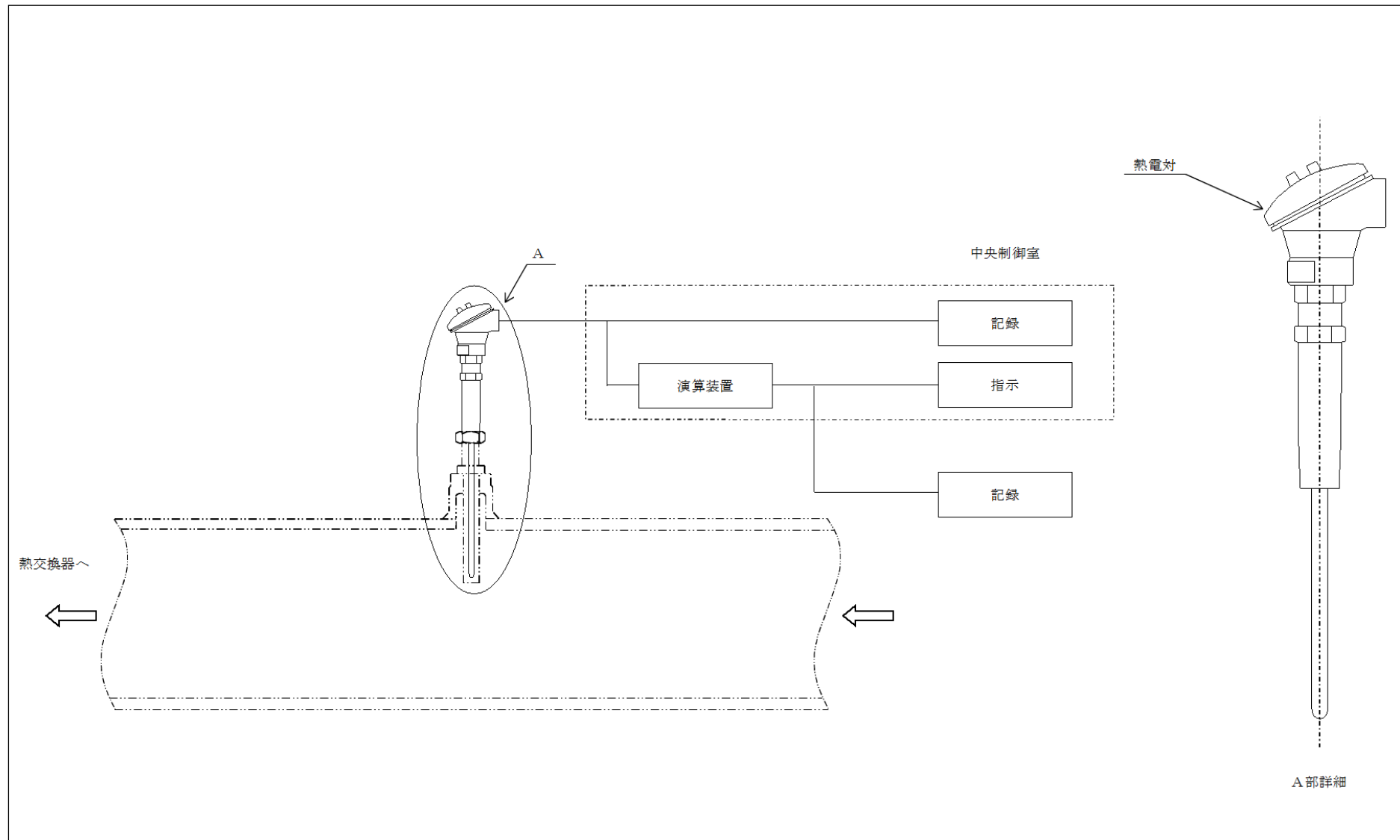
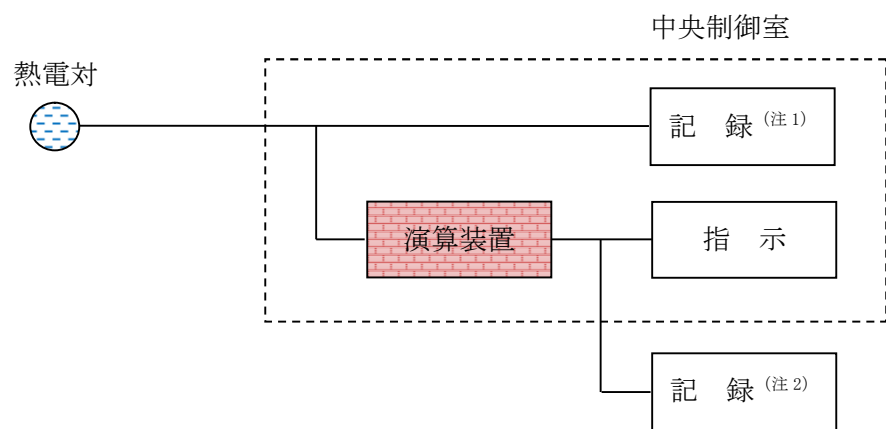


図 3-1-2-12 検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器入口温度）

(7) 残留熱除去系熱交換器出口温度

残留熱除去系熱交換器出口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器出口温度の検出信号は、熱電対にて発生した起電力を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器出口温度を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-2-13「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」及び図 3-1-2-14「検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器出口温度）」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

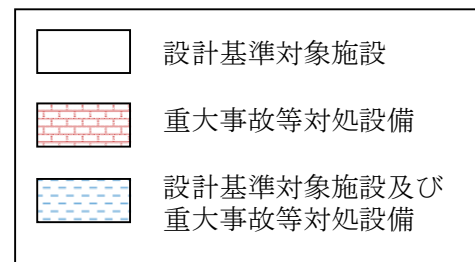


図 3-1-2-13 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

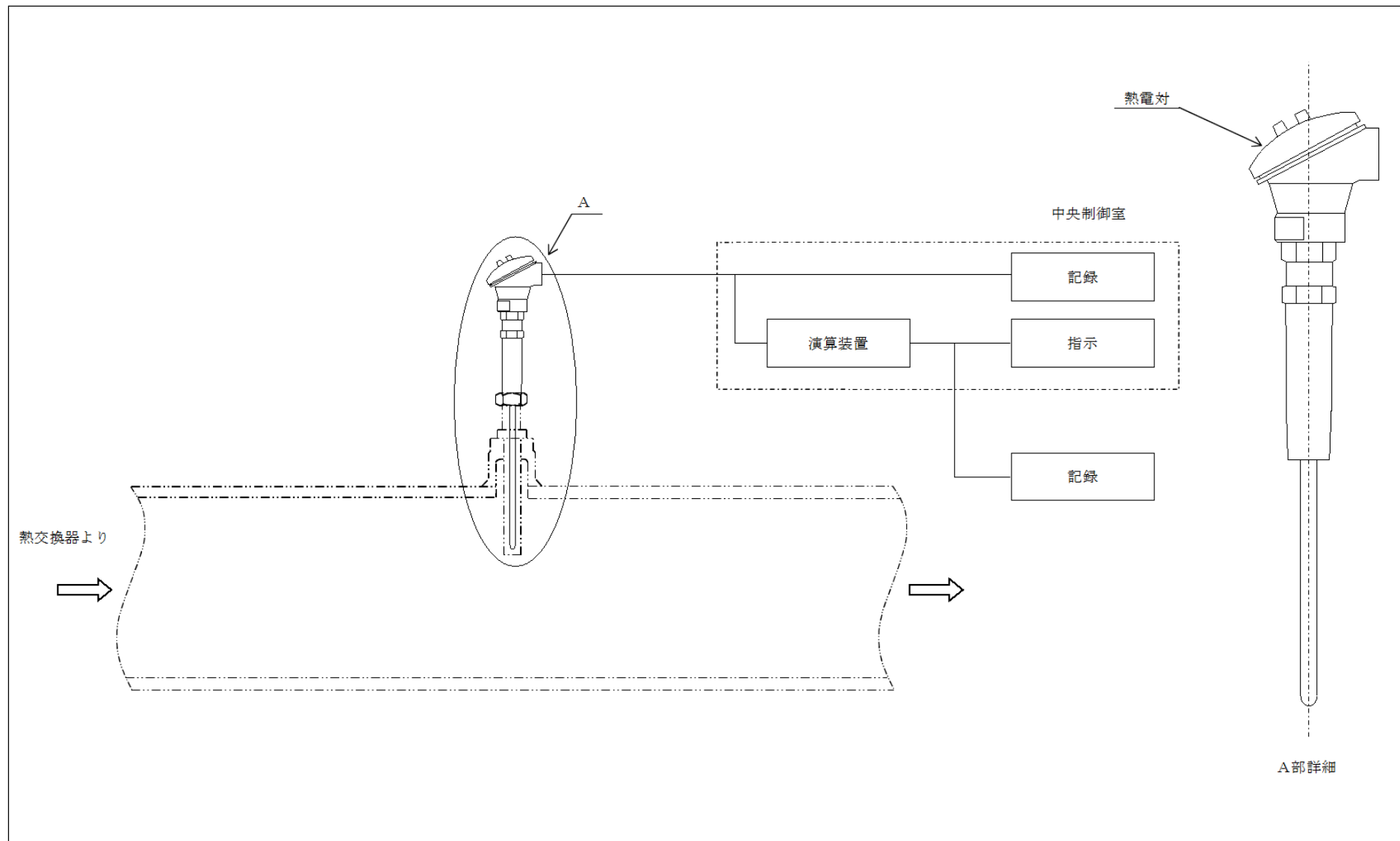


図 3-1-2-14 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器出口温度)

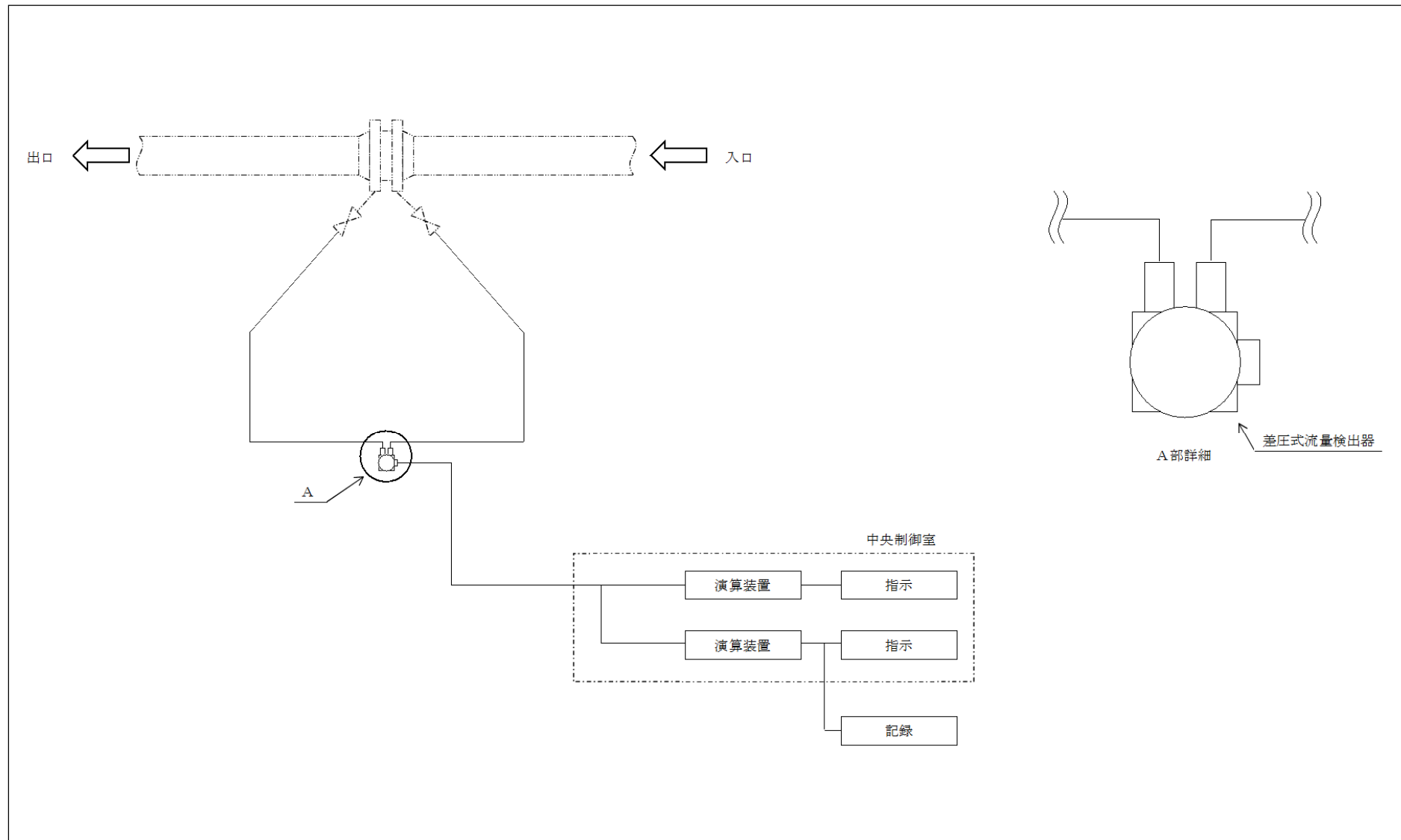
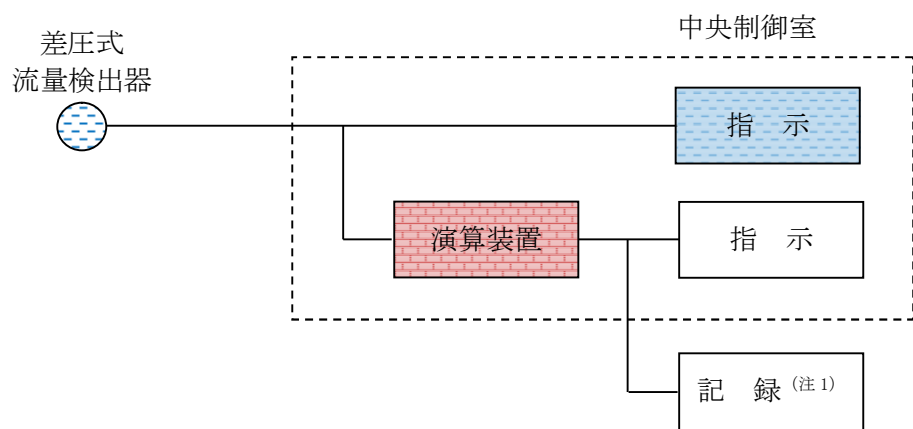


図 3-1-2-16 検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却系系統流量)

(9) 高圧炉心スプレイ系系統流量

高圧炉心スプレイ系系統流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧炉心スプレイ系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心スプレイ系系統流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-2-17「高圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図」及び図 3-1-2-18「検出器の構造図（高圧炉心スプレイ系系統流量）」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

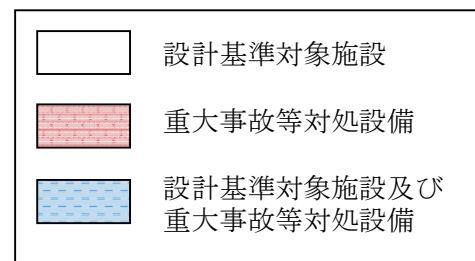


図 3-1-2-17 高圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図

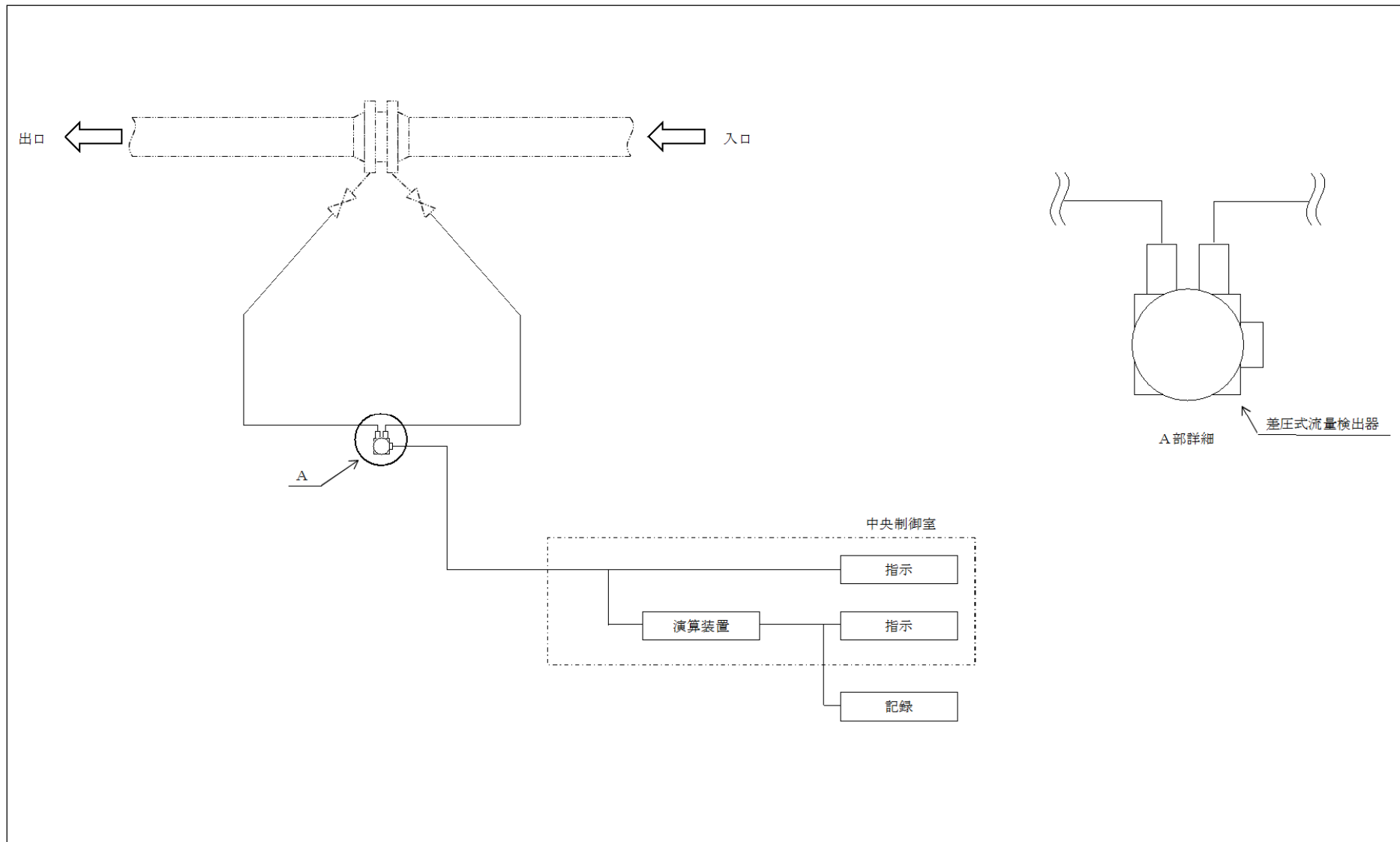
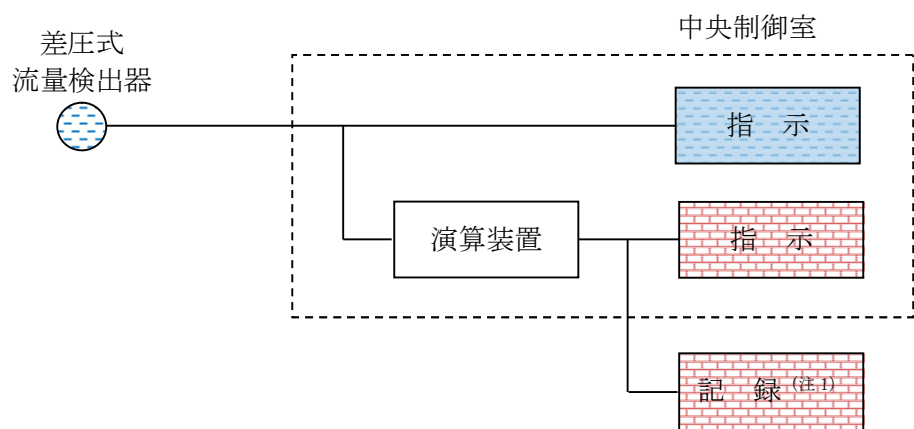


図 3-1-2-18 検出器の構造図 (高圧炉心スプレイ系系統流量)

(10) 低圧炉心スプレイ系系統流量

低圧炉心スプレイ系系統流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧炉心スプレイ系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧炉心スプレイ系系統流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-2-19「低圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図」及び図 3-1-2-20「検出器の構造図（低圧炉心スプレイ系系統流量）」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

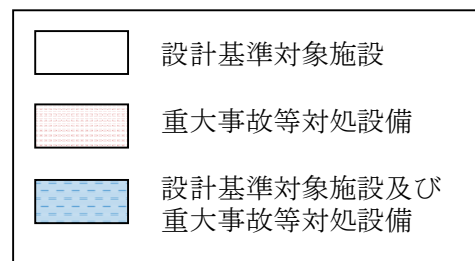


図 3-1-2-19 低圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図

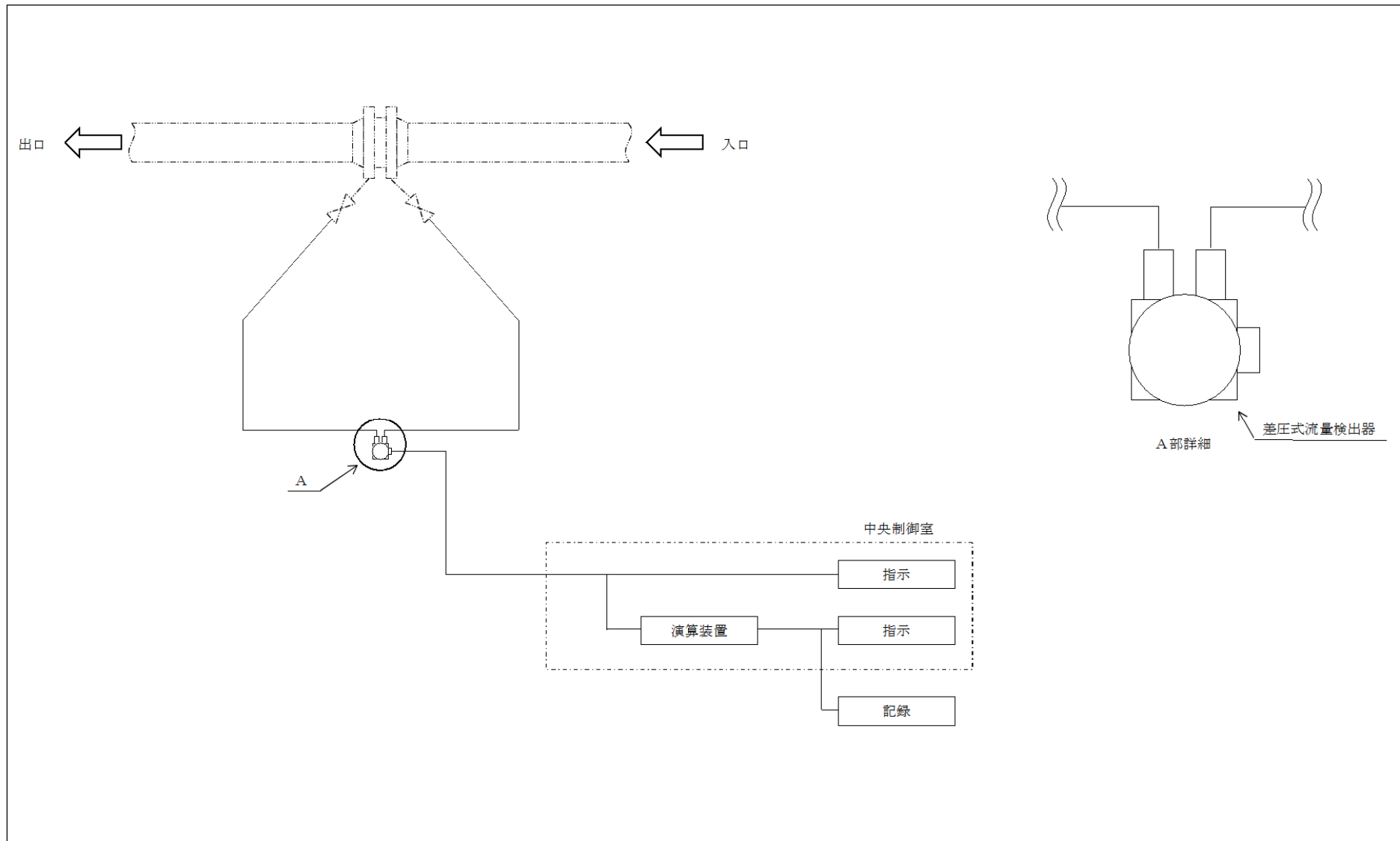
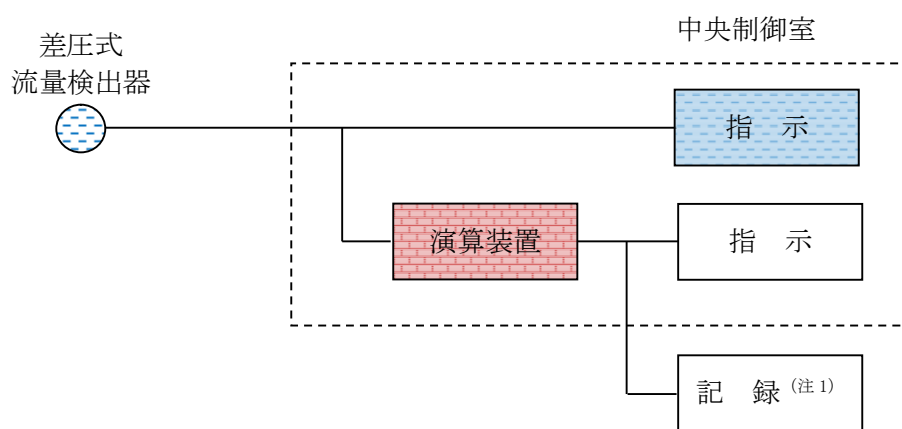


図 3-1-2-20 検出器の構造図 (低圧炉心スプレイ系系統流量)

(11) 残留熱除去系系統流量

残留熱除去系系統流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系系統流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-2-21「残留熱除去系系統流量の概略構成図」及び図 3-1-2-22「検出器の構造図(残留熱除去系系統流量)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

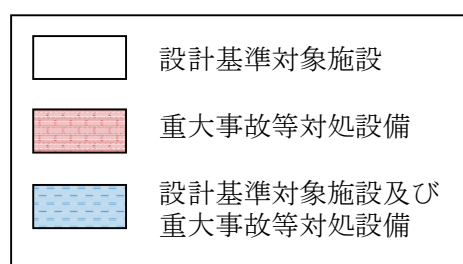


図 3-1-2-21 残留熱除去系系統流量の概略構成図

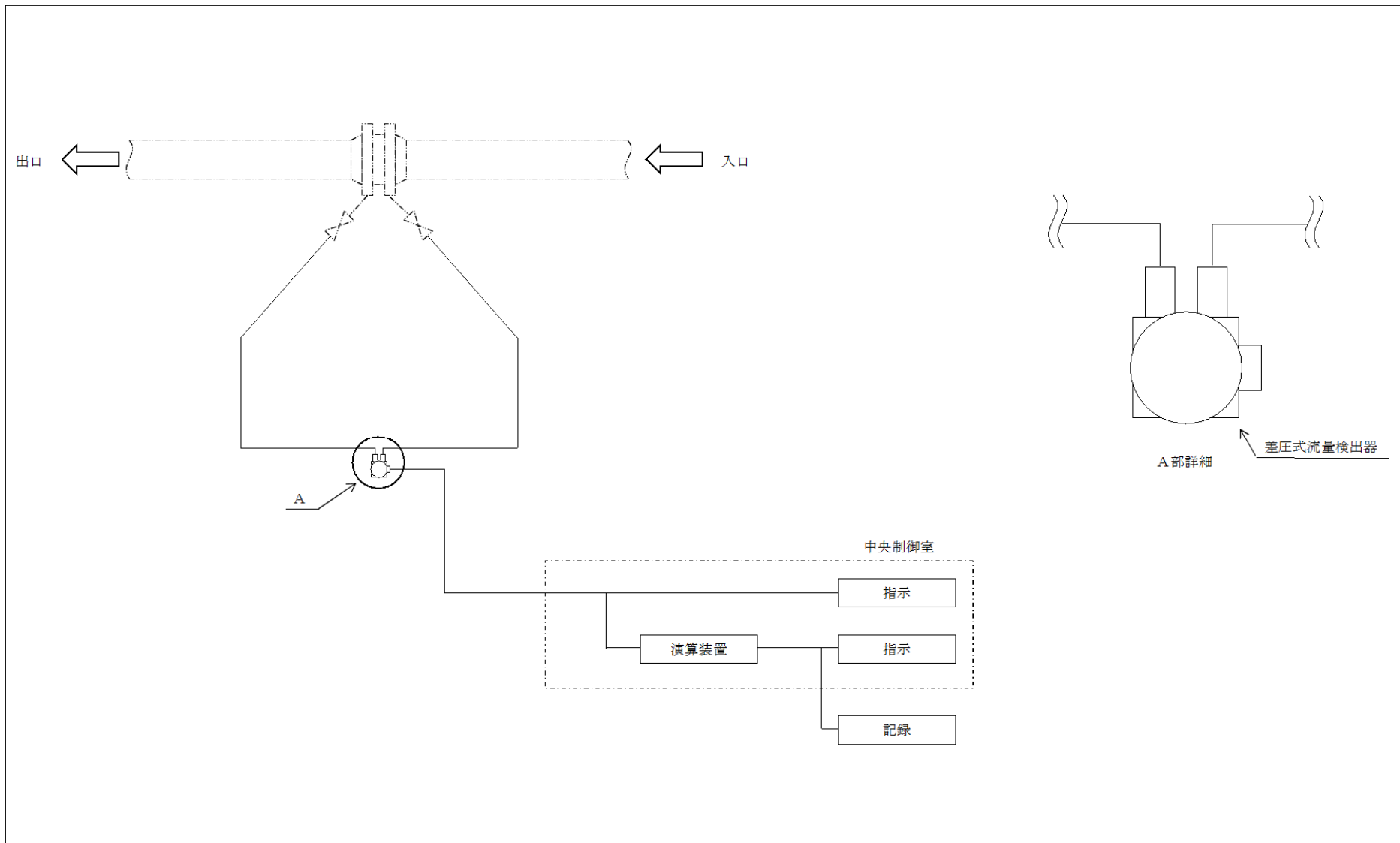


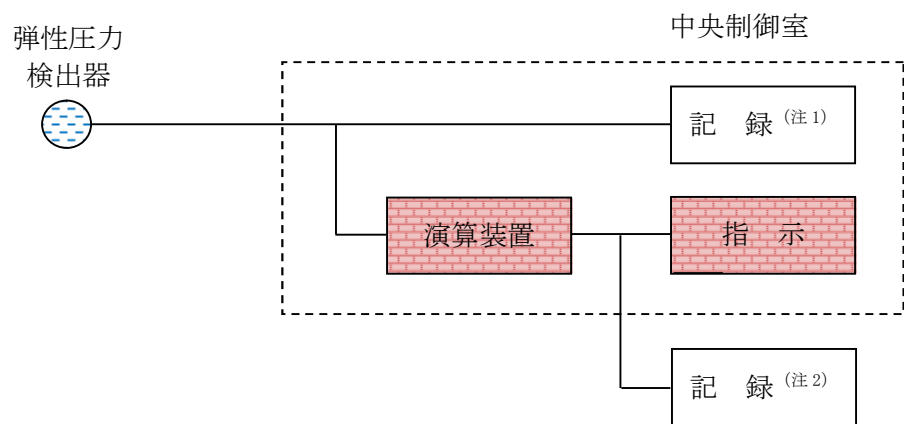
図 3-1-2-22 検出器の構造図 (残留熱除去系系統流量)

3.1.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

(1) 原子炉圧力

原子炉圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図 3-1-3-1「原子炉圧力の概略構成図」及び図 3-1-3-2「検出器の構造図(原子炉圧力)」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

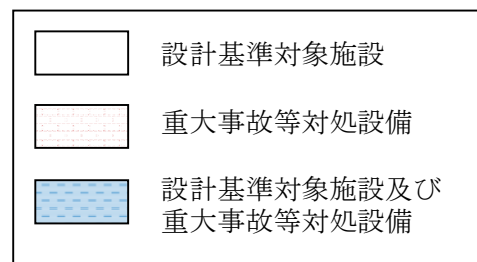


図 3-1-3-1 原子炉圧力の概略構成図

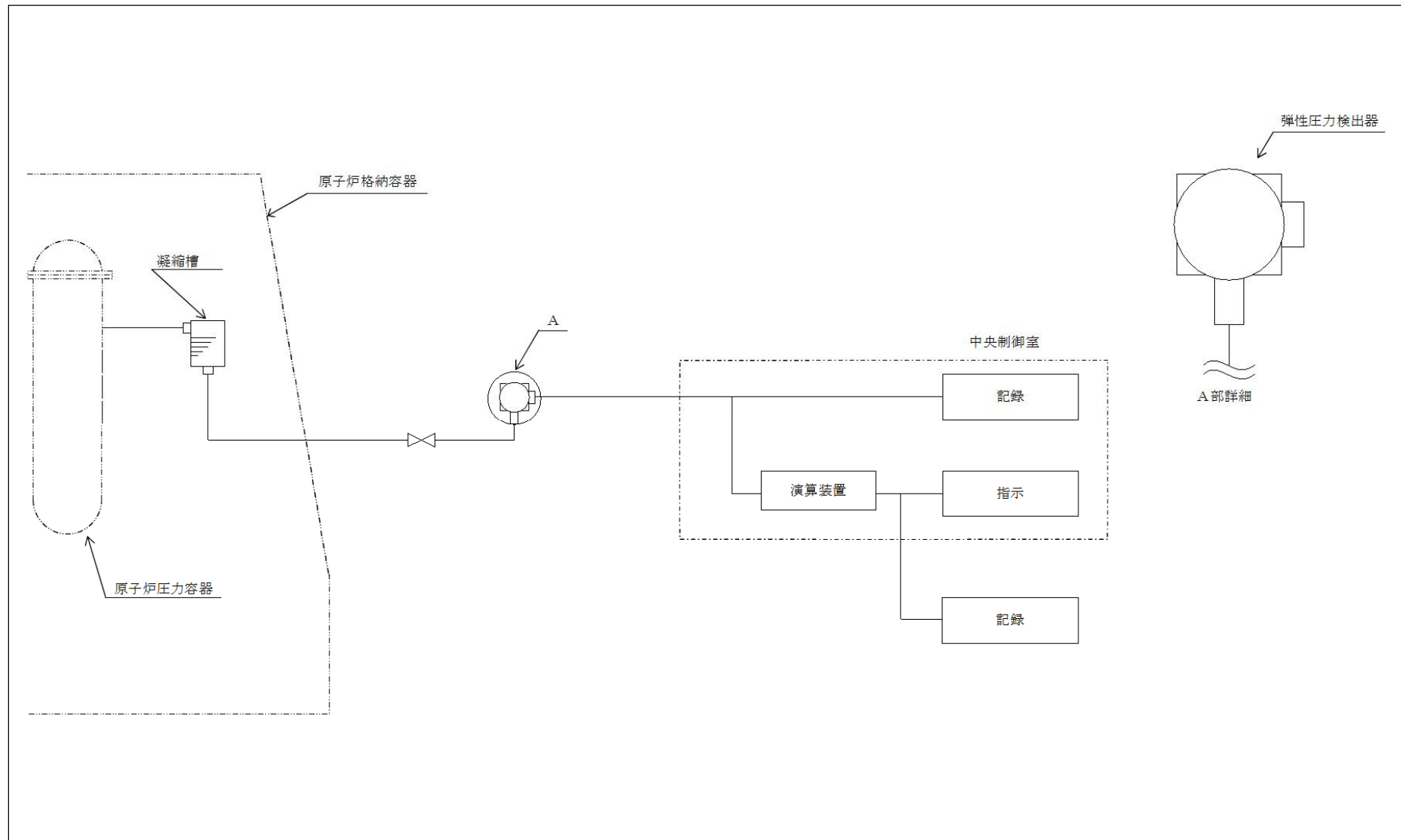
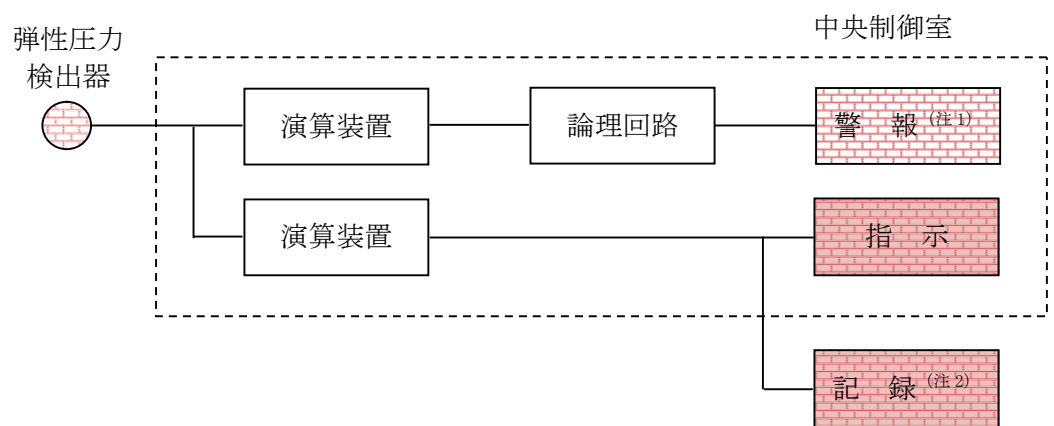


図 3-1-3-2 検出器の構造図（原子炉圧力）

(2) 原子炉圧力（S A）

原子炉圧力（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力（S A）の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉圧力（S A）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図 3-1-3-3「原子炉圧力（S A）の概略構成図」及び図 3-1-3-4「検出器の構造図（原子炉圧力（S A））」参照。）



（注 1）A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）作動

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）作動

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

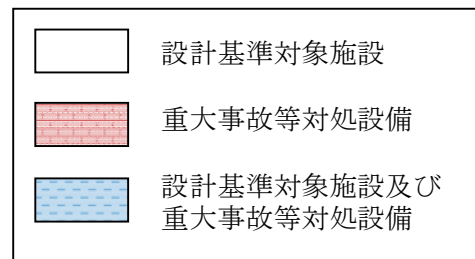


図 3-1-3-3 原子炉圧力（S A）の概略構成図

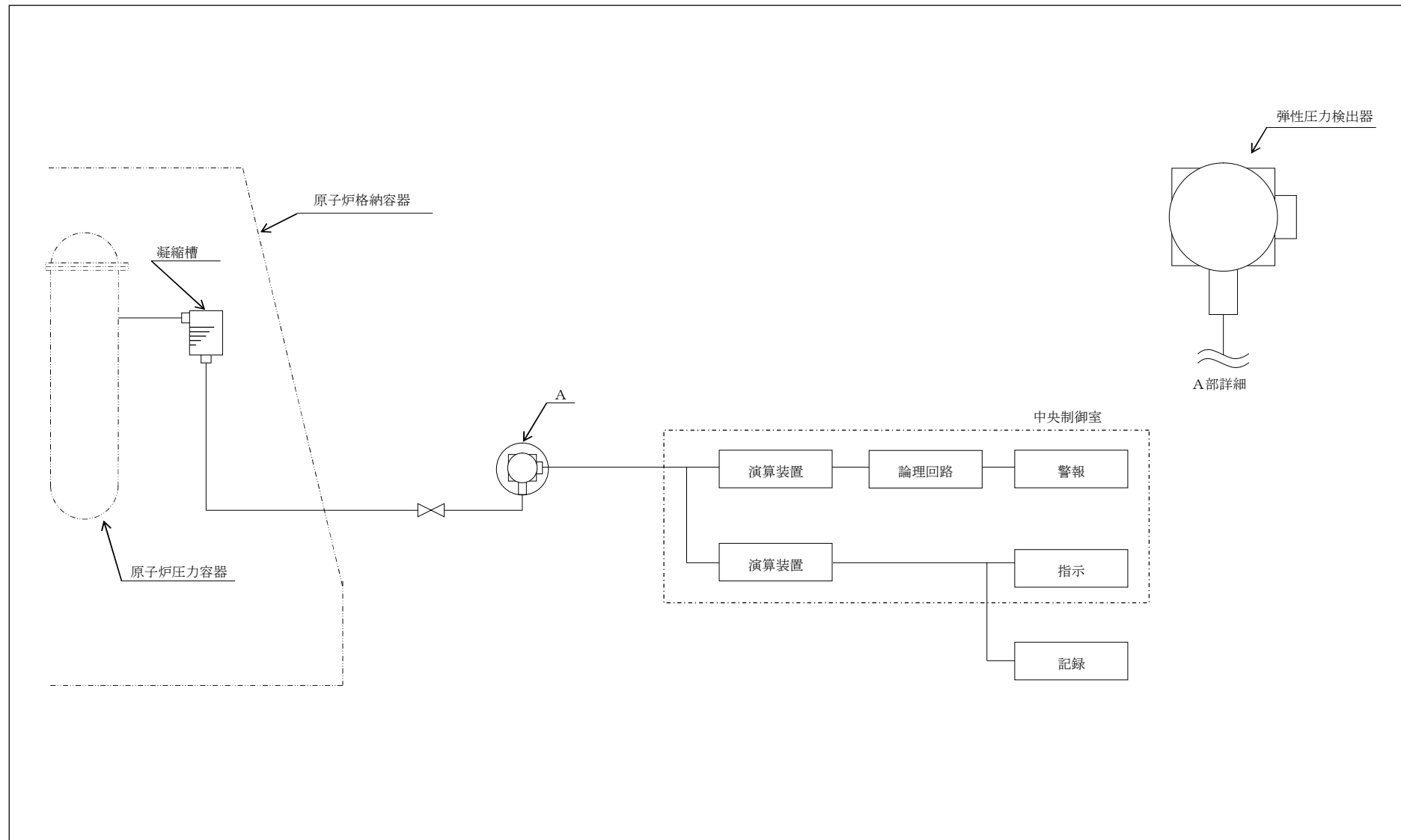


図 3-1-3-4 検出器の構造図（原子炉圧力（S A））

(3) 原子炉水位（広帯域）

原子炉水位（広帯域）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位（広帯域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電気信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位（広帯域）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図 3-1-3-5「原子炉水位（広帯域）の概略構成図」及び図 3-1-3-6「検出器の構造図（原子炉水位（広帯域）」参照。）

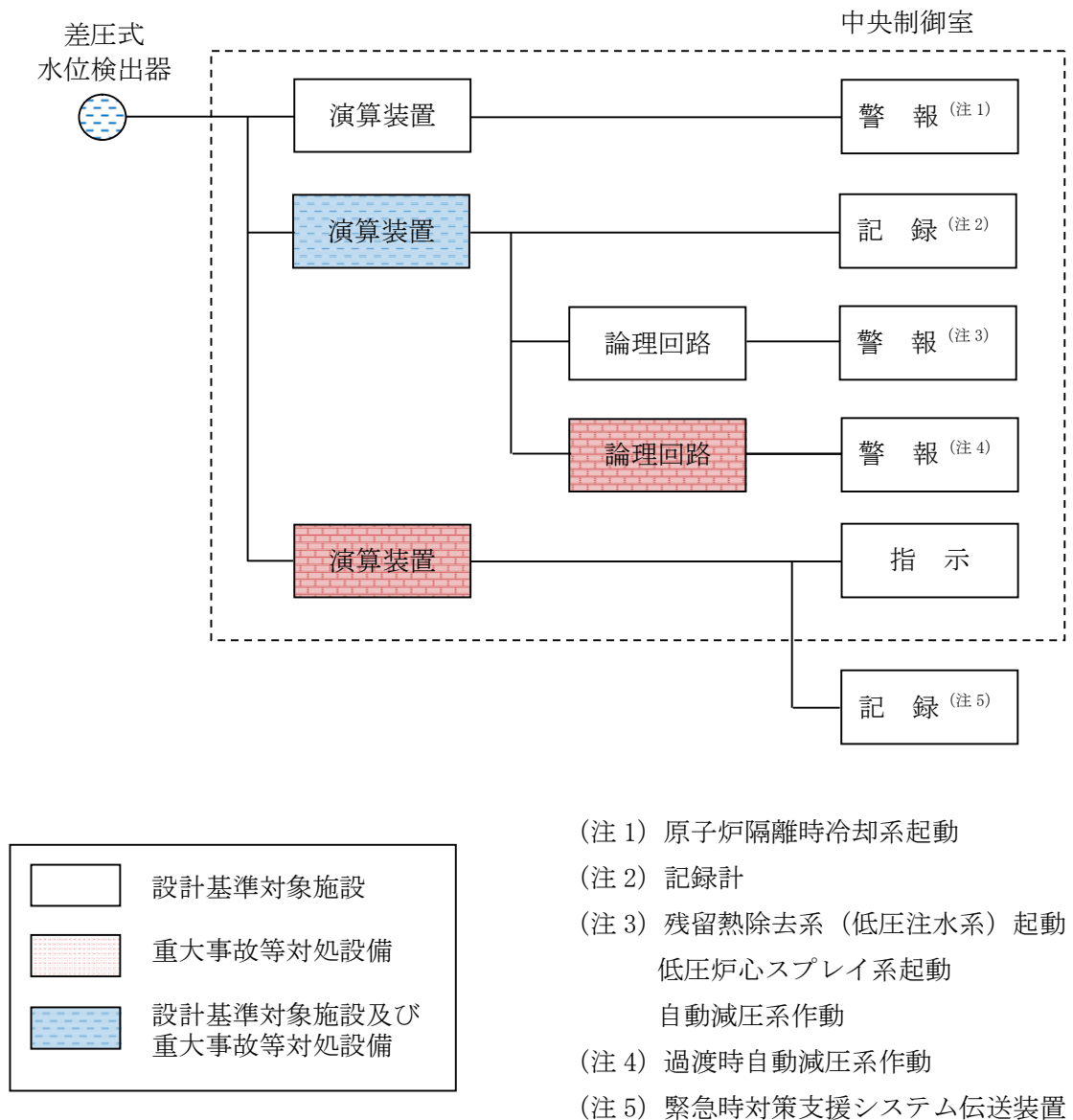


図 3-1-3-5 原子炉水位（広帯域）の概略構成図

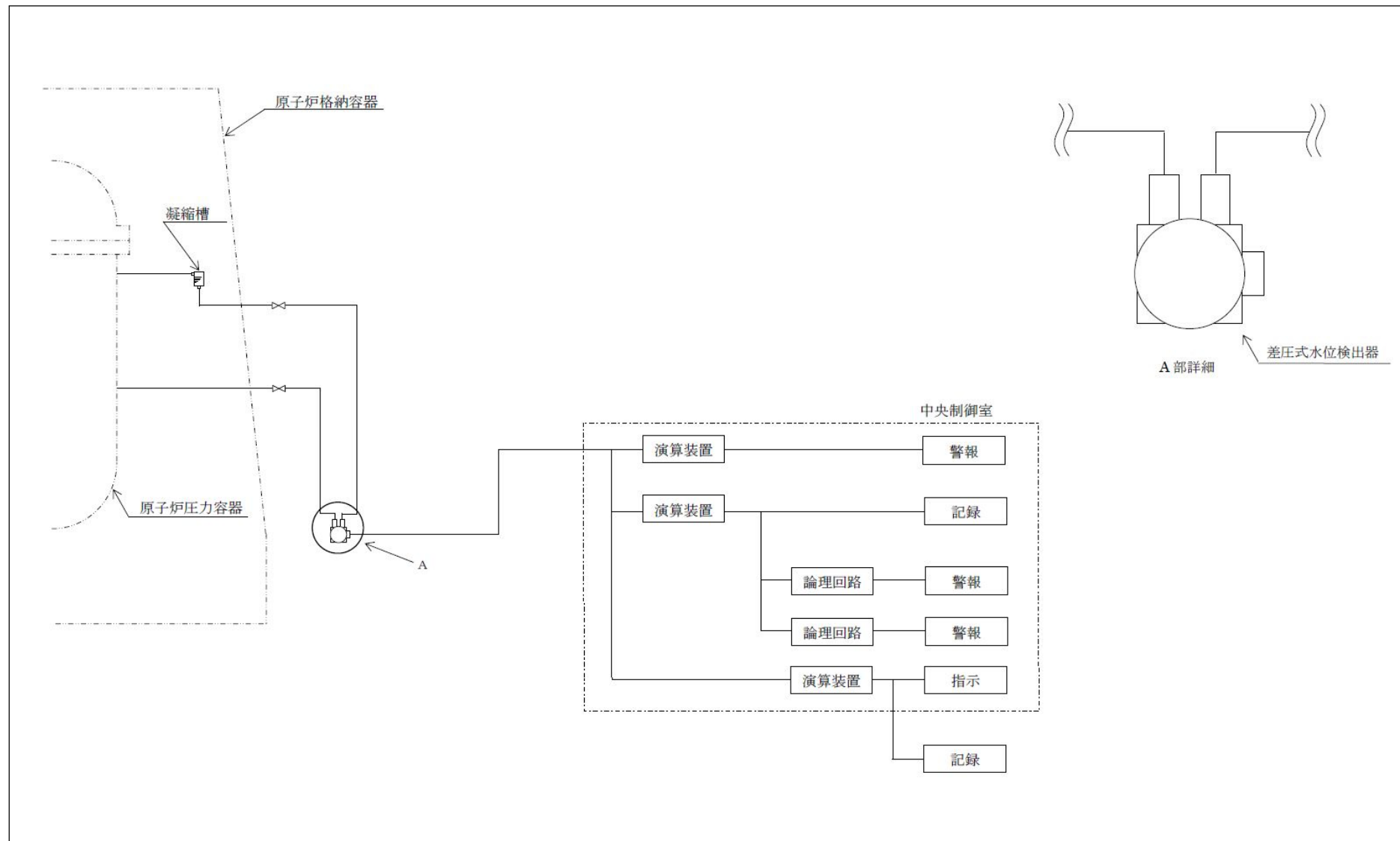
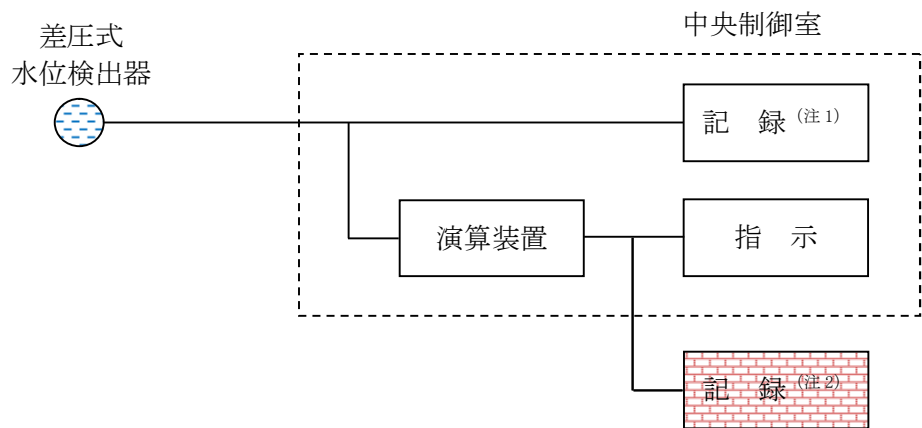


図 3-1-3-6 検出器の構造図 (原子炉水位 (広帯域))

(4) 原子炉水位（燃料域）

原子炉水位（燃料域）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位（燃料域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電気信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位（燃料域）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図 3-1-3-7「原子炉水位（燃料域）の概略構成図」及び図 3-1-3-8「検出器の構造図（原子炉水位（燃料域）」参照。）



（注 1）記録計

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

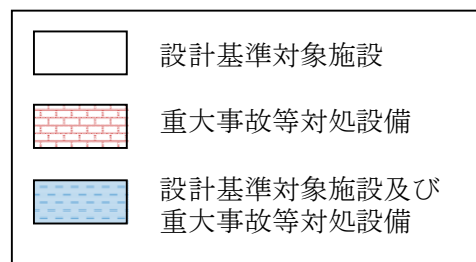


図 3-1-3-7 原子炉水位（燃料域）の概略構成図

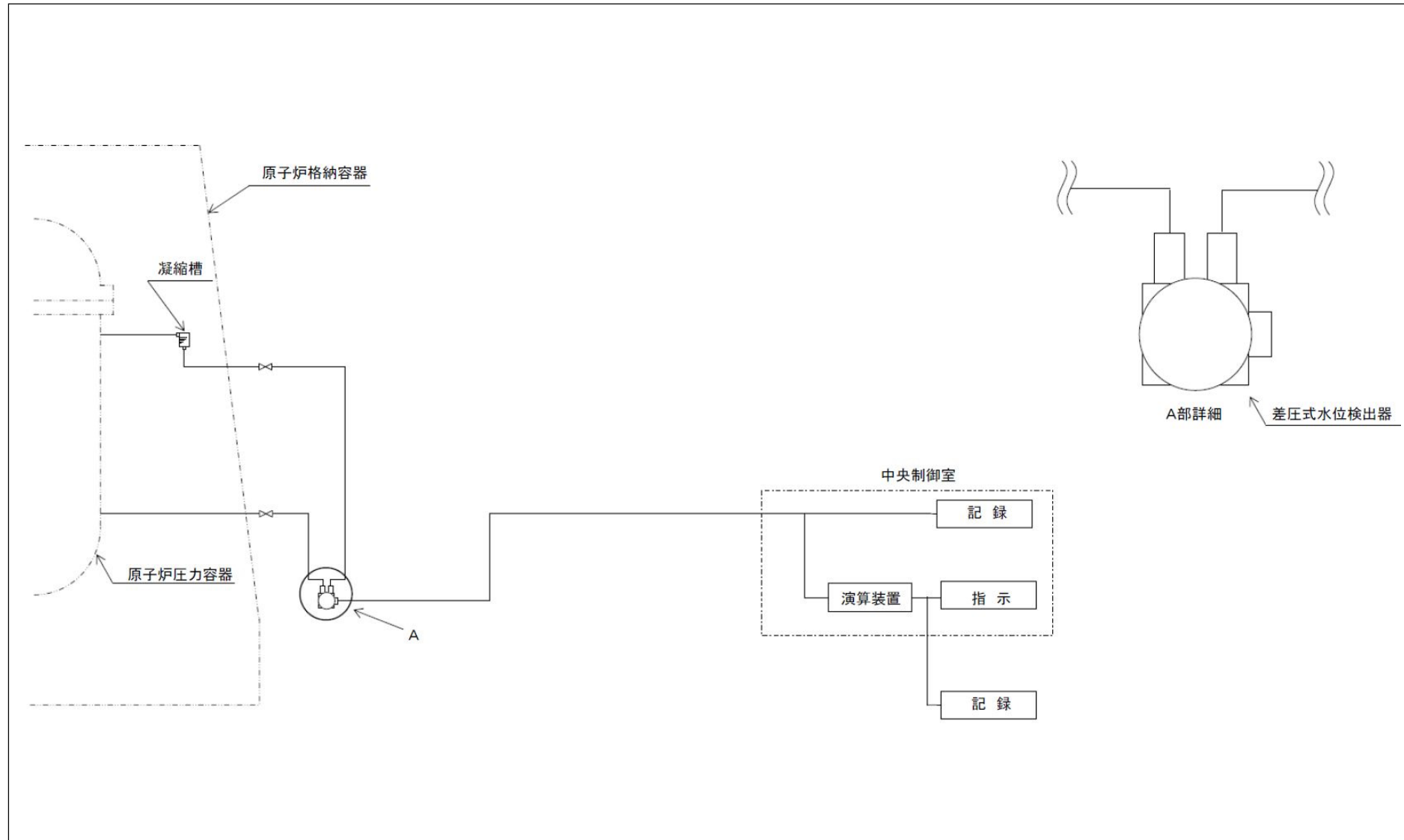
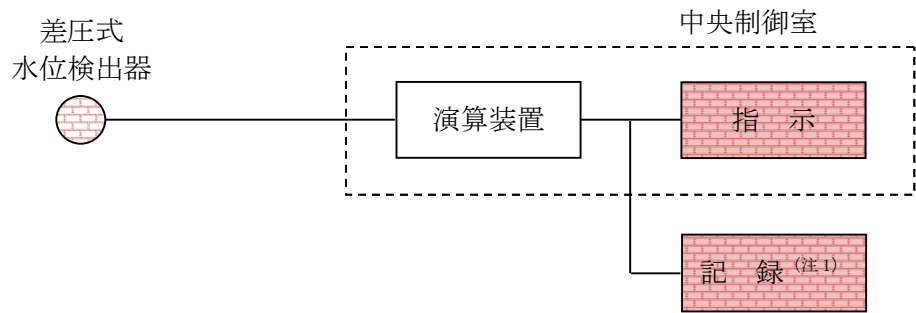


図 3-1-3-8 検出器の構造図（原子炉水位（燃料域））

(5) 原子炉水位（S A広帯域）

原子炉水位（S A広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位（S A広帯域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電気信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位（S A広帯域）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図 3-1-3-9「原子炉水位（S A広帯域）の概略構成図」及び図 3-1-3-10「検出器の構造図（原子炉水位（S A広帯域）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

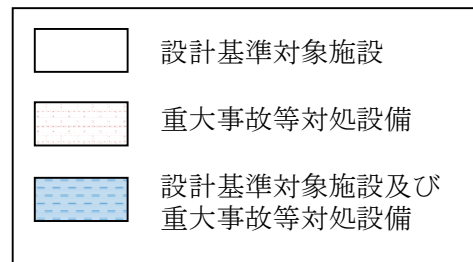


図 3-1-3-9 原子炉水位（S A広帯域）の概略構成図

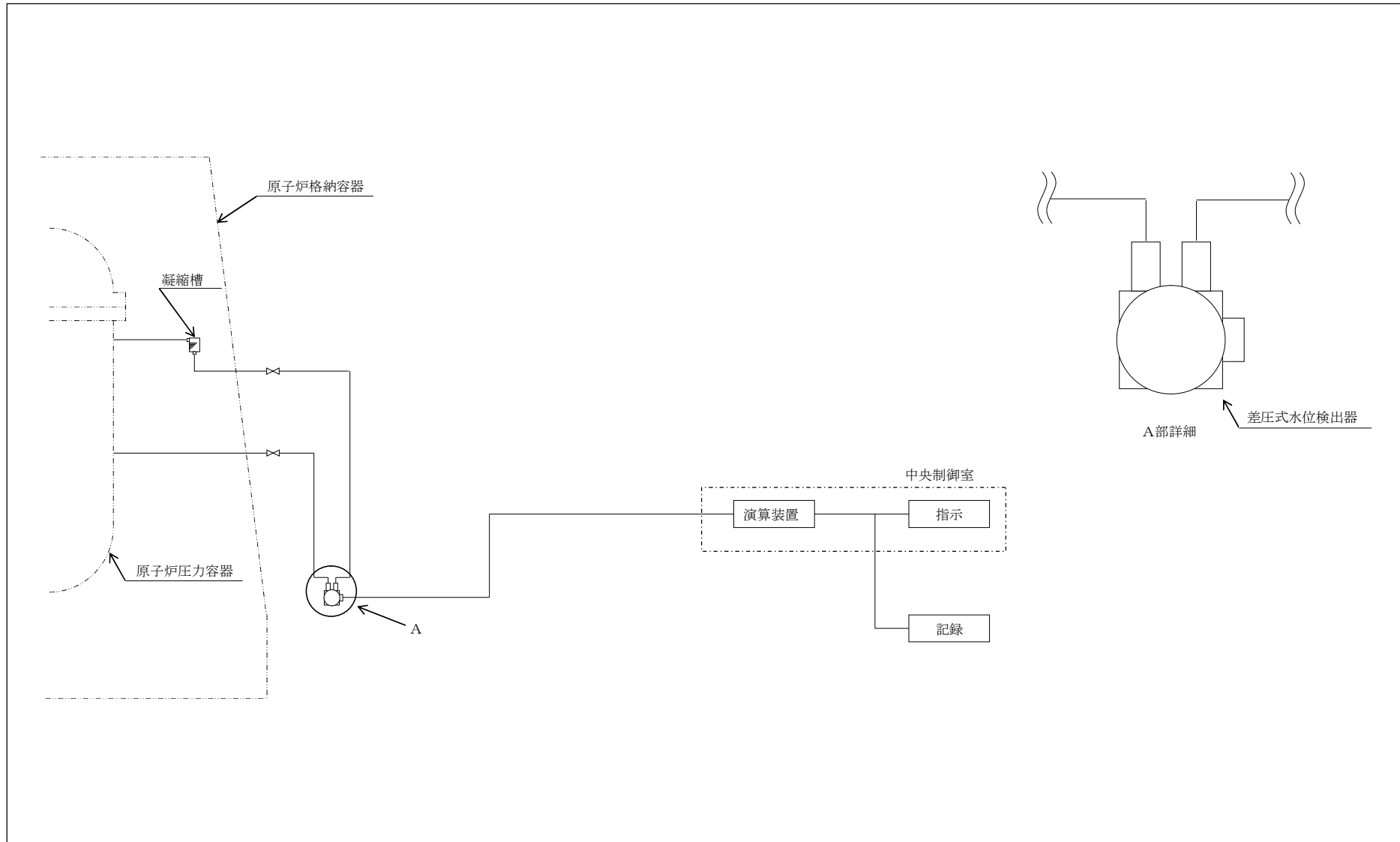
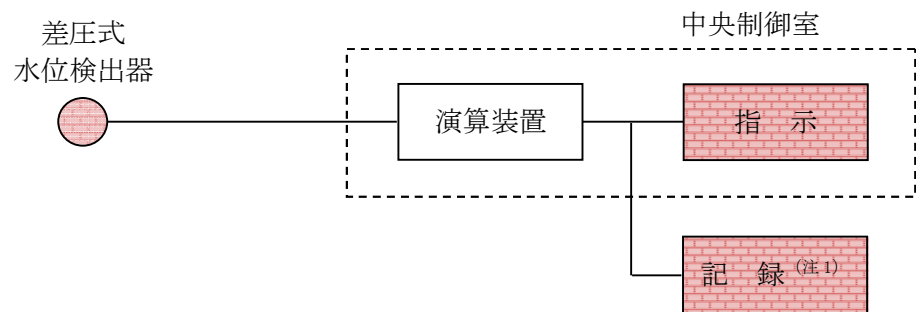


図 3-1-3-10 検出器の構造図 (原子炉水位 (S A 広帯域))

(6) 原子炉水位（S A燃料域）

原子炉水位（S A燃料域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位（S A燃料域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電気信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位（S A燃料域）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図 3-1-3-11「原子炉水位（S A燃料域）の概略構成図」及び図 3-1-3-12「検出器の構造図（原子炉水位（S A燃料域）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

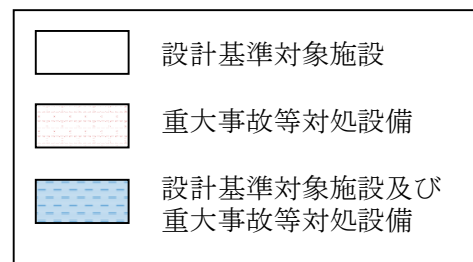


図 3-1-3-11 原子炉水位（S A燃料域）の概略構成図

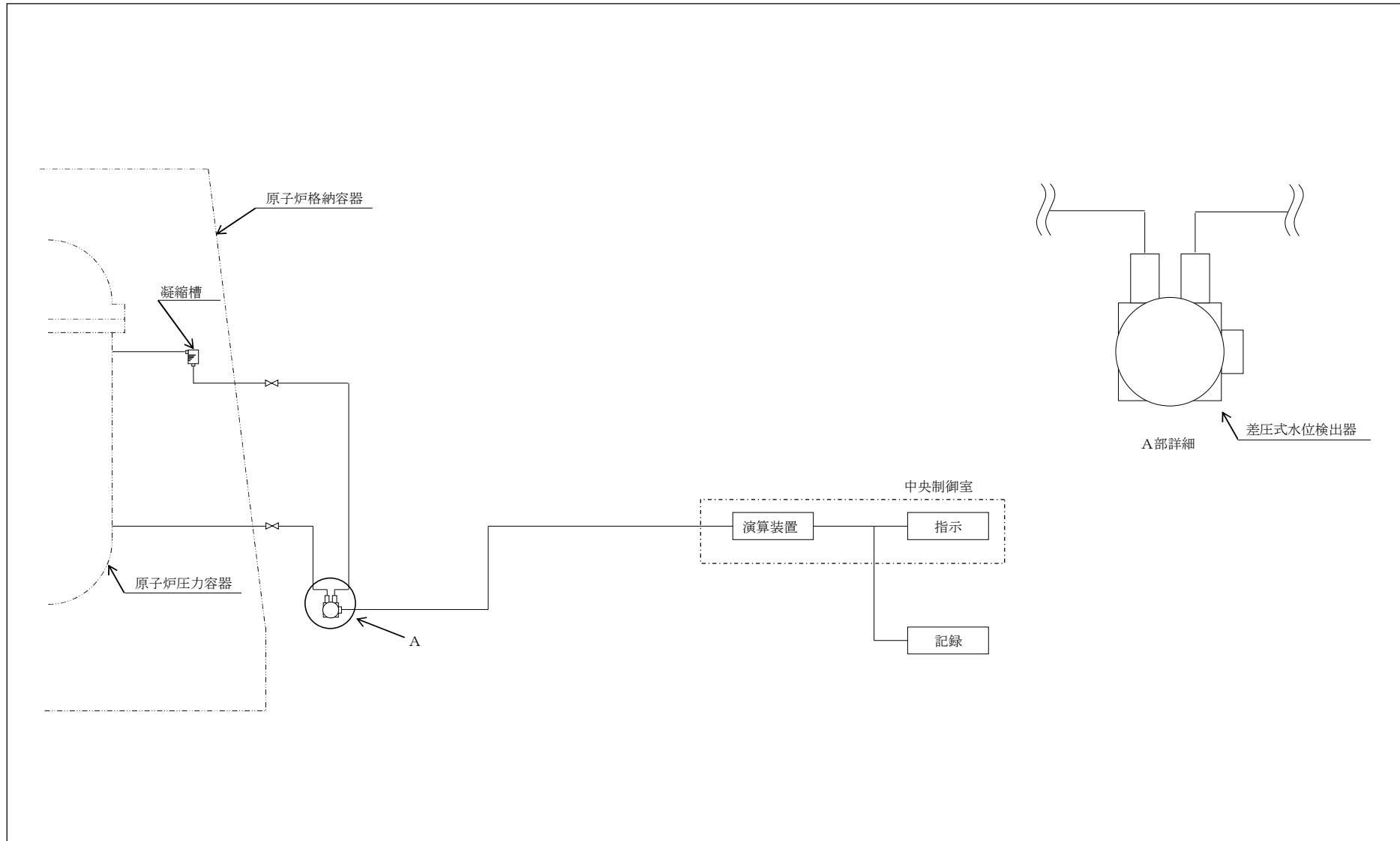


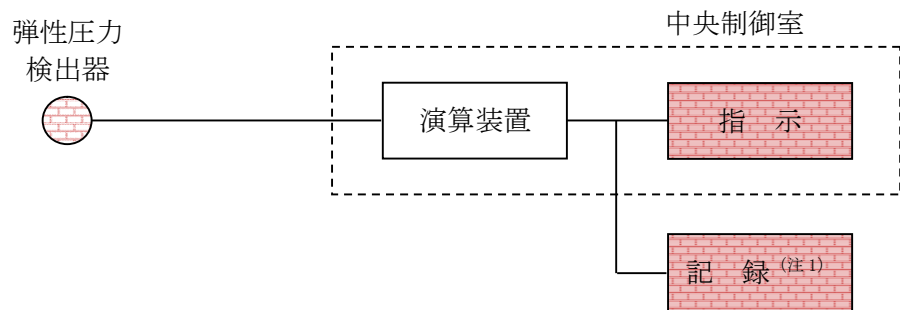
図 3-1-3-12 検出器の構造図 (原子炉水位 (S A燃料域))

3.1.4 原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

(1) ドライウェル圧力

ドライウェル圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ドライウェル圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電気信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，ドライウェル圧力を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図 3-1-4-1「ドライウェル圧力の概略構成図」及び図 3-1-4-2「検出器の構造図（ドライウェル圧力）」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

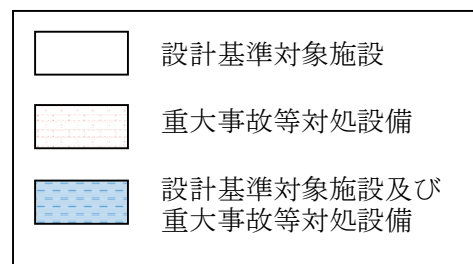


図 3-1-4-1 ドライウェル圧力の概略構成図

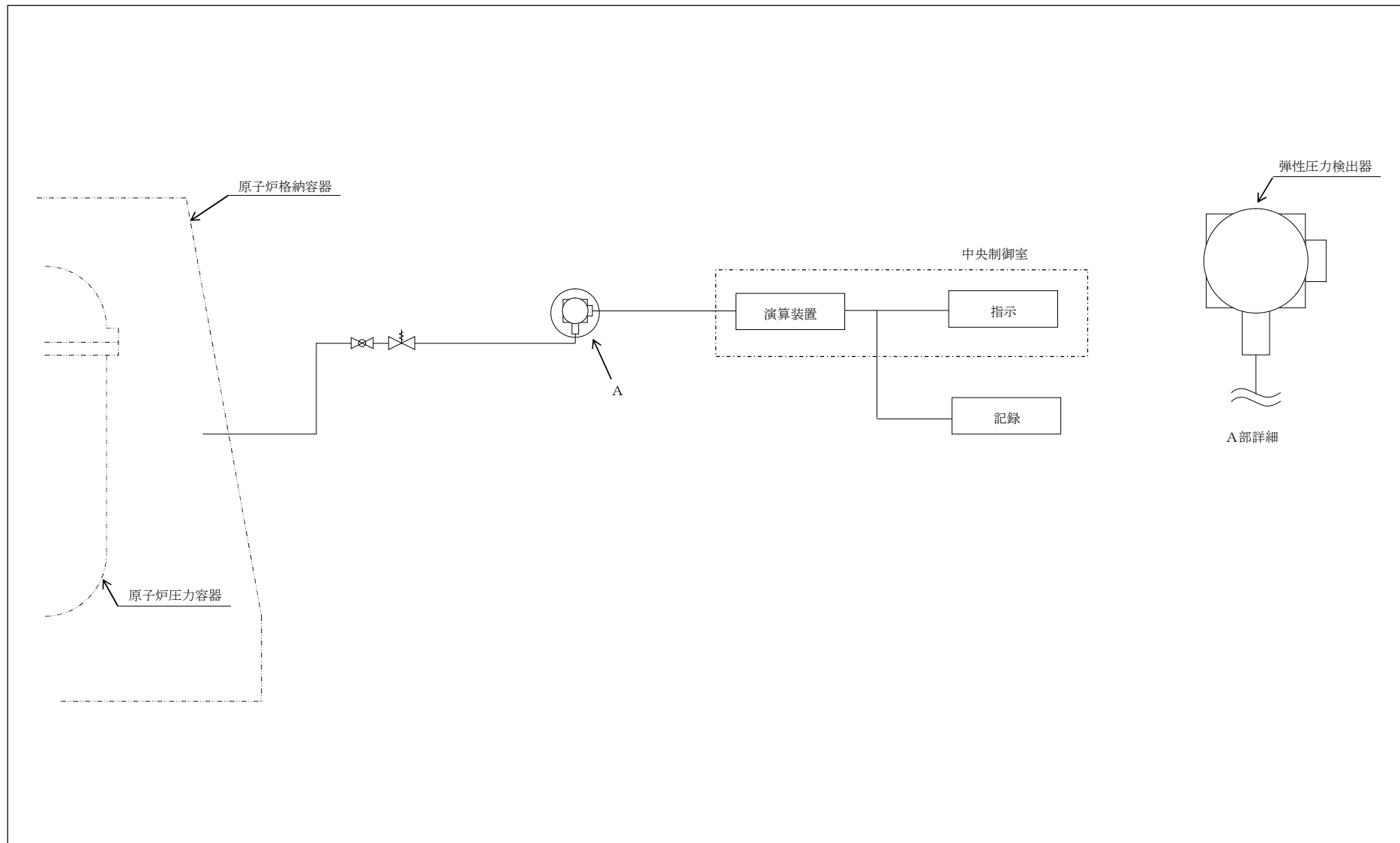
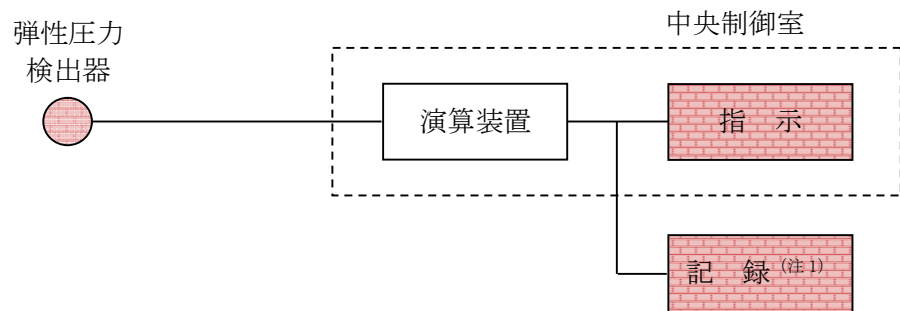


図 3-1-4-2 検出器の構造図（ドライウェル圧力）

(2) サプレッション・チェンバ圧力

サプレッション・チェンバ圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・チェンバ圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、サプレッション・チェンバ圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-4-3「サプレッション・チェンバ圧力の概略構成図」及び図 3-1-4-4「検出器の構造図 (サプレッション・チェンバ圧力)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

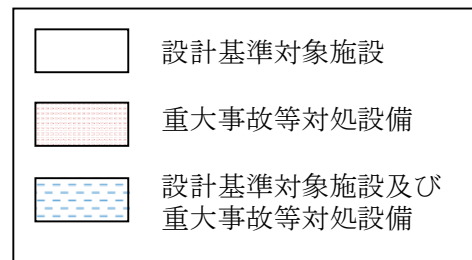


図 3-1-4-3 サプレッション・チェンバ圧力の概略構成図

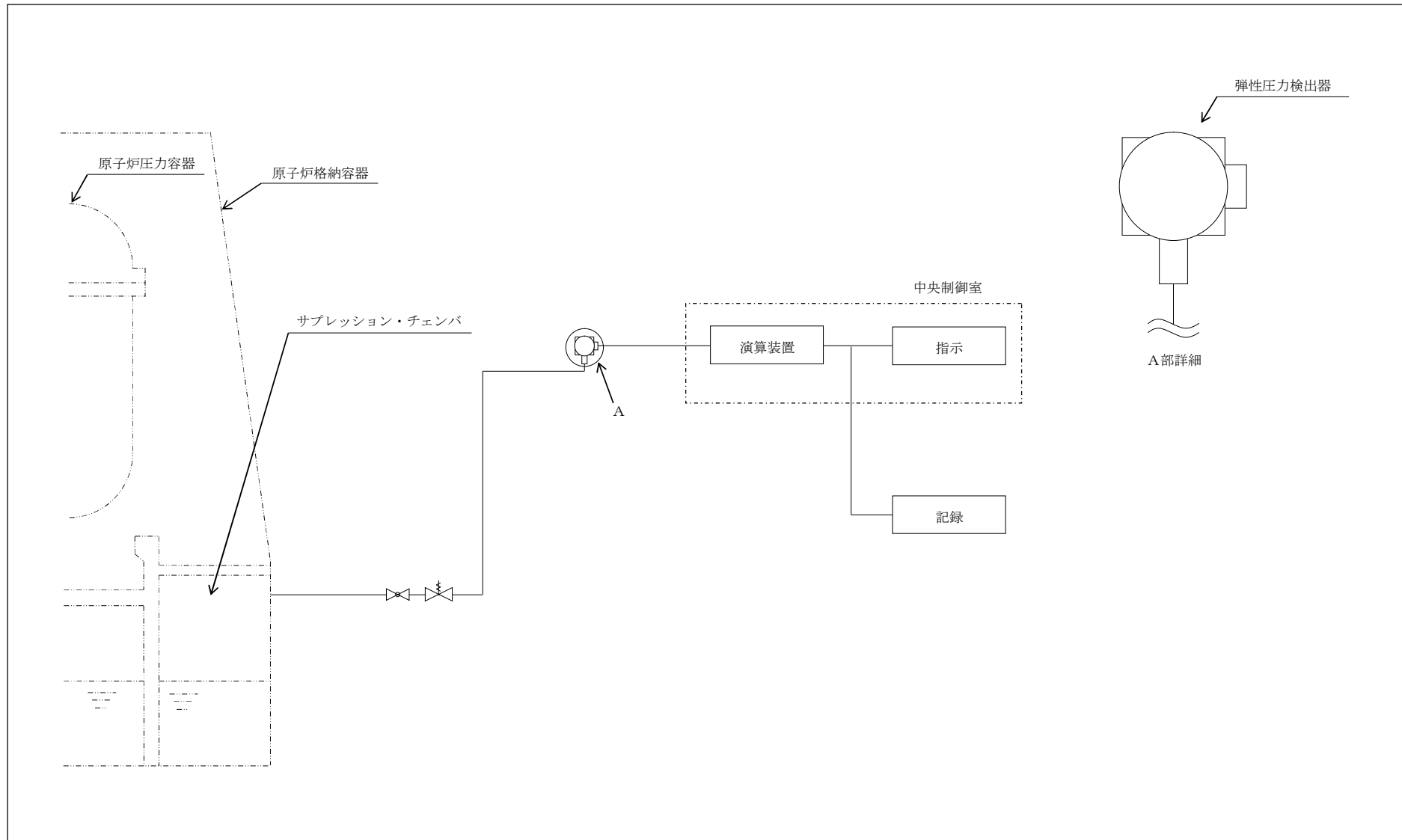
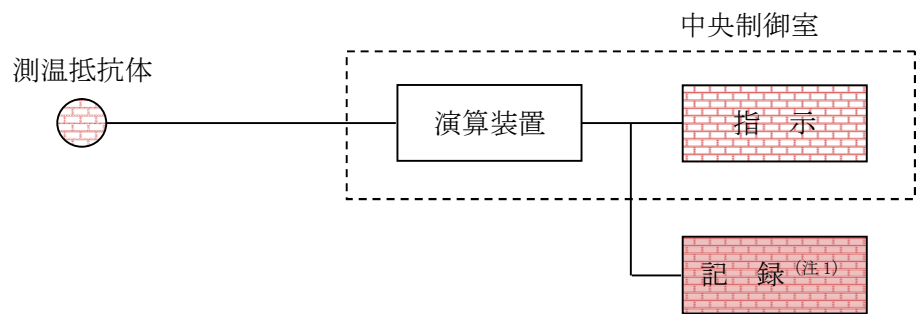


図 3-1-4-4 検出器の構造図 (サプレッション・チェンバ圧力)

(3) サプレッション・プール水温度

サプレッション・プール水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・プール水温度の検出信号は、測温抵抗体の抵抗値を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、サプレッション・プール水温度を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-4-5「サプレッション・プール水温度の概略構成図」及び図 3-1-4-6「検出器の構造図 (サプレッション・プール水温度)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

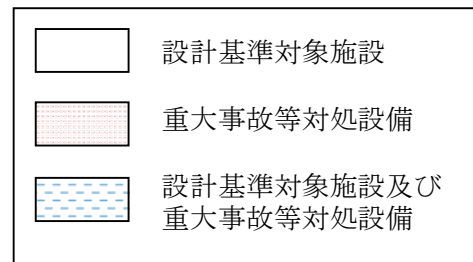


図 3-1-4-5 サプレッション・プール水温度の概略構成図

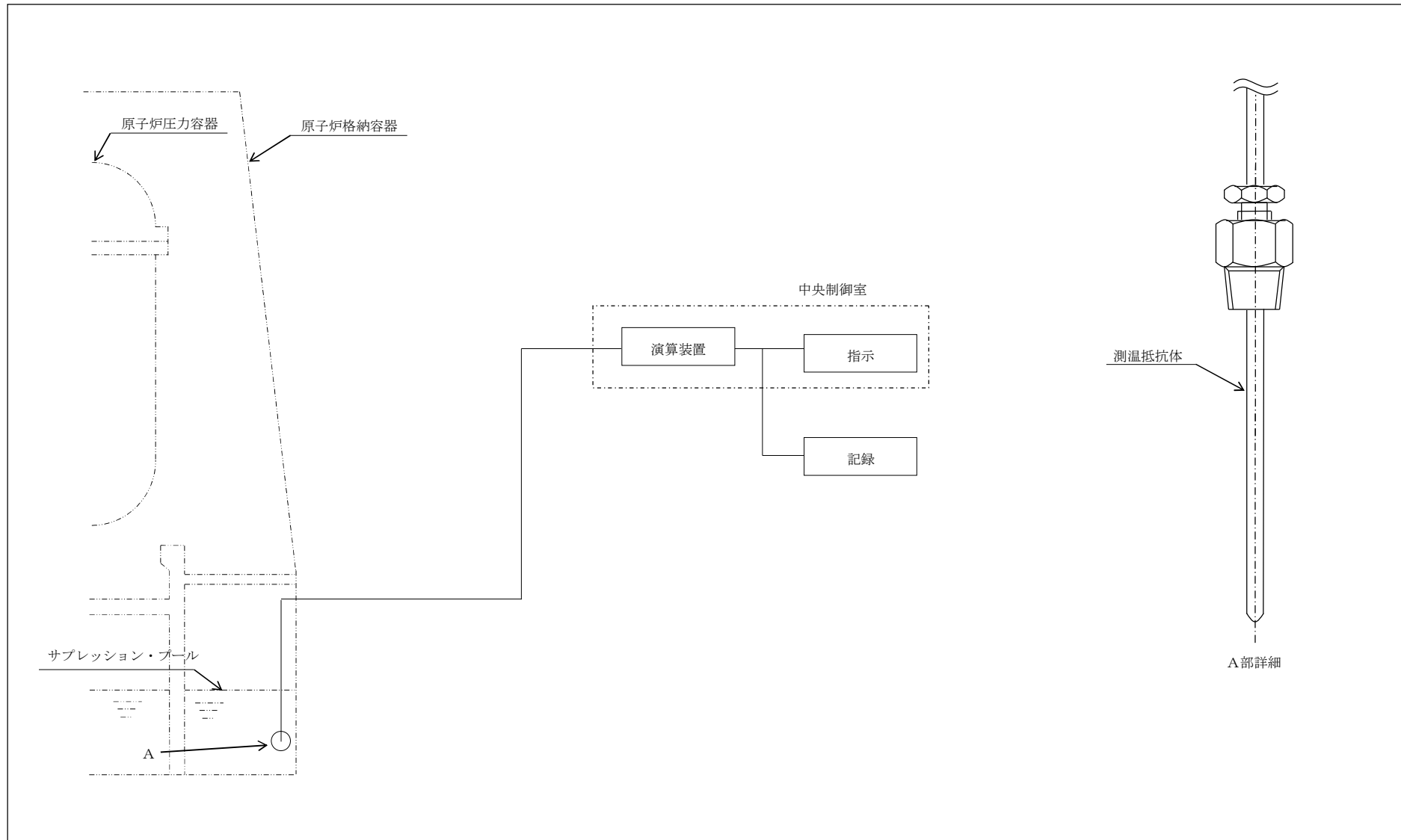
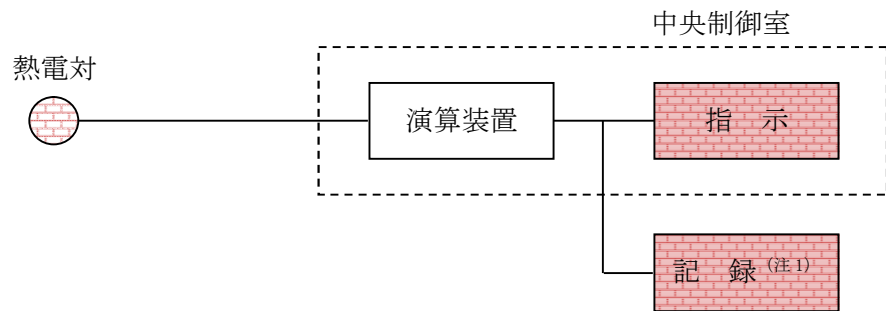


図 3-1-4-6 検出器の構造図 (サプレッション・プール水温度)

(4) ドライウェル雰囲気温度

ドライウェル雰囲気温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウェル雰囲気温度の検出信号は、熱電対にて発生した起電力を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、ドライウェル雰囲気温度を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-4-7「ドライウェル雰囲気温度の概略構成図」及び図 3-1-4-8「検出器の構造図(ドライウェル雰囲気温度)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

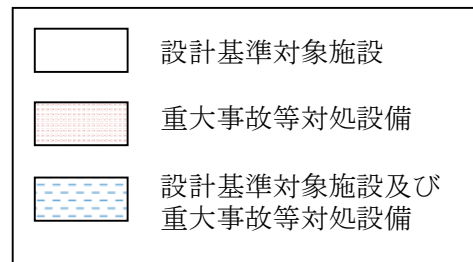


図 3-1-4-7 ドライウェル雰囲気温度の概略構成図

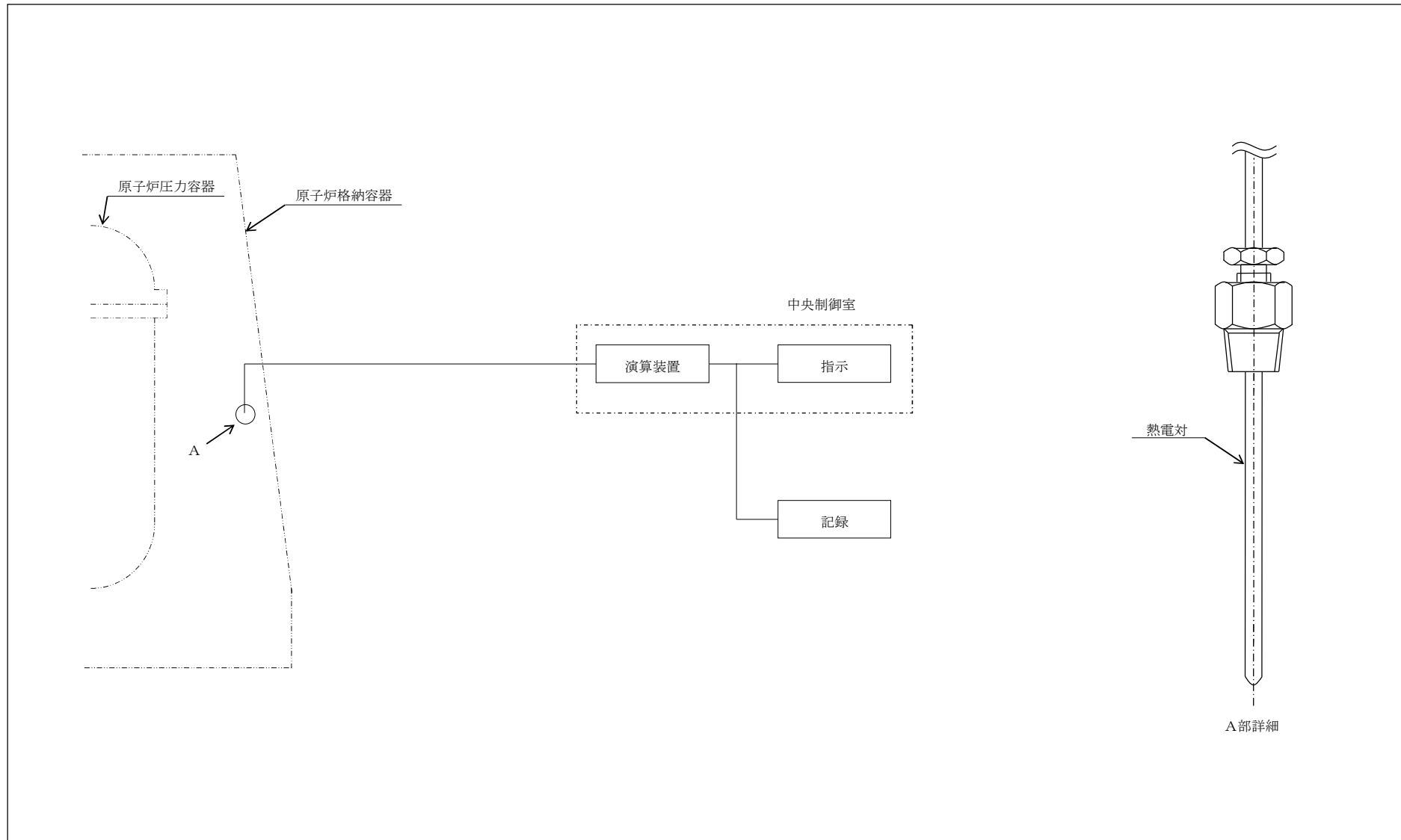
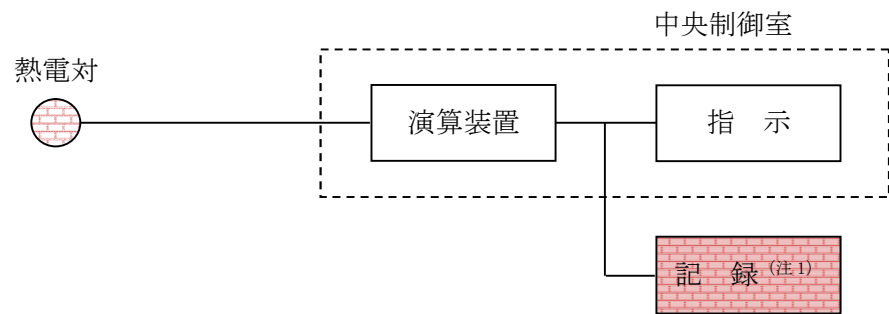


図 3-1-4-8 検出器の構造図（ドライウェル雰囲気温度）

(5) サプレッション・チェンバ雰囲気温度

サプレッション・チェンバ雰囲気温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・チェンバ雰囲気温度の検出信号は、熱電対にて発生した起電力を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、サプレッション・チェンバ雰囲気温度を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-4-9「サプレッション・チェンバ雰囲気温度の概略構成図」及び図 3-1-4-10「検出器の構造図 (サプレッション・チェンバ雰囲気温度)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

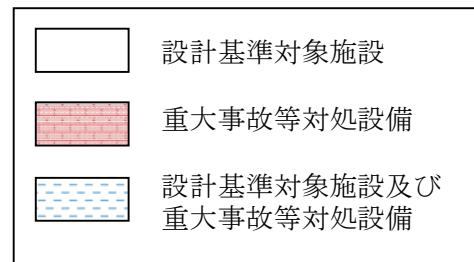


図 3-1-4-9 サプレッション・チェンバ雰囲気温度の概略構成図

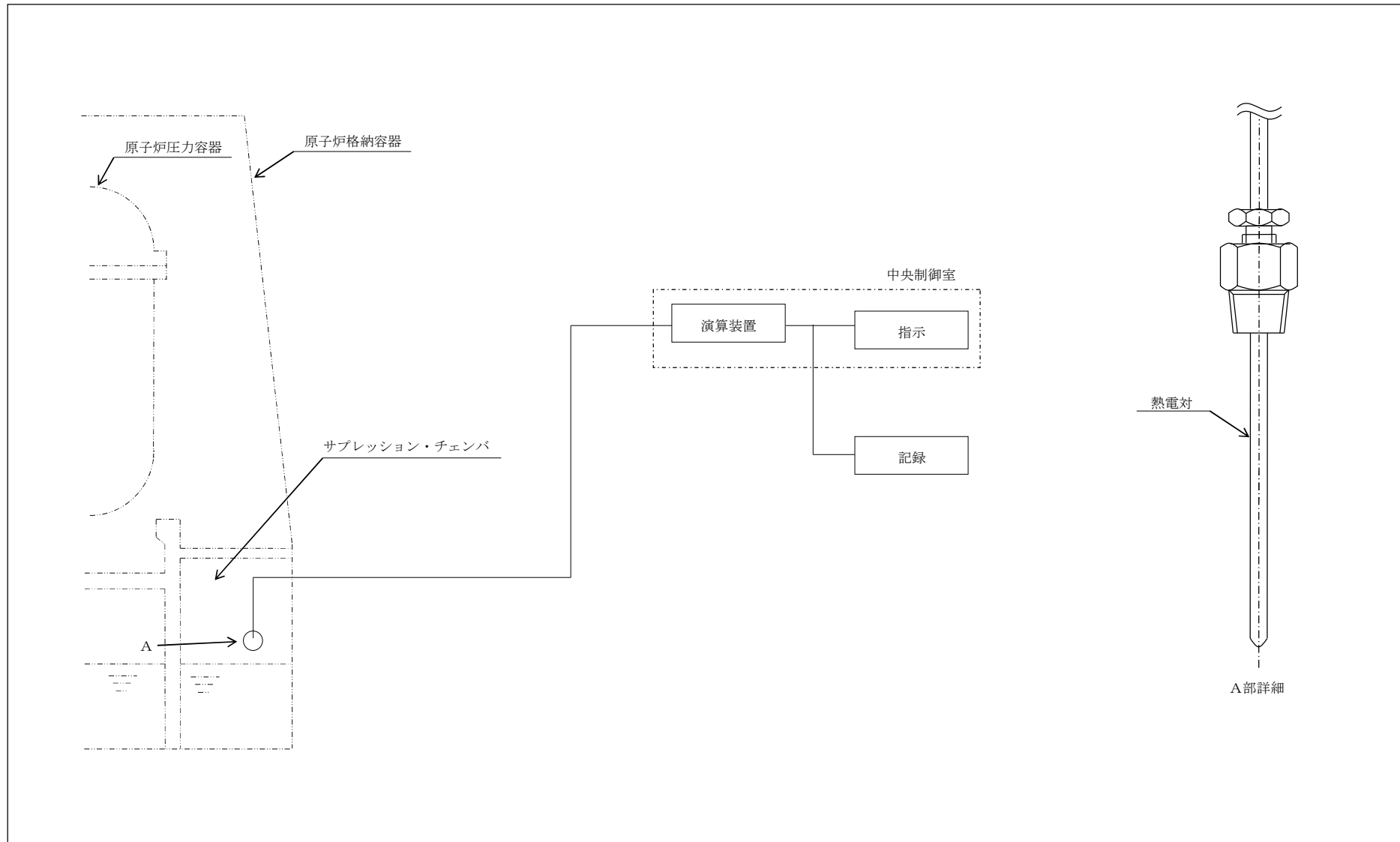
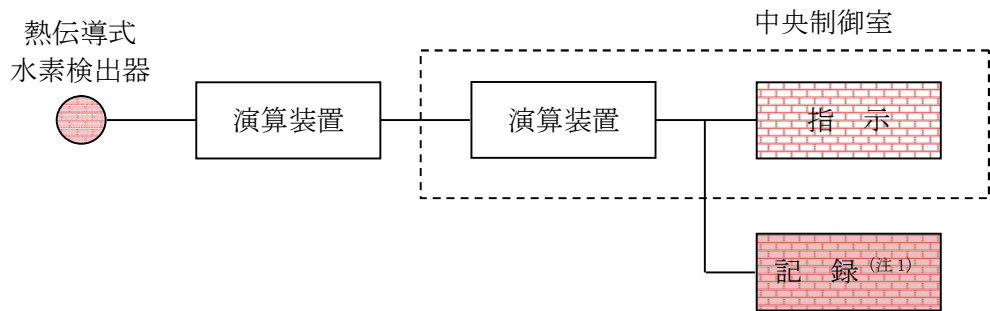


図 3-1-4-10 検出器の構造図 (サプレッション・チェンバ雰囲気温度)

(6) 格納容器内水素濃度（S A）

格納容器内水素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度（S A）の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電気信号を、演算装置にて水素濃度信号に変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度（S A）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図 3-1-4-11「格納容器内水素濃度（S A）の概略構成図」及び図 3-1-4-12「検出器の構造図（格納容器内水素濃度（S A）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

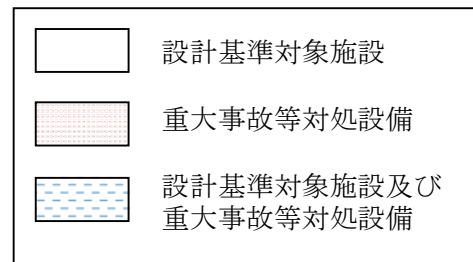


図 3-1-4-11 格納容器内水素濃度（S A）の概略構成図

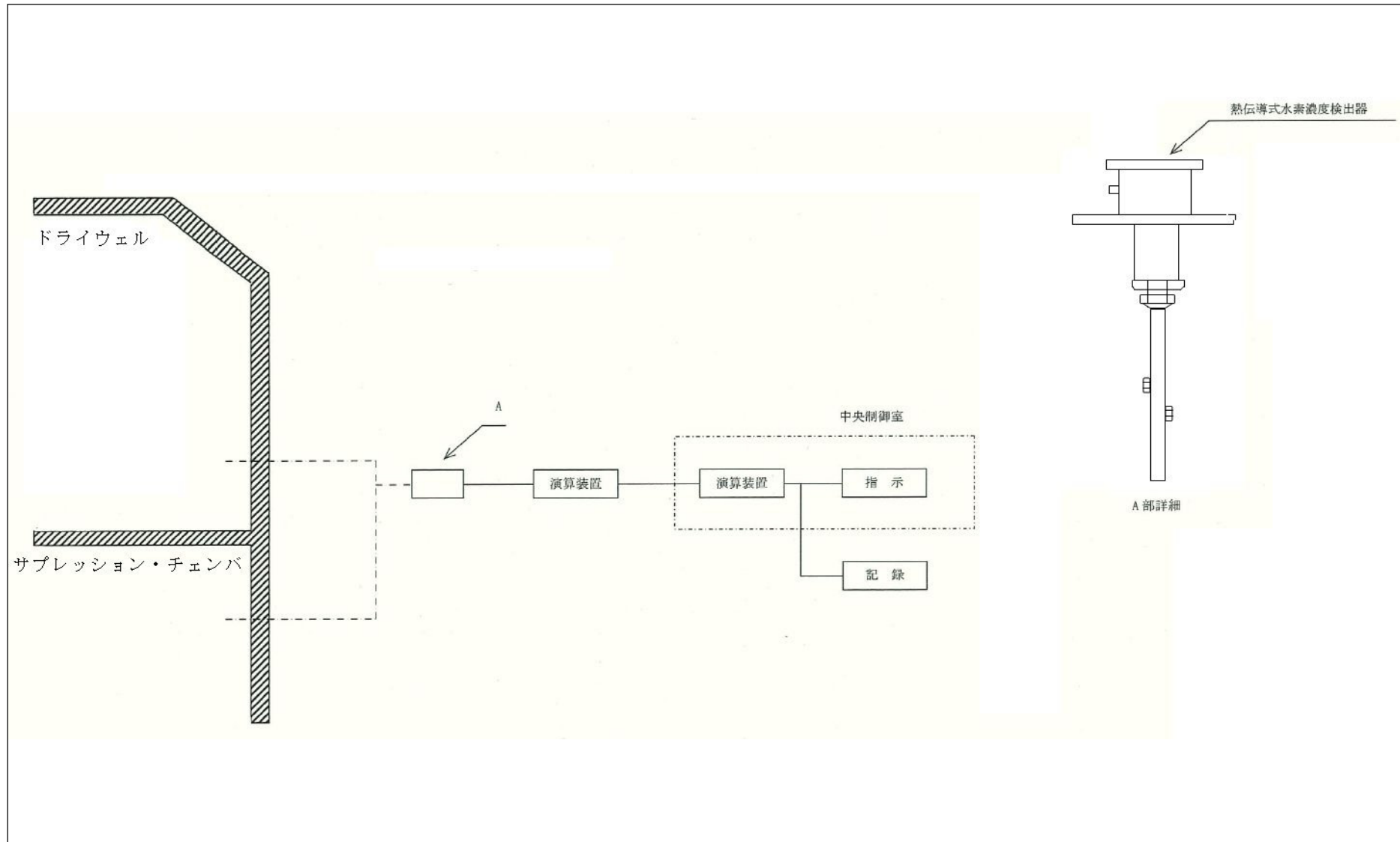
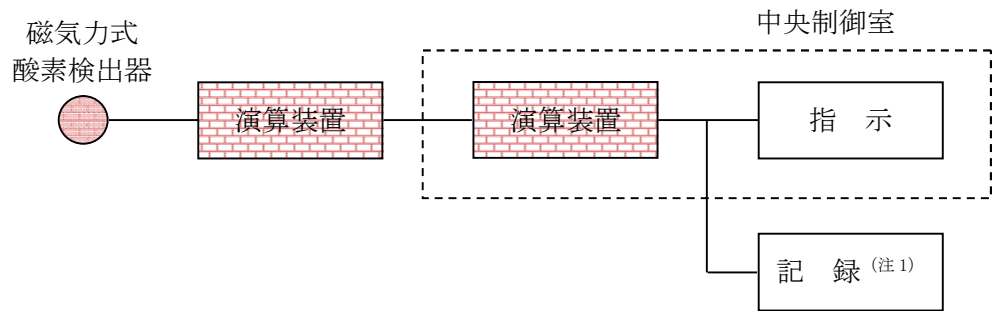


図 3-1-4-12 検出器の構造図（格納容器内水素濃度（S A））

(7) 格納容器内酸素濃度（S A）

格納容器内酸素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内酸素濃度（S A）の検出信号は、磁気力式酸素検出器からの電気信号を、演算装置にて酸素濃度信号に変換する処理を行った後、格納容器内酸素濃度（S A）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図 3-1-4-13「格納容器内酸素濃度（S A）の概略構成図」及び図 3-1-4-14「検出器の構造図（格納容器内酸素濃度（S A）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

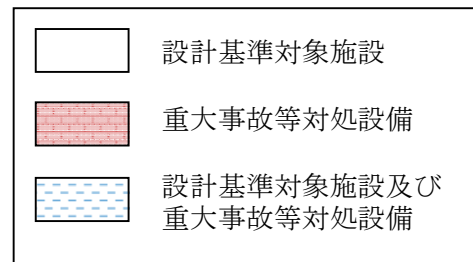


図 3-1-4-13 格納容器内酸素濃度（S A）の概略構成図

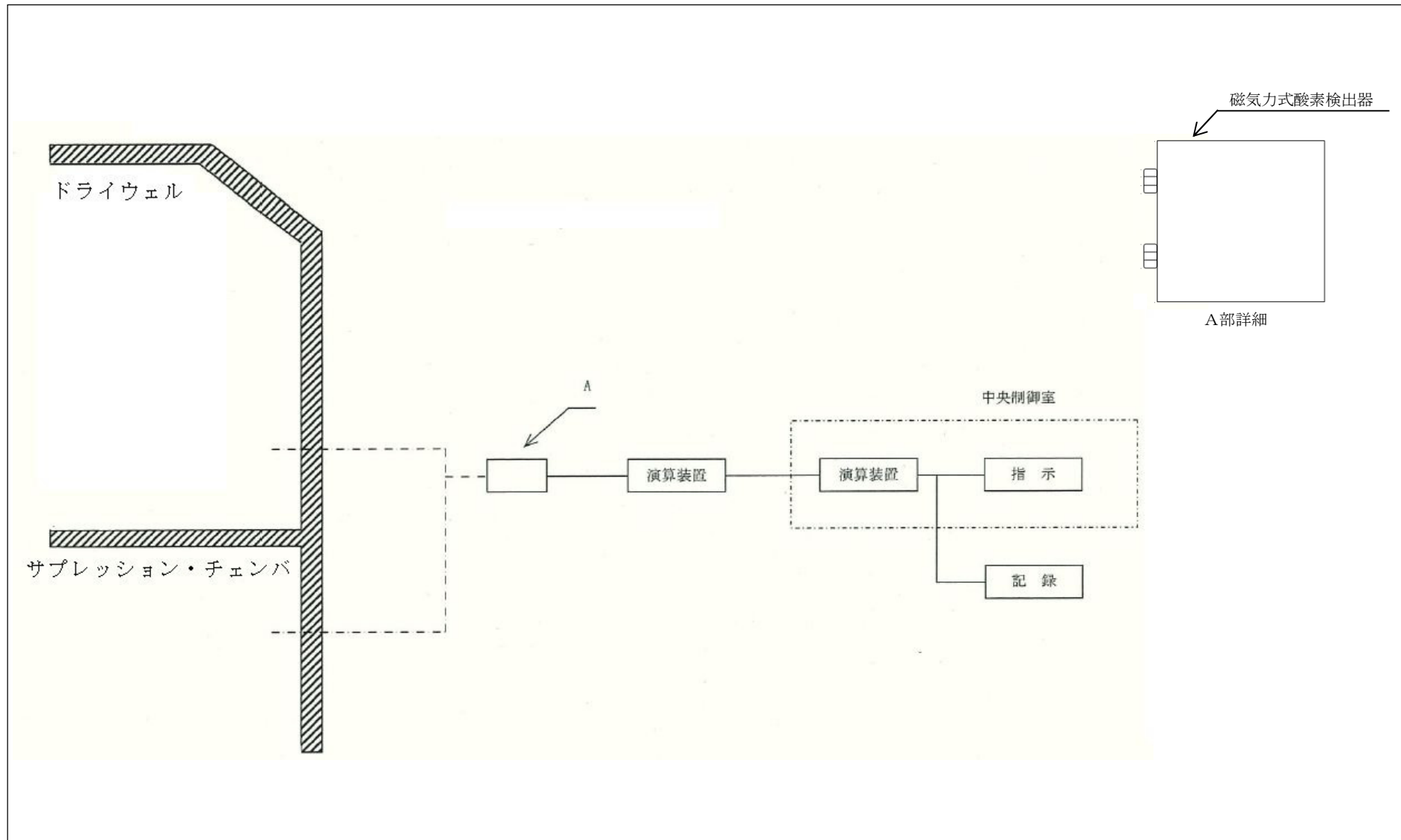
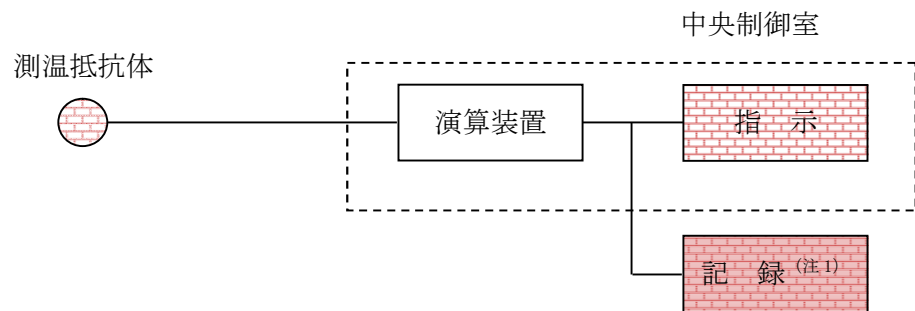


図 3-1-4-14 検出器の構造図（格納容器内酸素濃度（SA））

(8) 格納容器下部水温

格納容器下部水温は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器下部水温の検出信号は、测温抵抗体の抵抗値を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、格納容器下部水温を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-4-15「格納容器下部水温の概略構成図」及び図 3-1-4-16「検出器の構造図(格納容器下部水温)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

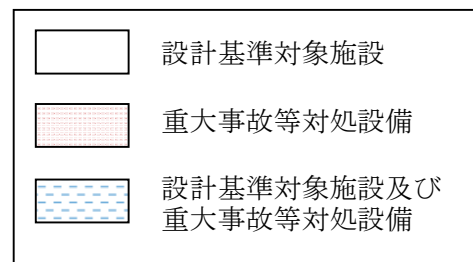


図 3-1-4-15 格納容器下部水温の概略構成図

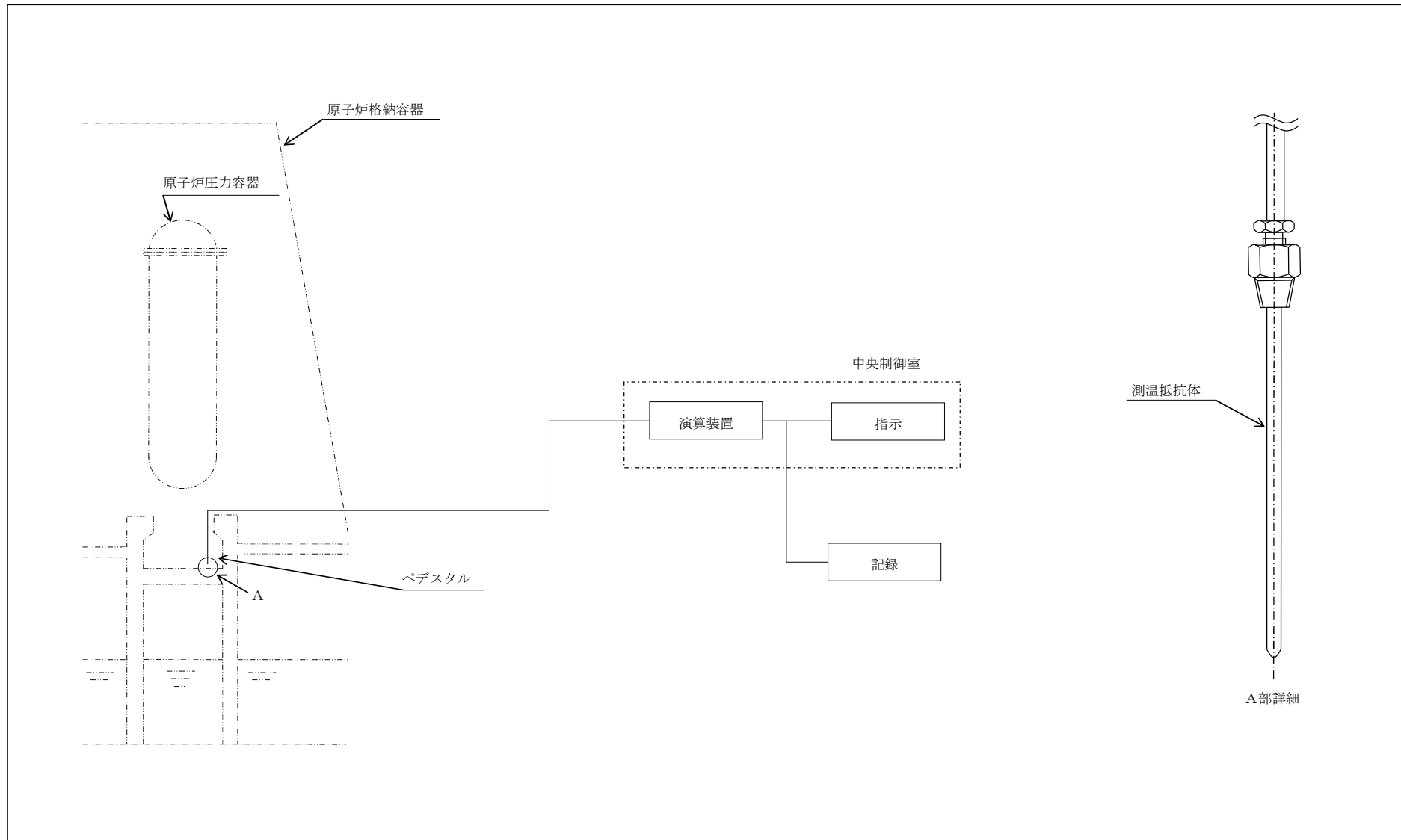


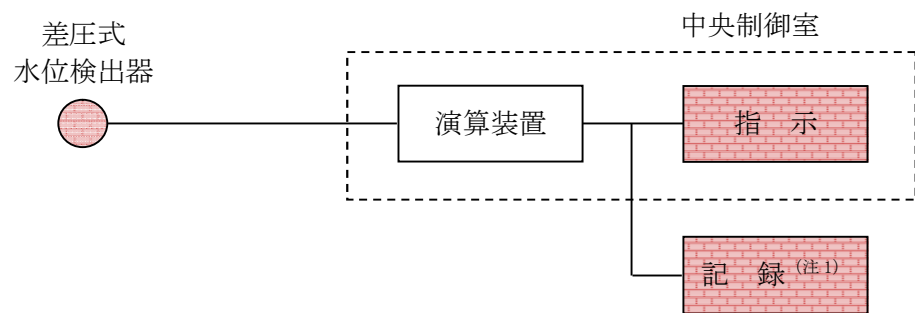
図 3-1-4-16 検出器の構造図（格納容器下部水温）

3.1.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置

(1) 代替淡水貯槽水位

代替淡水貯槽水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替淡水貯槽水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電気信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、代替淡水貯槽水位を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-5-1「代替淡水貯槽水位の概略構成図」及び図 3-1-5-2「検出器の構造図(代替淡水貯槽水位)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

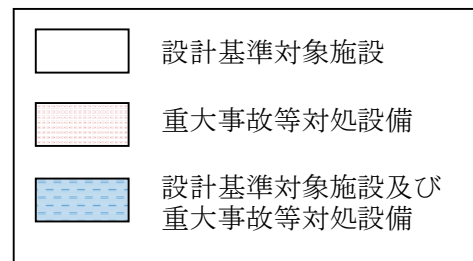


図 3-1-5-1 代替淡水貯槽水位の概略構成図

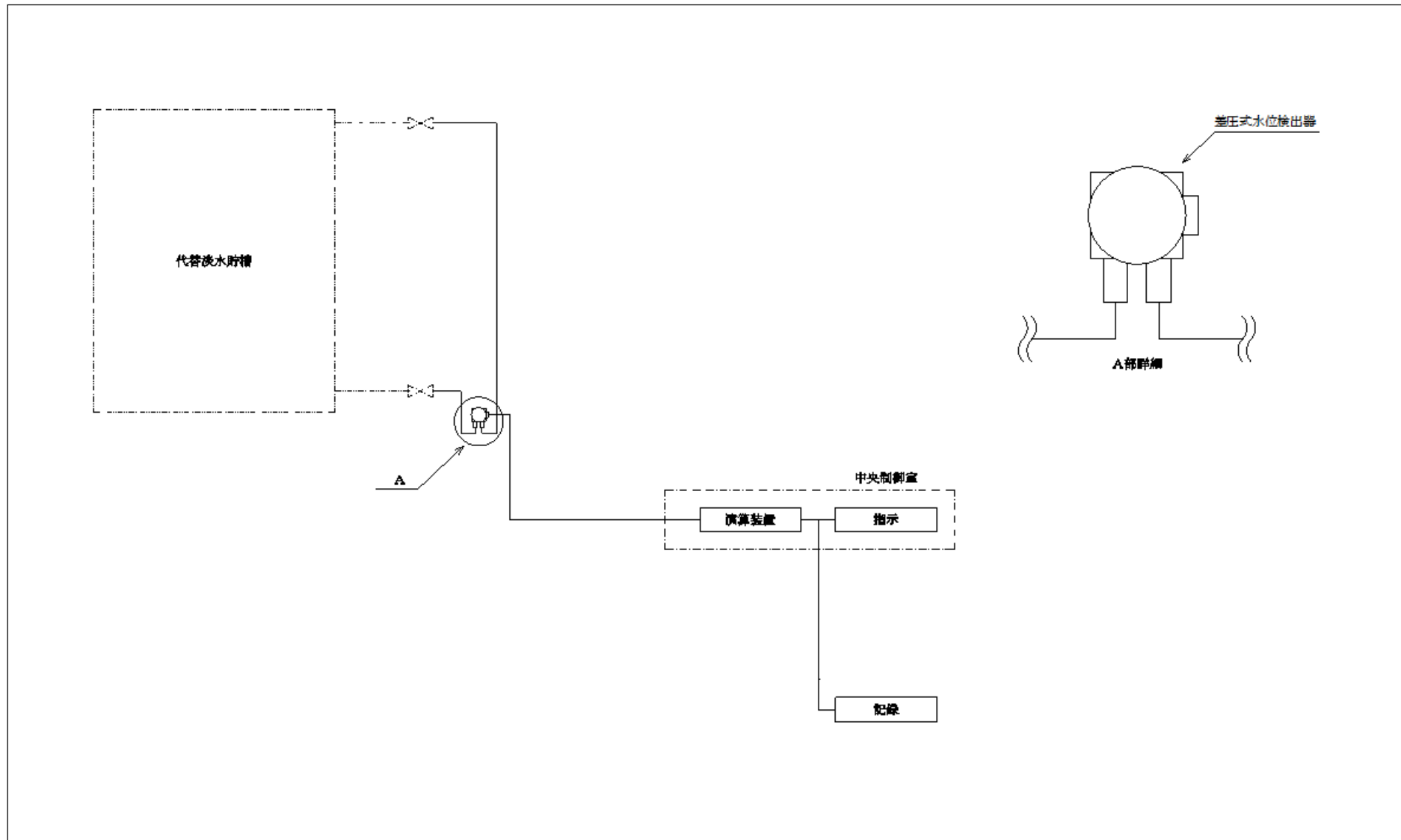
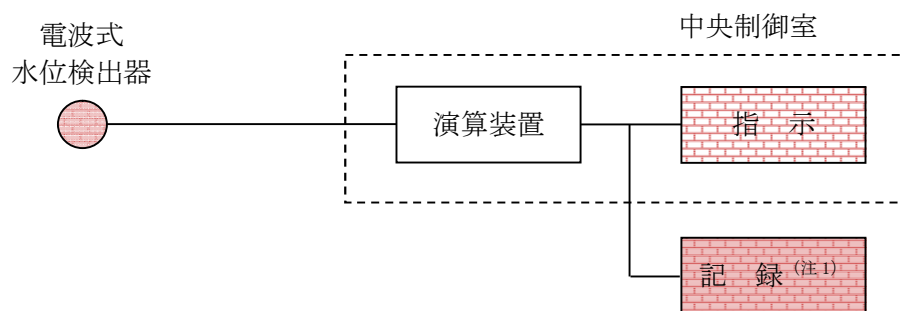


図 3-1-5-2 検出器の構造図（代替淡水貯槽水位）

(2) 西側淡水貯水設備水位

西側淡水貯水設備水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、西側淡水貯水設備水位の検出信号は、電波式水位検出器からの電気信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、西側淡水貯水設備水位を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-5-3「西側淡水貯水設備水位の概略構成図」及び図 3-1-5-4「検出器の構造図(西側淡水貯水設備水位)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

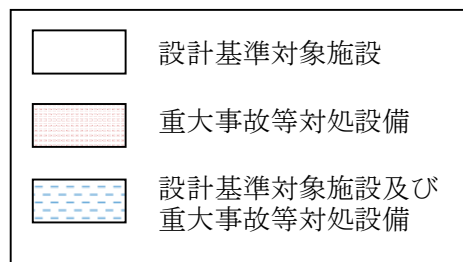


図 3-1-5-3 西側淡水貯水設備水位の概略構成図

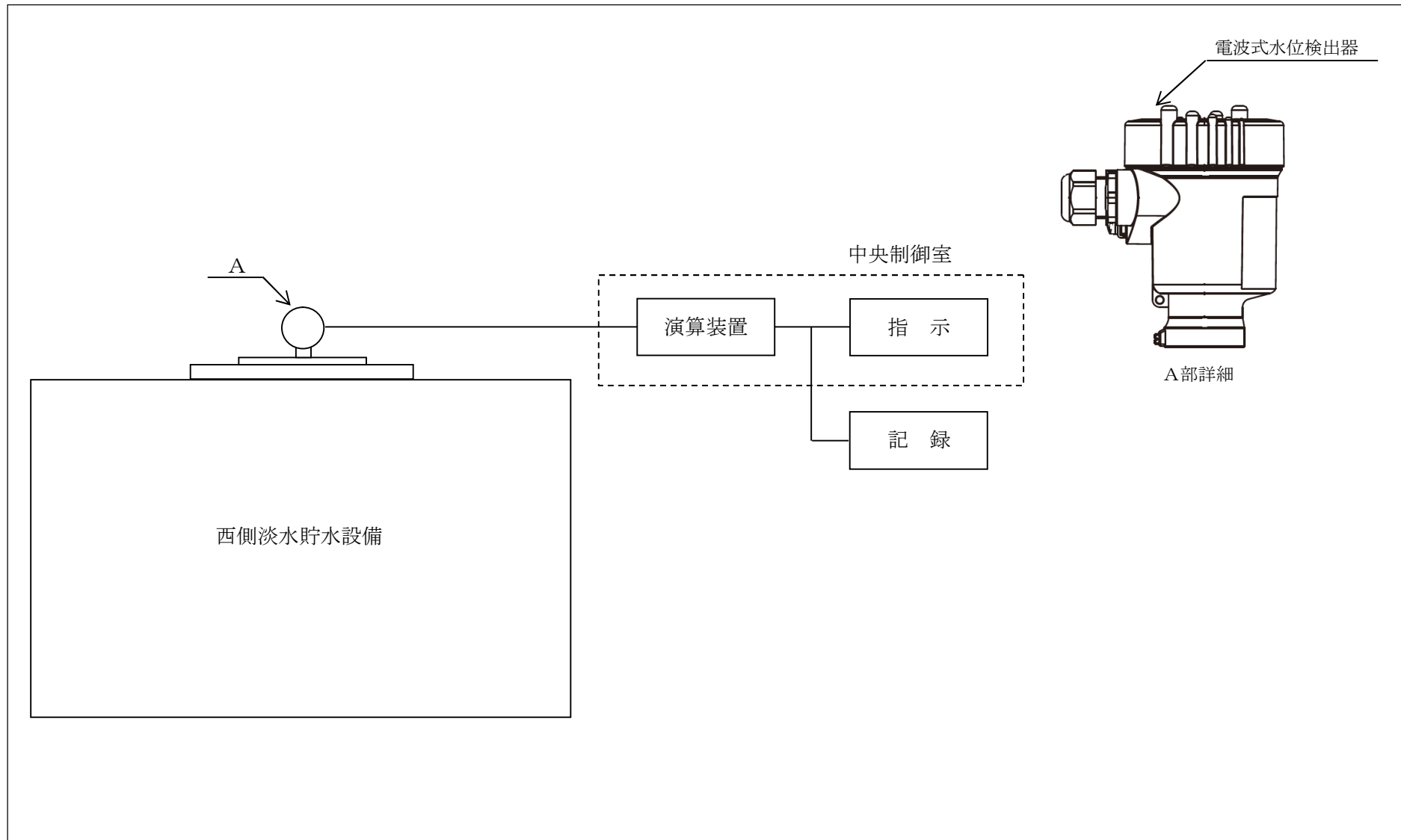


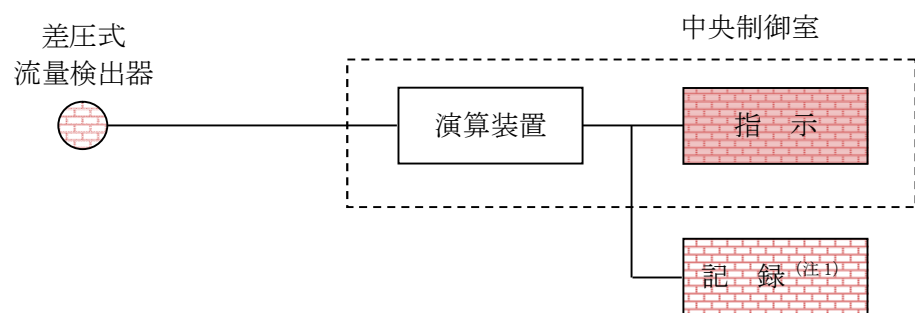
図 3-1-5-4 検出器の構造図（西側淡水貯水設備水位）

3.1.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

(1) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量

低圧代替注水系格納容器スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-6-1「低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の概略構成図」及び図 3-1-6-2「検出器の構造図（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量）」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

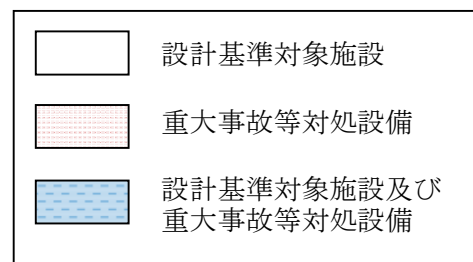


図 3-1-6-1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の概略構成図

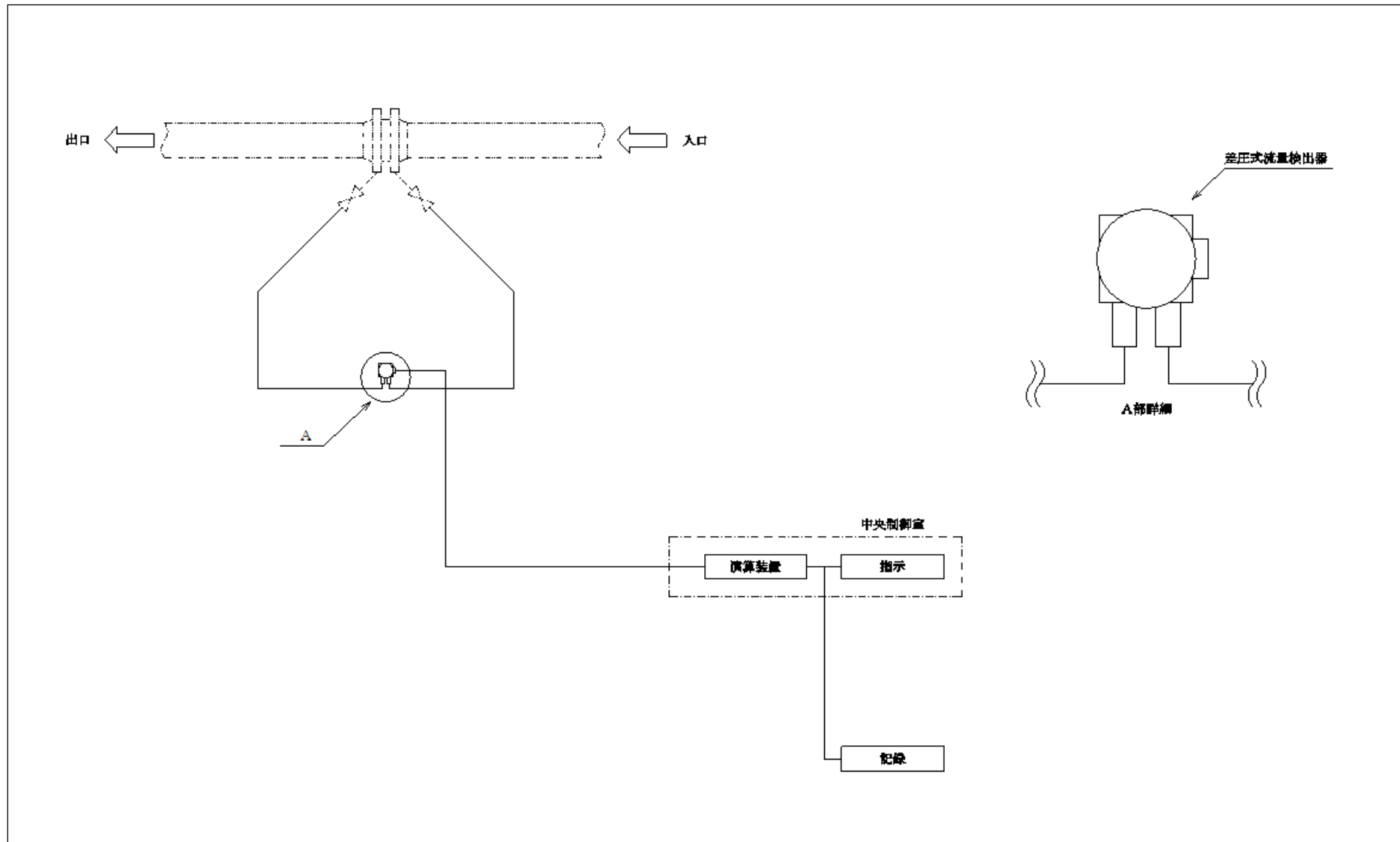
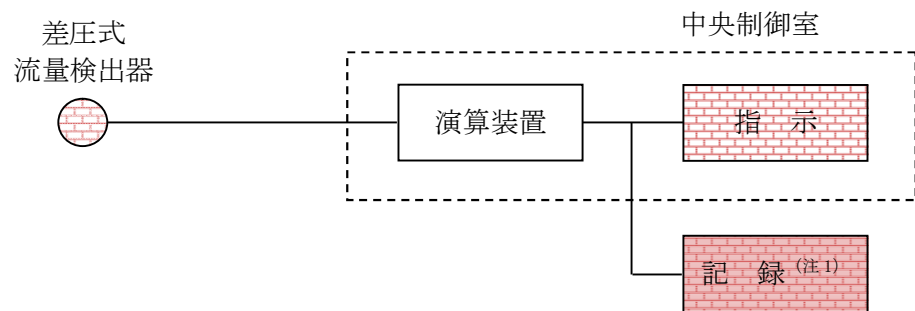


図 3-1-6-2 検出器の構造図（低压代替注水系格納容器スプレイ流量）

(2) 低圧代替注水系格納容器下部注水流量

低圧代替注水系格納容器下部注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系格納容器下部注水流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-6-3「低圧代替注水系格納容器下部注水流量の概略構成図」及び図 3-1-6-4「検出器の構造図（低圧代替注水系格納容器下部注水流量）」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

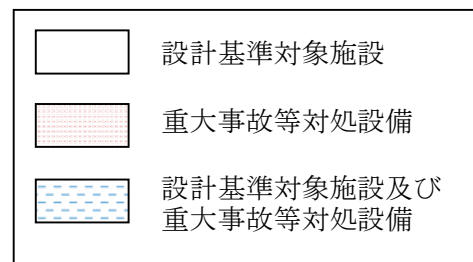


図 3-1-6-3 低圧代替注水系格納容器下部注水流量の概略構成図

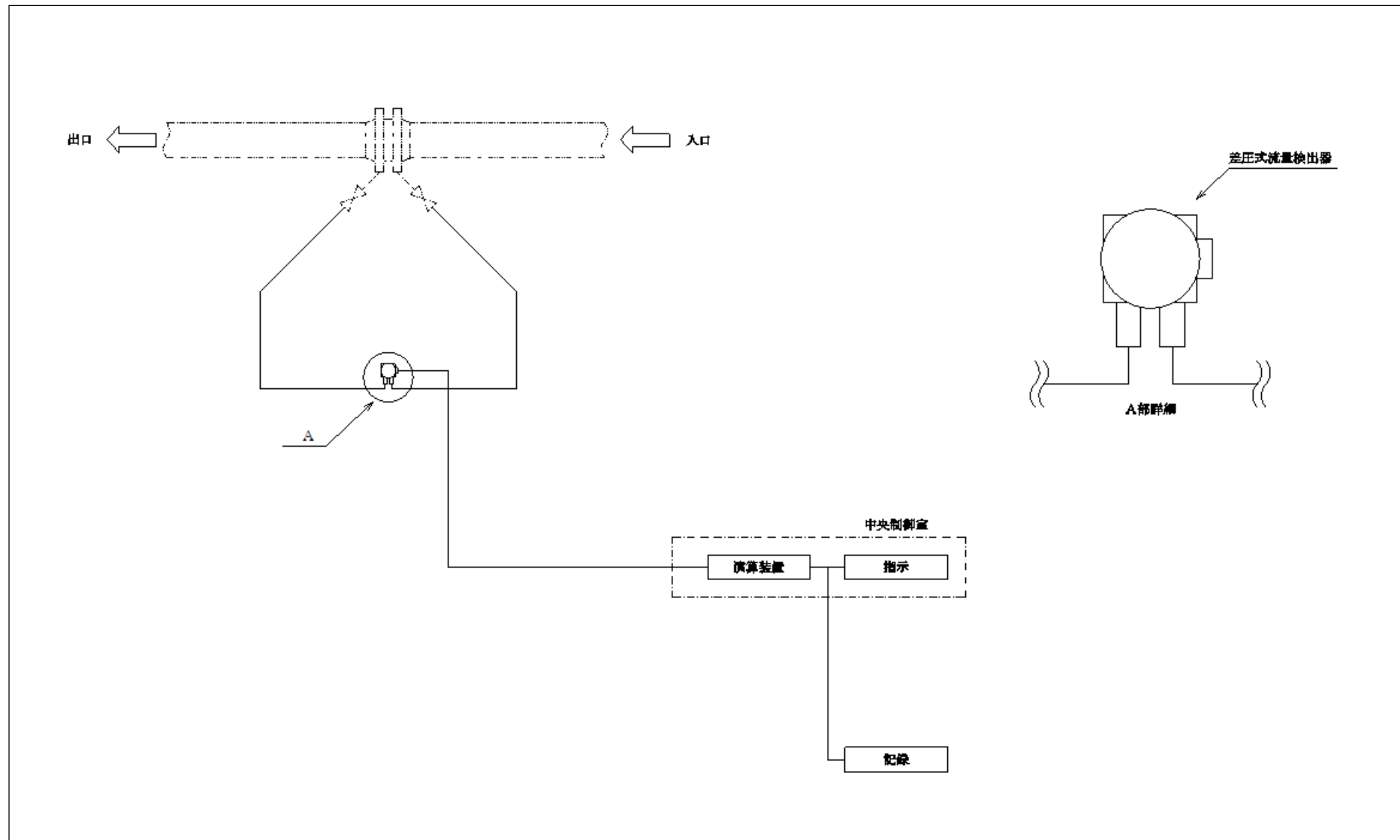
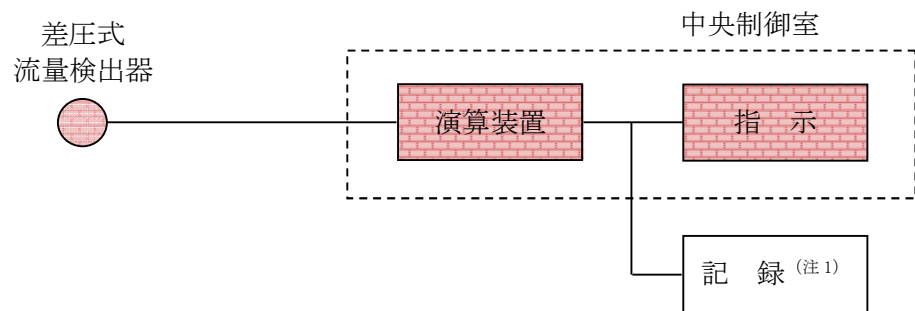


図 3-1-6-4 検出器の構造図（低圧代替注水系格納容器下部注水流量）

(3) 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

代替循環冷却系格納容器スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-6-5「代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の概略構成図」及び図 3-1-6-6「検出器の構造図（代替循環冷却系格納容器スプレイ流量）」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

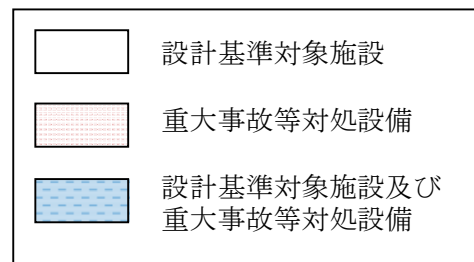


図 3-1-6-5 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の概略構成図

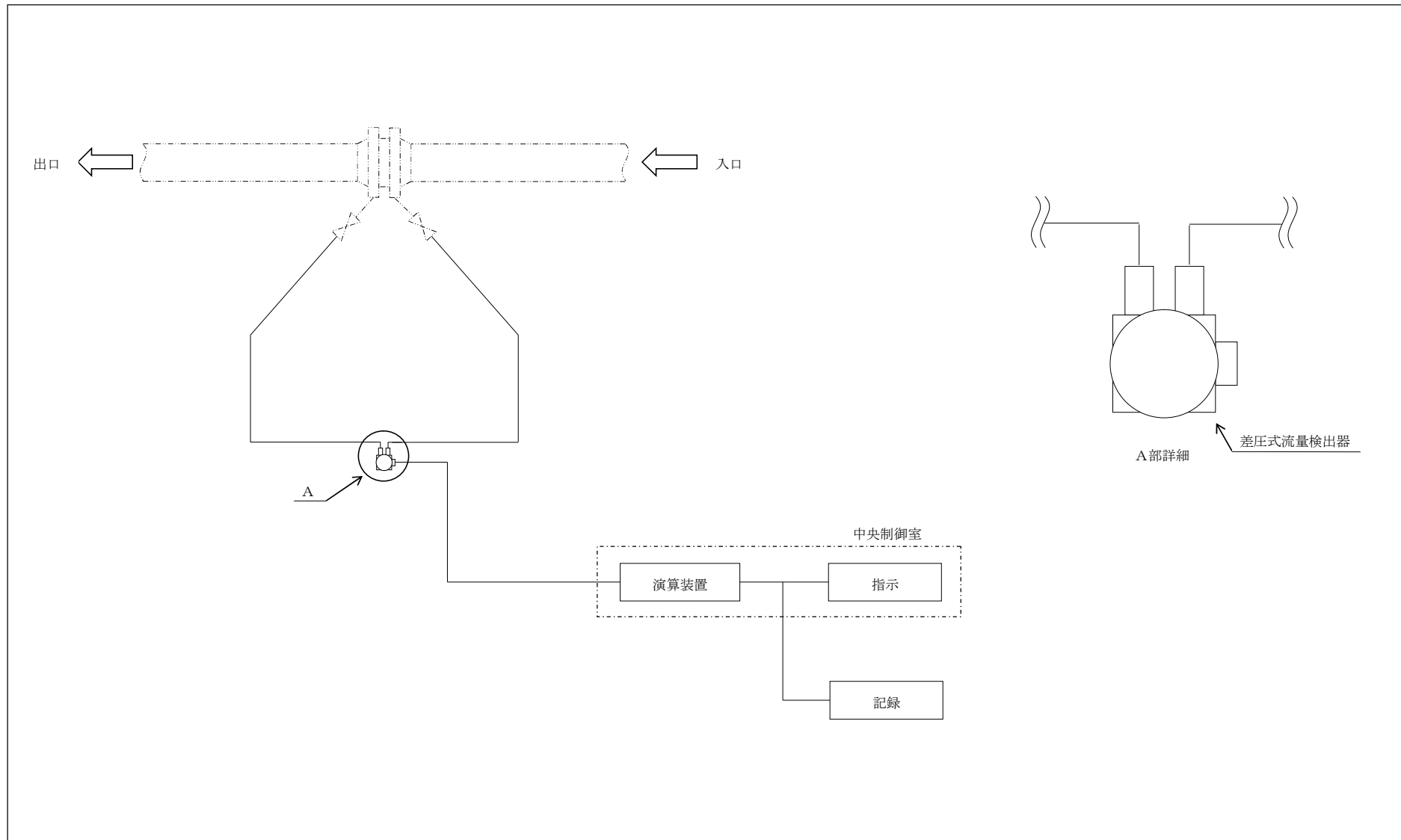


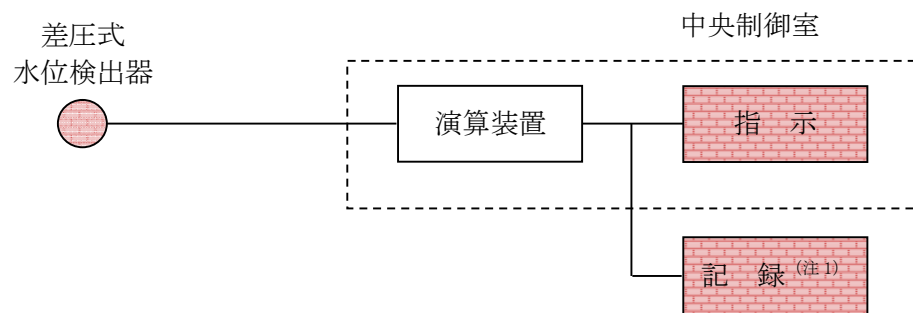
図 3-1-6-6 検出器の構造図 (代替循環冷却系格納容器スプレイ流量)

3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

(1) サプレッション・プール水位

サプレッション・プール水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・プール水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電気信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、サプレッション・プール水位を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-7-1「サプレッション・プール水位の概略構成図」及び図 3-1-7-2「検出器の構造図 (サプレッション・プール水位)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

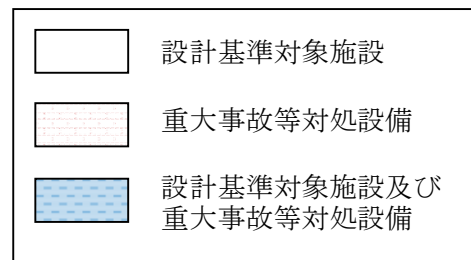


図 3-1-7-1 サプレッション・プール水位の概略構成図

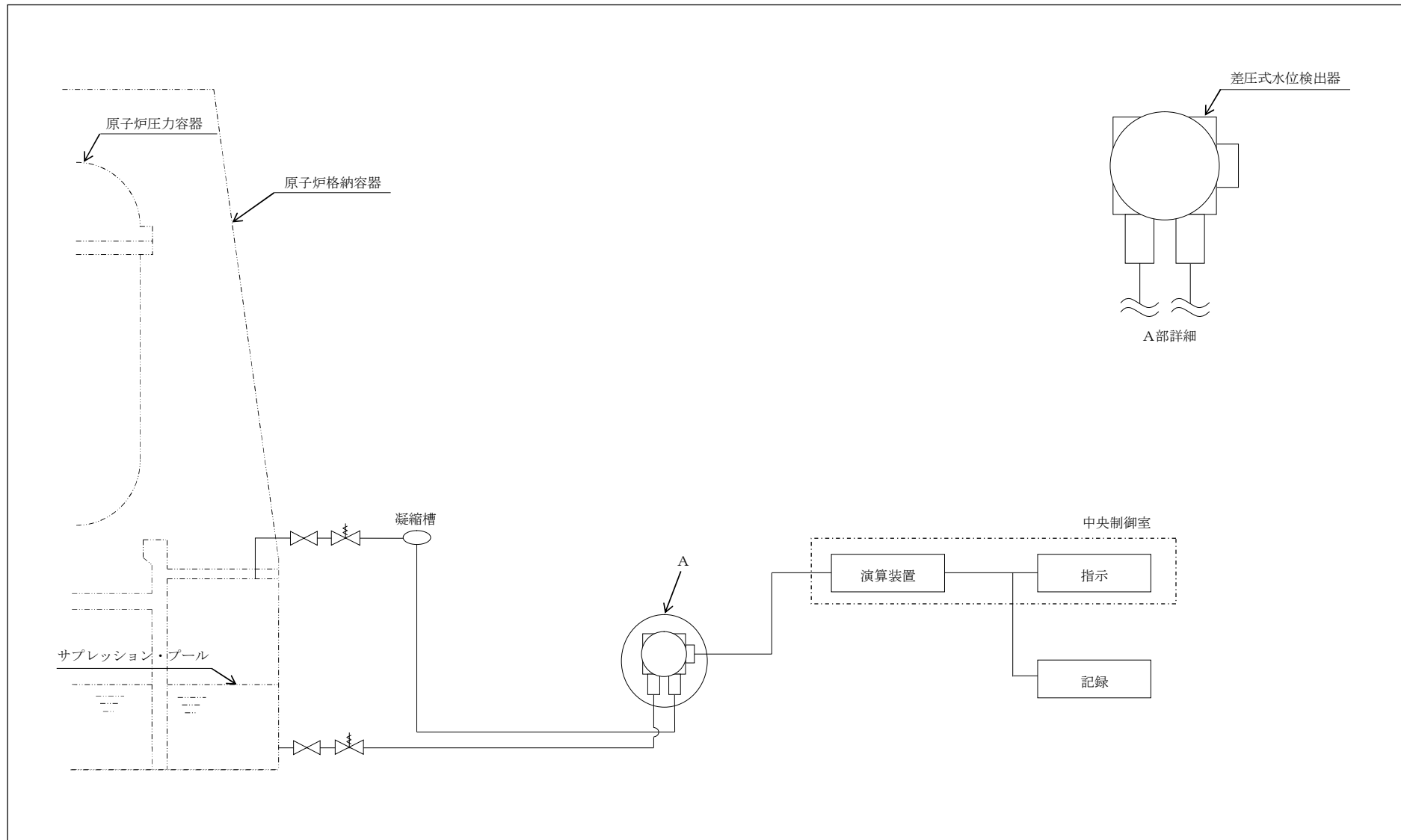
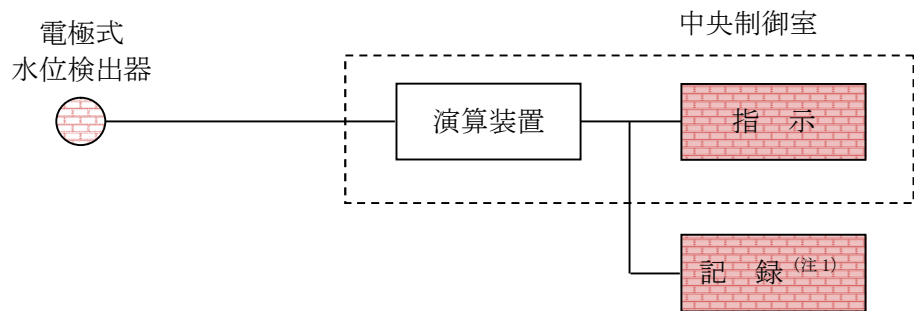


図 3-1-7-2 検出器の構造図 (サプレッション・プール水位)

(2) 格納容器下部水位

格納容器下部水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器下部水位の検出信号は、電極式水位検出器からの水位状態信号（ON-OFF 信号）を、演算装置を経由し、中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図 3-1-7-3「格納容器下部水位の概略構成図」及び図 3-1-7-4「検出器の構造図（格納容器下部水位）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

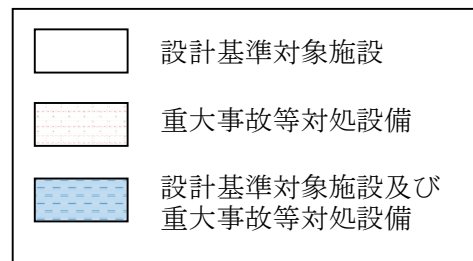


図 3-1-7-3 格納容器下部水位の概略構成図

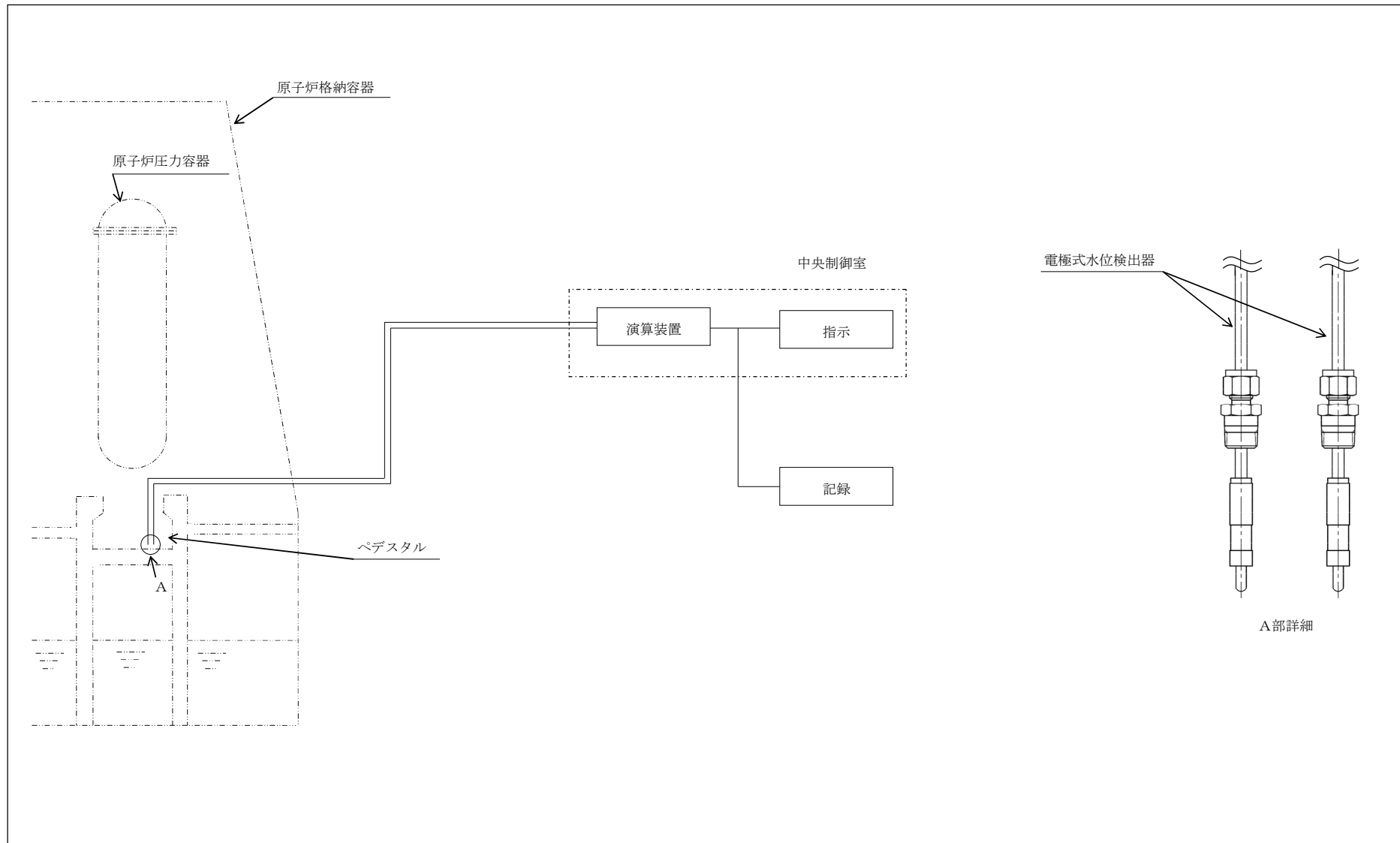


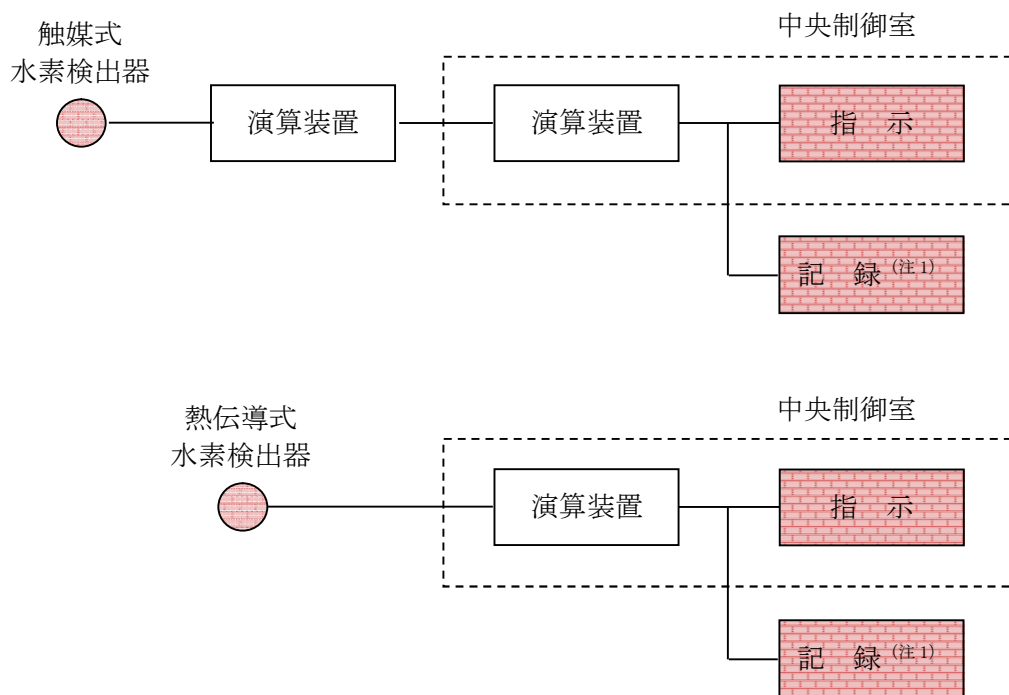
図 3-1-7-4 検出器の構造図（格納容器下部水位）

3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

(1) 原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋水素濃度の検出信号は、触媒式水素検出器及び熱伝導式水素検出器からの電気信号を、演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-8-1「原子炉建屋水素濃度の概略構成図」及び図 3-1-8-2「検出器の構造図(原子炉建屋水素濃度)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

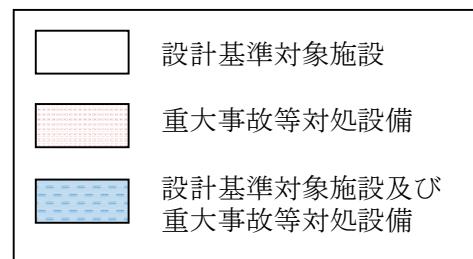


図 3-1-8-1 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

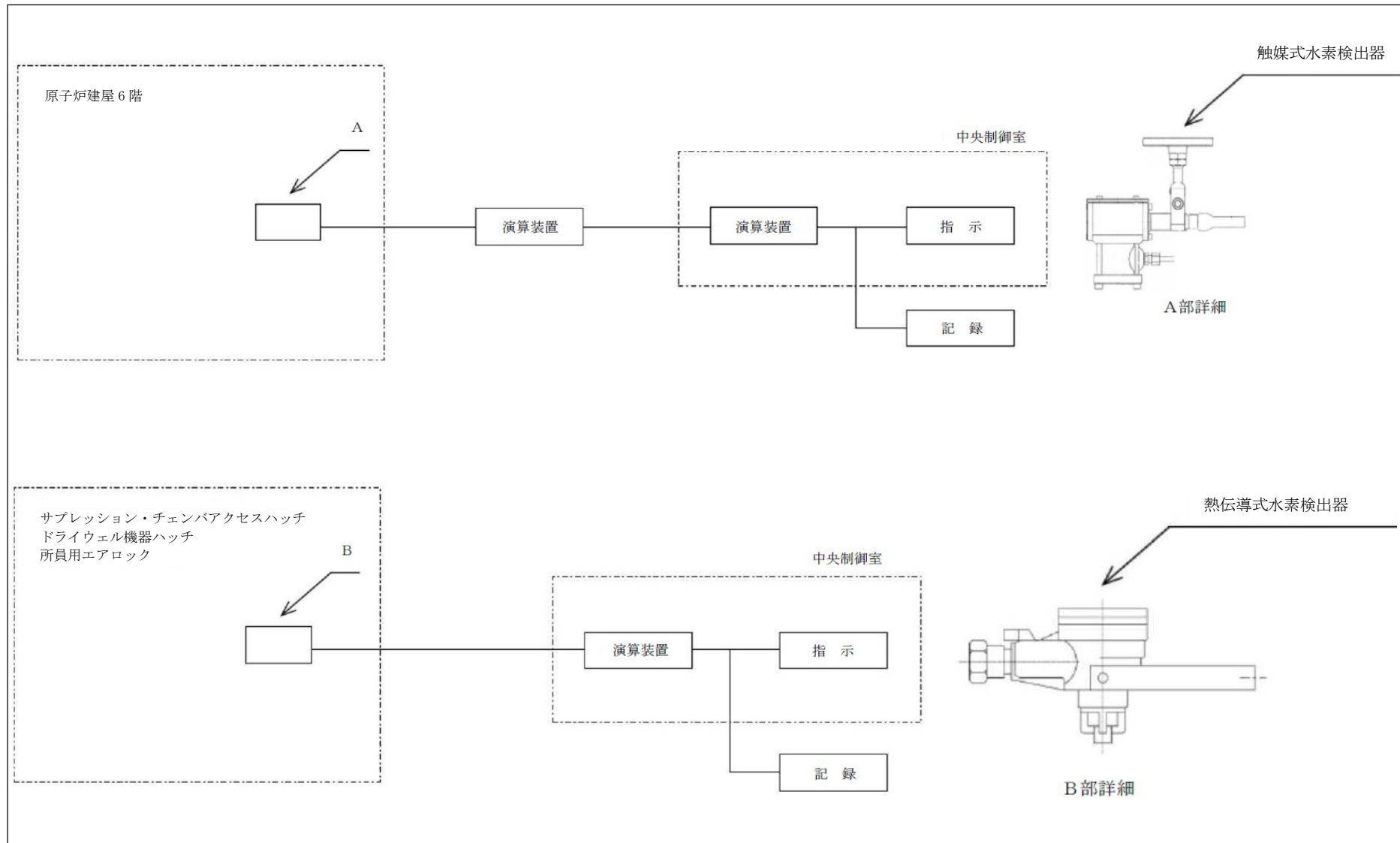


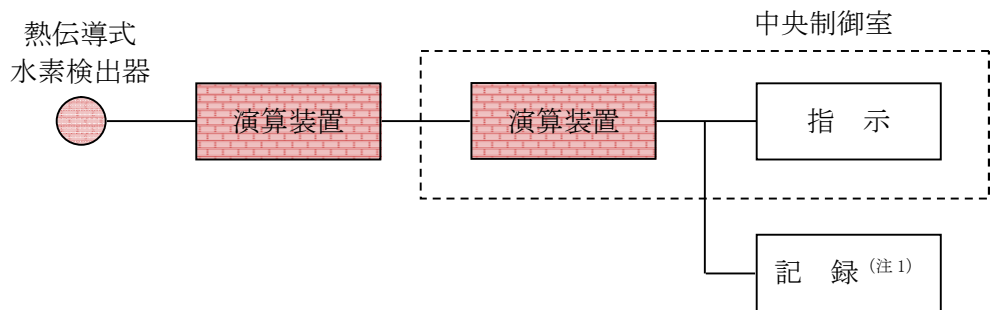
図 3-1-8-2 検出器の構造図 (原子炉建屋水素濃度)

3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置

(1) フィルタ装置入口水素濃度

フィルタ装置入口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電気信号を、演算装置にて水素濃度信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置入口水素濃度を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-9-1「フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図」、図 3-1-9-2「検出器の構造図(フィルタ装置入口水素濃度)」及び図 3-1-9-34「検出器の取付箇所を明示した図面(EL. 22. 00 m)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

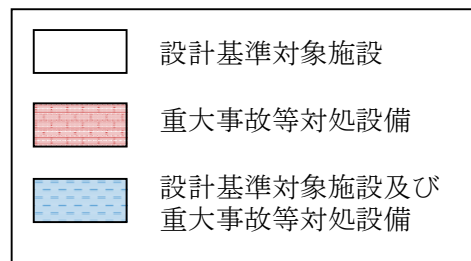


図 3-1-9-1 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

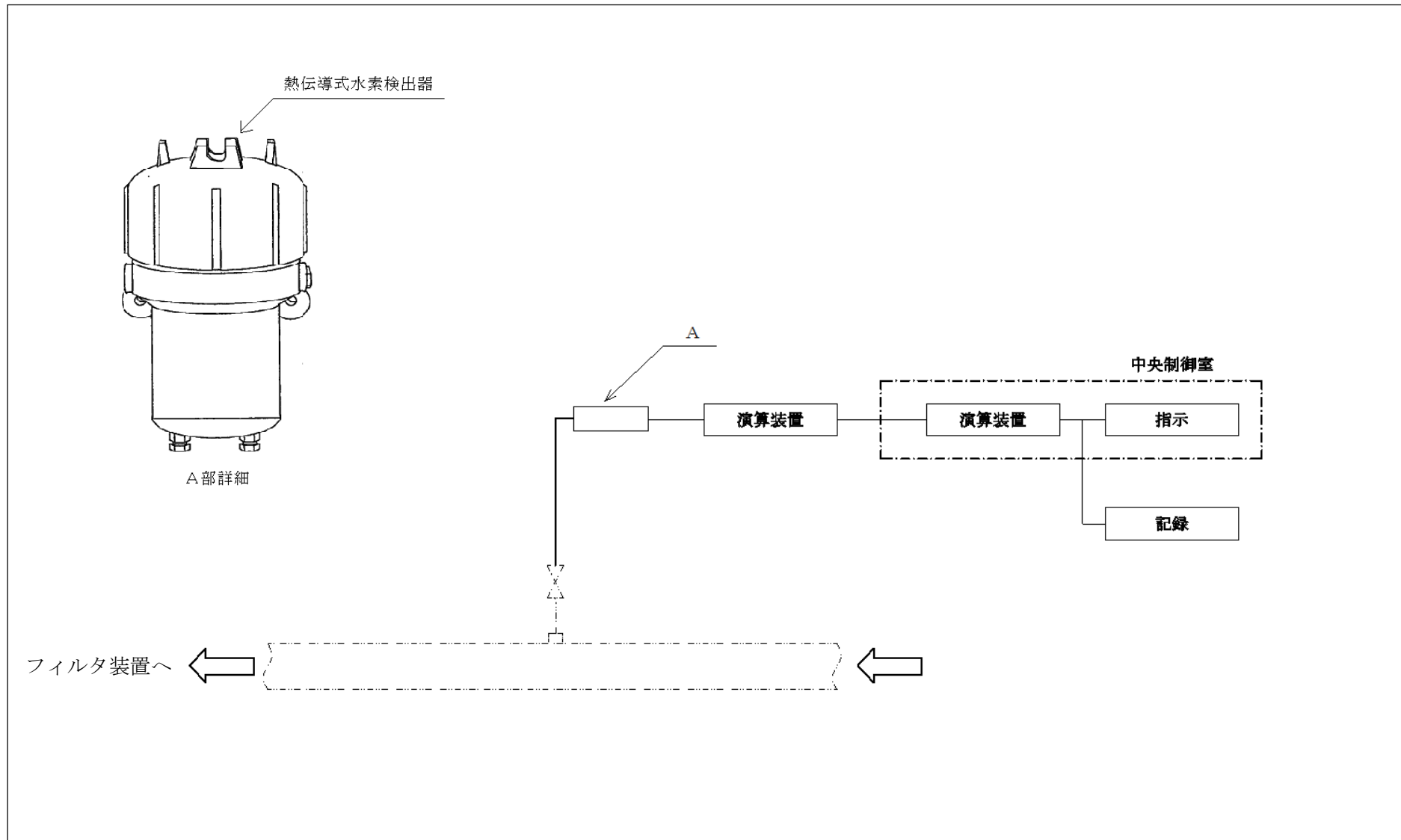
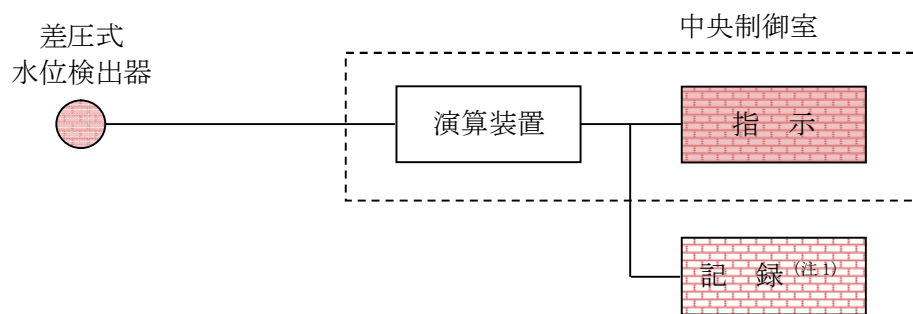


図 3-1-9-2 検出器の構造図（フィルタ装置入口水素濃度）

(2) フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電気信号を、演算装置にて水位信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-9-3「フィルタ装置水位の概略構成図」、図 3-1-9-4「検出器の構造図（フィルタ装置水位）」及び図 3-1-9-35「検出器の取付箇所を明示した図面（屋外 EL. 約 8 m）」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

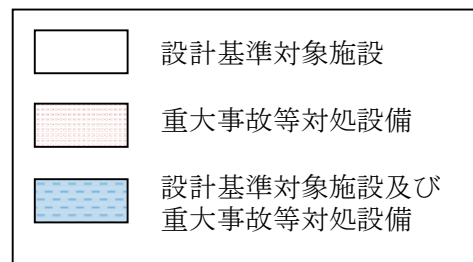


図 3-1-9-3 フィルタ装置水位の概略構成図

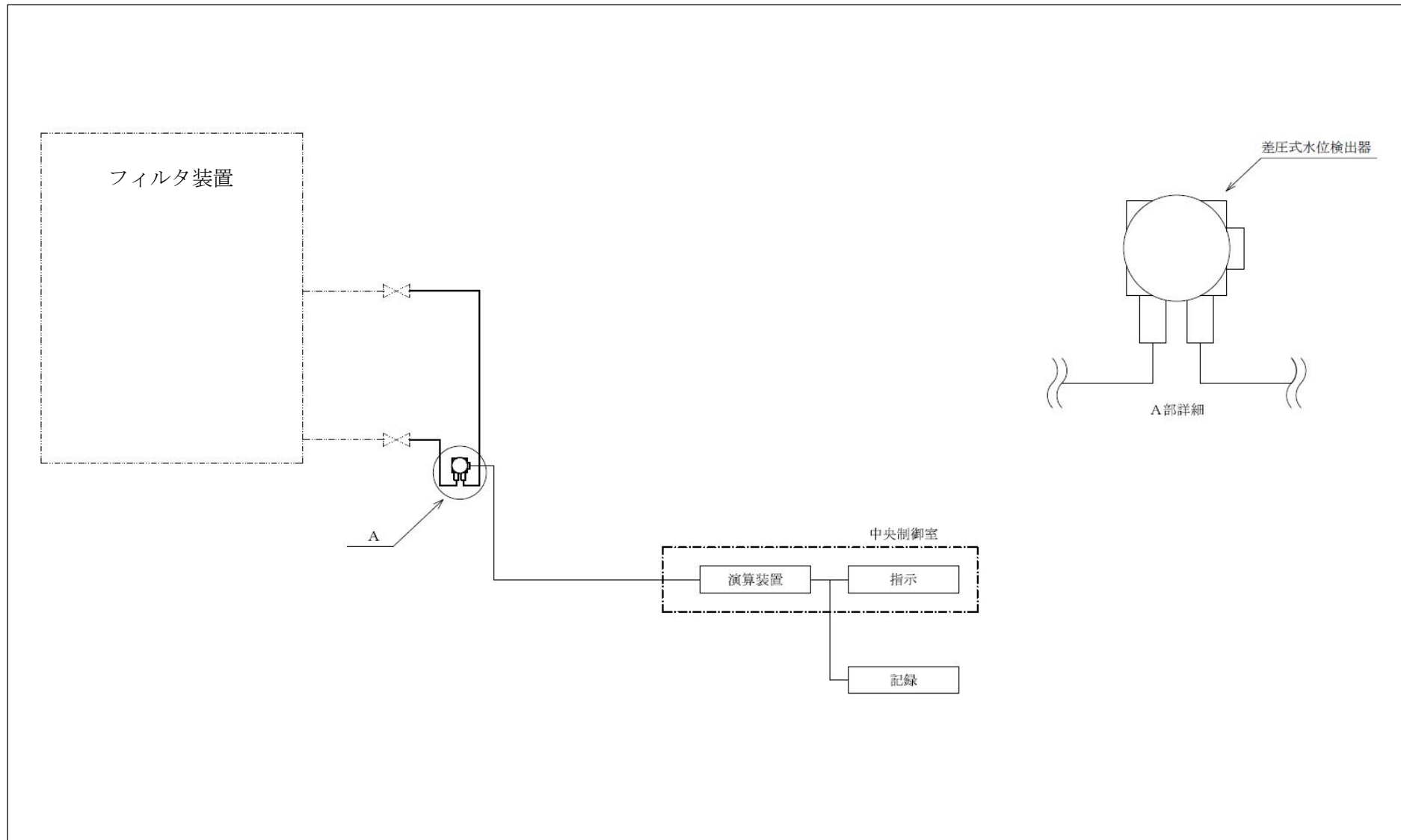
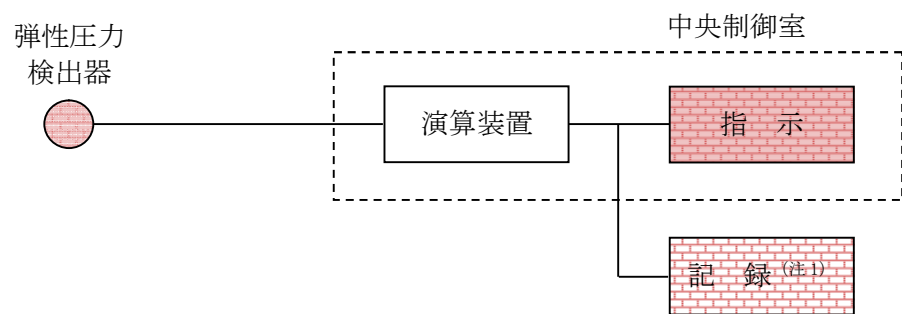


図 3-1-9-4 検出器の構造図 (フィルタ装置水位)

(3) フィルタ装置圧力

フィルタ装置圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-9-5「フィルタ装置圧力の概略構成図」、図 3-1-9-6「検出器の構造図（フィルタ装置圧力）」及び図 3-1-9-35「検出器の取付箇所を明示した図面（屋外 EL. 約 8 m）」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

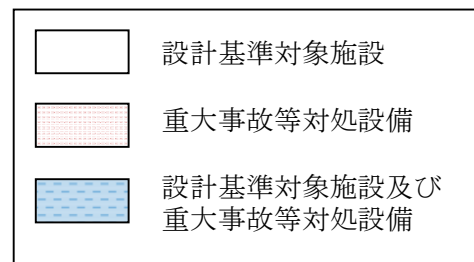


図 3-1-9-5 フィルタ装置圧力の概略構成図

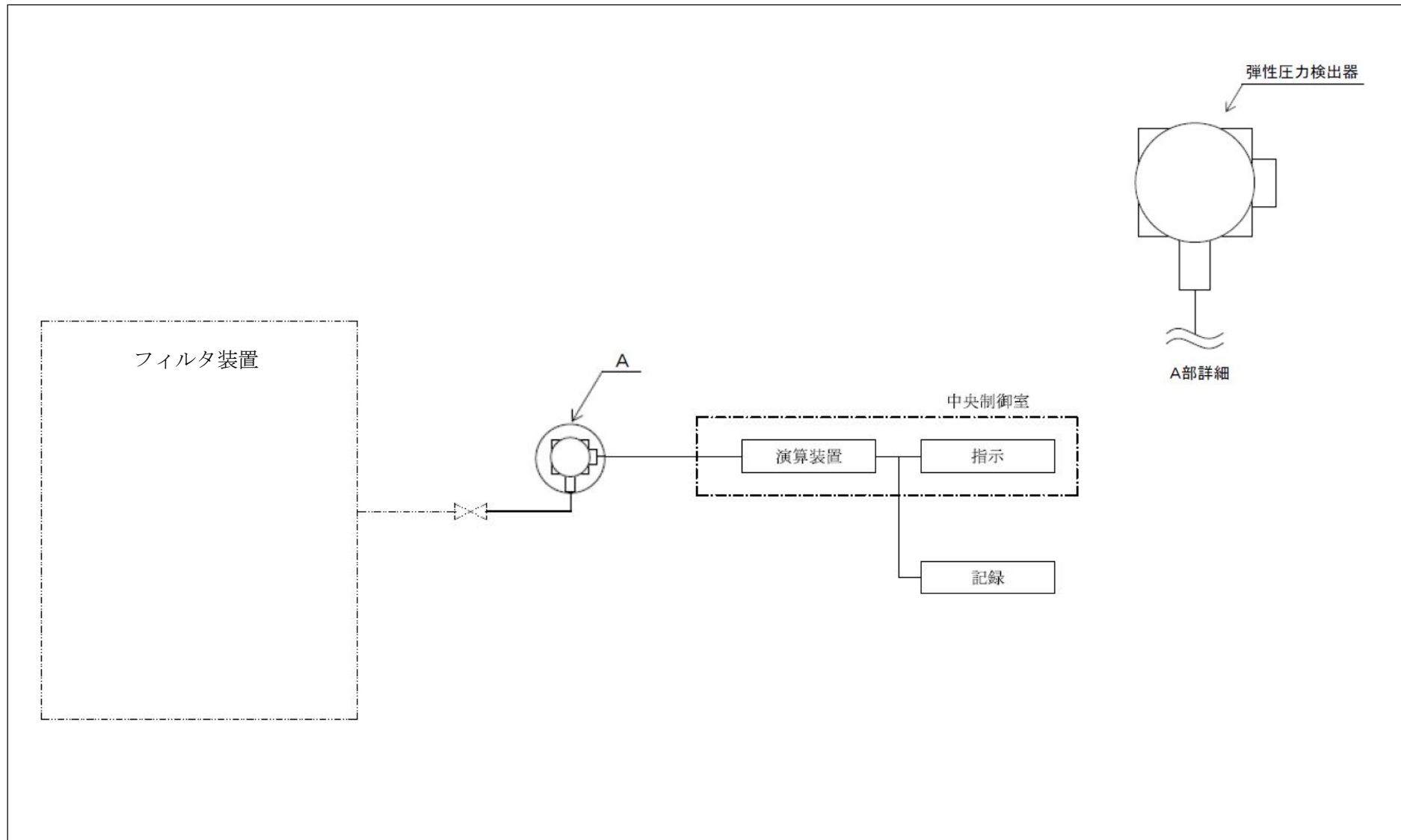
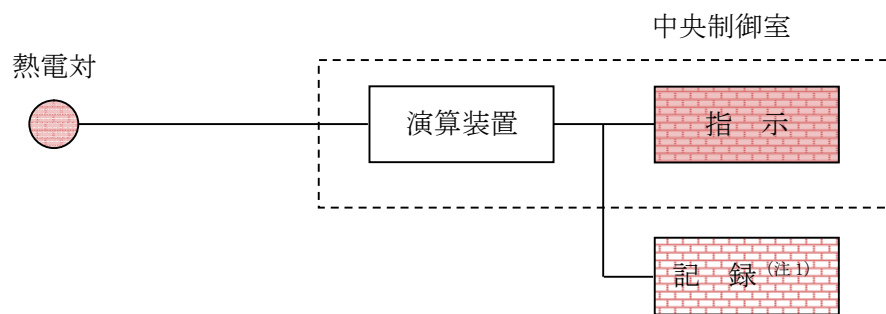


図 3-1-9-6 検出器の構造図 (フィルタ装置圧力)

(4) フィルタ装置スクラビング水温度

フィルタ装置スクラビング水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置スクラビング水温度の検出信号は、熱電対にて発生した起電力を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラビング水温度を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-9-7「フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図」，図 3-1-9-8「検出器の構造図（フィルタ装置スクラビング水温度）」及び図 3-1-9-35「検出器の取付箇所を明示した図面（屋外 EL. 約 8 m）」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

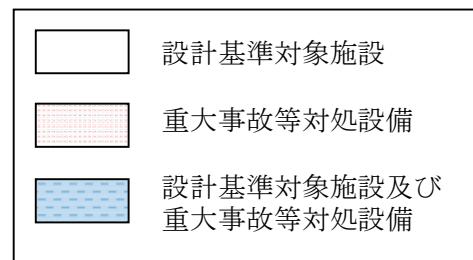


図 3-1-9-7 フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図

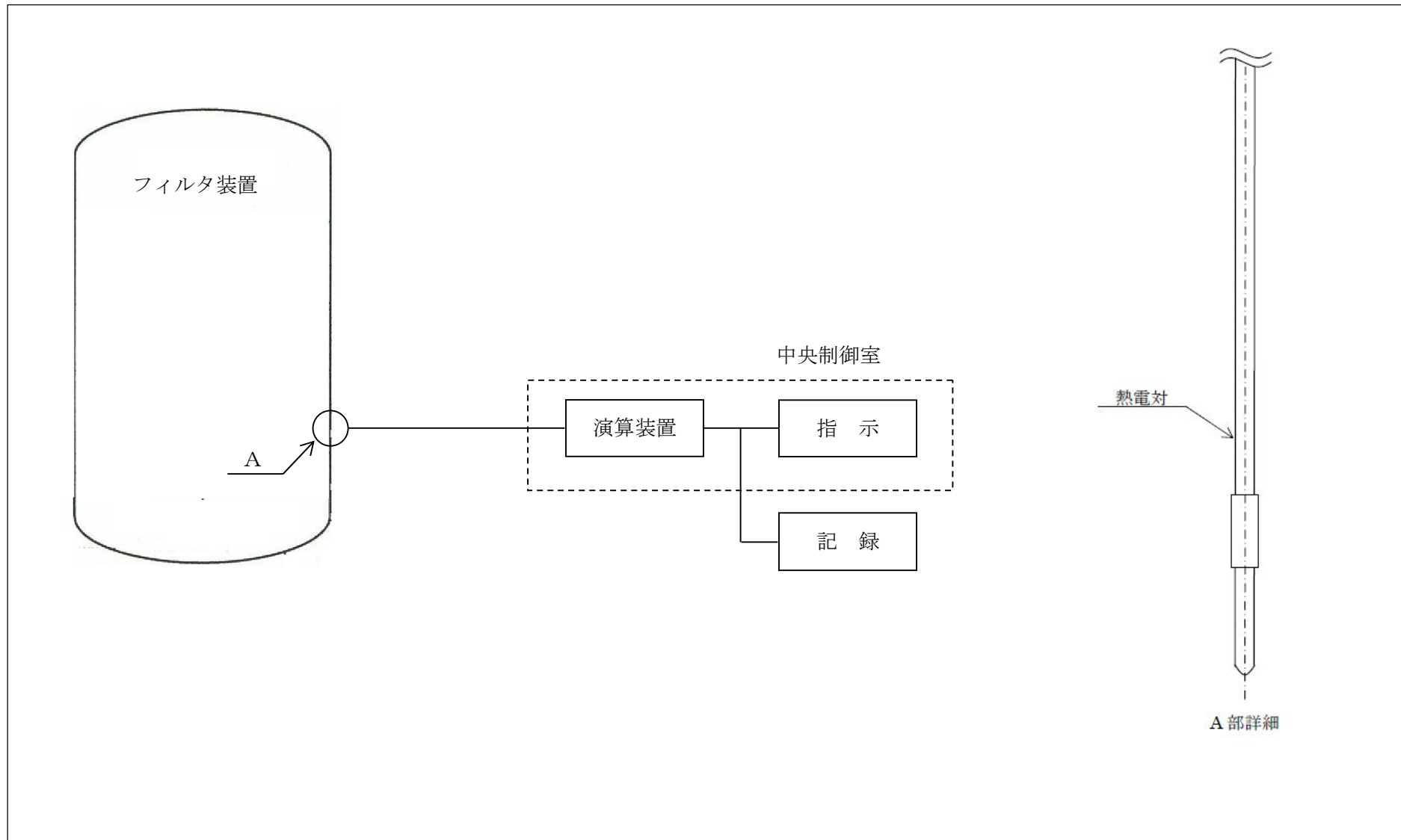
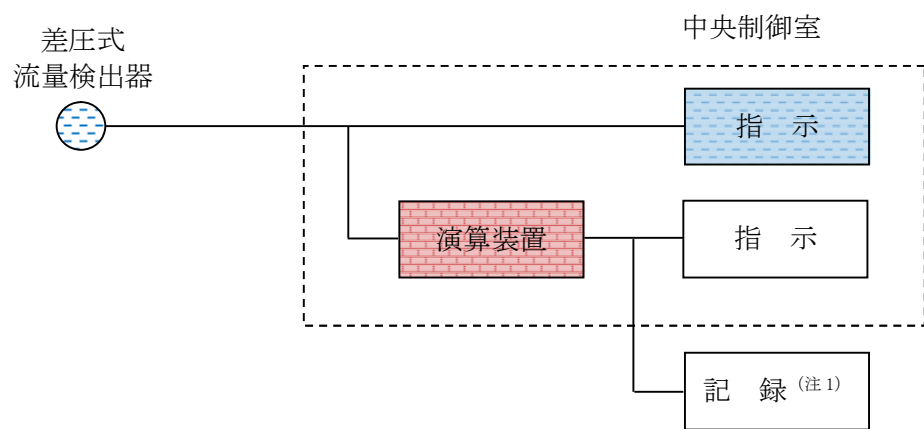


図 3-1-9-8 検出器の構造図（フィルタ装置スクラビング水温度）

(5) 残留熱除去系海水系系統流量

残留熱除去系海水系系統流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系海水系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系海水系系統流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-9-9「残留熱除去系海水系系統流量の概略構成図」、図 3-1-9-10「検出器の構造図(残留熱除去系海水系系統流量)」及び図 3-1-9-31「検出器の取付箇所を明示した図面(EL. -4.00 m)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

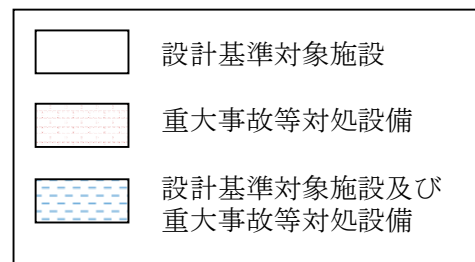


図 3-1-9-9 残留熱除去系海水系系統流量の概略構成図

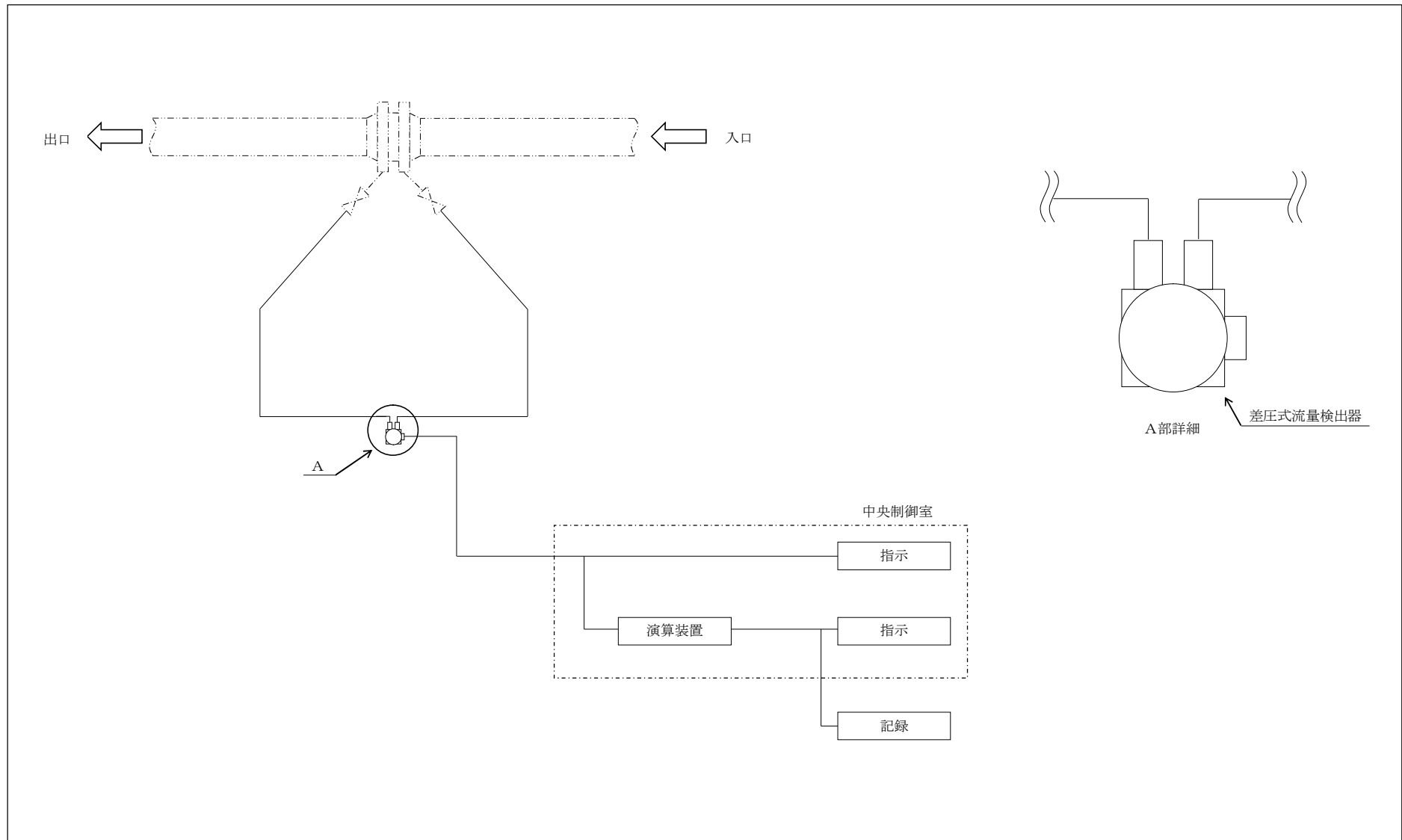
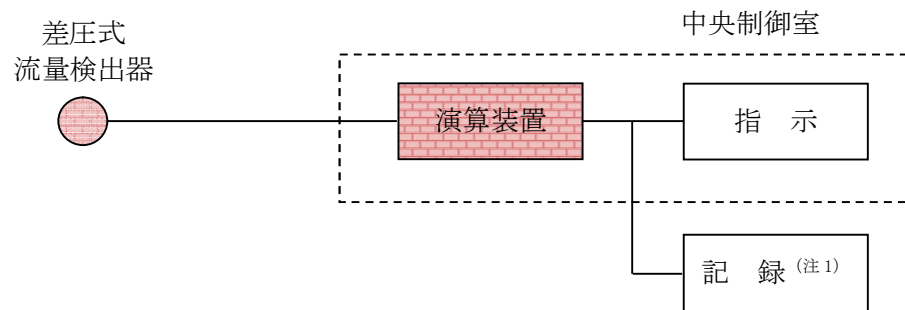


図 3-1-9-10 検出器の構造図 (残留熱除去系海水系系統流量)

(6) 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）

緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図 3-1-9-11「緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の概略構成図」、図 3-1-9-12「検出器の構造図（緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）」及び図 3-1-9-31「検出器の取付箇所を明示した図面（EL. -4.00 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

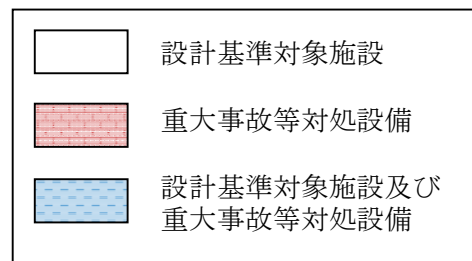


図 3-1-9-11 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の概略構成図

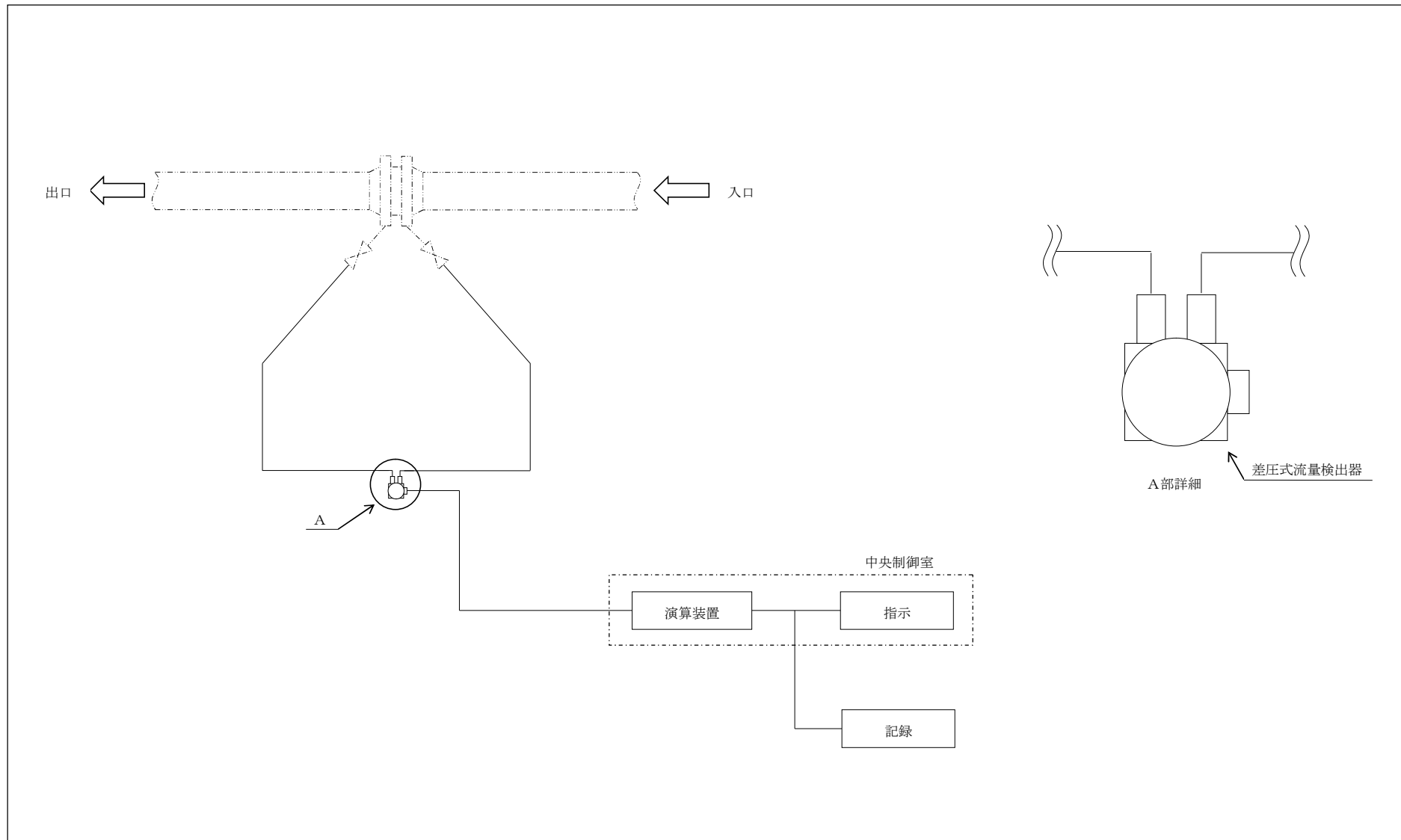
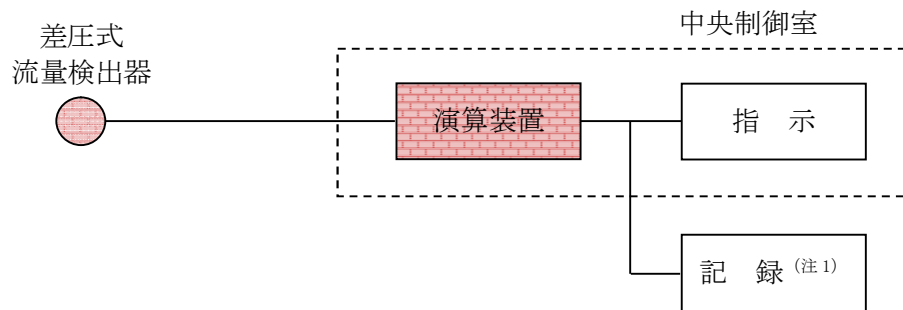


図 3-1-9-12 検出器の構造図（緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器））

(7) 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）

緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図 3-1-9-13「緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の概略構成図」、図 3-1-9-14「検出器の構造図（緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）」及び図 3-1-9-31「検出器の取付箇所を明示した図面（EL. -4.00 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

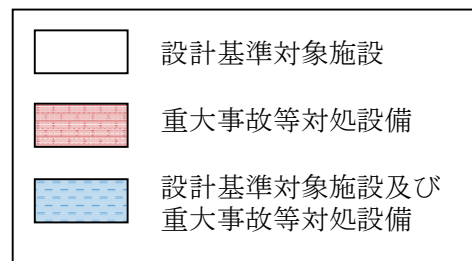


図 3-1-9-13 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の概略構成図

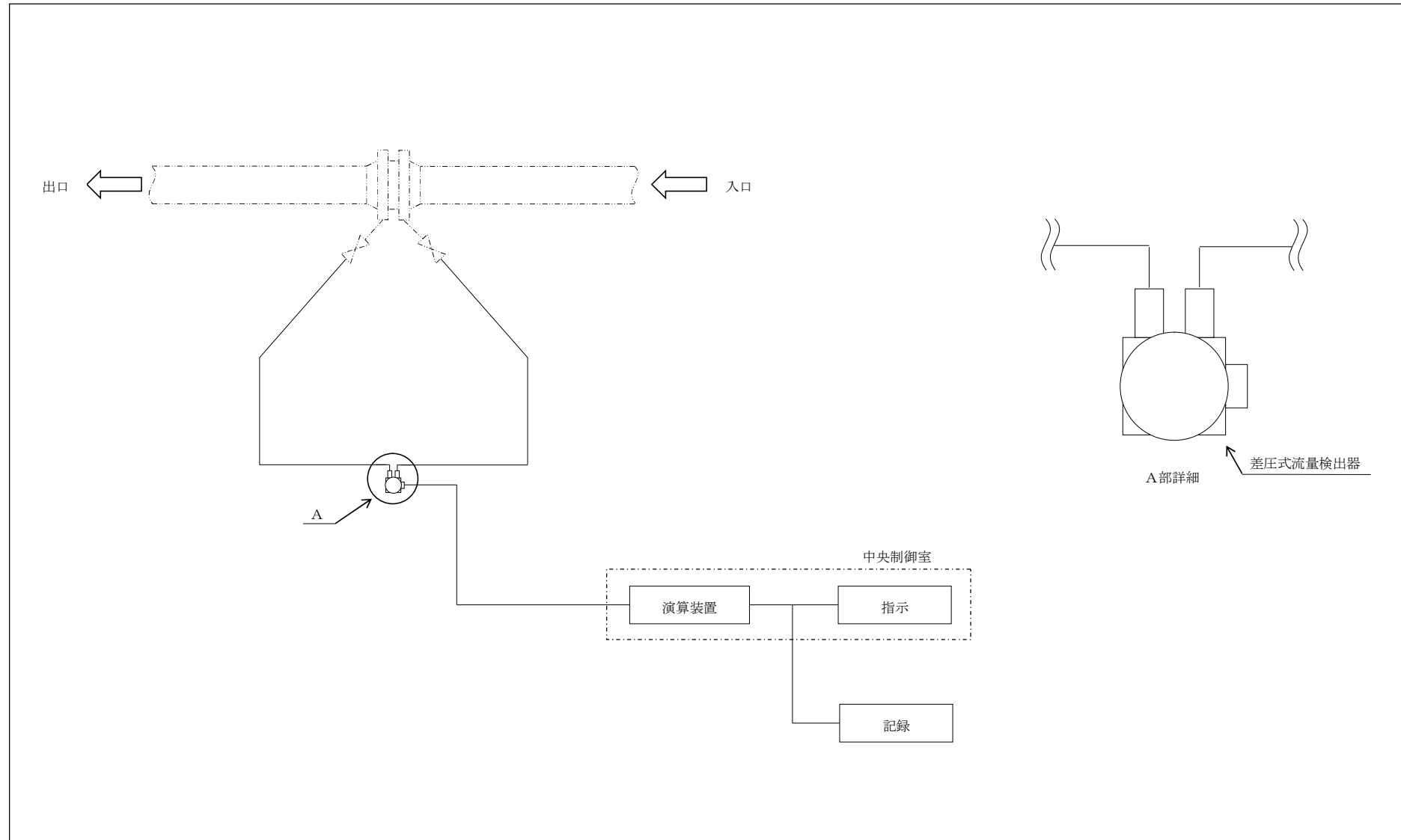
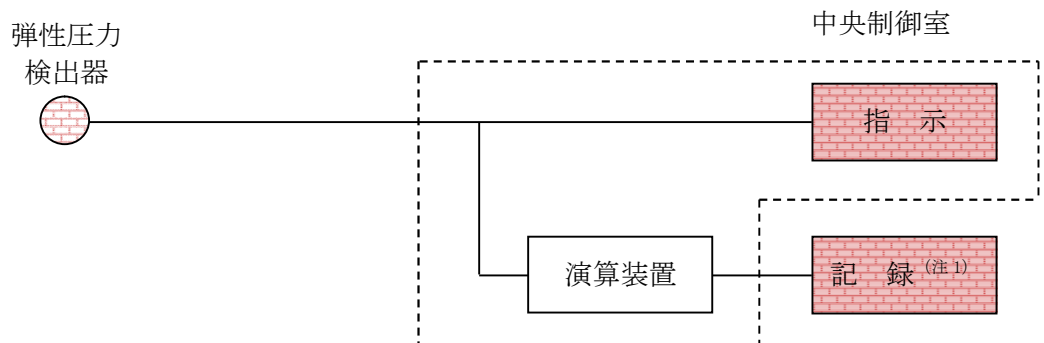


図 3-1-9-14 検出器の構造図（緊急用海水系流量（残留熱除去系補機））

(8) 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧圧力

常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-9-15「常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧圧力の概略構成図」、図 3-1-9-16「検出器の構造図(常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧圧力)」及び図 3-1-9-32「検出器の取付箇所を明示した図面(EL. 2.00 m)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

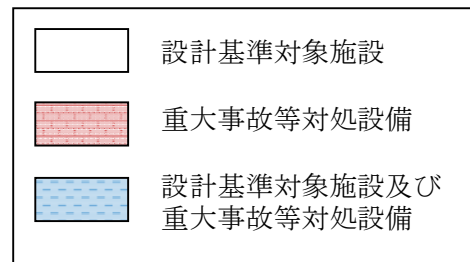


図 3-1-9-15 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧圧力の概略構成図

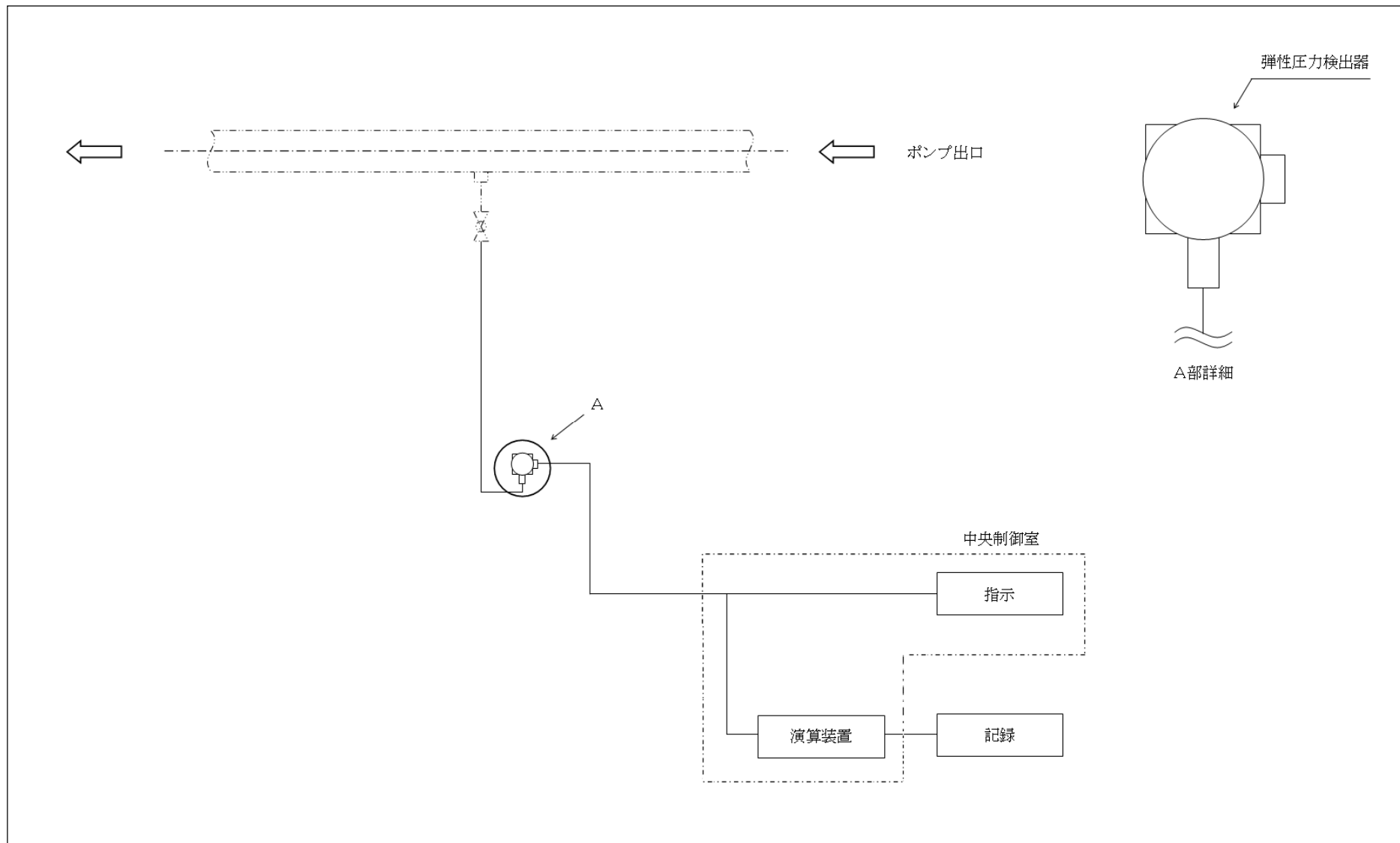
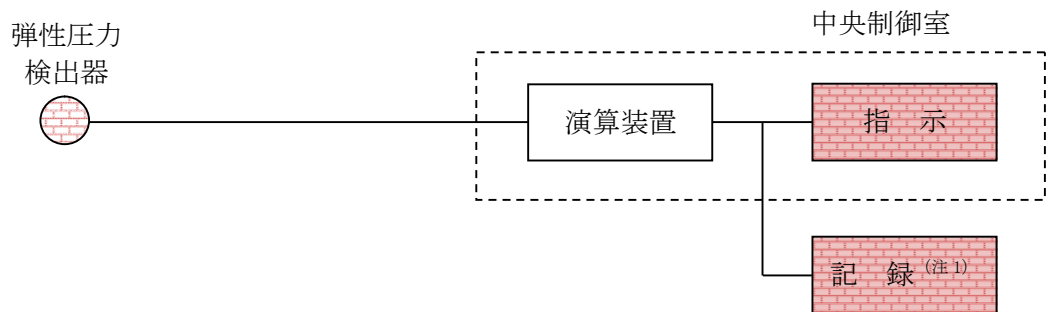


図 3-1-9-16 検出器の構造図（常設高压代替注水系ポンプ吐出圧圧力）

(9) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-9-17「常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図」、図 3-1-9-18「検出器の構造図(常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力)」及び図 3-1-9-35「検出器の取付箇所を明示した図面(屋外 EL. 約 8 m)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

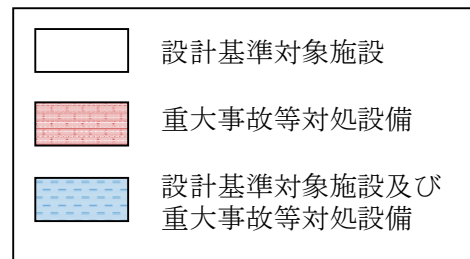


図 3-1-9-17 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図

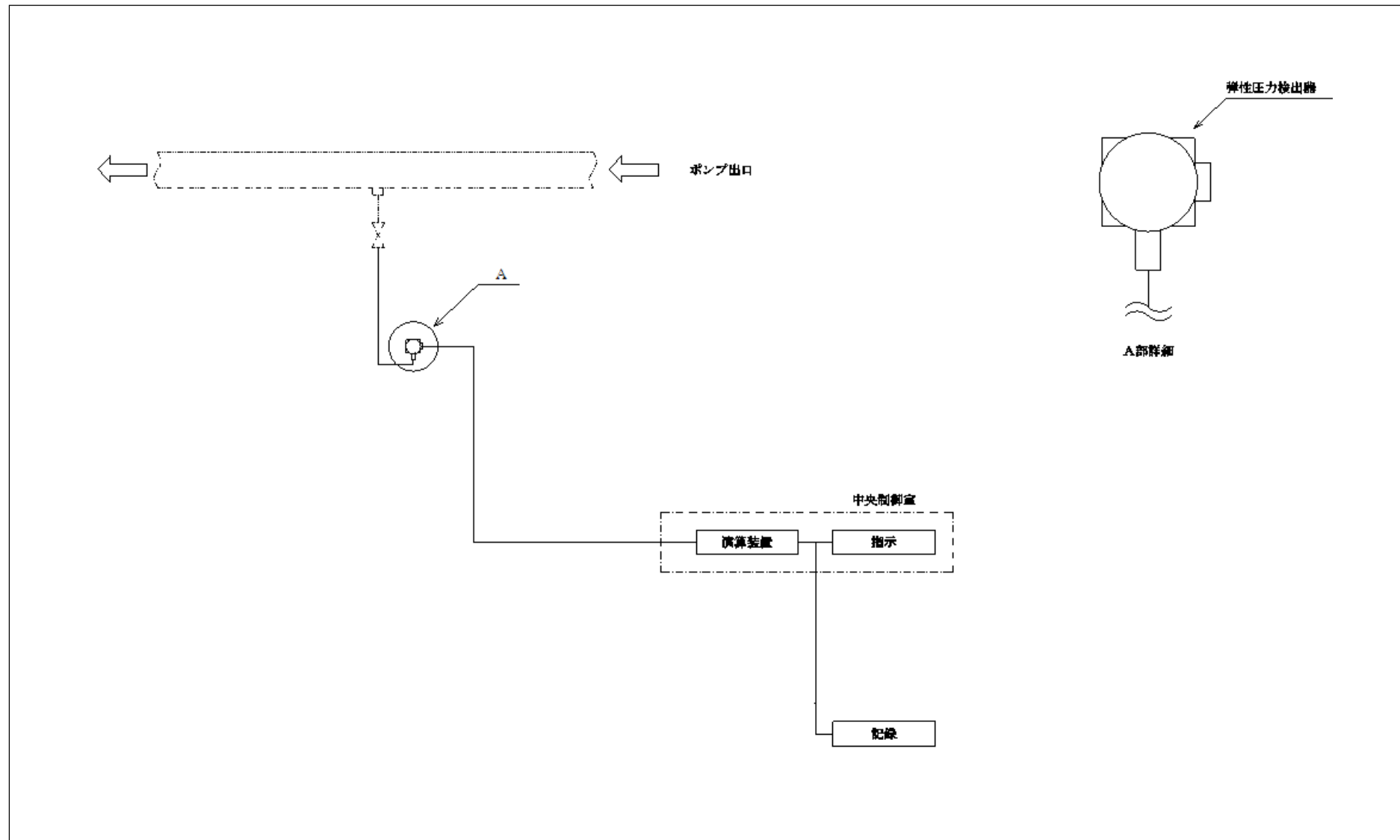
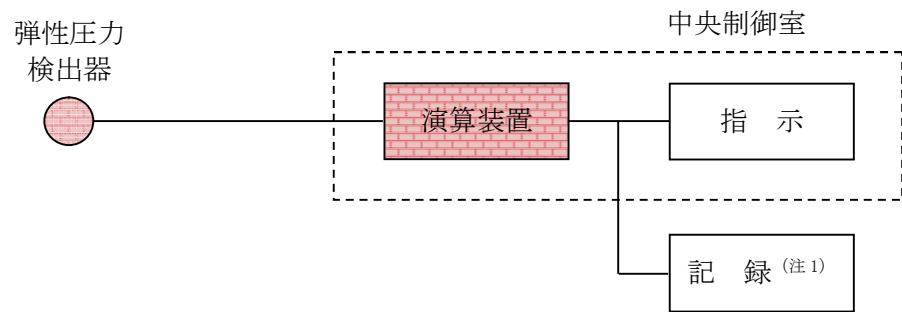


図 3-1-9-18 検出器の構造図（常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力）

(10) 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

代替循環冷却系ポンプ吐出圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-9-19「代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図」、図 3-1-9-20「検出器の構造図(代替循環冷却系ポンプ吐出圧力)」及び図 3-1-9-31「検出器の取付箇所を明示した図面(EL. -4.00 m)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

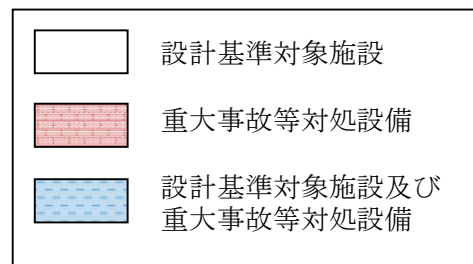


図 3-1-9-19 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図

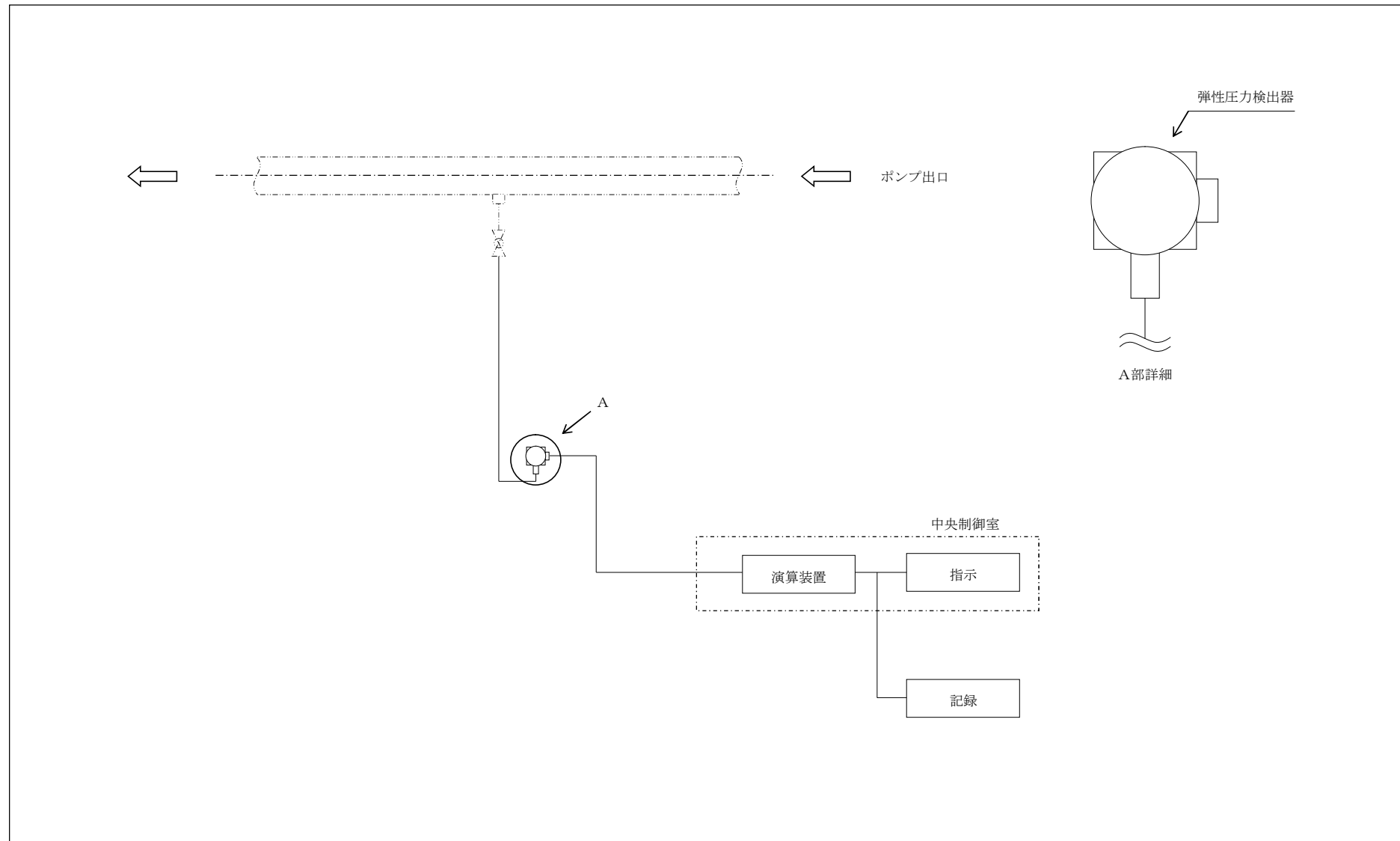
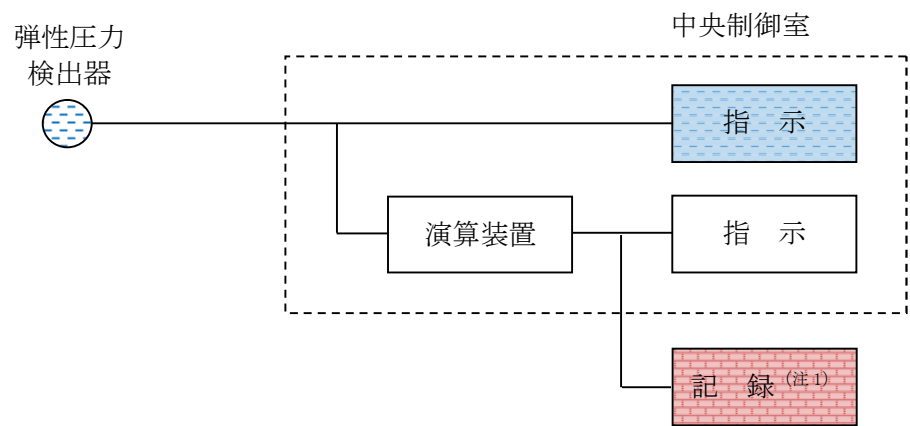


図 3-1-9-20 検出器の構造図（代替循環冷却系ポンプ吐出圧力）

(11) 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力

原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-9-21「原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図」、図 3-1-9-22「検出器の構造図（原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力）」及び図 3-1-9-32「検出器の取付箇所を明示した図面（EL. 2.00 m）」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

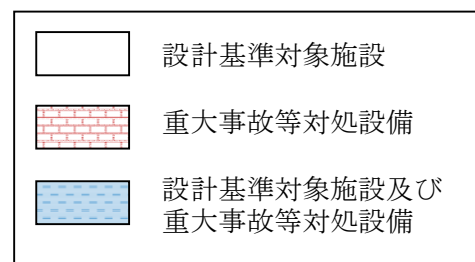


図 3-1-9-21 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図

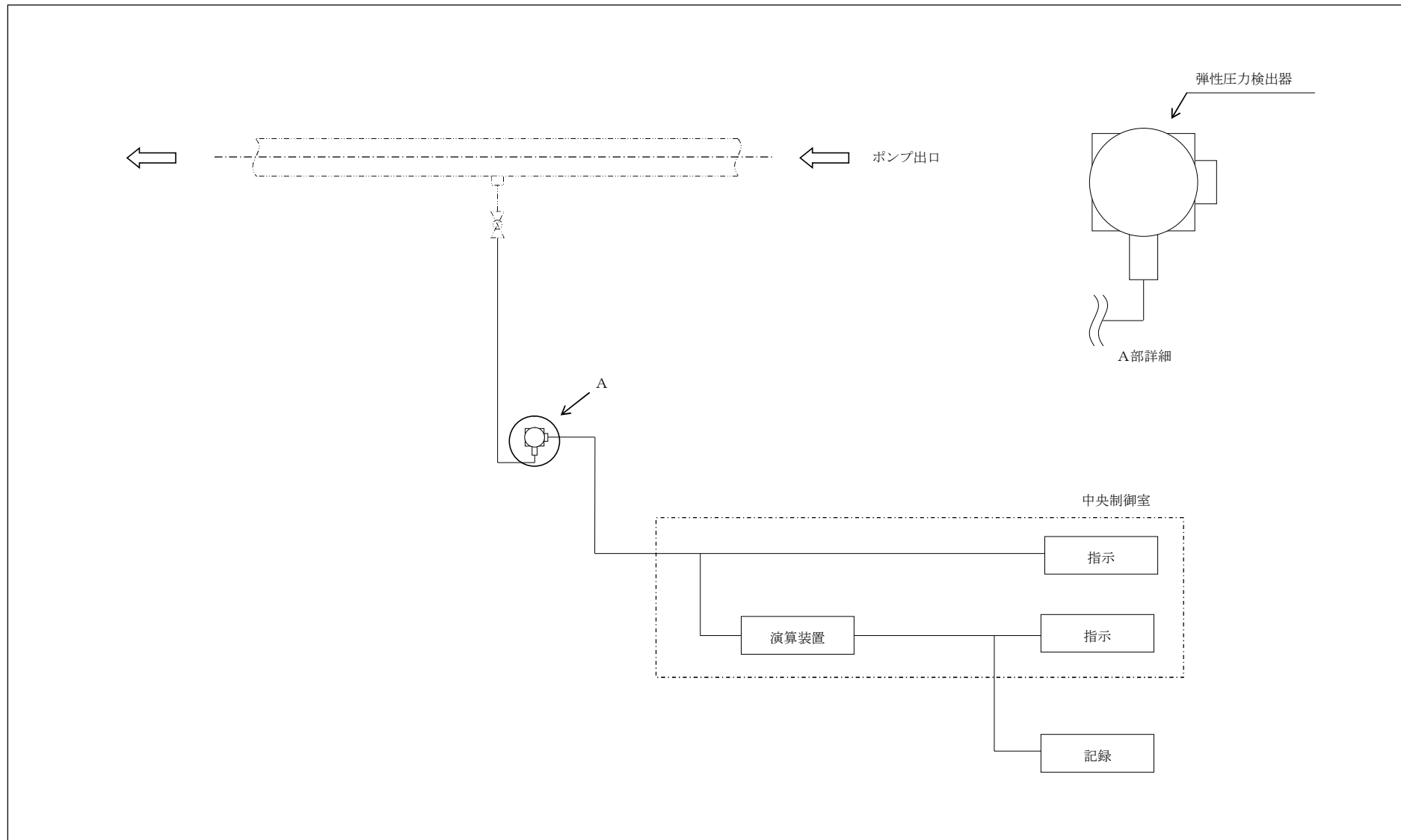
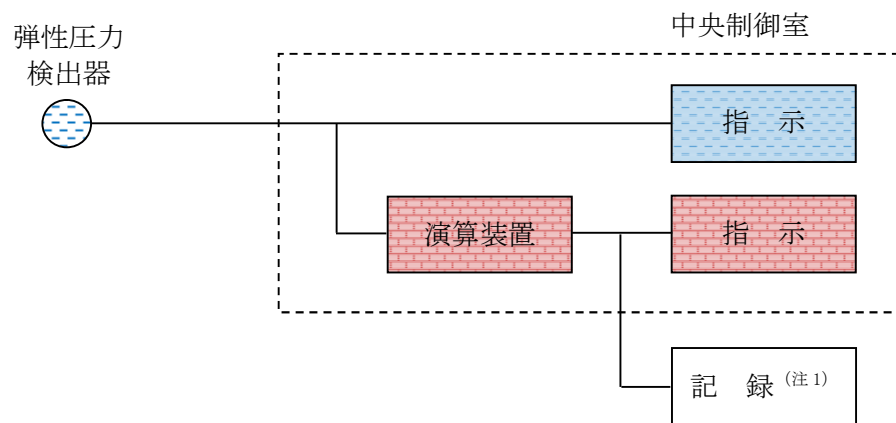


図 3-1-9-22 検出器の構造図（原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力）

(12) 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-9-23「高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図」、図 3-1-9-24「検出器の構造図（高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力）」及び図 3-1-9-32「検出器の取付箇所を明示した図面（EL. 2.00 m）」参照。)



(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置

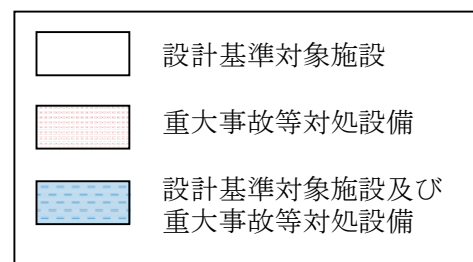


図 3-1-9-23 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図

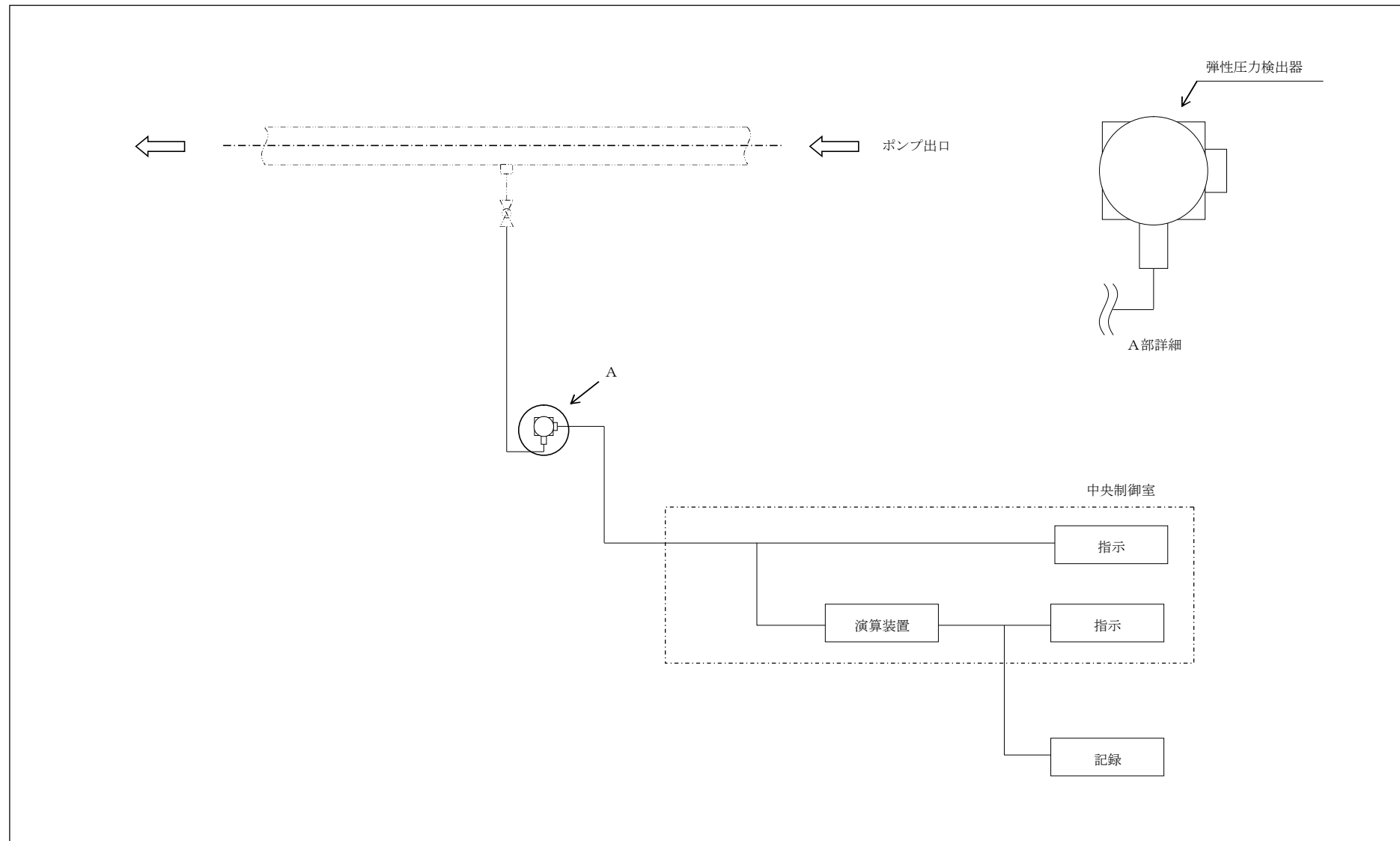
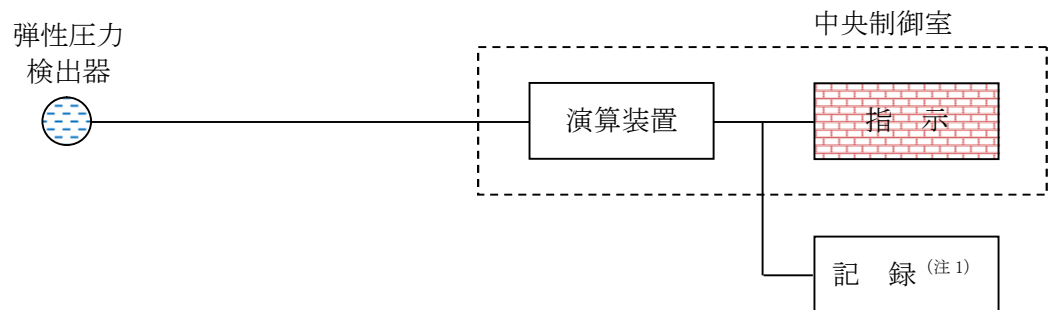


図 3-1-9-24 検出器の構造図（高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力）

(13) 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-9-25「低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図」，図 3-1-9-26「検出器の構造図（低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力）」及び図 3-1-9-32「検出器の取付箇所を明示した図面（EL. 2.00 m）」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

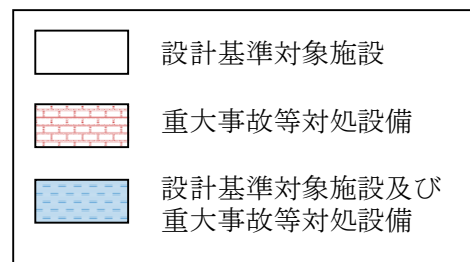


図 3-1-9-25 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図

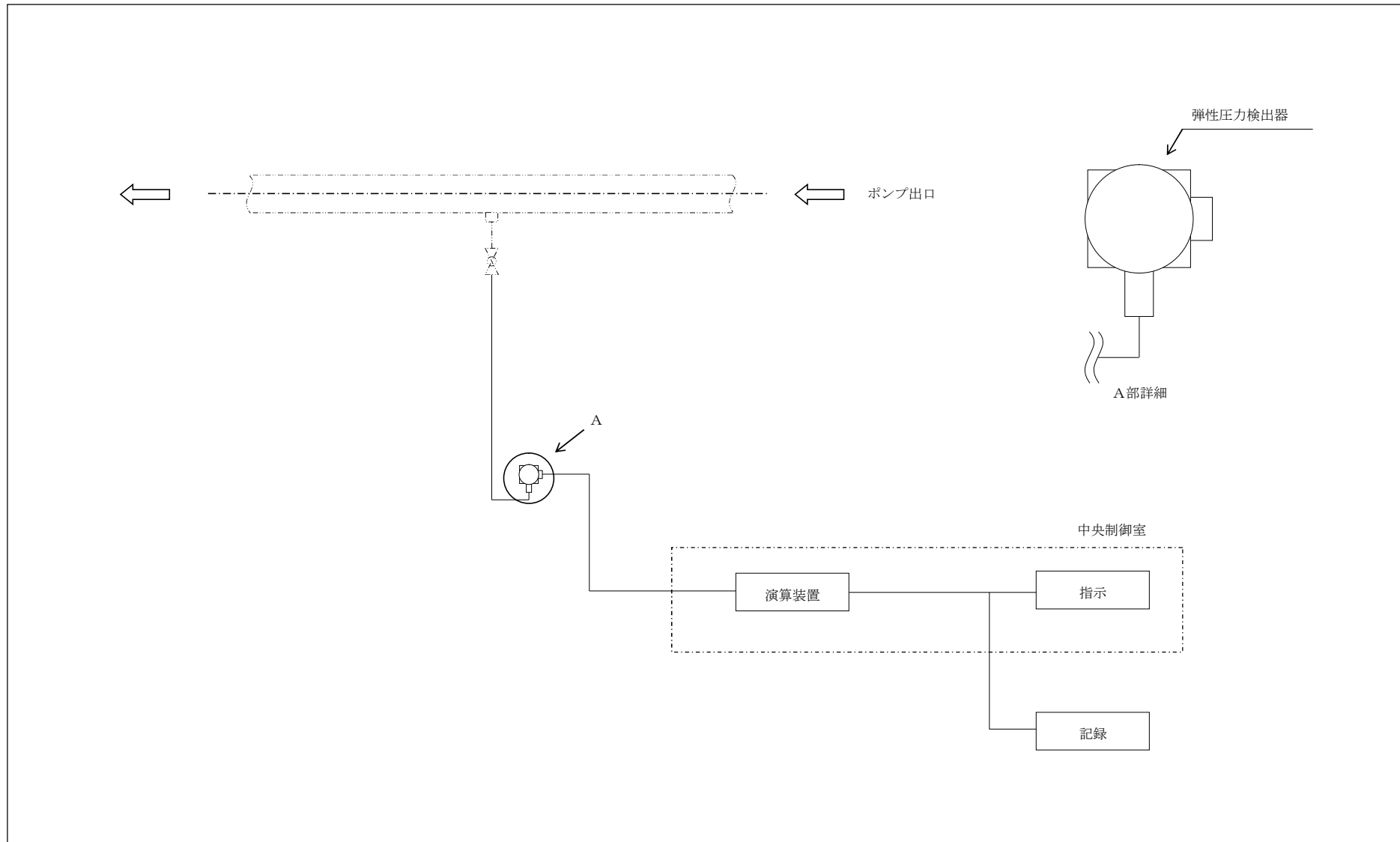
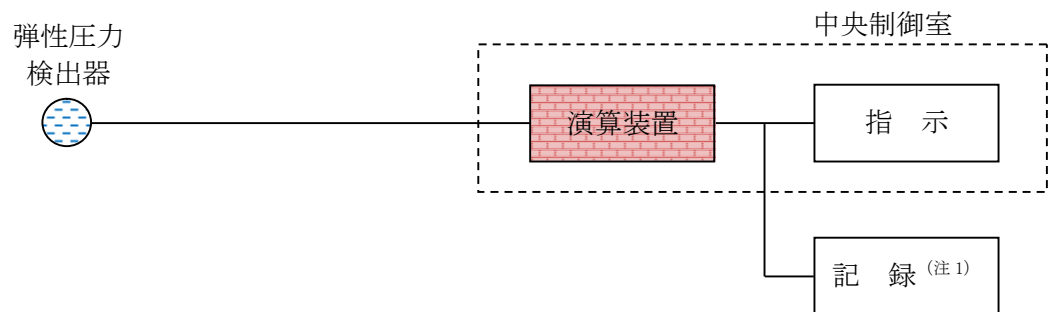


図 3-1-9-26 検出器の構造図（低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力）

(14) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力

残留熱除去系ポンプ吐出圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-9-27「残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図」、図 3-1-9-28「検出器の構造図(残留熱除去系ポンプ吐出圧力)」及び図 3-1-9-32「検出器の取付箇所を明示した図面(EL. 2.00 m)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

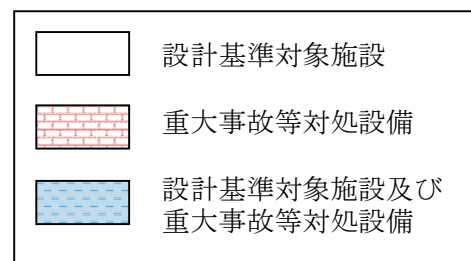


図 3-1-9-27 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図

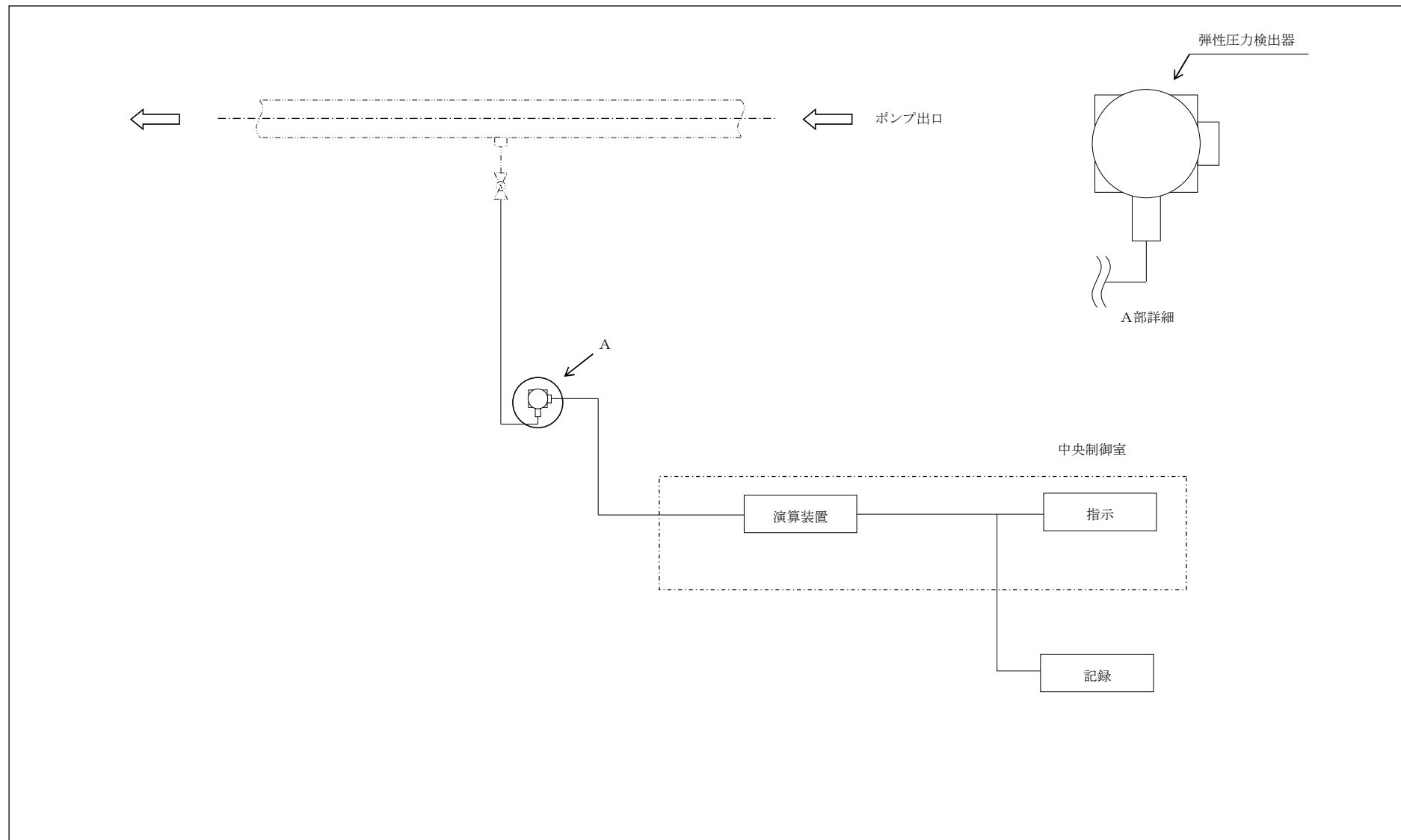


図 3-1-9-28 検出器の構造図（残留熱除去系ポンプ吐出圧力）

(15) 可搬型計測器

可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等時が発生し、計測に必要な計器電源が喪失した場合に、当該重大事故等の対処に必要なパラメータのうち表 3-1-9-1 に示すパラメータを計測する計器について、重大事故等対応要員が可搬型計測器を検出器に接続する。重大事故等対応要員は検出器からの温度指示の監視、又は電流信号を計測した後、換算表を用いて圧力、水位及び流量に換算して監視するとともに、記録用紙に記録し、保存する。記録及び保存については、「3. 2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-1-9-29「可搬型計測器の概略構成図」、図 3-1-9-30「検出器の構造図(可搬型計測器)」、表 3-1-9-1「可搬型計測器の測定対象パラメータ」、図 3-1-9-33「検出器の取付箇所を明示した図面(EL. 18.00 m)」、図 3-1-9-36「検出器の取付箇所を明示した図面(EL. 30.30 m)」及び表 4-2「可搬型計測器の測定範囲」参照。)

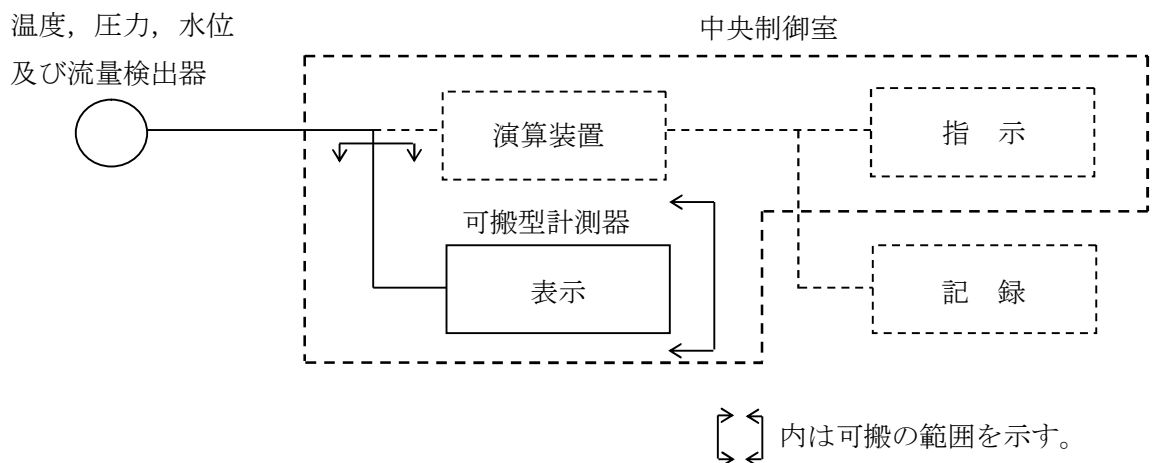
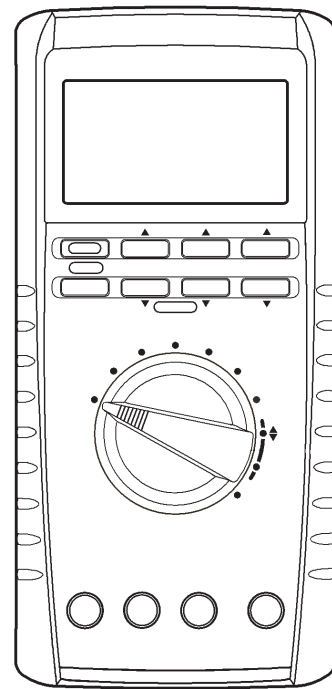
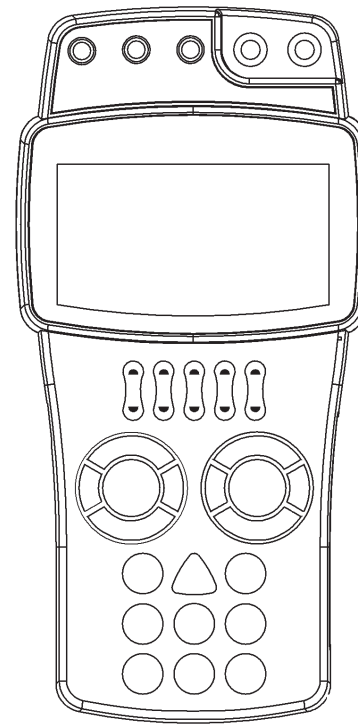


図 3-1-9-29 可搬型計測器の概略構成図



可搬型計測器（原子炉圧力容器及び
原子炉格納容器内の圧力，水位及び
流量（注水量）計測用）



可搬型計測器（原子炉圧力容器及び
原子炉格納容器内の温度，圧力，
水位及び流量（注水量）計測用）

図 3-1-9-30 検出器の構造図（可搬型計測器）

表 3-1-9-1 可搬型計測器の測定対象パラメータ

監視パラメータ		
原子炉圧力容器温度	原子炉水位（S A燃料域）	フィルタ装置スクラビング水温度
高圧代替注水系系統流量	ドライウエル圧力	残留熱除去系海水系系統流量
低圧代替注水系原子炉注水流量	サプレッション・チェンバ圧力	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
代替循環冷却系原子炉注水流量	サプレッション・プール水温度	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
代替循環冷却系ポンプ入口温度	ドライウエル雰囲気温度	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
残留熱除去系熱交換器入口温度	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
残留熱除去系熱交換器出口温度	格納容器下部水温	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
原子炉隔離時冷却系系統流量	代替淡水貯槽水位	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
高圧炉心スプレイ系系統流量	西側淡水貯水設備水位	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
低圧炉心スプレイ系系統流量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
残留熱除去系系統流量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
原子炉圧力	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	静的触媒式水素再結合器動作監視装置
原子炉圧力（S A）	サプレッション・プール水位	使用済燃料プール水位・温度（S A広域）
原子炉水位（広帯域）	格納容器下部水位	使用済燃料プール温度（S A）
原子炉水位（燃料域）	フィルタ装置水位	
原子炉水位（S A広帯域）	フィルタ装置圧力	

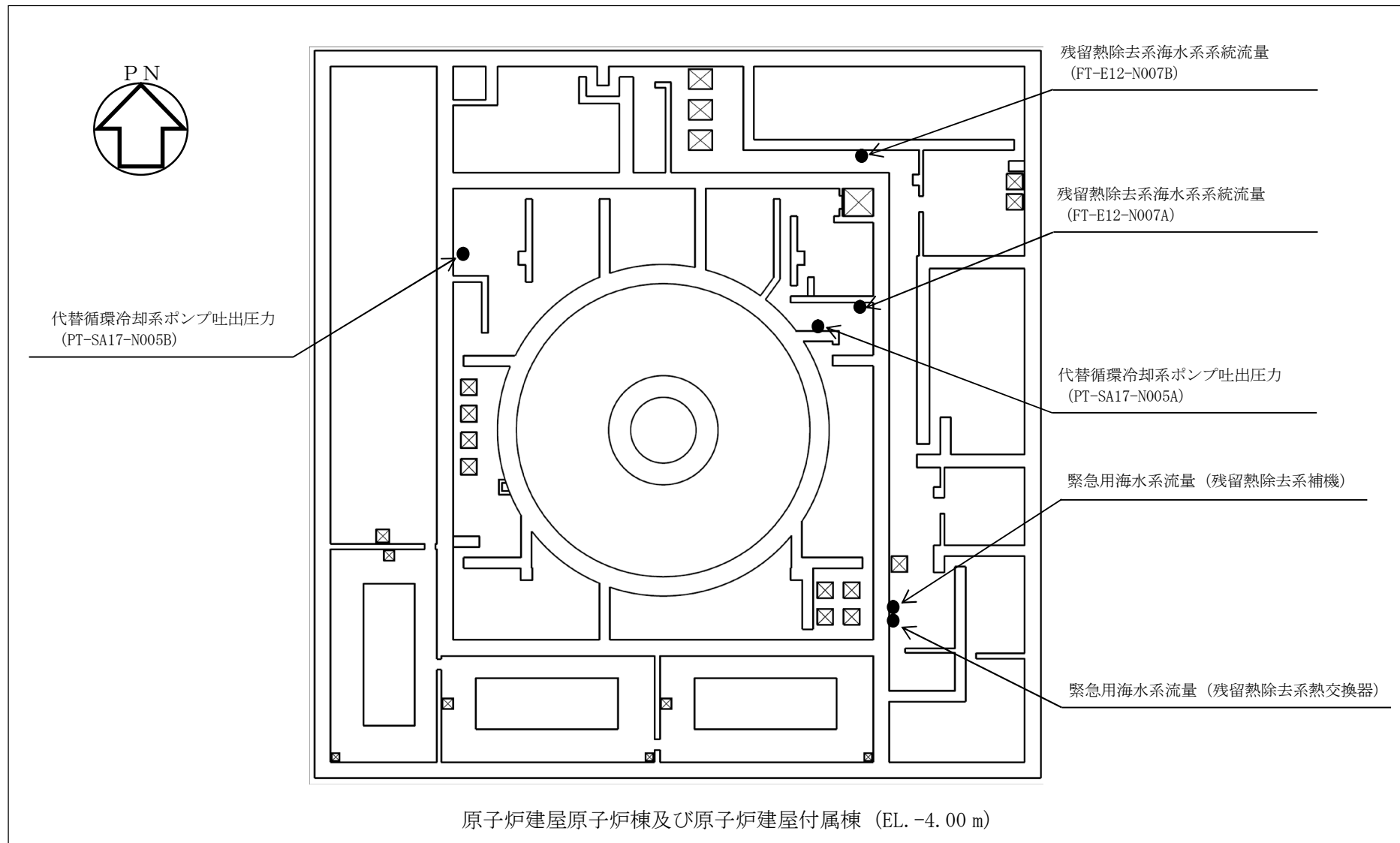


図 3-1-9-31 検出器の取付箇所を明示した図面 (EL. -4.00 m)

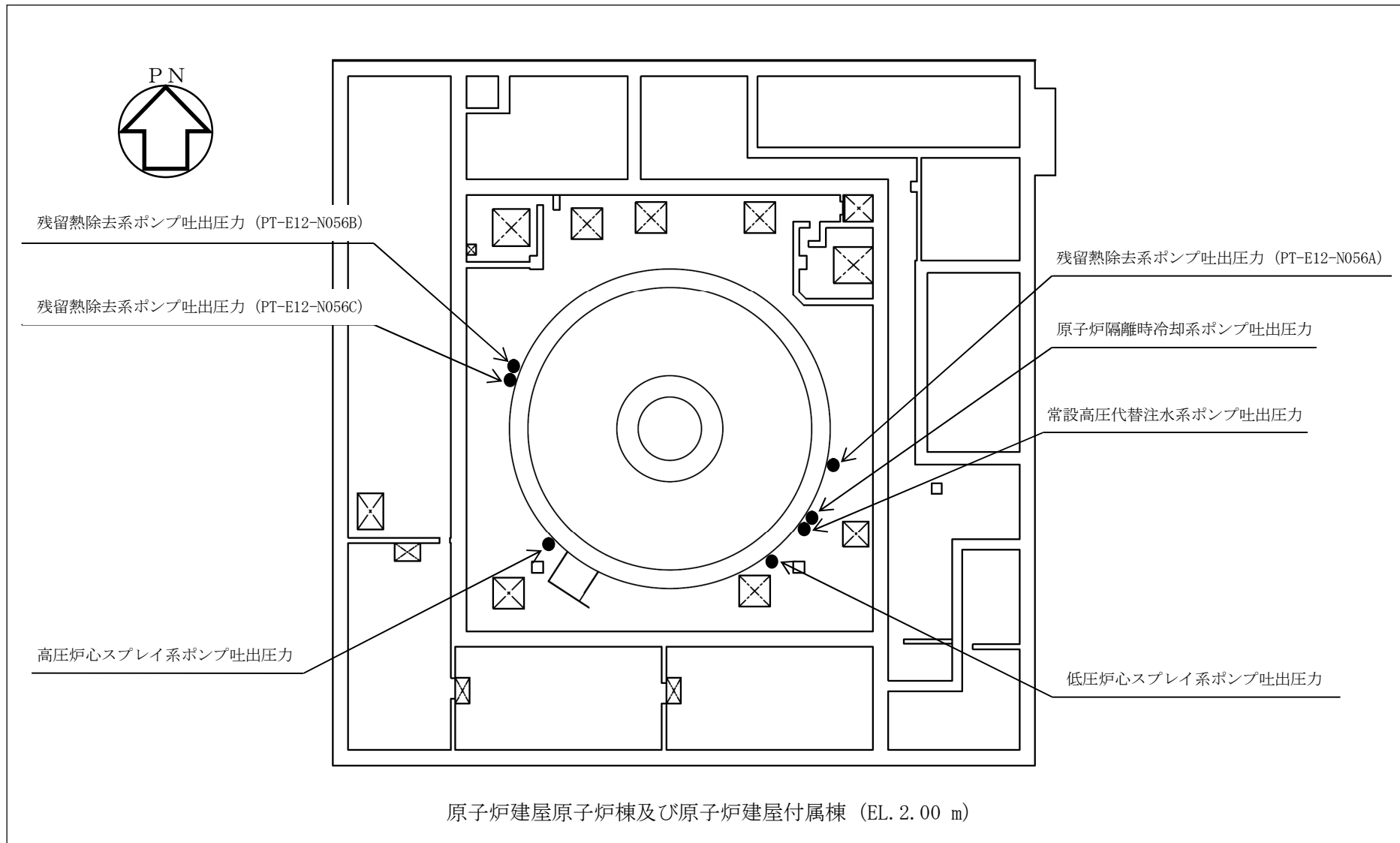
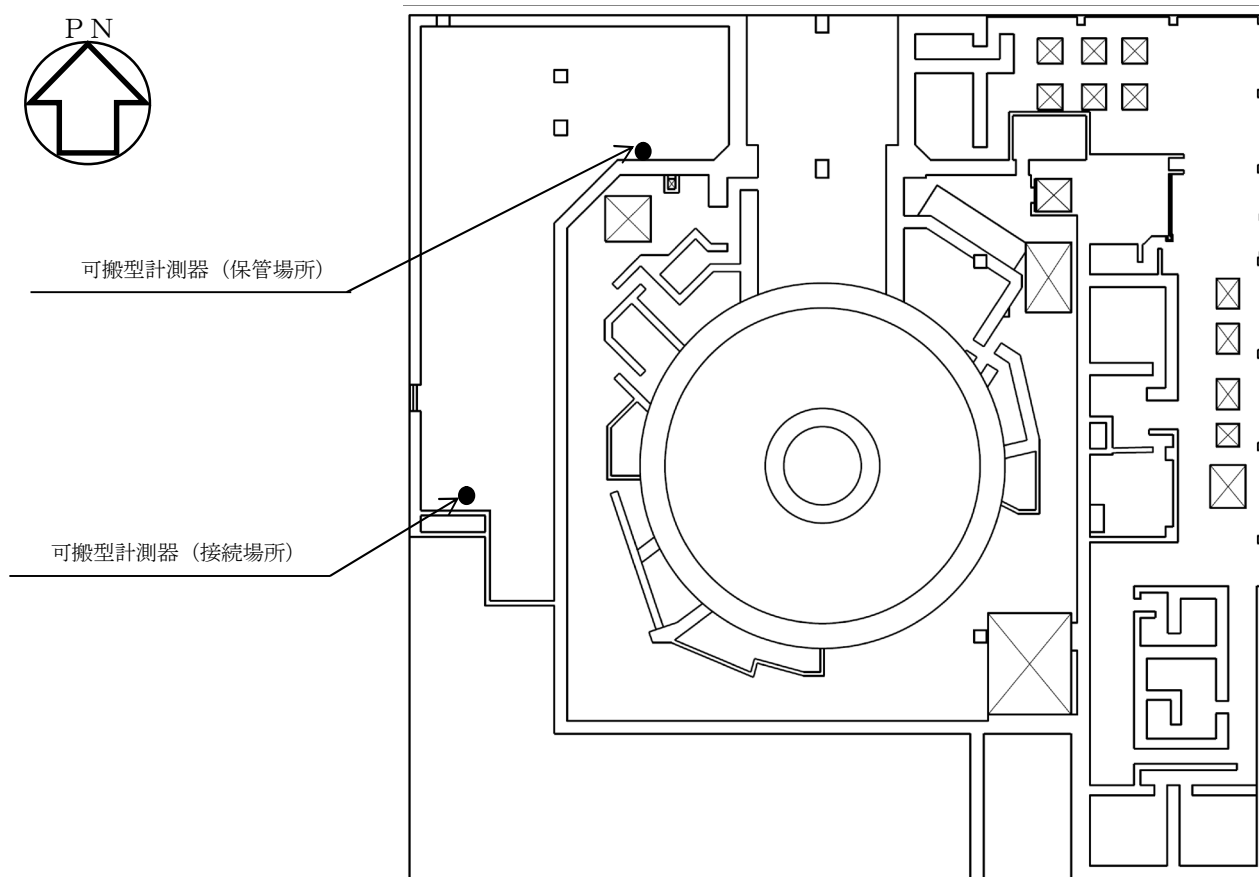
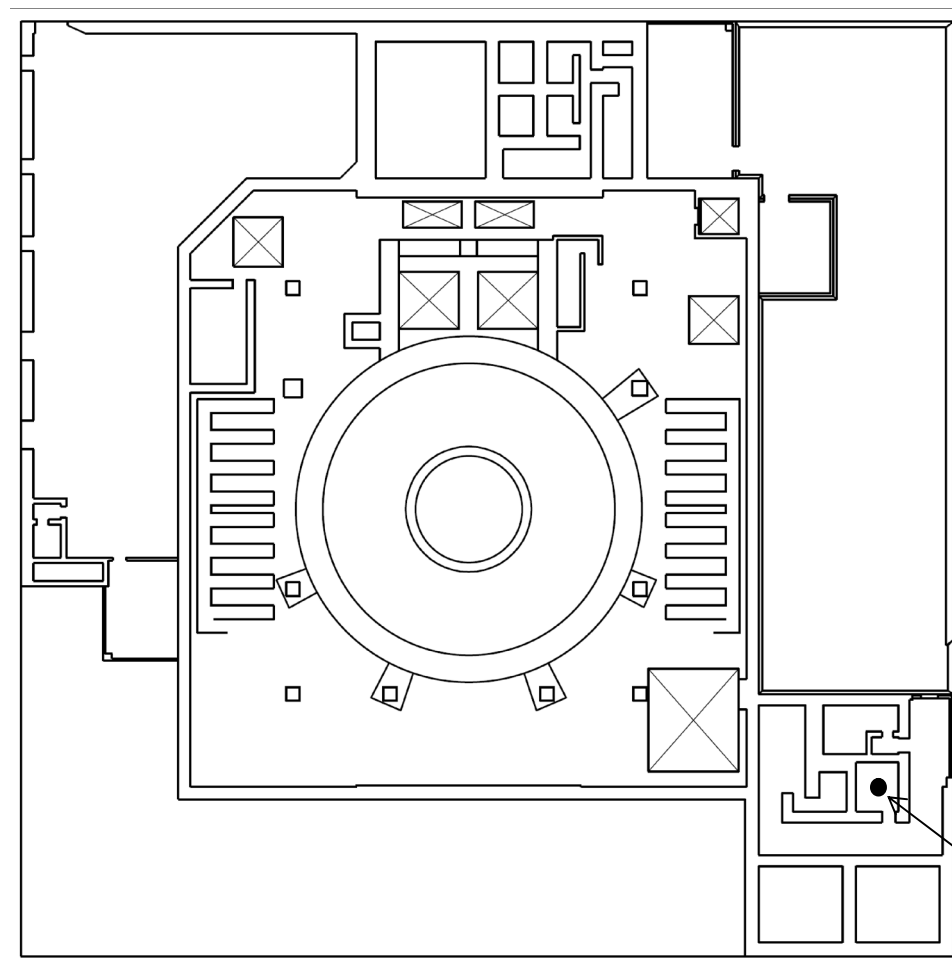


図 3-1-9-32 検出器の取付箇所を明示した図面 (EL. 2.00 m)



原子炉建屋付属棟 (EL. 18.00 m)

図 3-1-9-33 検出器の取付箇所を明示した図面 (EL. 18.00 m)



フィルタ装置入口水素濃度

原子炉建屋付属棟 (EL. 22.00 m)

図 3-1-9-34 検出器の取付箇所を明示した図面 (EL. 22.00 m)

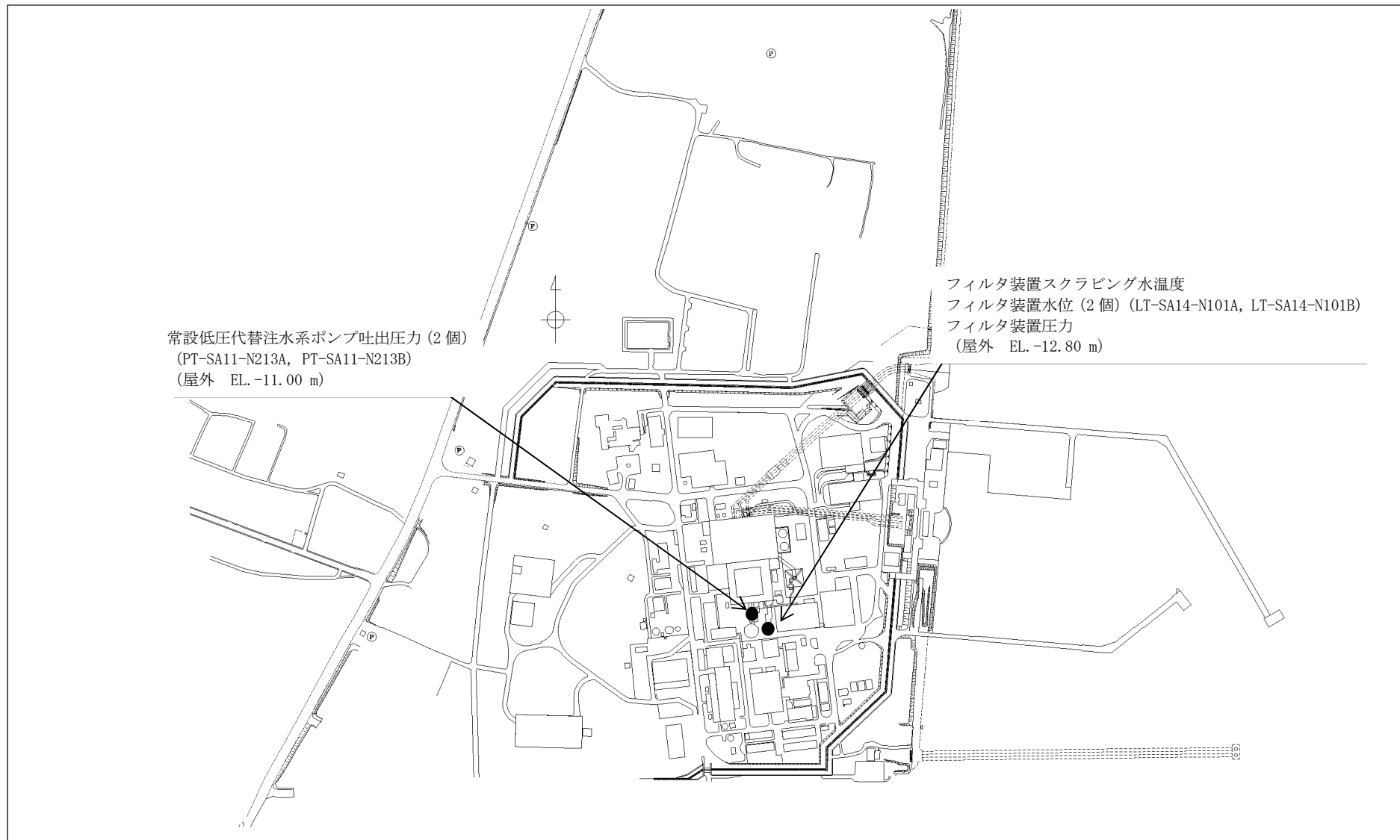


図 3-1-9-35 検出器の取付箇所を明示した図面 (屋外 EL. 約 8 m)

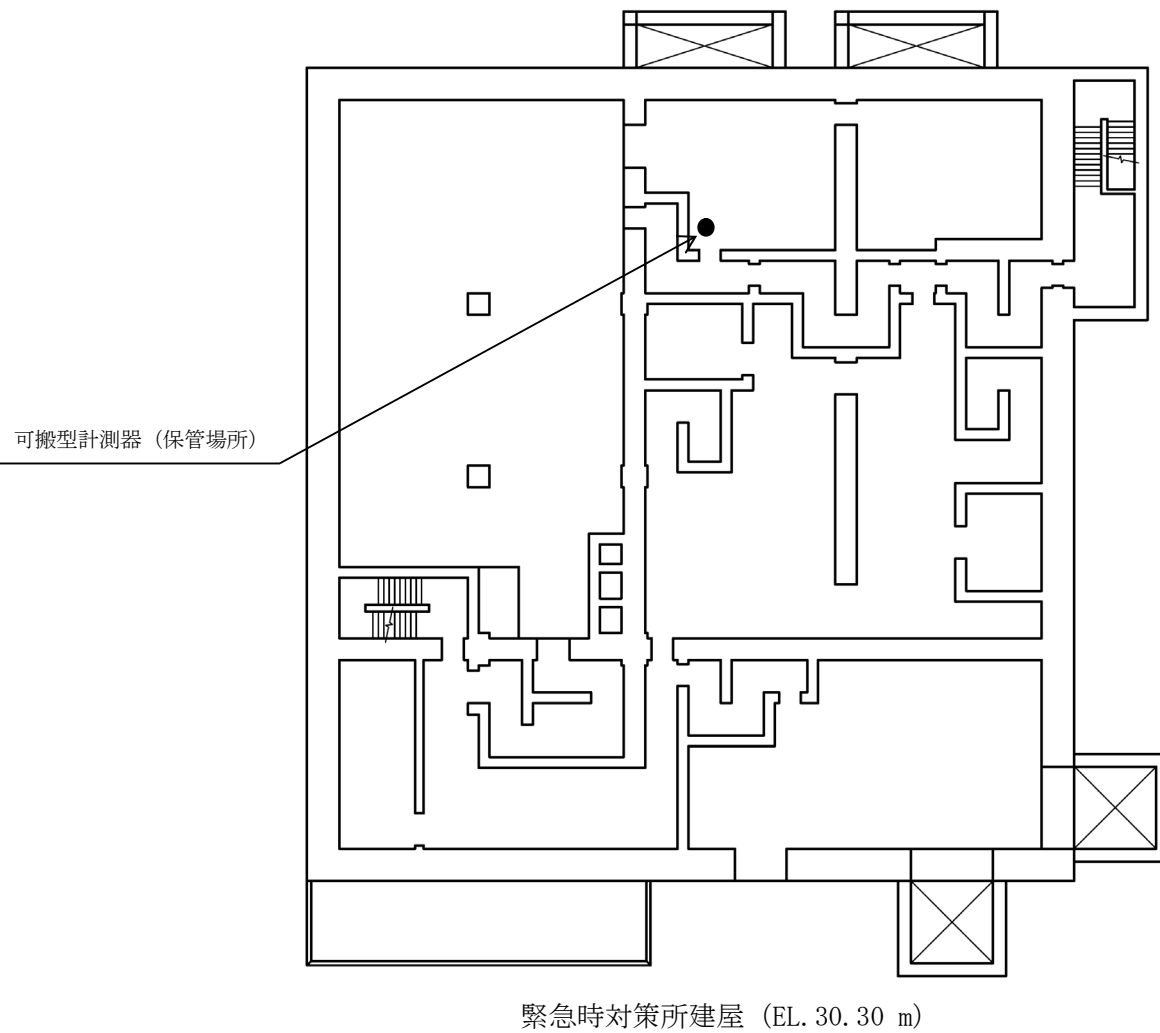


図 3-1-9-36 検出器の取付箇所を明示した図面 (EL. 30.30 m)

3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存

3.2.1 計測結果の指示又は表示

「3.1 計測装置の構成」に示したパラメータは中央制御室に、原則、指示又は表示するとともに、緊急時対策支援システム伝送装置に記録、保存できる設計とする。表 3-2-1-1 に計測装置の計測結果の指示、表示及び記録を示す。

3.2.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に関わる計測結果は、原則、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とする。制御棒の位置及び原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力及び温度の計測結果は、運転監視計算機から記録を帳票として出力し保存できる設計とするとともに、一次冷却材の不純物の濃度については、断続的な試料の分析を行い、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

記録を保存する計測項目と計測装置等を表 3-2-2-1 に示す。

3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

重大事故等の対応に必要となるパラメータは、原則、緊急時対策支援システム伝送装置に電磁的に記録、保存できる設計とする。保存した記録は、電源喪失により失われないとともに、外部媒体に出力できる設計とする。また、プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は 1 分、記録の保存容量は計測結果を取り出すことで継続的なデータを得ることができるよう、14 日以上保存できる設計とする。

重大事故等の対応に必要となる現場のパラメータについても、可搬型計測器により記録できる設計とする。

表 3-2-1-1 計測装置の計測結果の指示、表示及び記録(1/2)

計測装置	指示又は表示	記録 (注1)
起動領域計装	中央制御室	中央制御室 (記録計) 緊急時対策支援システム伝送装置
出力領域計装	中央制御室	中央制御室 (記録計) 緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉圧力容器温度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
高圧代替注水系系統流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧代替注水系原子炉注水流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
代替循環冷却系原子炉注水流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
代替循環冷却系ポンプ入口温度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
残留熱除去系熱交換器入口温度	中央制御室	中央制御室 (記録計) 緊急時対策支援システム伝送装置
残留熱除去系熱交換器出口温度	中央制御室	中央制御室 (記録計) 緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉隔離時冷却系系統流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
高圧炉心スプレイ系系統流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧炉心スプレイ系系統流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
残留熱除去系系統流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉圧力	中央制御室	中央制御室 (記録計) 緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉圧力 (S A)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉水位 (広帯域)	中央制御室	中央制御室 (記録計) 緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉水位 (燃料域)	中央制御室	中央制御室 (記録計) 緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉水位 (S A広帯域)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉水位 (S A燃料域)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
ドライウェル圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
サプレッション・チェンバ圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
サプレッション・プール水温度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
ドライウェル雰囲気温度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
格納容器内水素濃度 (S A)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
格納容器内酸素濃度 (S A)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置

表 3-2-1-1 計測装置の計測結果の指示、表示及び記録 (2/2)

計測装置	指示又は表示	記録 (注 1)
格納容器下部水温	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
代替淡水貯槽水位	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
西側淡水貯水設備水位	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
サプレッション・プール水位	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
格納容器下部水位	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉建屋水素濃度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
フィルタ装置入口水素濃度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
フィルタ装置水位	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
フィルタ装置圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
フィルタ装置スクラビング水温度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
残留熱除去系海水系系統流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置

(注 1) 記録計及び緊急時対策支援システム伝送装置は、自動で記録する設計とし、記録計の記録紙は取り替えて保存する。緊急時対策支援システム伝送装置の記録は電磁的に記録、保存し、重大事故等が発生した場合には保存容量 (14 日以上) を超える前に外部媒体に出力し保存する。

表 3-2-2-1 記録を保存する計測項目と計測装置等

計測項目	計測装置等
炉心における中性子束密度	起動領域計装
	出力領域計装
制御棒の位置	運転監視用計算機
一次冷却材の不純物の濃度	分析装置
原子炉压力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量	主蒸気圧力
	主蒸気温度
	主蒸気流量
	給水圧力
	給水温度
	給水流量
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位
	原子炉水位（広帯域）
原子炉格納容器内の圧力、温度及び可燃性ガスの濃度	ドライウェル圧力
	サプレッション・チェンバ圧力
	ドライウェル雰囲気温度
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	格納容器内水素濃度
	格納容器内酸素濃度

その他の計測項目については、V-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」及びV-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

3.3 安全保護装置

3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止

安全保護系のアナログ回路は、これが収納された盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させない措置を実施することで、外部からの不正アクセスを防止する設計とする。

4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

計測装置の計測範囲の設定に対する考え方については、共通する基本的な考え方について以下に示し、表 4-1「計測装置の計測範囲」にて当該パラメータの用途に応じた考え方を個別に示す。また、重大事故等が発生し、計測に必要な計器電源が喪失した場合に使用する可搬型計測器の測定範囲を表 4-2「可搬型計測器の測定範囲」に示す。

重大事故等対処設備については、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測（パラメータの推定を含む）する設計としていること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設けない設計とする。

【計測範囲の設定に係る基本的な考え方】

計測装置の計測範囲は、計測を期待されるプラント条件において、警報設定値を包絡し、制御及び保護に必要となるプロセス量を考慮して、総合的な判断をもって設定することを基本とする。

制御及び保護に必要となるプロセス量の考慮とは、定格流量や定格出力を包絡する設定とすることや、最高使用圧力及び最高使用温度を包絡する設定とすることなどが挙げられる。

また、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの計測装置の計測範囲は、設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。

このように、いろいろな要素を総合的に勘案して計測範囲を設定することから、各パラメータにおいては、ひとつの計測対象の監視範囲として狭域及び広域を設定するような場合や、プラント状態が一時的に計測範囲を超えるような設定とする場合など、当該パラメータの用途に応じて適切に設定する。

重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の対応におけるパラメータの推定手段及び推定方法については、V-1-1-6「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等）を明確化するとともに、パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を定める設計とする。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (1/8)

名称		計測範囲	プラントの状態 ^{*1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
			通常運転時 ^{*1}	設計基準事故時 ^{*1} (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{*1}		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
起動領域計装	中性子源領域	$10^{-1} \sim 10^6$ CPS ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9$ $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$)					発電用原子炉の停止時から起動時の中性子束 を測定できる範囲に設定。 重大事故等時に発電用原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。中性子源領域が測定できる範囲を超えた場合は、中間領域、出力領域計装によって監視可能。
	中間領域	0～40 %又は 0～125 % ^{*2} ($1 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13}$ $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$)					発電用原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を測定できる範囲として、中性子源領域とのオーバーラップを考慮して設定している。
	出力領域計装	0 %～125 % ^{*3} ($10^{12} \sim 10^{14}$ $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$)					発電用原子炉の起動時から定格出力運転時、運転時の異常な過渡変化時並びに設計基準事故時の中性子束を測定できる範囲として設定している。 設計基準事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても原子炉再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能である。 「中間領域」「中性子源領域」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能である。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (2/8)

名称	計測範囲	プラントの状態* ¹ と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時* ¹	設計基準事故時* ¹ (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時* ¹		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉压力容器温度	0～500℃					重大事故等時において、炉心損傷の判断基準である[]を包絡するように設定する。
高压代替注水系系統流量	0～50 L/s					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高压代替注水系系統流量[]に余裕を見込んだ設定とする。
低压代替注水系原子炉注水流量	0～500 m ³ /h					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低压代替注水系（常設）による原子炉压力容器注水時における最大流量[]に余裕を見込んだ設定とする。
	0～300 m ³ /h					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低压代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器注水時における最大流量[]に余裕を見込んだ設定とする。
	0～80 m ³ /h					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低压代替注水系（常設）による原子炉压力容器注水時におけるミニフロー調整時の最大流量[]が計測可能な範囲とする。
						重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低压代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器注水時におけるミニフロー調整時の最大流量[]が計測可能な範囲とする。
代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150 m ³ /h					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、代替循環冷却系による原子炉压力容器注水時における最大流量[]に余裕を見込んだ設定とする。
代替循環冷却系ポンプ入口温度	0～100℃					代替循環冷却時における代替循環冷却系ポンプ入口の最高使用温度[]に余裕を見込んだ設定とする。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (3/8)

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300 ℃					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系熱交換器入口温度 に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300 ℃					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系熱交換器出口温度 に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50 L/s					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉隔離時冷却系系統流量 に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心スプレイ系系統流量	0～500 L/s					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心スプレイ系系統流量 に余裕を見込んだ設定とする。
低圧炉心スプレイ系系統流量	0～600 L/s					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧炉心スプレイ系系統流量 に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系系統流量	0～600 L/s					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系系統流量 に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉圧力	0～10.5 MPa					通常運転時から設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉圧力容器最高使用圧力 を包絡する範囲として設定する。
原子炉圧力（S A）	0～10.5 MPa					重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (4/8)

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉水位(広帯域)	-3800～ 1500 mm*4					炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲(レベル3～)を監視可能である。
原子炉水位(燃料域)	-3800～ 1300 mm*5					炉心の冷却状況を把握する上で、燃料有効長底部まで監視可能である。
原子炉水位 (S A 広帯域)	-3800～ 1500 mm*4					炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲(レベル3～)を監視可能である。
原子炉水位 (S A 燃料域)	-3800～ 1300 mm*5					炉心の冷却状況を把握する上で、燃料有効長底部まで監視可能である。
ドライウェル圧力	0～1 MPa[abs]					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界圧力 に余裕を見込んだ設定とする。
サブプレッション・ チェンバ圧力	0～1 MPa[abs]					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界圧力 に余裕を見込んだ設定とする。
サブプレッション・ プール水温度	0～200 ℃					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、サブプレッション・プール水温度 に余裕を見込んだ設定とする。
ドライウェル 雰囲気温度	0～300 ℃					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、ドライウェル雰囲気温度 に余裕を見込んだ設定とする。
サブプレッション・ チェンバ雰囲気温度	0～200 ℃					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 に余裕を見込んだ設定とする。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (5/8)

名称	計測範囲	プラントの状態* ¹ と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時* ¹	設計基準事故時* ¹ (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時* ¹		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内水素濃度 (S A)	0～100 %					重大事故等時原子炉格納容器内の水素濃度 が変動する可能性のある範囲を計測可能な 範囲とする。
格納容器内酸素濃度 (S A)	0～25 %					炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の 酸素濃度が変動する可能性のある範囲を計 測可能な範囲とする。
格納容器下部水温	0～500 ℃					原子炉格納容器下部にデブリが落下・堆積し た際に水温上昇又はデブリが接触し指示が ダウンスケールすることでデブリの落下・堆 積が検知可能である。
代替淡水貯槽水位	0～20 m					重大事故等時において、代替淡水貯槽の底部 より上の水位計検出点からポンプテストラ イン配管下端 [] を監視可能である。
西側淡水貯水設備 水位	0～6.5 m					西側淡水貯水設備の水槽底部より [] 上から 水槽上端まで（事故収束に必要な貯水量）を 監視可能。
低压代替注水系 格納容器 スプレイ流量	0～500 m ³ /h					重大事故等時のパラメータ変動を包絡する ように、低压代替注水系（常設）による原子 炉格納容器スプレイ時における最大流量 [] に余裕を見込んだ設定とする。
						重大事故等時のパラメータ変動を包絡する ように、低压代替注水系（可搬型）による原 子炉格納容器スプレイ時における最大流量 [] に余裕を見込んだ設定とする。
低压代替注水系 格納容器下部 注水流量	0～200 m ³ /h					重大事故等時のパラメータ変動を包絡する ように、低压代替注水系（常設又は可搬型） による原子炉格納容器下部注水時における 最大流量 [] に余裕を見込んだ設定 とする。
代替循環冷却系 格納容器 スプレイ流量	0～300 m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、代替循環冷却系による格納容器スプレイ 時における最大流量 [] に余裕を見込 んだ設定とする。				

表 4-1 計測装置の計測範囲 (6/8)

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
サプレッション・プール水位	-1～9 m*6					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、サプレッション・プール水位□□□□□□□□に余裕を見込んだ設定とする。
格納容器下部水位	0.50 m*7 0.95 m*7					原子炉格納容器下部における注水状況を確認するため、原子炉圧力容器破損後（デブリ堆積高さ<□□□□□□□□の場合）に熔融炉心の冷却に必要な水量があることを確認できる位置に設置する。
	1.05 m*7					原子炉格納容器下部における注水状況を確認するため、原子炉圧力容器破損前に熔融炉心の冷却に必要な水量があることを確認できる位置に設置する。
	2.25 m*7 2.75 m*7					原子炉格納容器下部における注水状況を確認するため、原子炉圧力容器破損後（デブリ堆積高さ≥□□□□□□□□の場合）に熔融炉心の冷却に必要な水量があることを確認できる位置に設置する。
原子炉建屋水素濃度	0～10 %					重大事故等時において、水素と酸素の可燃限界濃度（水素濃度：□□□□□□□□）を監視可能である。
	0～20 %					
フィルタ装置入口水素濃度	0～100 %					原子炉格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、フィルタ装置入口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度□□□□□□□□未満であることを監視可能。原子炉格納容器内水素濃度の最大値 □□□□□□□□（ドライ条件）を監視可能。
フィルタ装置水位	180～5500 mm					系統待機時におけるスクラビング水位の設定範囲 □□□□□□□□及び原子炉格納容器ベント後の下限水位から上限水位の範囲 □□□□□□□□を監視可能。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (7/8)

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
フィルタ装置圧力	0～1 MPa					原子炉格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力 [] が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 [] が維持されていることを監視可能。
フィルタ装置スクラビング水温度	0～300 ℃					原子炉格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度 [] を監視可能。
残留熱除去系海水系系統流量	0～550 L/s					残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系海水系ポンプの最大流量 [] を監視可能。
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	0～800 m³/h					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器) [] に余裕を見込んだ設定とする。
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	0～50 m³/h					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、緊急用海水系流量(残留熱除去系補機) [] に余裕を見込んだ設定とする。
常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力	0～10 MPa					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、常設高压代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力 [] に余裕を見込んだ設定とする。
常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力	0～5 MPa					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、常設低压代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力 [] に余裕を見込んだ設定とする。
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0～5 MPa					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、代替循環冷却系ポンプ運転時の吐出圧力 [] に余裕を見込んだ設定とする。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (8/8)

名称	計測範囲	プラントの状態* ¹ と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時* ¹	設計基準事故時* ¹ (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時* ¹		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉隔離時冷却系 ポンプ吐出圧力	0～10 MPa					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐出圧力 に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心スプレイ系 ポンプ吐出圧力	0～10 MPa					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力 に余裕を見込んだ設定とする。
低圧炉心スプレイ系 ポンプ吐出圧力	0～4 MPa					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力 に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	0～4 MPa					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力 に余裕を見込んだ設定とする。

注記 *1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

*2：各測定レンジにおける出力比を示す。

*3：定格出力時の値に対する比率で示す。

*4：基準点は、原子炉圧力容器零レベルより 上とする。(蒸気乾燥器スカート下端)

*5：基準点は、原子炉圧力容器零レベルより 上とする。(燃料有効長頂部)

*6：基準点は、通常運転水位 EL.

*7：ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面）からの高さ。

表 4-2 可搬型計測器の測定範囲 (1/2)

監視パラメータ	測定範囲等
原子炉圧力容器温度	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200 °C 程度までの温度測定が可能。
高圧代替注水系系統流量	0～50 L/s に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧代替注水系原子炉注水流量	0～500 m ³ /h, 0～300 m ³ /h, 0～80 m ³ /h にそれぞれ相当する検出器からの電気信号を計測。
代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150 m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
代替循環冷却系ポンプ入口温度	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350 °C 程度までの温度測定が可能。
残留熱除去系熱交換器入口温度	
残留熱除去系熱交換器出口温度	
原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50 L/s に相当する検出器からの電気信号を計測。
高圧炉心スプレイ系系統流量	0～500 L/s に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧炉心スプレイ系系統流量	0～600 L/s に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系系統流量	
原子炉圧力	0～10.5 MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉圧力 (S A)	
原子炉水位 (広帯域)	-3800～1500 mm ^{*1} に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉水位 (燃料域)	-3800～1300 mm ^{*2} に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉水位 (S A 広帯域)	-3800～1500 mm ^{*1} に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉水位 (S A 燃料域)	-3800～1300 mm ^{*2} に相当する検出器からの電気信号を計測。
ドライウェル圧力	0～1 MPa[abs] に相当する検出器からの電気信号を計測。
サブプレッション・チェンバ圧力	
サブプレッション・プール水温度	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 500 °C 程度までの温度測定が可能。
ドライウェル雰囲気温度	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350 °C 程度までの温度測定が可能。
サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度	
格納容器下部水温	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 500 °C 程度までの温度測定が可能。
代替淡水貯槽水位	0～20 m に相当する検出器からの電気信号を計測。
西側淡水貯水設備水位	0～6.5 m に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧代替注水系 格納容器スプレイ流量	0～500 m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。

表 4-2 可搬型計測器の測定範囲 (2/2)

監視パラメータ	測定範囲等
低圧代替注水系 格納容器下部注水流量	0～200 m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
代替循環冷却系 格納容器スプレイ流量	0～300 m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
サブプレッション・プール水位	-1～9 m ³ に相当する検出器からの電気信号を計測。
格納容器下部水位	検出器からの ON-OFF 信号に相当する電気信号を計測。
フィルタ装置水位	180～5500 mm に相当する検出器からの電気信号を計測。
フィルタ装置圧力	0～1 MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
フィルタ装置 スクラビング水温度	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350 °C 程度までの温度測定が可能。
残留熱除去系海水系系統流量	0～550 L/s に相当する検出器からの電気信号を計測。
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	0～800 m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	0～50 m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
常設高圧代替注水系 ポンプ吐出圧力	0～10 MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
常設低圧代替注水系 ポンプ吐出圧力	0～5 MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	
原子炉隔離時冷却系 ポンプ吐出圧力	0～10 MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
高圧炉心スプレイ系 ポンプ吐出圧力	
低圧炉心スプレイ系 ポンプ吐出圧力	0～4 MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350 °C 程度までの温度測定が可能。
使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 500 °C 程度までの温度測定が可能。
使用済燃料プール温度 (S A)	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350 °C 程度までの温度測定が可能。

注記 *1: 基準点は、原子炉圧力容器零レベルより 上とする。(蒸気乾燥器スカート下端)

*2: 基準点は、原子炉圧力容器零レベルより 上とする。(燃料有効長頂部)

*3: 基準点は、通常運転水位 EL.

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

V-1-7 放射線管理施設の説明書

V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置	1
3.1 換気設備	1
3.2 生体遮蔽装置	3
3.3 可搬型照明	3
3.4 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	3
3.5 チェンジングエリア	3
4. 設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価	4
4.1 判断基準	4
4.2 想定事象	4
4.3 被ばく形態	4
4.4 解析のための前提条件	8
4.5 大気拡散の評価	17
4.6 運転員の実効線量評価	37
4.7 判断基準への適合性	66
5. 中央制御室（炉心の著しい損傷）の居住性に係る被ばく評価	69
5.1 判断基準	69
5.2 想定事象	69
5.3 被ばく経路	70
5.4 被ばく評価期間	70
5.5 運転員の勤務形態	70
5.6 大気中への放出量評価	73
5.7 大気拡散の評価	82
5.8 実効線量の評価	95
5.9 判断基準への適合性	128
5.10 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価	131
5.11 中央制御室の居住性評価のまとめ	141
6. 熱除去の検討	142
6.1 中央制御室遮蔽壁入射線量の設定方法	142
6.2 温度上昇の計算方法	142
6.3 温度上昇のまとめ	142
7. 計算機コード概要	143

7.1	QAD-CGGP2R	143
7.2	ANISN	146
7.3	G33-GP2R	148
7.4	ORIGEN2	151

1. 概要

本説明書は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 38 条及び第 74 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づく中央制御室の居住性について、居住性を確保するための基本方針、居住性に係る設備の設計方針、放射線防護措置の有効性を示す評価等を含めて説明するものである。

2. 基本方針

中央制御室は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常（以下「一次冷却材喪失事故等」という。）が発生した場合に、発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、運転員が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作ができる設計とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設する。

3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置

中央制御室の居住性を確保するための設備等の対策を以下のとおり講じる。

3.1 換気設備

中央制御室の換気設備は、通常時、中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系排気用ファンにより中央制御室の換気を行う設計とする。事故時は、外気を遮断し、中央制御室換気系フィルタ系ファンによりフィルタを通した閉回路再循環運転とし、放射線被ばくから防護する設計とする。

格納容器ベント時の運転員の被ばくを低減する対策として、中央制御室内に中央制御室待避室を設置する。ベント実施時には待避室内に待機可能とし、中央制御室待避室内は中央制御室待避室空気ポンプユニット（空気ポンプ）により 5 時間加圧する設計とする。

中央制御室換気系設備は、外部電源が喪失した場合、非常用電源設備から給電される。また、炉心の著しい損傷が発生した場合にも、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とする。その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の 2 C 非常用ディーゼル発電機及び 2 D 非常用ディーゼル発電機を重大事故対処設備として使用する。

(1) 中央制御室換気系高性能粒子フィルタ

中央制御室換気系高性能粒子フィルタのろ材は、ガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。

中央制御室換気系高性能粒子フィルタによる微粒子の除去効率は、99.97 %となるよう設計する。この除去効率（設計値）は、線量の評価に用いるため、適切に維持及び管理を行う。

中央制御室換気系高性能粒子フィルタの除去効率が、中央制御室（炉心の著しい損傷）の居住性に係る被ばく評価条件下においても適用できることを以下に確認する。

a. 温度及び湿度条件

中央制御室は、格納容器から離れた位置にあるため、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。

b. 保持容量

中央制御室換気系高性能粒子フィルタの保持容量は約 2250 g である。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンス「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）シナリオにおいて大気中へ放出され、中央制御室内に流入する微粒子は約 7.5×10^{-4} g である。

これは、安定核種も踏まえて、保守的に格納容器圧力逃がし装置による除去効果を見捨てて評価したものである。また、微粒子は格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋から放出されるものとして、大気拡散効果を考慮し、中央制御室内に取り込まれた微粒子は、全量がフィルタに捕集されるものとした。

以上のとおり、中央制御室（炉心の著しい損傷）の居住性に係る被ばく評価条件下においても中央制御室換気系高性能粒子フィルタには、微粒子を十分に捕集できる容量があるので、粒子状放射性物質に対するフィルタ除去効率 99 %は確保できる。

(2) 中央制御室換気系チャコールフィルタ

中央制御室換気系チャコールフィルタによるよう素除去効率は 97 %となるよう設計する。この除去効率（設計値）は、線量の評価に用いるため、適切に維持及び管理を行う。

上記の中央制御室換気系チャコールフィルタの除去効率は、中央制御室（炉心の著しい損傷）の居住性に係る被ばく評価条件下においても適用できることを以下に確認する。

a. 温度及び湿度条件

中央制御室は、原子炉格納容器から離れた位置にあるため、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。

b. 保持容量

中央制御室換気系チャコールフィルタの保持容量は約 99 g である。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンス「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）シナリオにおいて大気中へ放出され、中央制御室内に流入するよう素は約 1.4×10^{-1} g である。これは、「(1) 中央制御室換気系高性能粒子フィルタについて」と同様の評価手法で評価したものである。ただし、よう素の化学形態はすべて無機よう素及び有機よう素とし、中央制御室内に取り込まれたよう素は、全量が中央制御室換気系チャコールフィルタに捕集されるものとした。

以上のとおり、中央制御室（炉心の著しい損傷）居住性に係る被ばく評価条件下においても、中央制御室換気系チャコールフィルタには、よう素を十分に捕集できる容量があるので、フィルタ除去効率 95 %は確保できる。

3.2 生体遮蔽装置

中央制御室遮蔽は、設計基準事故が発生した場合においては事故後 30 日間、炉心の著しい損傷が発生した場合においては事故後 7 日間とどまっても、中央制御室の建屋の気密性及び中央制御室換気系の機能とあいまって、居住性に係る判断基準 100 mSv を超えない設計とする。

中央制御室遮蔽の放射線の遮蔽及び熱除去の評価については、「6. 熱除去の検討」に示す。

3.3 可搬型照明

計測制御系統施設の可搬型照明（S A）により、炉心の著しい損傷が発生した場合に常設の照明が使用できなくなった場合においても、中央制御室の制御盤での操作及び中央制御室チェンジングエリアでの身体の汚染検査、防護具の着替え等に必要な照度を確保する。

可搬型照明（S A）の詳細については、添付書類「V-1-1-12 非常用照明に関する説明書」に示す。

3.4 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の対応として、室内の酸素及び二酸化炭素濃度を確認する乾電池等を電源とした携行式の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の詳細については、添付書類「V-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

3.5 チェンジングエリア

炉心の著しい損傷が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止することができるよう身体の汚染検査、防護具の着替え等を行うための区画（チェンジングエリア）を設けることができる設計とする。

チェンジングエリアの詳細については添付書類「V-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

4. 設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価

4.1 判断基準

設計基準事故時における中央制御室の放射線業務従事者についての被ばく評価結果が、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」第7条第1項における緊急時作業に係る線量限度 100 mSv 以下であることを確認する。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(以下「被ばく評価手法(内規)」という。)に基づき実施する。

4.2 想定事象

原子炉施設の構造、特性及び安全上の諸対策を考慮して、放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故の対応として、格納容器内放出と格納容器外放出の2種類を考えるものとし、東海第二発電所 原子炉設置変更許可申請書(原子炉施設の変更)(平成12年10月) 添付書類十の「3.4 環境への放射性物質の異常な放出」及び「4. 重大事故及び仮想事故」で考慮されている事故のうち、環境への放射性物質の放出量評価の観点から最も厳しい条件として、格納容器内放出事故として原子炉冷却材喪失(仮想事故)、格納容器外放出として主蒸気管破断(仮想事故)をそれぞれ想定する。

4.3 被ばく形態

原子力発電所で事故が発生した場合、プラントから放射性物質が放出される可能性がある。

このとき、中央制御室内にいる運転員は、中央制御室内にとどまり、事故の状況を的確に把握するとともに、事故の拡大の防止に努める。

このとき、大気中に放出された放射性物質が、中央制御室の換気系を通じて中央制御室内に流入し、中央制御室内に滞在している運転員は被ばくする。

さらに、事故が発生すると、通常時に滞在していた運転員を支援するため、他の運転員が外部から入退域したり、事故が長期にわたると運転員の交替が必要となり中央制御室への入退域が生じ、この入退域時にも運転員は被ばくする。

以上より、次の被ばく経路を考慮する(図4-1)。

(1) 中央制御室内での被ばく

- ① 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく
- ② 大気中へ放出された放射性物質による被ばく
- ③ 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく

(2) 入退域での被ばく

- ④ 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく
- ⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

なお、各事故時における運転員の被ばく経路を図4-2及び図4-3に示す。

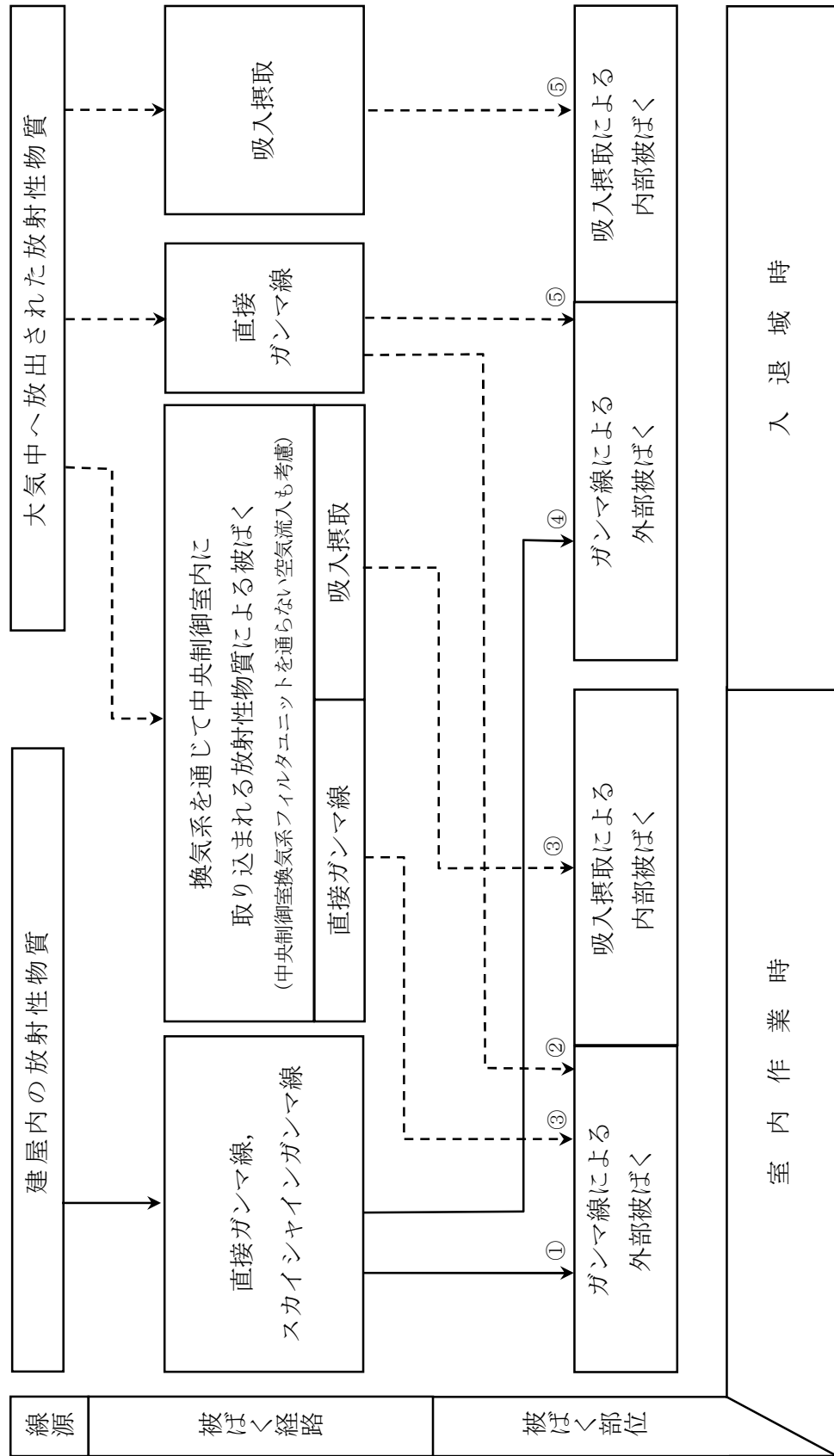


図 4-1 設計基準事故時における中央制御室の運転員の被ばく経路

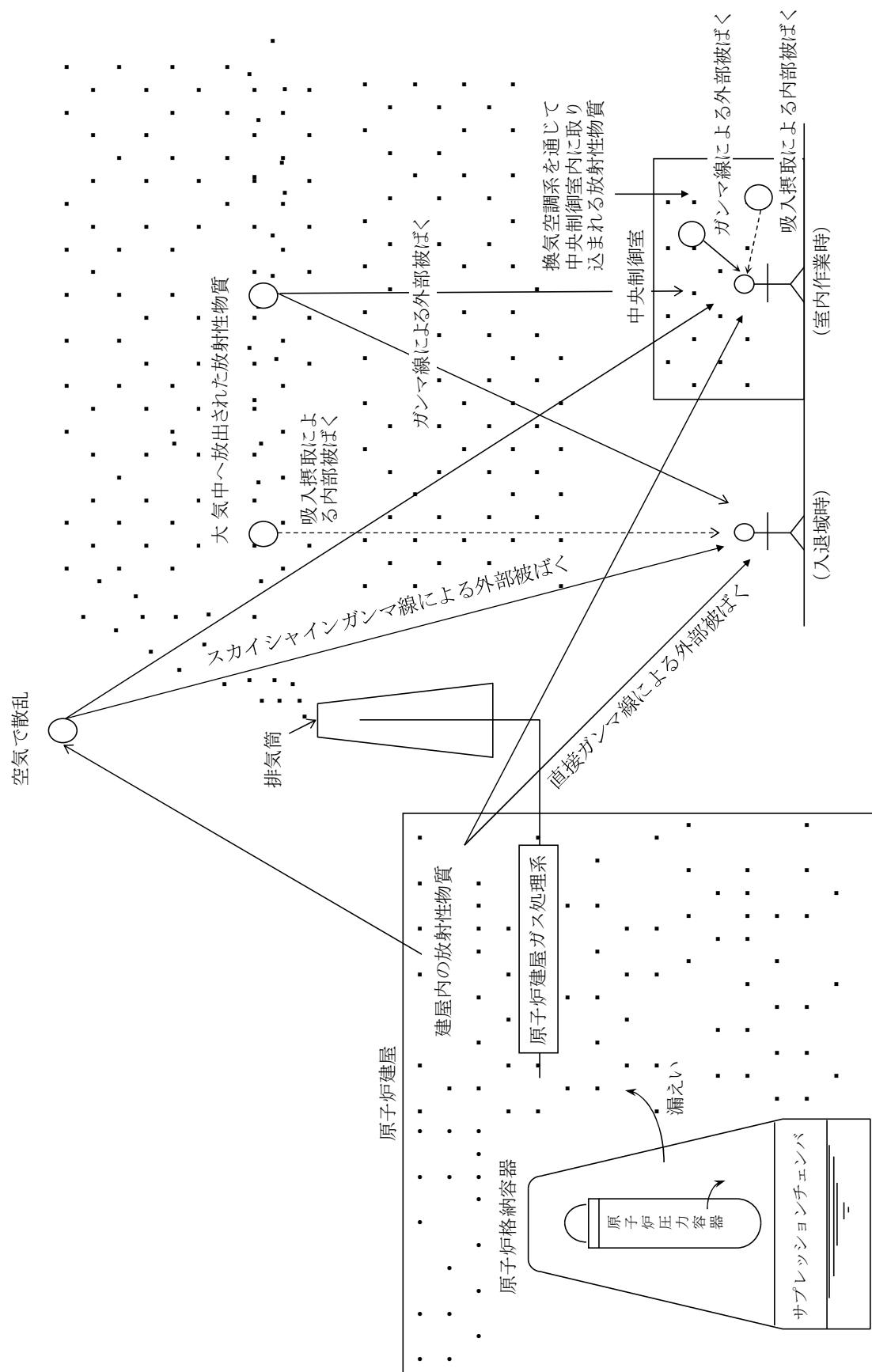


図 4-2 原子炉冷却材喪失時の中央制御室の運転員の被ばく経路

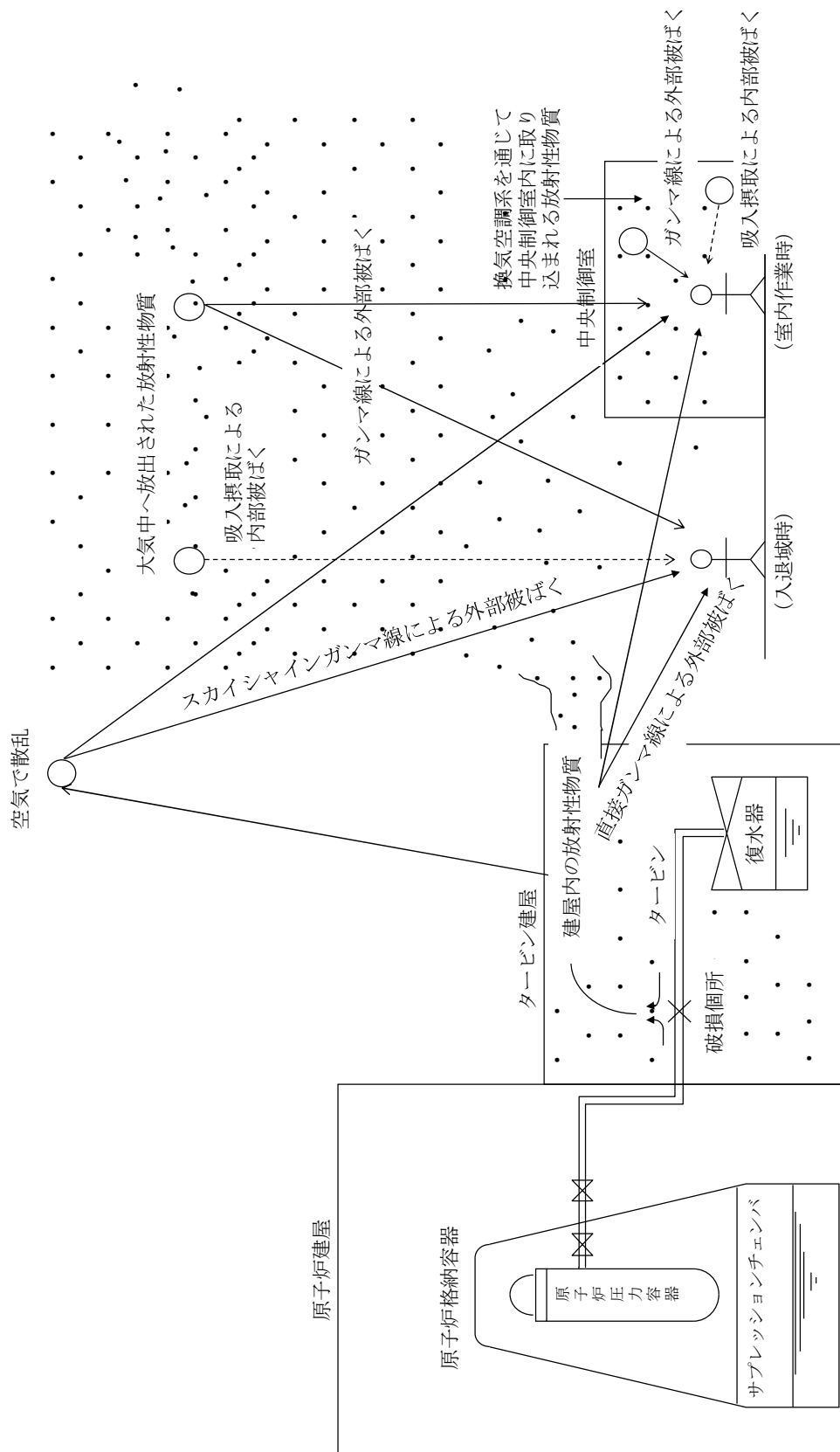


図 4-3 主蒸気管破断時の中央制御室の運転員の被ばく経路

4.4 解析のための前提条件

原子炉冷却材喪失（仮想事故）時及び主蒸気管破断（仮想事故）時の中央制御室の運転員の実効線量の計算は、次の前提条件に基づき行う。

(1) 被ばく評価期間

中央制御室の運転員に係る被ばく評価期間は、事故発生後 30 日間とする。

(2) 事故時の放射性物質の放出量

原子炉冷却材喪失（仮想事故）時及び主蒸気管破断（仮想事故）時の建屋内の放射性物質の存在量及び大気への放出量は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日 原子力安全委員会決定、一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員会）」（以下「安全評価指針」という。）に基づき評価された、東海第二発電所原子炉設置変更許可申請書（原子炉施設の変更）（平成 12 年 10 月）添付書類十の「4. 重大事故及び仮想事故」（以下「申請書添付十」という。）に基づくものとする。

a. 原子炉冷却材喪失（仮想事故）

放射性希ガス（以下「希ガス」という。）及び放射性よう素（以下「よう素」という。）の大気放出過程を図 4-4 及び図 4-5 に示す。放出経路における放射性物質の移行に関する条件を以下に示す。

- (a) 原子炉は事故発生直前まで定格出力の約 105 %（熱出力 3440 MW）で十分長時間（2000 日）運転していたものとする。
- (b) 事故発生後、格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス 100 %、よう素 50 %の割合とする。
- (c) 格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は 10 %とし、残りの 90 %は無機よう素とする。
- (d) 格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50 %が格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、格納容器から漏えいしないものとする。有機よう素及び希ガスについてはこの効果は無視するものとする。
- (e) 格納容器スプレイによりサプレッション・チェンバのプール水に無機よう素が溶解する効果は、分配係数（気相濃度と液相濃度の比）で 100 とする。有機よう素及び希ガスについてはこの効果は無視するものとする。
- (f) 格納容器内での放射性物質の崩壊を考慮する。
- (g) 通常運転時に作動している原子炉建屋の常用換気系は、原子炉水位低、ドライウェル圧力高又は原子炉建屋放射能高の信号により原子炉建屋ガス処理系に切り替えられる。原子炉建屋内の放射性物質については、床、壁等に沈着することによる除去効果は無視し、崩壊のみを考える。
- (h) 格納容器スプレイ冷却系の作動により、格納容器内圧力が低下するため格納容器から原子炉建屋内への希ガス及びよう素の漏えいは減少するが、評価上の漏えい率は、設計上定められた最大値（0.5 %/d）で一定とする。

なお、非常用炉心冷却系により格納容器外へ導かれたサプレッション・チェンバのプール水の漏えいによる放射性物質の放出量は、格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく、有意な寄与はないためその評価を省略する。

- (i) 非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタの設計よう素除去効率は、90 % 以上であるが、ここでは余裕をとり、よう素の除去効率を 80 % とする。

また、原子炉建屋原子炉棟から、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の 2 系統を通り大気中に放出されるよう素の除去効率については、この 2 系統のよう素用チャコールフィルタの設計よう素除去効率はそれぞれ 90 % 以上、97 % 以上であるが、ここでは余裕をとり 90 % とする。

- (j) 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の容量は、それぞれ設計で定められた値 (4.8 回/d 及び 1 回 /d) とする。
- (k) 格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中へ放出されるものとする。

b. 主蒸気管破断 (仮想事故)

希ガス及び放射性ハロゲン等 (以下「ハロゲン等」という。) の大気放出過程を図 4-6 及び図 4-7 に示す。放出経路における放射性物質の移行に関する条件を以下に示す。

- (a) 主蒸気隔離弁が全閉するまでに破断口を通して流出する蒸気及び水の量は、事故解析により得られた次の値を使用する。

蒸 気	1.3×10^4 kg
水	2.2×10^4 kg

- (b) 液相として放出される冷却材中に含まれるハロゲン等の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度である 4.6×10^3 Bq/g に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。

また、気相として放出される冷却材中に含まれるハロゲンの濃度は、液相中の濃度の 1/50 とする。

- (c) 原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、I-131 については先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んで 4.44×10^{14} Bq が冷却材中へ放出されるものとする。追加放出されるその他の放射性物質についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについては、よう素の 2 倍の放出があるものとする。
- (d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の 1 % が破断口から放出されるものとする。
- (e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出に関しては、主蒸気隔離弁閉止直後にこれらのすべての放射性物質が原子炉冷却材中に放出されるものとする。
- (f) 主蒸気隔離弁閉止後の主蒸気系からの漏えいは、120 %/d の漏えい率で事故評価期間中一定と仮定する。
- (g) 主蒸気隔離弁閉止後、残留熱除去系、逃がし安全弁等を通じて崩壊熱相当の蒸気がサプレッション・チェンバのプール水中に移行するものとし、その蒸気流量は原子炉压力容器気相体積の 100 倍/d とする。

この蒸気に含まれる放射性物質は被ばくには寄与しないものとする。

- (h) 燃料棒から追加放出される放射性物質のうち、希ガスはすべて瞬時に気相部へ移行するものとする。放出されたよう素のうち、有機よう素の割合は10 %とし、残りの90 %は無機よう素とする。有機よう素のうち10 %は瞬時に気相部へ移行するものとする。有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリアオーバーされる割合は2 %とする。
- (i) 主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるものと仮定する。
- 主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気系から漏えいした放射性物質は、大気中に地上放散されるものとする。

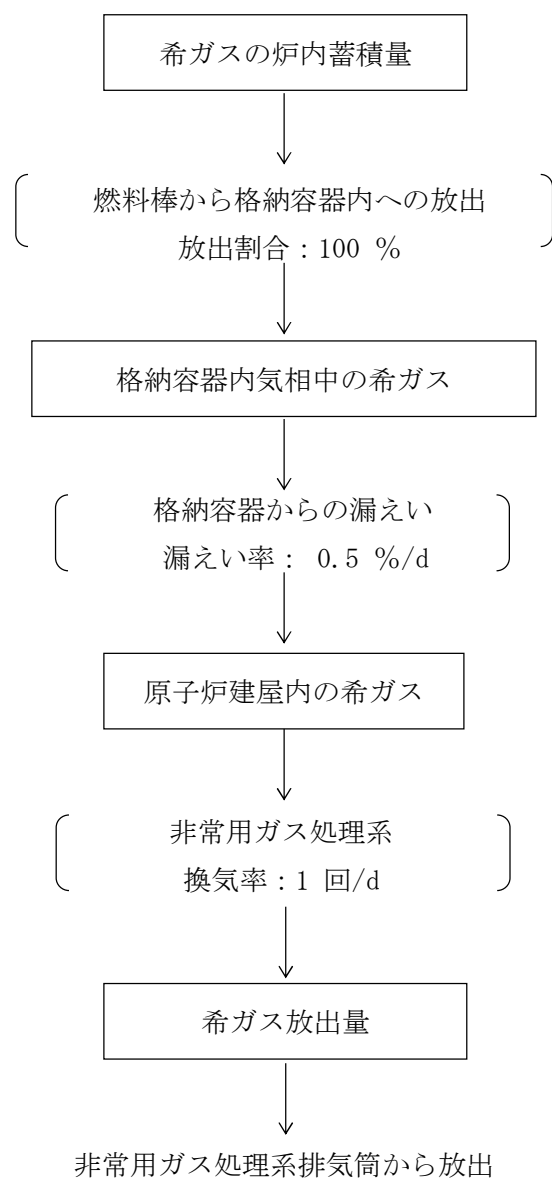


図 4-4 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程

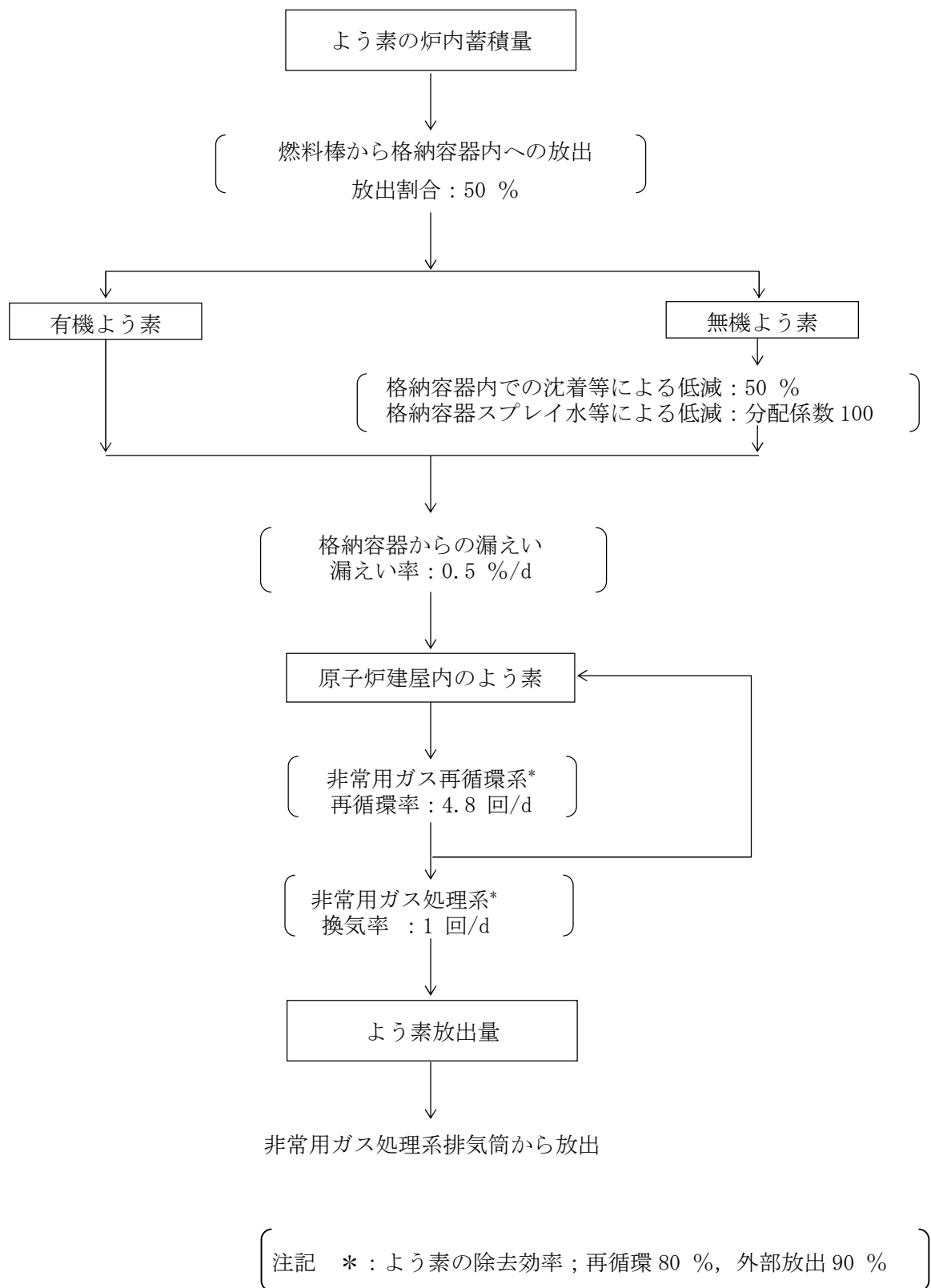


図 4-5 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時のよう素の大気放出過程

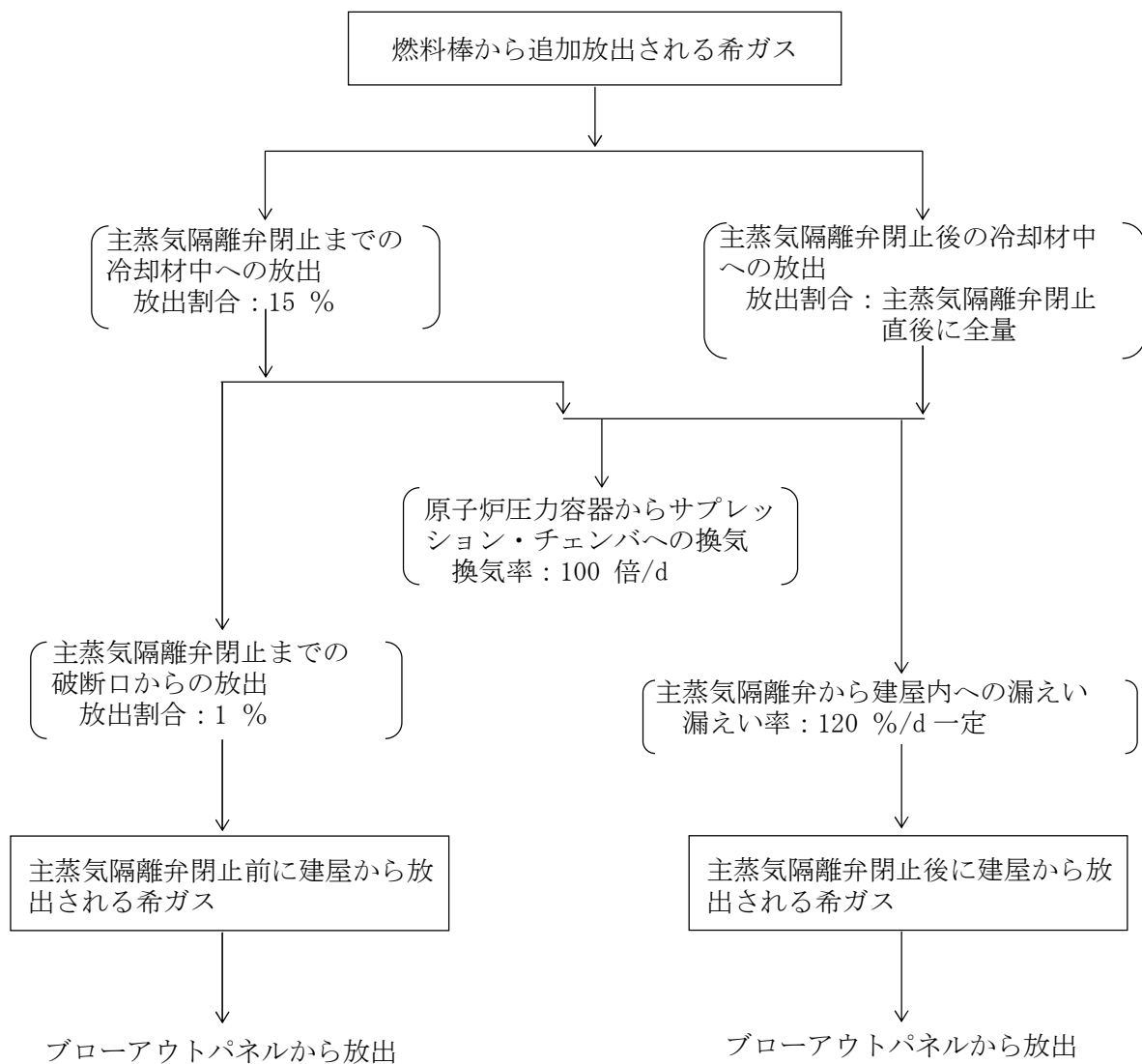


図 4-6 主蒸気管破断（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程

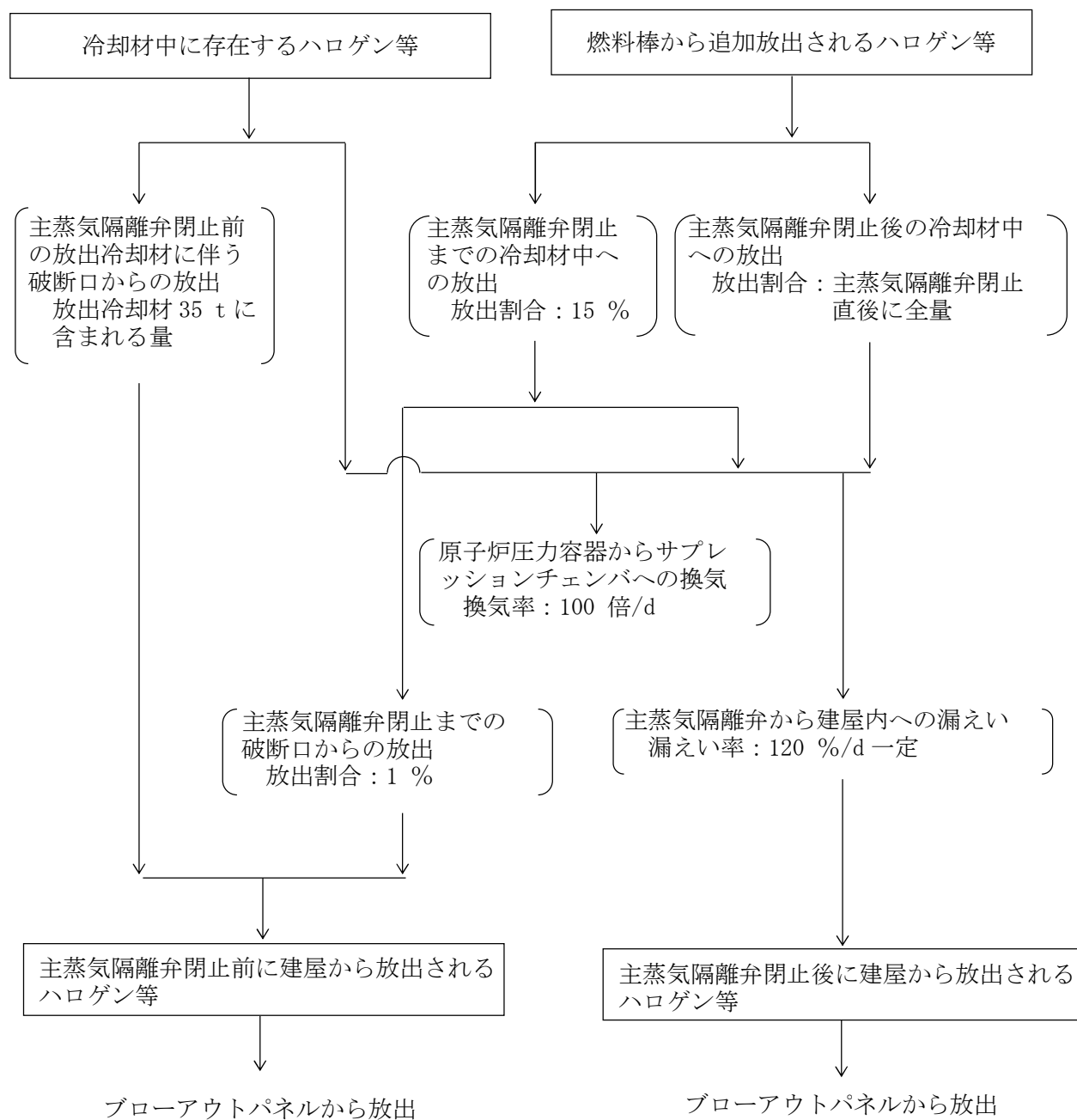


図 4-7 主蒸気管破断（仮想事故）時のハロゲン等の大気放出過程

(3) 運転員の勤務形態

運転員の勤務形態としては5直2交替を仮定し、運転員一人当たりの評価期間中の平均的な実効線量を評価する。

(4) 直交替を考慮した場合の被ばく評価方法

直交替を考慮した場合の線量は、被ばく評価期間中の運転員一人当たりの平均的な線量として評価する。直交替を考慮した場合の具体的な計算方法は、以下による。

入退域に要する時間は、非居住区域境界から中央制御室への建屋出入口までの運転員の移動経路を考慮し、余裕をみて1直あたり片道15分を要するものとする。

なお、入退域時の評価地点は、中央制御室への建屋出入口とし、そこに15分間とどまるものと仮定する。

a. 室内作業時の被ばく評価方法

直交替を考慮した場合の室内作業時の実効線量は、中央制御室内に30日間連続滞在した場合の線量を求め、その値に直交替による滞在時間割合を掛け合わせるにより計算する。

$$30 \text{ 日間の積算線量} \times \text{直交替による滞在時間割合}^*$$

注記 *：実際の交替勤務（5直2交替）の30日間勤務での最大勤務直の滞在時間割合（約0.27222）を使用する。

b. 入退域での被ばく評価方法

直交替を考慮した場合の入退域時の実効線量は、中央制御室内への建屋出入口に30日間連続滞在した場合の線量を求め、その値に入退域所要時間割合を掛け合わせるにより計算する。

$$30 \text{ 日間の積算線量} \times \text{入退域所要時間割合}^*$$

注記 *：実際の交替勤務（5直2交替）の30日間勤務での最大勤務直の滞在時間割合（約0.01111）を使用する。

(5) よう素の線量換算係数及び呼吸率

実効線量の算出に用いるよう素の線量換算係数及び呼吸率は表4-1に示す値を用いる。

表 4-1 評価に用いる線量換算係数及び呼吸率

項 目	数 値 等	出 典
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して、 成人実効線量換算係数を使用 I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq	ICRP Publication 71*
呼 吸 率 (成人活動時の呼吸率)	1.2 m ³ /h	ICRP Publication 71*

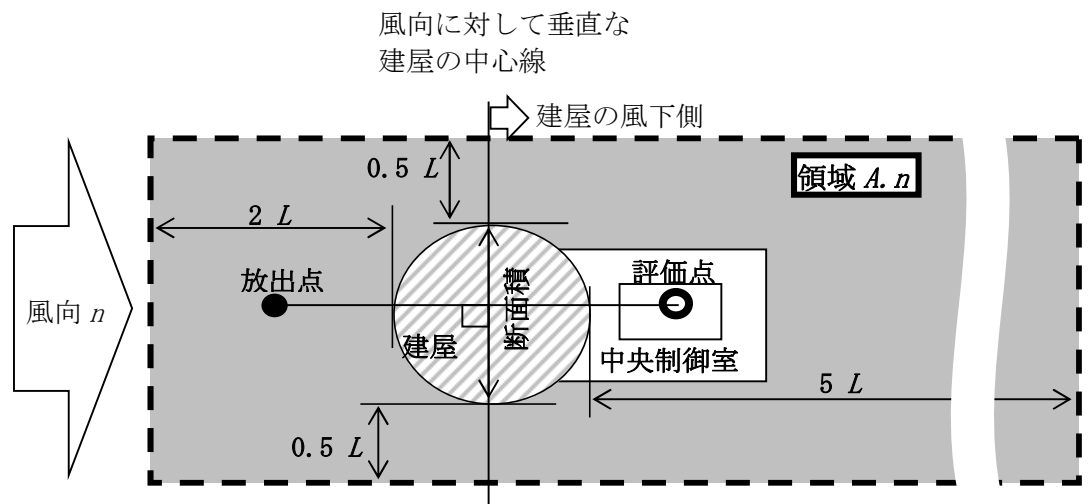
注記 * : Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : Part 4 Inhalation Dose Coefficients, ICRP Publication 71 (1995)

4.5 大気拡散の評価

設計基準事故時の中央制御室の居住性に係る被ばく評価に使用する相対濃度及び相対線量は、「被ばく評価手法について（内規）」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定，一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会）」（以下「気象指針」という。）に基づき評価する。

(1) 放射性物質の大気拡散

- a. 放射性物質の空気中の濃度は，放出源高さ及び気象条件に応じて，空間濃度が正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
- b. 風向，風速，大気安定度及び降雨の観測項目は，現地において1年間（2005年4月～2006年3月）観測して得られた気象資料を用いる。
- c. 中央制御室の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には，建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
- d. 原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる条件としては，放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について，次に示す条件すべてに該当した場合，放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し，評価点に到達するものとする。
 - (a) 放出源の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合
 - (b) 放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向 n について，放出源の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（領域 A_n ）の中にある場合



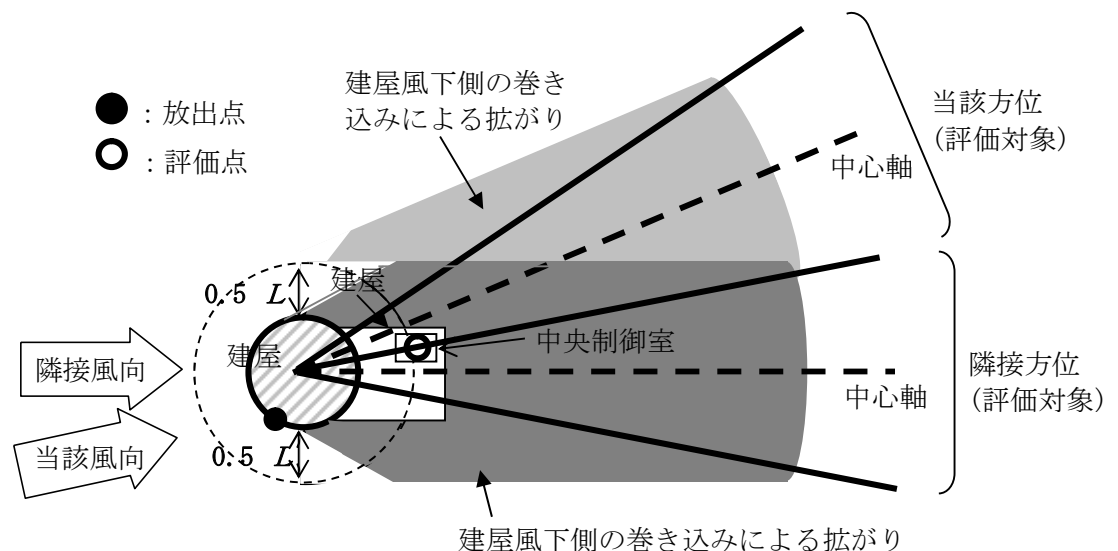
注： L は風向に垂直な建屋又は建屋群の，投影面高さ又は投影幅の小さい方

(c) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合

上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする。

中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては、放射性物質の放出源として原子炉建屋を仮定することから、建屋の影響があるものとして評価を行う。

- e. 中央制御室の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、次の図に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。



(2) 建屋による巻き込みの評価条件

a. 巻き込みを生じる代表建屋

(a) 原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じるものとする。

(b) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉建屋、タービン建屋、サービス建屋及び廃棄物処理建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。

b. 放射性物質濃度の評価点

(a) 中央制御室内には、次のイ又はロによって、中央制御室が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。

イ. 事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入

ロ. 事故時に外気を取入れを遮断する場合は、室内への直接流入

- (b) 建屋による巻き込みの影響が生じる場合、中央制御室が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。

このため、中央制御室換気系の非常時の運転モードに応じて、次のイ又はロによって、中央制御室が属する建屋の表面の濃度を計算する。

イ. 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている中央制御室が属する建屋の表面とする。

ロ. 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、中央制御室が属する建屋の表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。

- (c) 代表面における評価点

イ. 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。

屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。

ロ. 代表評価面を、中央制御室が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。

また、中央制御室が屋上面から離れている場合は、中央制御室が属する建屋の側面を代表面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。

ハ. 屋上面を代表面とする場合は、評価点として中央制御室の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。

また、 $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、 σ_{y0} 、 σ_{z0} の値を適用してもよい。

- c. 着目方位

- (a) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、(1)e 項の図に示すように、代表建屋の後流側の拡がり影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。

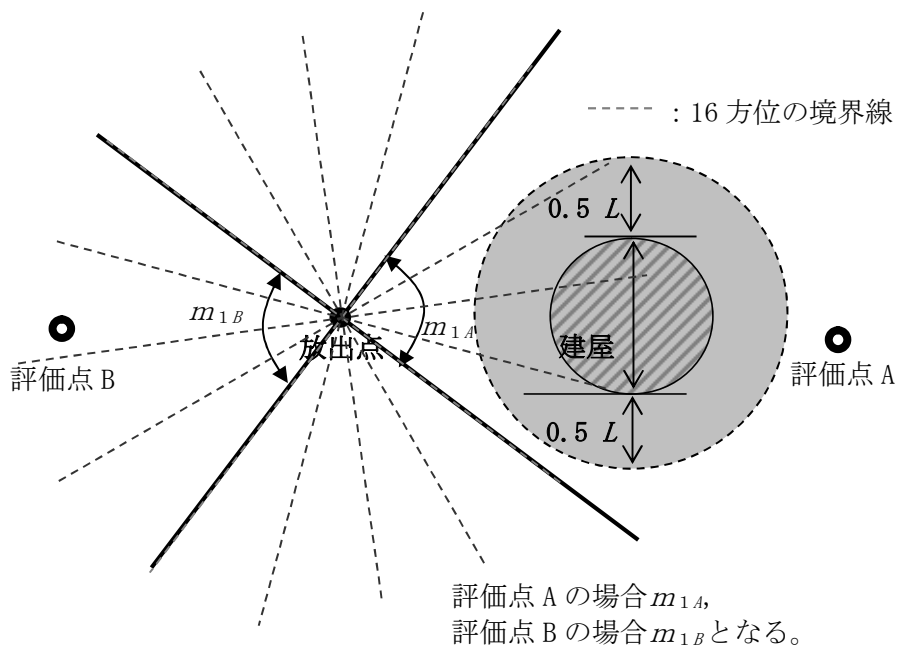
評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。

具体的には、全 16 方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

イ. 放出点が評価点の風上にあること。

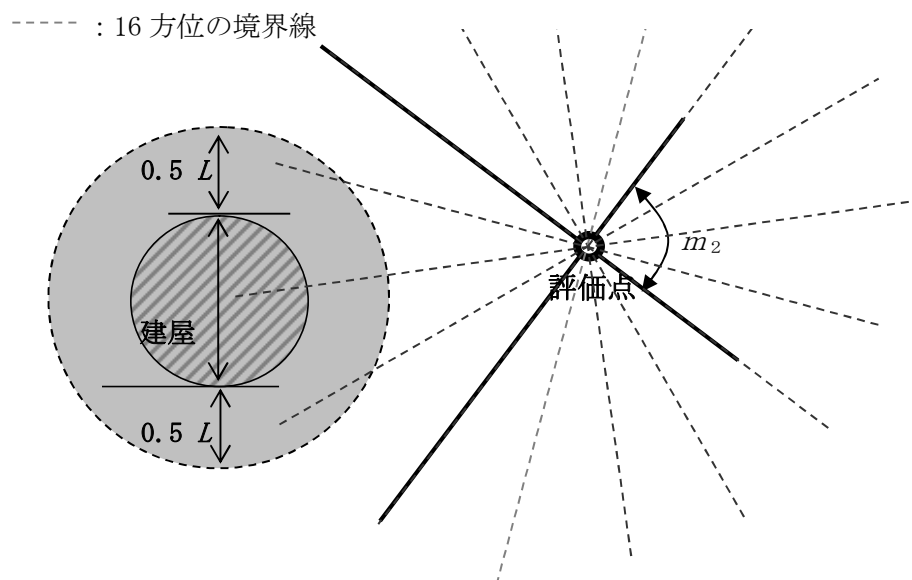
ロ. 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位 m_1 の選定には、次の図のような方位を用いることができる。

本図の対象となる二つの風向の方位の範囲 m_{1A} 、 m_{1B} のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、 $0.5L$ の拡散領域（次の図のハッチング部分）の内部にある場合は、風向の方位 m_1 は放出点が評価点の風上となる 180 度が対象となる。



注： L は風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

ハ. 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位 m_2 の選定には、次の図に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、 $0.5 L$ の拡散領域（次の図のハッチング部分）の内部にある場合は、風向の方位 m_2 は放出点が評価点の風上となる 180 度が対象となる。

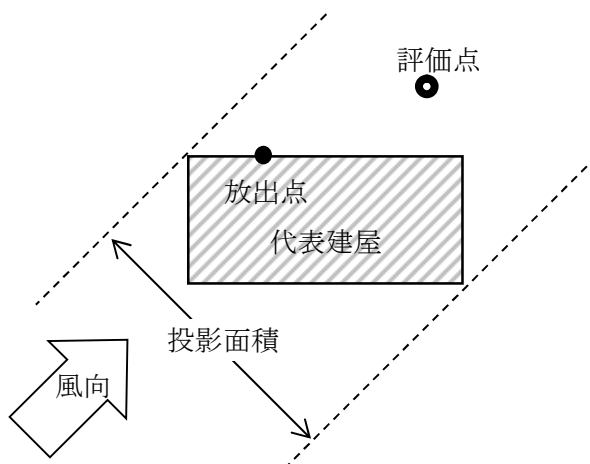


注： L は風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

上図は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる。

d. 建屋投影面積

(a) 下図に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。



- (b) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。
- (c) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。
- (3) 相対濃度及び相対線量の評価方法
- a. 大気拡散の基本式

放射性物質の大気拡散の計算式は、気象指針に記載の計算式を適用する。

- (a) 建屋の影響がない場合の基本拡散式

放射性物質の空気中濃度(χ)又は放出源における放出率で規格化した相対濃度(χ/Q)は、放出源の高さ、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\}\right] \quad (4.1)$$

ここで、

$\chi(x, y, z)$: 点(x, y, z)における放射性物質の空気中濃度 (Bq/m³)

Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s)

U : 風速 (m/s)

λ : 放射性物質の崩壊定数 (1/s)

H : 放出源の高さ (m)

z : 評価点の高さ (m)

σ_y : 平地での濃度分布の y 方向の拡がりパラメータ (m)

σ_z : 平地での濃度分布の z 方向の拡がりパラメータ (m)

拡散式の座標は、放出源直下の地表を原点に、風下方向を x 軸、その直角方向を y 軸、鉛直方向を z 軸とする直角座標である。

ここで通常、放射性物質の放射性崩壊による減衰項は考慮しない。すなわち、(4.1)式で、放射性崩壊による減衰項を次のとおりとする。

$$\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1$$

以上より、放射性崩壊による減衰項を 1 とすると、(4.1)式は以下ようになる。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\}\right] \quad \cdot \cdot (4.2)$$

なお、濃度分布の拡がりパラメータ σ_y 及び σ_z は、気象指針のとおりとする。

(b) 建屋の影響がある場合の基本拡散式

建屋の影響がある場合には、放射性物質の空气中濃度 (χ) 又は放出源における放出率で規格化した相対濃度 (χ/Q) は、平地における大気拡散による拡がりパラメータである σ_y 及び σ_z に、建屋の風下側の巻き込みによる初期拡散パラメータ σ_{y0} 及び σ_{z0} を加えた総合的な拡散パラメータである Σ_y 及び Σ_z を適用して計算する。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \cdot \Sigma_y \cdot \Sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\}\right] \quad \cdot (4.3)$$

$$\Sigma_y^2 = \sigma_{y0}^2 + \sigma_y^2, \quad \Sigma_z^2 = \sigma_{z0}^2 + \sigma_z^2$$

$$\sigma_{y0}^2 = \sigma_{z0}^2 = \frac{cA}{\pi}$$

ここで、

Σ_y : 建屋の影響を加えた濃度分布の y 方向の拡がりパラメータ (m)

Σ_z : 建屋の影響を加えた濃度分布の z 方向の拡がりパラメータ (m)

σ_{y0} : 建屋の風下側の巻き込みの影響による y 方向の初期拡散パラメータ (m)

σ_{z0} : 建屋の風下側の巻き込みの影響による z 方向の初期拡散パラメータ (m)

A : 建屋の風向方向の投影面積 (m²)

c : 形状係数 (—)

ここで、(4.1)式の場合と同様に、放射性崩壊による減衰項を 1 とすると、(4.3)式は次のようになる。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \cdot \Sigma_y \cdot \Sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\}\right] \quad \cdot \cdot (4.4)$$

ロ. 長時間放出の場合

長時間放出の場合、 $(\chi/Q)_i$ の計算にあたっては、放射性物質の全量が一方位内に一様に分布すると仮定して次式により計算する。

$$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_{zi} \cdot U_i \cdot x} \cdot [\exp\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\} + \exp\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\}] \quad \cdot (4.8)$$

ここで、

x : 放出点から着目地点までの距離 (m)

(b) 建屋の影響がある場合の計算式

建屋の影響がある場合には、評価点を含む建屋の風下側では、放射性物質の濃度が建屋の投影面積に応じた拡がりをもって分布するものとして計算する。

イ. 短時間放出の場合

建屋の影響がない場合と同様、短時間放出の計算の場合には保守的に水平濃度分布の中心軸上に評価地点が存在し風向が一定であるものとして、次式によって濃度分布の最大値を計算する。

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \cdot \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot [\exp\{-\frac{(z-H)^2}{2\Sigma_{zi}^2}\} + \exp\{-\frac{(z+H)^2}{2\Sigma_{zi}^2}\}] \quad \cdot (4.9)$$

$$\Sigma_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}}, \quad \Sigma_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$$

ここで、

Σ_{yi} : 時刻 i における建屋の影響を加えた濃度分布の y 方向の拡がりパラメータ (m)

Σ_{zi} : 時刻 i における建屋の影響を加えた濃度分布の z 方向の拡がりパラメータ (m)

A : 建屋の風向方向の投影面積 (m^2)

c : 形状係数 (—)

なお、(4.9)式において、放出源と評価点での高度差による濃度の相違を考えないで、保守的に鉛直方向の最大濃度で計算する場合は、次式を用いる。

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \cdot \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot [1 + \exp\{-\frac{(2H)^2}{2\Sigma_{zi}^2}\}] \quad \cdot \cdot \cdot \cdot (4.10)$$

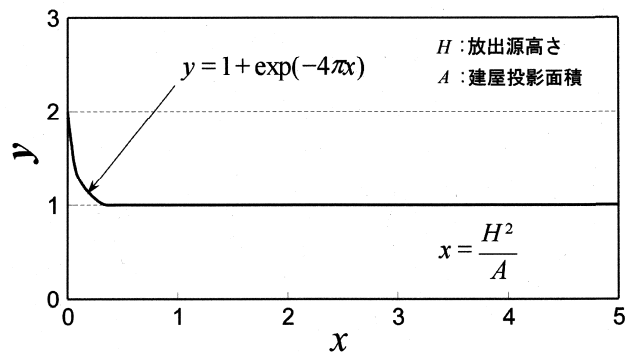
(4.10)式は、(4.9)式で、 $z = H$ とすれば得られる。

さらに、放出源高さが地表面と比較して十分高い場合、地表面からの反射による濃度の寄与は小さくなるため、(4.10)式において地表面の反射効果を示す右辺の指数減衰項を無視することができる。

よって、(4.10)式は、次式に簡素化することができる。

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \cdot \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} \cdot U_i} \quad \dots \dots \dots (4.11)$$

放出源の高さでの濃度を評価する場合には、建屋屋上面での評価を含め、下図によって、具体的に減衰項が無視できることが確認できる。この減衰項は、地上面での反射による影響である。



ロ. 長時間放出の場合

長時間放出の場合には、建屋の影響のない場合と同様に、1方位内で平均化した濃度として求める。

ただし、建屋の影響による拡がりの幅が風向の1方位の幅よりも拡がり隣接の方位にまで及ぶ場合には、建屋の影響がない場合の(4.8)式を用いて放射性物質の拡がりの全量を計算し1方位の幅で平均すると、短時間放出の(4.9)式で得られる最大濃度より大きな値となり不合理な結果となることがある。

この場合、平均化処理を行うかわりに、保守的に長時間でも短時間の計算式による最大濃度として計算を行う。

c. 相対線量の計算方法

大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対する線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算する。

空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1 Sv/Gy とする。

評価地点(x, y, 0)における空気カーマ率は、次式によって計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_{-\infty}^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \dots \dots (4.12)$$

ここで、

D : 評価地点(x, y, 0)における空気カーマ率 (μ Gy/s)

K_1 : 空気カーマ率への換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{ Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$

E : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_{en} : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)

μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)

r : (x', y', z') から $(x, y, 0)$ までの距離 (m)

$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数 (—)

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし、 μ_{en} 、 μ 、 α 、 β 、 γ については、0.5 MeV のガンマ線に対する値を用い、以下のとおりとする。

$$\mu_{\text{en}} = 3.84 \times 10^{-3} (\text{m}^{-1}), \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2} (\text{m}^{-1})$$

$$\alpha = 1.000, \quad \beta = 0.4492, \quad \gamma = 0.0038$$

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点 (x', y', z') における濃度 (Bq/m³)

なお、 $\chi(x', y', z')$ は、(3) a. 項の大気拡散の基本式に示される「(a) 建屋の影響がない場合の基本拡散式」の (4.2) 式及び「(b) 建屋の影響がある場合の基本拡散式」の (4.4) 式により計算する。

(4) 評価結果

設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価に使用する大気拡散評価条件を表 4-2 に示し、評価結果を表 4-3 に示す。

表 4-2 放射性物質の大気拡散評価条件 (1/2)

項 目	評価条件	備 考
気象条件	東海第二発電所の 2005 年 4 月～ 2006 年 3 月までの 1 年間の気象デ ータ (原子炉冷却材喪失) 排気筒付近の風を代表する標高約 148 m の風向, 風速データを使用 (主蒸気管破断) 地上風を代表する標高 18 m の風 向, 風速データを使用	—
放出源及び放出高さ	(原子炉冷却材喪失) 非常用ガス処理系排気筒 有効高さ: 95 m (主蒸気管破断) ブローアウトパネル 有効高さ: 0 m	—
実効放出継続時間	(原子炉冷却材喪失) 希ガス: 24 時間 よう素: 24 時間 (主蒸気管破断) 希ガス及びハロゲン等: 1 時間 よう素: 20 時間	—
建屋の影響	(原子炉冷却材喪失) 考慮しない (主蒸気管破断) 考慮する	4.5(1)d. 項に基づき, 放 出源が排気筒の場合は, 放出源の高さが建屋の高 さの 2.5 倍以上となるこ とから建屋の影響を受け ないものとして評価す る。 放出源が建屋の場合に は, 建屋の影響を受ける ものとして評価する。
大気拡散評価地点及び 評価距離	(原子炉冷却材喪失) 中央制御室中心 評価距離: 100 m サービス建屋入口 評価距離: 110 m (主蒸気管破断) 中央制御室中心 評価距離: 10 m サービス建屋入口 評価距離: 15 m	図 4-8 参照

表 4-2 放射性物質の大気拡散評価条件 (2/2)

項 目	評価条件	備 考
着目方位	(原子炉冷却材喪失) 中央制御室 W 方位 (1 方位) サービス建屋入口 W 方位 (1 方位) (主蒸気管破断) 中央制御室 S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N (9 方位) サービス建屋入口 S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N (9 方位)	図 4-9～図 4-12 参照
建屋の投影面積	(原子炉冷却材喪失) — (主蒸気管破断) 3000 m ² (原子炉建屋, 短手方向)	図 4-13 参照
巻き込みを生じる建屋の形状係数	1/2	気象指針より

表 4-3 設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) 評価結果

被ばく経路	評価点	項目		原子炉冷却材喪失 (仮想事故)	主蒸気管破断 (仮想事故)
室内 作業時	中央制御室 中心	D/Q (Gy/Bq)	希ガス*	4.9×10^{-20}	2.9×10^{-18}
		χ/Q (s/m ³)	希ガス*	1.2×10^{-6}	8.3×10^{-4}
			よう素	1.2×10^{-6}	4.9×10^{-4}
入退域時	サービス建屋 入口	D/Q (Gy/Bq)	希ガス*	5.0×10^{-20}	2.9×10^{-18}
		χ/Q (s/m ³)	よう素	1.2×10^{-6}	4.9×10^{-4}

注記 *：主蒸気管破断においては，希ガス及びハロゲン等を示す。

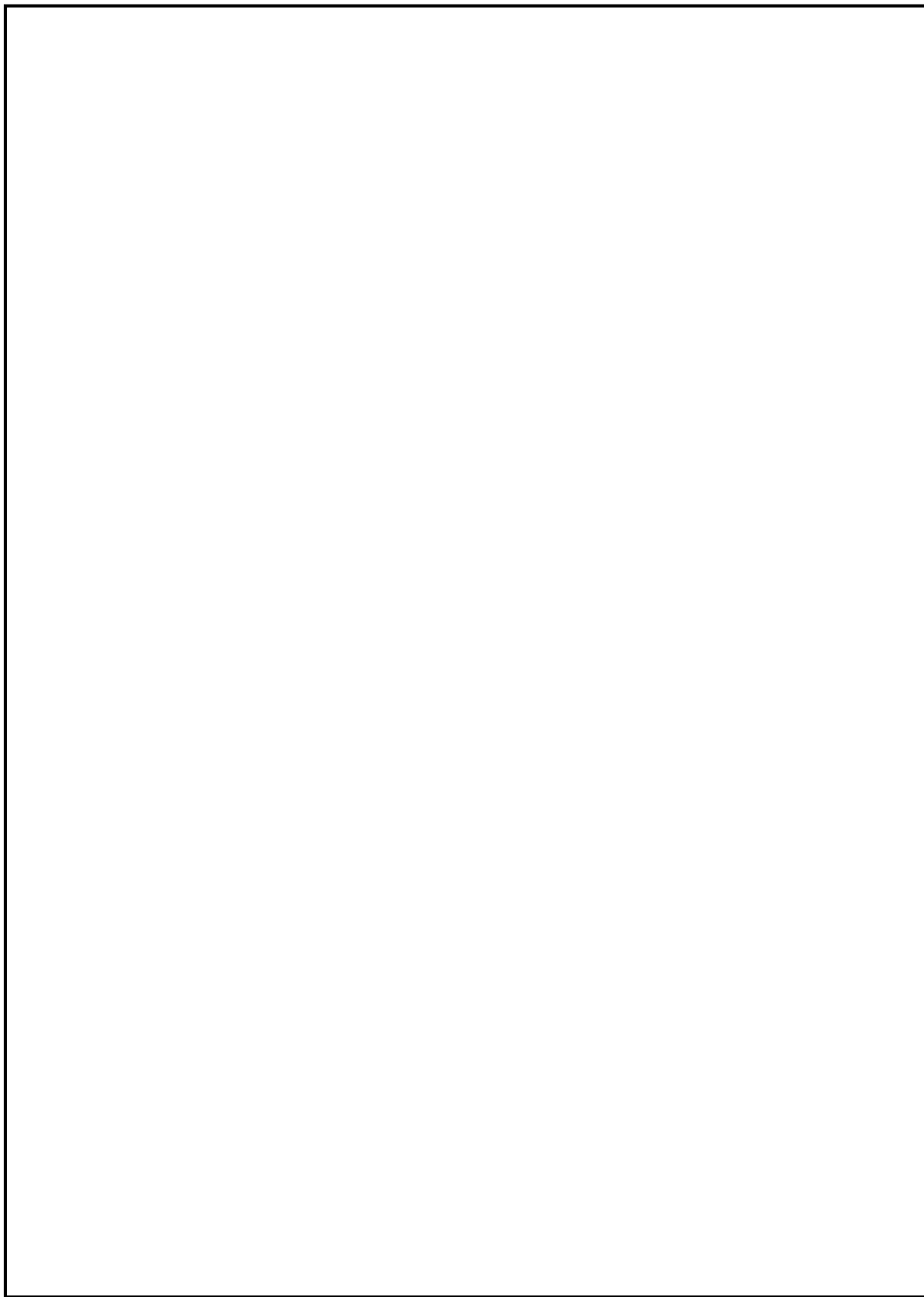


図 4-8 放射性物質の放出源と評価点の位置関係

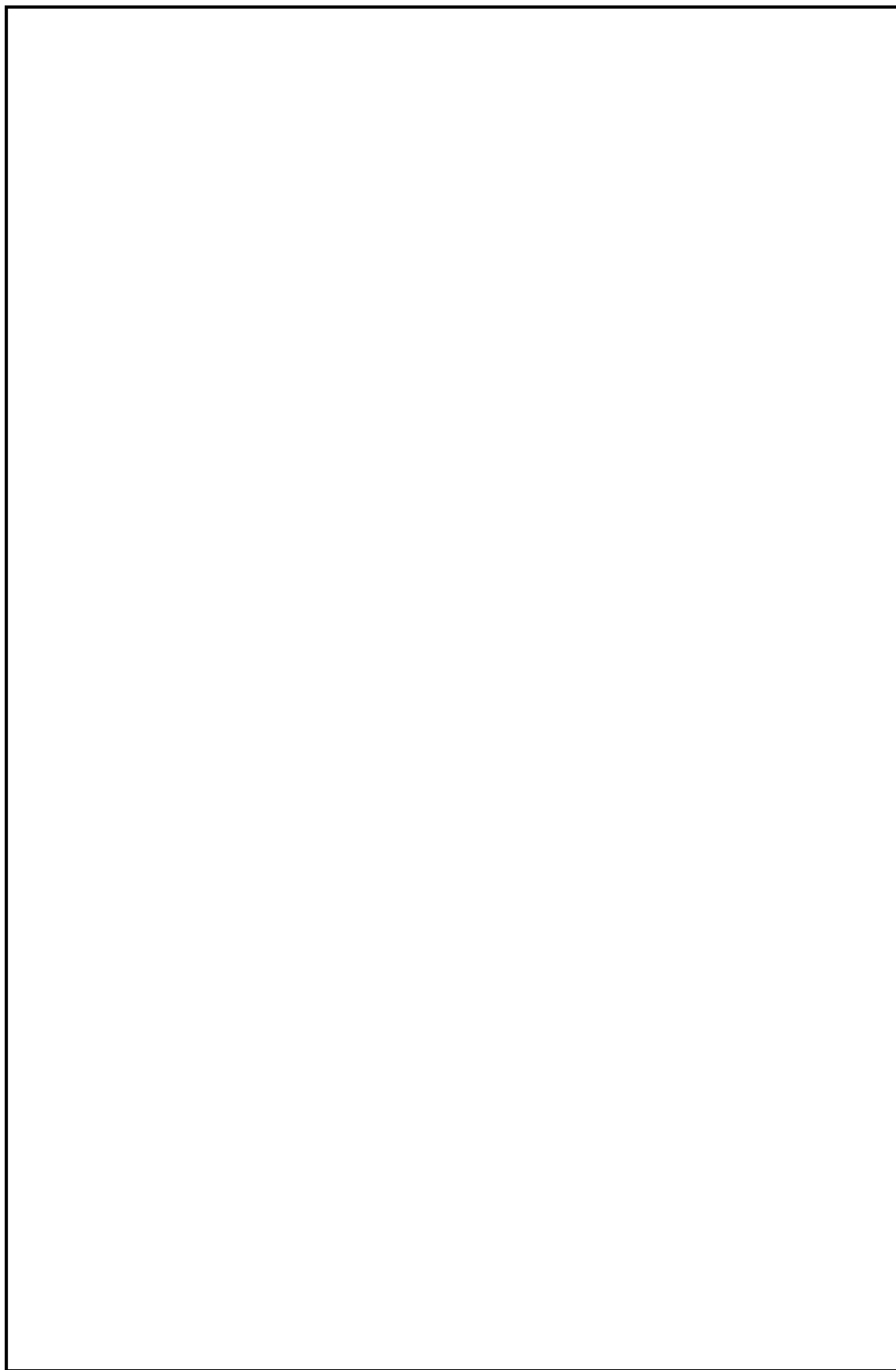


図 4-9 原子炉冷却材喪失時の室内作業時の評価方位（中央制御室中心）

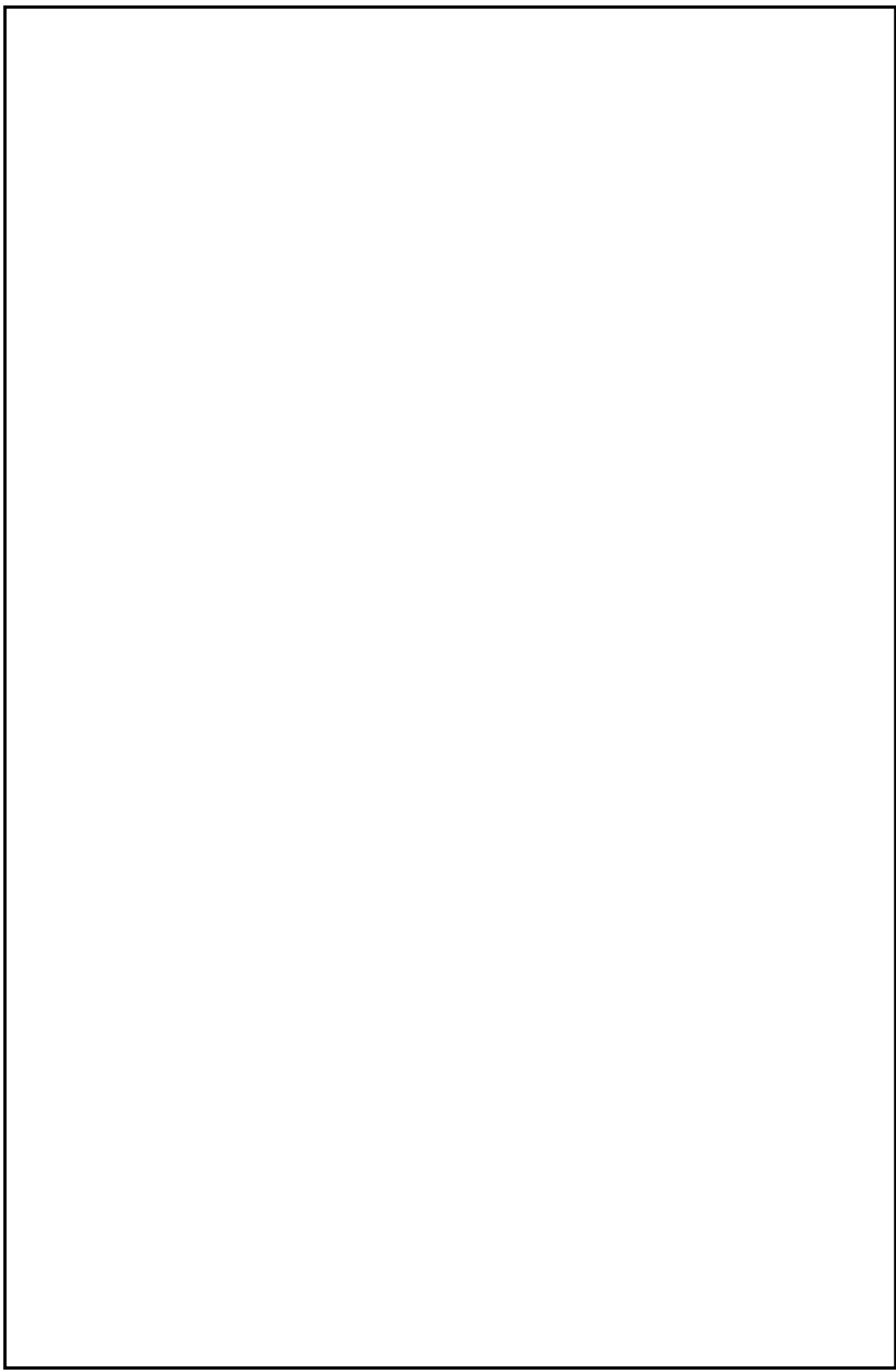


図 4-10 原子炉冷却材喪失時の入退域時の評価方位（サービス建屋入口）

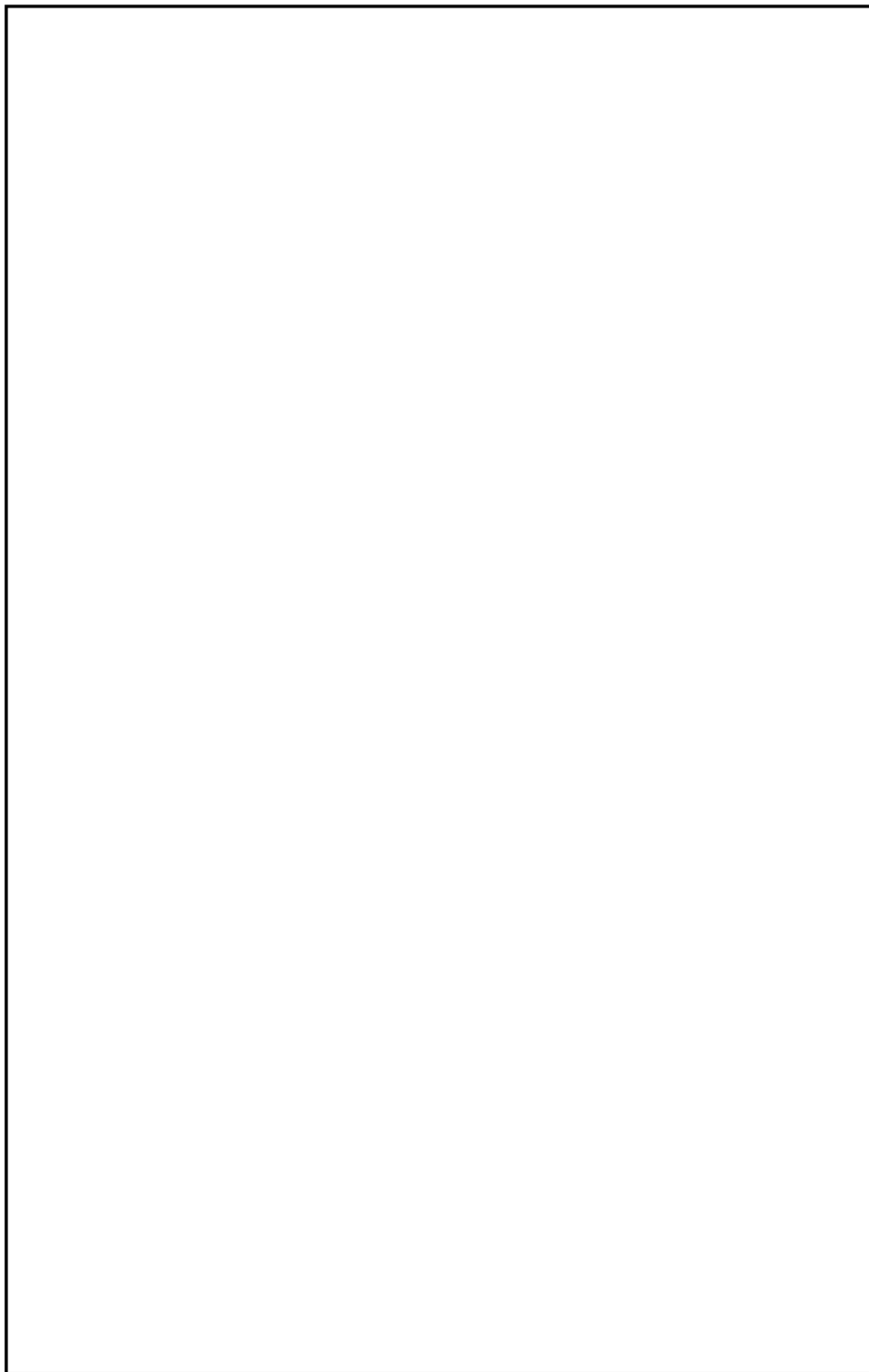


図 4-11 主蒸気管破断時の室内作業時の評価方位（中央制御室中心）

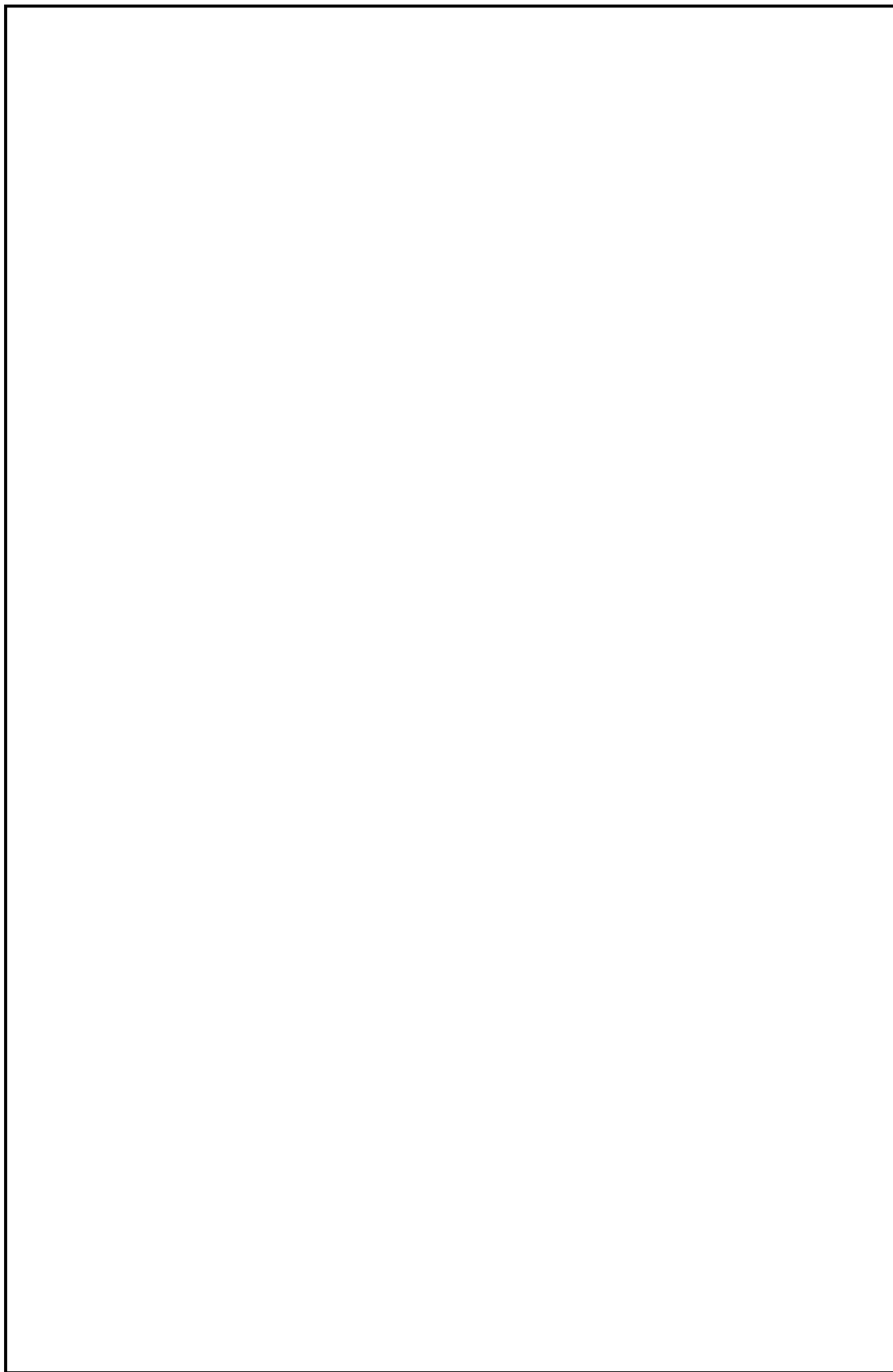


図 4-12 主蒸気破断時の入退域時の評価方位 (サービス建屋入口)

注：○は評価方位を示す。

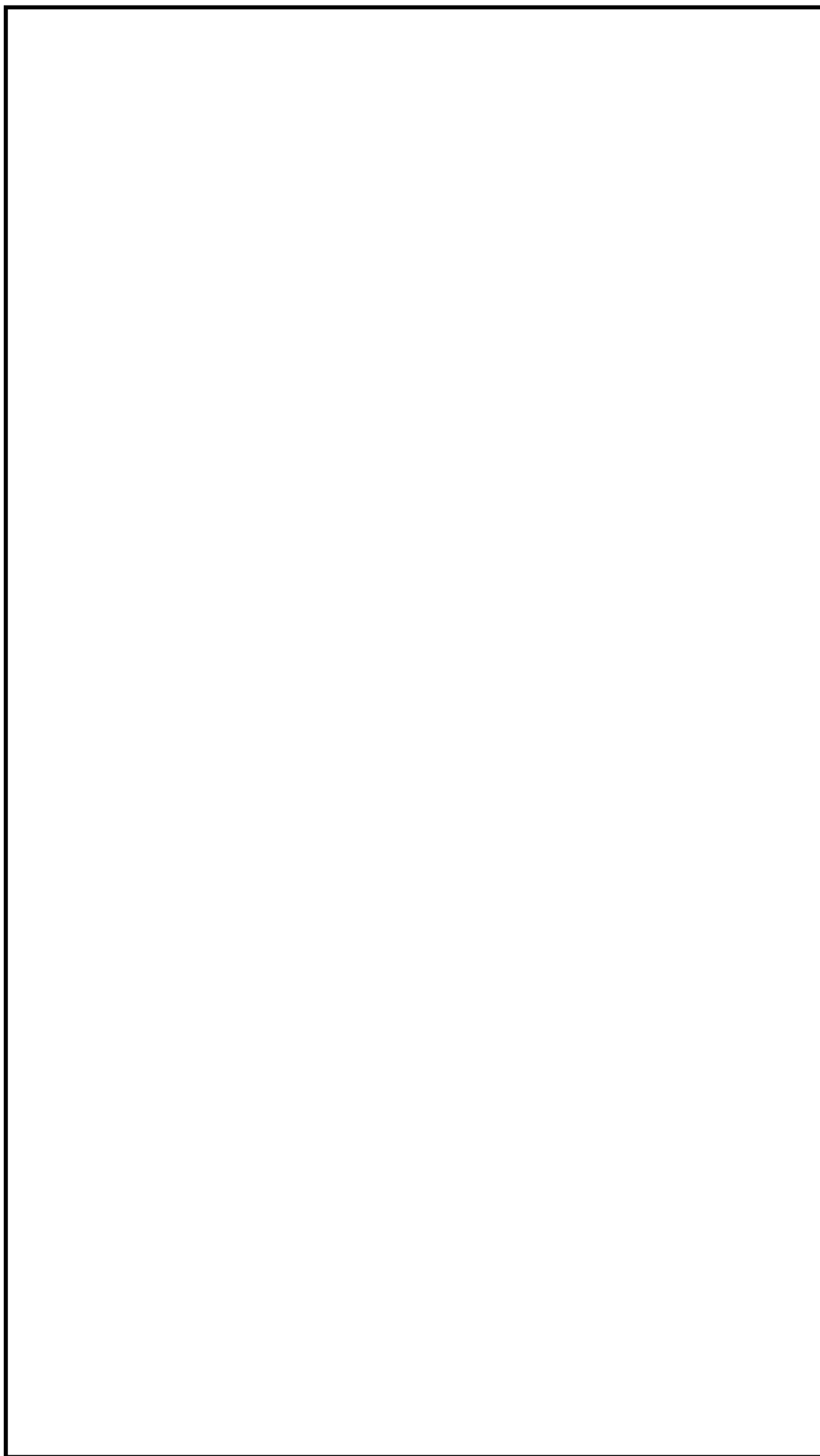


図 4-13 原子炉建屋断面面積 (投影面積)

4.6 運転員の実効線量評価

4.6.1 室内作業時の実効線量評価

(1) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく

原子炉冷却材喪失（仮想事故）及び主蒸気管破断（仮想事故）を想定した場合の室内作業時における、原子炉建屋内及びタービン建屋内に浮遊する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量の評価条件及び結果を以下に示す。

a. 評価条件

(a) 線源強度

イ. 原子炉冷却材喪失（仮想事故）

線源強度は、4.4 節の解析のための前提条件の(2)a. 項の原子炉冷却材喪失（仮想事故）を基に、次のとおり求める。

- ① 事故時に炉心から格納容器内に放出された放射性物質は、格納容器から原子炉建屋（二次格納施設）内に放出される。この二次格納施設内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。
- ② 二次格納施設内の放射性物質は自由空間内に均一に分布するものとする。
- ③ 二次格納施設内の放射性物質量の計算にあたっては、放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を期待する。
- ④ 事故後 30 日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線を複数のガンマ線エネルギー範囲（エネルギー群）に区分して計算する。

ロ. 主蒸気管破断（仮想事故）

線源強度は、4.4 節の解析のための前提条件の(2)b. 項の主蒸気管破断（仮想事故）を基に、次のとおり求める。

- ① 事故時主蒸気隔離弁閉止前に主蒸気管破断口から放出された放射性物質及び主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気隔離弁からの漏えいにより放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、保守的にタービン建屋（管理区域）内の自由空間内に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。
- ② タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を考慮する。
- ③ タービン建屋内への放射性物質の放出量の計算は、大気中への放出量計算条件（4.4 節の解析のための前提条件の(2)b. 項の主蒸気管破断（仮想事故）参照）と同じとする。ただし、線源強度の計算にあたっては、保守的に建屋から放出されず、全量が建屋内にとどまるものとする。
- ④ 事故後 30 日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線を複数のガンマ線エネルギー範囲（エネルギー群）に区分して計算する。

原子炉冷却材喪失（仮想事故）時及び主蒸気管破断（仮想事故）時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に使用する線源強度を表 4-4 及び表 4-5 に示す。

ガンマ線エネルギー群構造は評価済核データライブラリ JENDL-3.3^{*1}から作成した輸送計算用ライブラリ MATXSLIB-J33^{*2}の 42 群とする。

注記 *1: K. Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3", J. Nucl. Sci. Technol., 39, 1125 (2002)

*2: K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A. Hasegawa, "The Libraries FSXLIB and MATXSLIB based on JENDL-3.3", JAERI-Data/Code 2003-011 (2003)

(b) 幾何条件

イ. 原子炉冷却材喪失（仮想事故）

中央制御室内での被ばく評価に係る直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデルをそれぞれ図 4-14 及び図 4-15 に示す。直接ガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋の地下 1 階以上^{*1}とし、保守的に各階の二次格納施設の東西南北最大幅をとることとする。スカイシャインガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋運転階のみ^{*2}とする。

原子炉建屋は保守的に二次遮蔽及び中央制御室遮蔽を考慮する。二次遮蔽及び中央制御室遮蔽において、評価で考慮する壁及び天井は、公称値からマイナス側許容差（5 mm）を引いた値とする。

注記 *1: 地下階は外壁厚さが厚く、地面にも遮られるため十分無視できる。

ただし、原子炉建屋に関しては、中央制御室が隣接するため保守的に地下 1 階を考慮する。

*2: 原子炉建屋運転階の床はコンクリート厚さが厚く、下層階からの放射線を十分に遮蔽している。したがって、建屋天井から放射されるガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価では、下層階に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分小さいため、線源として無視できる。

ロ. 主蒸気管破断（仮想事故）

主蒸気管破断時における室内作業時の直接ガンマ線評価モデルを図 4-16 に示す。

直接ガンマ線の線源範囲は、タービン建屋の地上 1 階以上^{*}とし、保守的に各階の管理区域の東西・南北最大幅をとることとする。

中央制御室は中央制御室遮蔽を考慮し、タービン建屋は保守的に建屋の躯体を考慮しない。

なお、中央制御室遮蔽は鉄筋コンクリートであるが、評価上コンクリートのみとし、コンクリート密度は 2.0 g/cm^3 とする。また、評価で考慮する壁は、公称値からマイナス側許容差 (5 mm) を引いた値とする。

注記 * : 地下階は外壁厚さが厚く、地面にも遮られるため十分無視できる。

(c) 評価点

原子炉冷却材喪失時における室内作業時の評価点は、図 4-14 に示すように中央制御室内での線量が最大となる位置とする。

また、主蒸気管破断時における室内作業時の評価点は、図 4-16 に示すように中央制御室内において線量が最大となる位置とする。

(d) 計算コード

直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線は、ANISN及びG33-GP2Rコードを用いる。

b. 評価結果

原子炉冷却材喪失（仮想事故）時における室内作業時の原子炉建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量評価結果を表 4-6 に示す。

また、主蒸気管破断（仮想事故）時における室内作業時のタービン建屋内放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量評価結果を表 4-7 に示す。

表 4-4 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の原子炉建屋内の放射性物質からのエネルギー群別
ガンマ線積算線源強度（30 日間積算値）

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	1.2×10^{17}	22	1.5	1.5×10^{19}
2	0.02	2.3×10^{15}	23	1.66	5.5×10^{18}
3	0.03	7.2×10^{17}	24	2.0	4.5×10^{18}
4	0.045	1.0×10^{15}	25	2.5	2.6×10^{19}
5	0.06	0.0	26	3.0	1.1×10^{18}
6	0.07	0.0	27	3.5	2.9×10^{16}
7	0.075	0.0	28	4.0	0.0
8	0.1	6.2×10^{21}	29	4.5	0.0
9	0.15	4.6×10^{17}	30	5.0	0.0
10	0.2	4.8×10^{19}	31	5.5	0.0
11	0.3	4.9×10^{20}	32	6.0	0.0
12	0.4	1.5×10^{20}	33	6.5	0.0
13	0.45	7.7×10^{18}	34	7.0	0.0
14	0.51	7.8×10^{18}	35	7.5	0.0
15	0.512	7.0×10^{17}	36	8.0	0.0
16	0.6	6.2×10^{19}	37	10.0	0.0
17	0.7	1.8×10^{20}	38	12.0	0.0
18	0.8	1.1×10^{20}	39	14.0	0.0
19	1.0	4.5×10^{19}	40	20.0	0.0
20	1.33	2.2×10^{19}	41	30.0	0.0
21	1.34	4.8×10^{16}	42	50.0	0.0

表 4-5 主蒸気管破断（仮想事故）時のタービン建屋内の放射性物質からのエネルギー群別ガンマ線積算線源強度（30 日間積算値）

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	9.0×10^{14}	22	1.5	1.8×10^{16}
2	0.02	8.0×10^{13}	23	1.66	3.0×10^{16}
3	0.03	3.6×10^{15}	24	2.0	2.8×10^{16}
4	0.045	7.7×10^{16}	25	2.5	1.2×10^{17}
5	0.06	0.0	26	3.0	8.9×10^{15}
6	0.07	0.0	27	3.5	3.7×10^{14}
7	0.075	0.0	28	4.0	8.2×10^{13}
8	0.1	5.6×10^{18}	29	4.5	3.1×10^{12}
9	0.15	6.3×10^{16}	30	5.0	0.0
10	0.2	1.3×10^{18}	31	5.5	0.0
11	0.3	1.1×10^{18}	32	6.0	0.0
12	0.4	2.0×10^{18}	33	6.5	0.0
13	0.45	4.6×10^{16}	34	7.0	0.0
14	0.51	1.2×10^{16}	35	7.5	0.0
15	0.512	5.4×10^{15}	36	8.0	0.0
16	0.6	3.1×10^{17}	37	10.0	0.0
17	0.7	2.4×10^{17}	38	12.0	0.0
18	0.8	2.5×10^{17}	39	14.0	0.0
19	1.0	9.5×10^{16}	40	20.0	0.0
20	1.33	9.3×10^{16}	41	30.0	0.0
21	1.34	4.8×10^{14}	42	50.0	0.0

表 4-6 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時における原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量評価結果（室内作業時）

項 目	実効線量（mSv）			備 考
	直接ガンマ線	スカイシャインガンマ線	合 計	
30 日間 積算値	5.8×10^0	1.4×10^{-3}	5.8×10^0	—
直交替を考慮した場合	1.6×10^0	3.9×10^{-4}	1.6×10^0	30 日間積算値に直交替による滞在時間割合(0.27222)*を掛け合わせた値

注記 *：4.4 節の解析のための前提条件の「(4) 直交替を考慮した場合の被ばく評価方法」の a. 項の室内作業時の被ばく評価方法による。

表 4-7 主蒸気管破断（仮想事故）時におけるタービン建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量評価結果（室内作業時）

項 目	実効線量（mSv）	備 考
	直接ガンマ線	
30 日間 積算値	1.6×10^{-2}	—
直交替を考慮した場合	4.3×10^{-3}	30 日間積算値に直交替による滞在時間割合(0.27222)*を掛け合わせた値

注記 *：4.4 節の解析のための前提条件の「(4) 直交替を考慮した場合の被ばく評価方法」の a. 項の室内作業時の被ばく評価方法による。

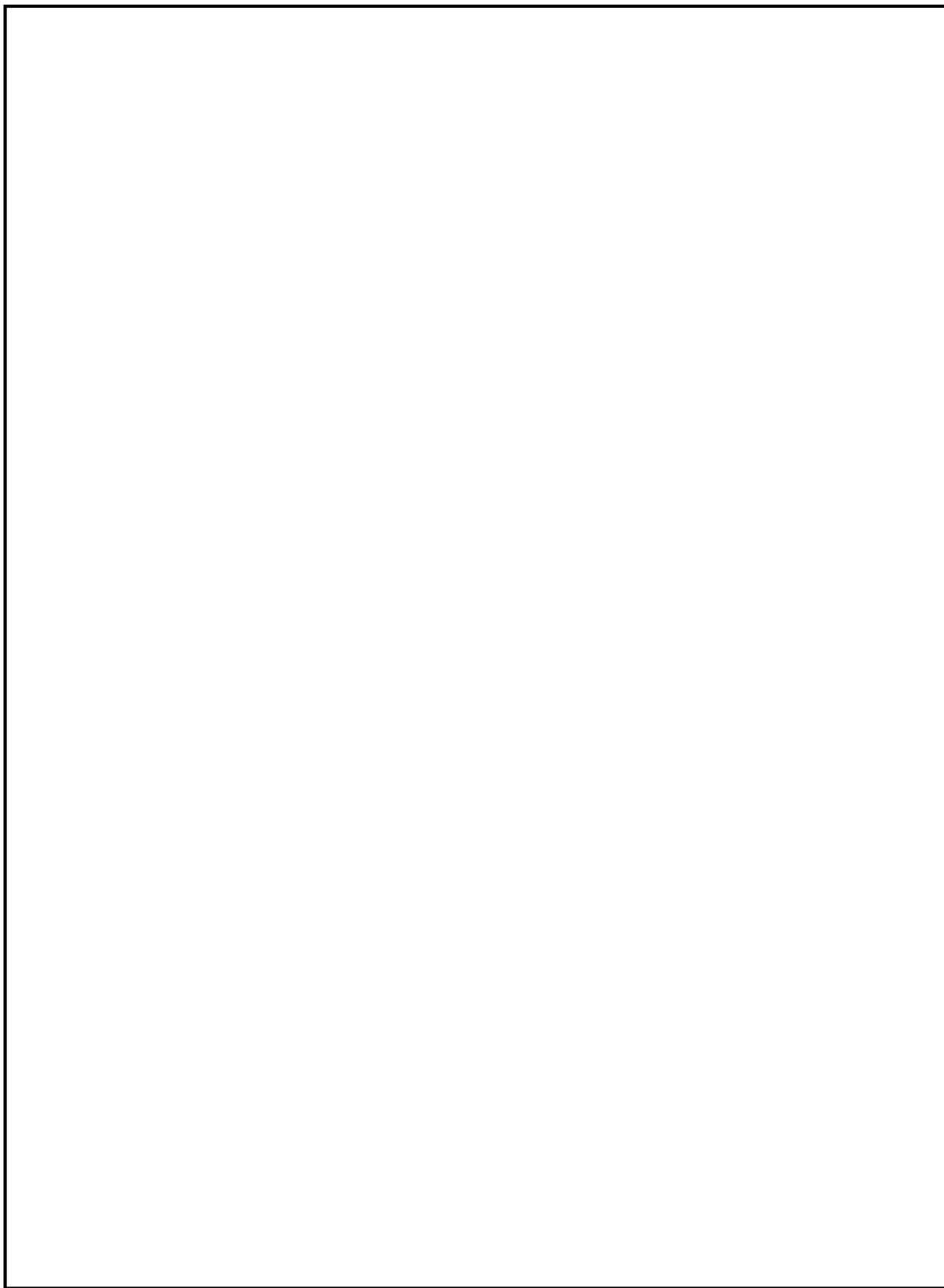


図 4-14 原子炉冷却材喪失時の直接ガンマ線評価モデル(1/2)

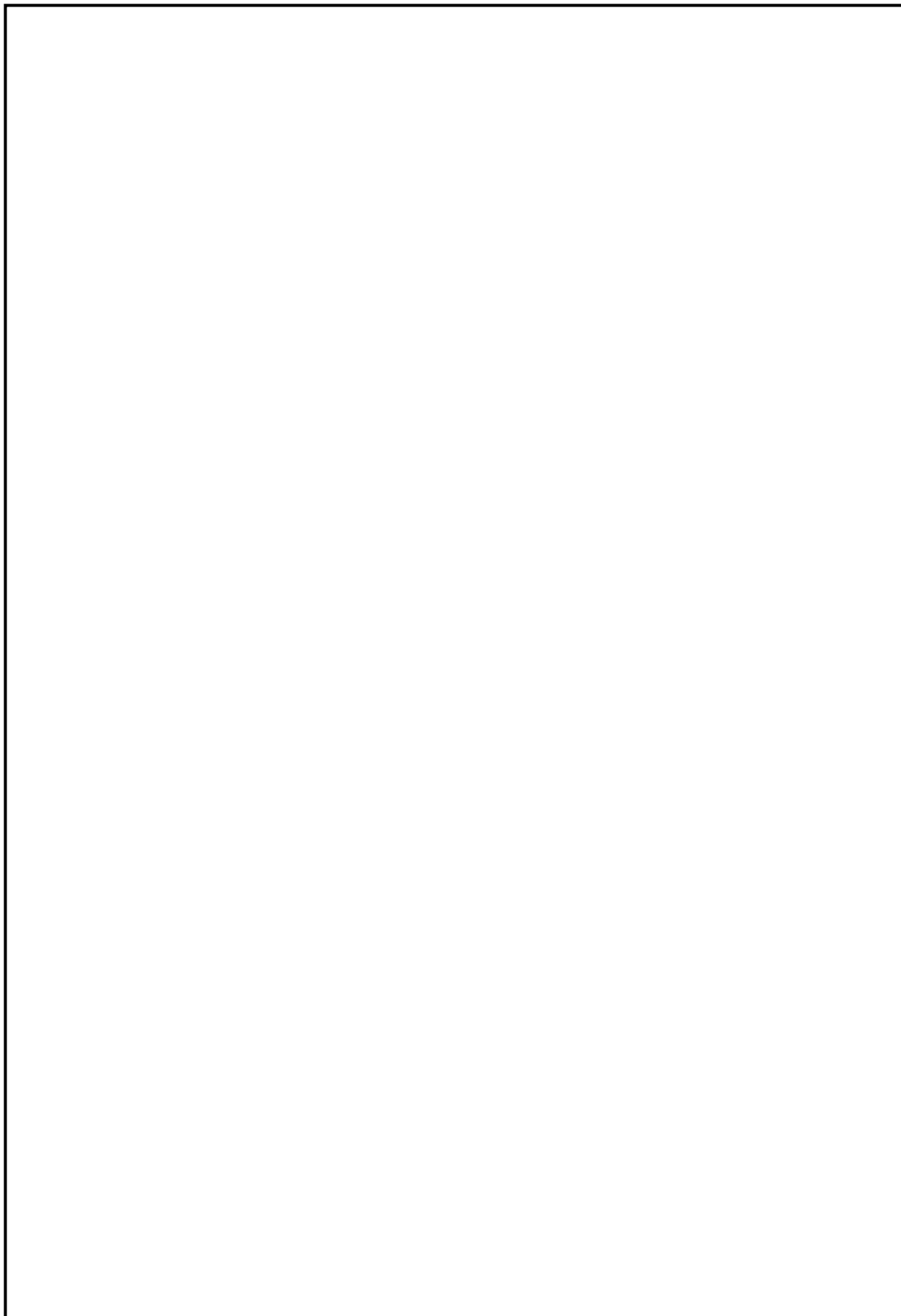


図 4-14 原子炉冷却材喪失時の直接ガンマ線評価モデル(2/2)

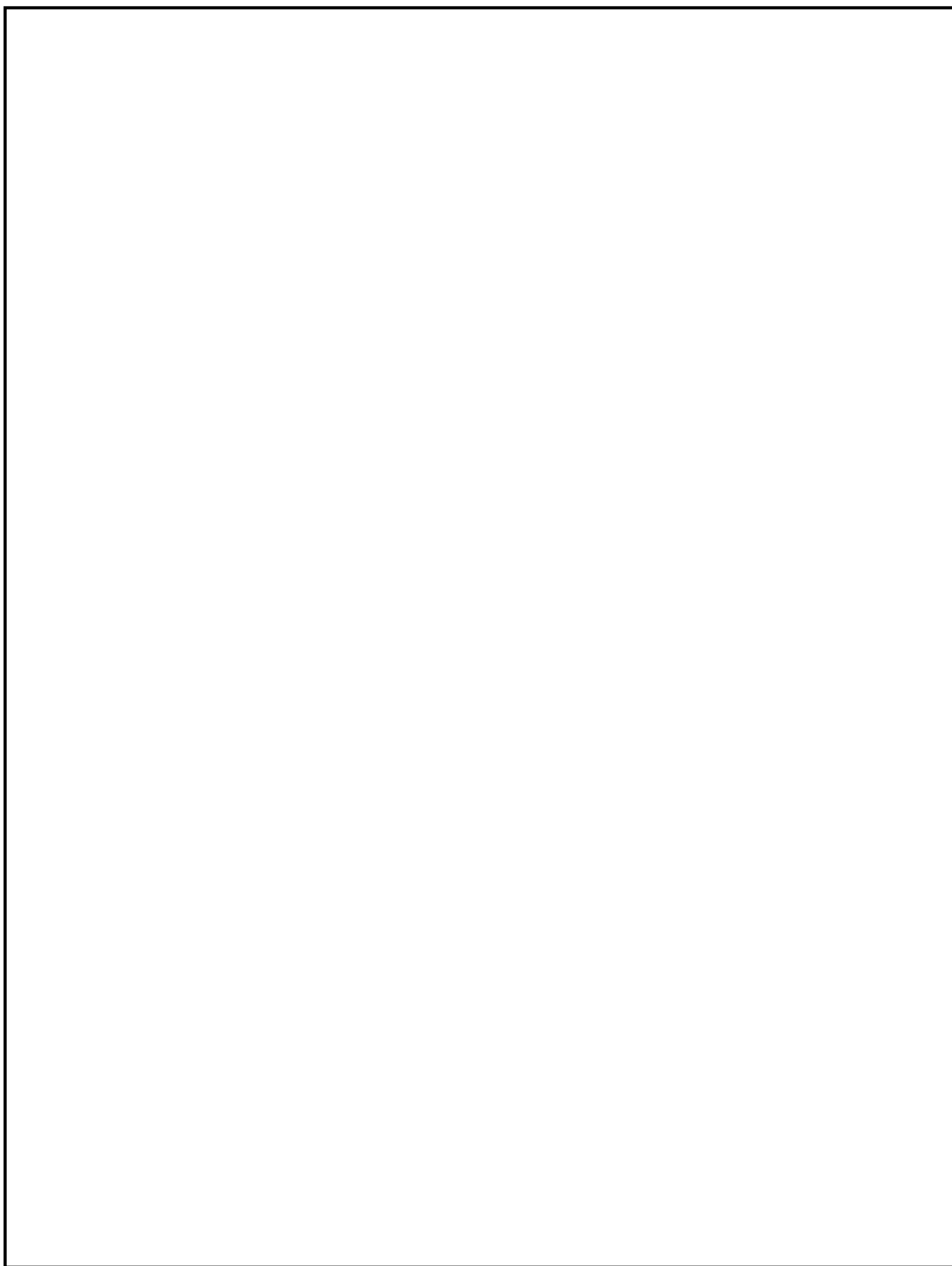


図 4-15 原子炉冷却材喪失時のスカイシャインガンマ線評価モデル

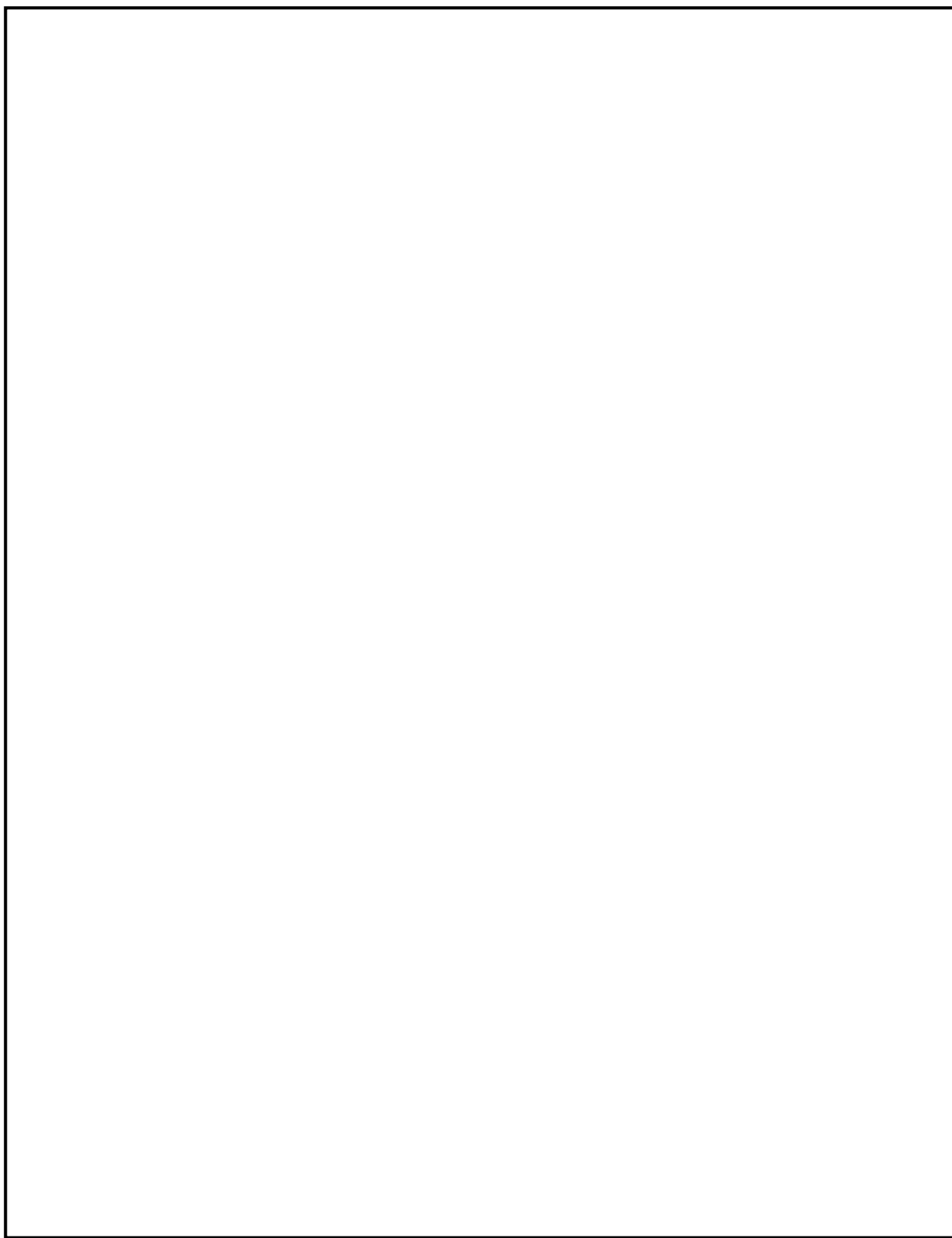


図 4-16 主蒸気管破断時の直接ガンマ線評価モデル(1/2)

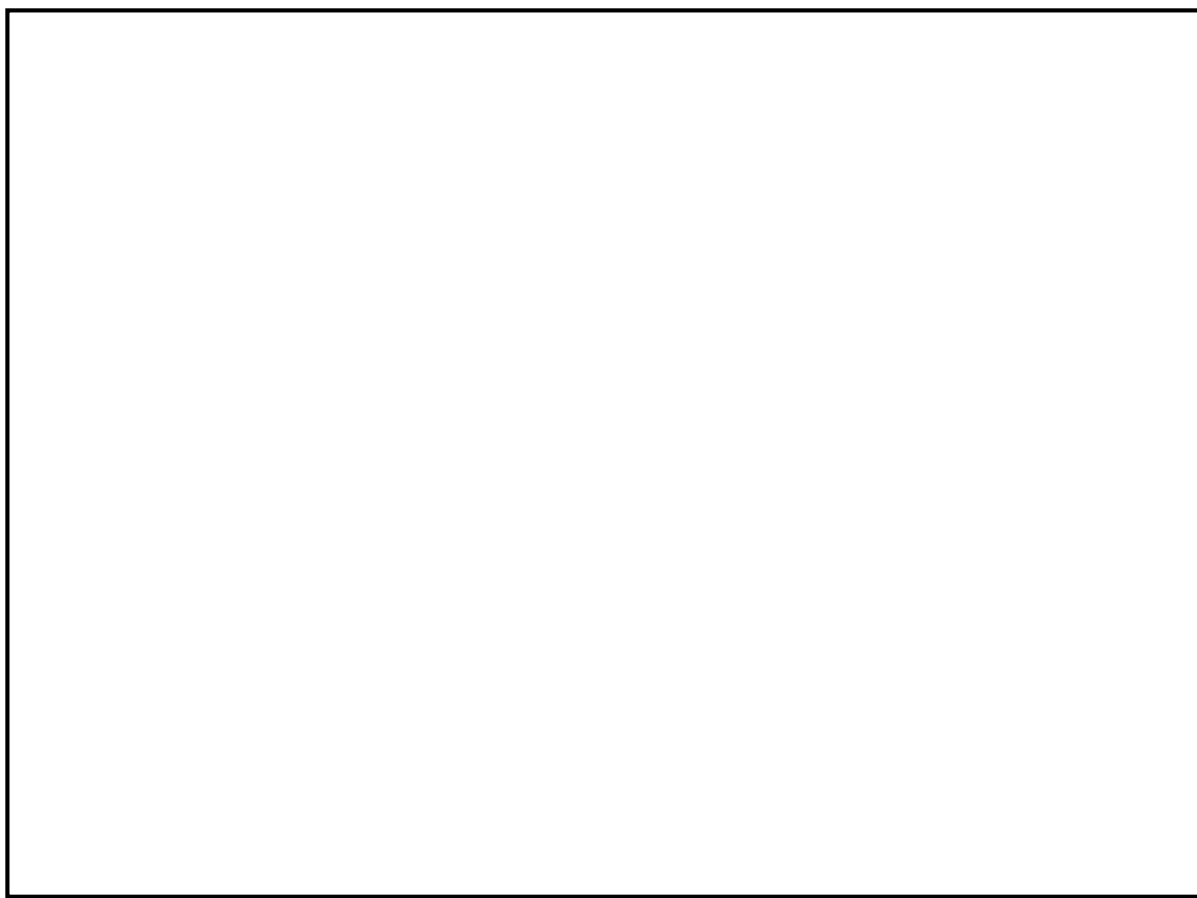


図 4-16 主蒸気管破断時の直接ガンマ線評価モデル(2/2)

(2) 大気中放射性物質による被ばく

建屋より大気中へ放出された放射性物質からの直接ガンマ線による運転員の中央制御室内作業時の実効線量を以下に評価する。

a. 評価条件

評価条件は以下のとおりである。

(a) 放射性物質の放出量

事故時に大気中へ放出される放射性物質の放出量は、4.4 節の解析のための前提条件の「(2) 事故時の放射性物質の放出量」に基づくものとする。

原子炉冷却材喪失（仮想事故）時及び主蒸気管破断（仮想事故）時の 30 日間積算放出量を表 4-8 及び表 4-9 に示す。

(b) 大気拡散条件

線量評価に使用する相対線量(D/Q)は、4.5 節の線量評価に使用する大気拡散評価の「(4) 評価結果」に示した、室内作業時の評価結果を使用する。

評価対象事象	D/Q (Gy/Bq)
原子炉冷却材喪失 (仮想事故)	4.9×10^{-20}
主蒸気管破断 (仮想事故) (主蒸気隔離弁閉止後)	2.9×10^{-18}

また、主蒸気管破断時の主蒸気隔離弁閉止前の線量評価に使用する大気拡散条件は、申請書添付十の解析と同一条件として、以下とする。

項 目	数 値
半球状雲の体積	$3.44 \times 10^6 \text{ m}^3$
半球状雲の直径	236 m
半球状雲の移動の評価のための風速	1 m/s

(c) 中央制御室遮蔽での減衰効果

中央制御室遮蔽での減衰効果は、以下の条件により求める。

項 目	数 値	備 考
コンクリート厚さ	40 cm*	図 4-14 参照
コンクリート密度	2.0 g/cm ³	
ガンマ線エネルギー	1.5 MeV	—

注記 *：評価で考慮する壁は、公称値からマイナス側許容差（5 mm）を引いた値とする。

b. 評価方法

(a) 原子炉冷却材喪失時

原子炉冷却材喪失時の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作業時の実効線量は、以下により評価する。

(30日間連続滞在の場合)

$$H_{\gamma} = \int_0^{30\text{日}} K \cdot D/Q \cdot Q_{\gamma}(t) \cdot F dt$$

ここで、

H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1 Sv/Gy)

D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)

$Q_{\gamma}(t)$: 時刻 t における大気への放射能放出率 (Bq/s)

(ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)

F : 中央制御室遮蔽厚さ (39.5 cm) における減衰率 (9.3×10^{-2})

(b) 主蒸気管破断時

主蒸気管破断時の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作業時の実効線量は、以下により評価する。

イ. 主蒸気隔離弁閉止前

主蒸気隔離弁閉止前は、破断口から放出された蒸気雲が中央制御室外側を通過する間の被ばくを考慮するものとし、以下により評価する。

$$H_{\gamma 1} = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma 1}}{V} \cdot E_{\gamma} \cdot \frac{\alpha}{u} \cdot \left\{ 1 - e^{-\mu \cdot \alpha / 2} \right\} \cdot F$$

ここで、

$H_{\gamma 1}$: 希ガス及びハロゲン等のガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) (ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)

$Q_{\gamma 1}$: 主蒸気隔離弁閉止前の半球状雲中の放射性物質質量 (Bq) (ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)

V : 半球状雲の体積 (m^3)

E_{γ} : ガンマ線エネルギー (0.5 MeV)

α : 半球状雲の直径 (m)

u : 半球状雲の移動の評価のための風速 (1 m/s)

- μ : 空気に対するガンマ線のエネルギー吸収係数 ($3.9 \times 10^{-3} \text{ m}^{-1}$)
 F : 中央制御室遮蔽厚さ (39.5 cm) における減衰率 (9.3×10^{-2})

ロ. 主蒸気隔離弁閉止後

主蒸気隔離弁閉止後の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作業時の実効線量は、以下により評価する。

(30 日間連続滞在の場合)

$$H_{\gamma 2} = \int_0^{30\text{日}} K \cdot D/Q \cdot Q_{\gamma 2}(t) \cdot F dt$$

ここで、

- $H_{\gamma 2}$: 希ガス及びハロゲン等のガンマ線の外部被ばくによる実効線量
 (Sv) (ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)
 K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1 Sv/Gy)
 D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)
 $Q_{\gamma 2}(t)$: 時刻 t における大気への放射能放出率 (Bq/s)
 (ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)
 F : 中央制御室遮蔽厚さ (39.5 cm) における減衰率 (9.3×10^{-2})

c. 評価結果

原子炉冷却材喪失（仮想事故）時及び主蒸気管破断（仮想事故）時の中央制御室内作業時の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による運転員の実効線量を評価した結果を表 4-10 及び表 4-11 に示す。

表 4-8 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の放射性物質の大気への放出量（30 日間積算値）

核分裂生成物	放出量 (Bq)	備 考
希ガス (ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)	2.7×10^{16}	時々刻々の大気への 放出率を 30 日間積算 した値

表 4-9 主蒸気管破断（仮想事故）時の放射性物質の大気への放出量（30 日間積算値）

核分裂生成物		放出量 (Bq)	備 考
希ガス (ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)	主蒸気隔離弁 閉止前	6.1×10^{13}	破断口からの放出量
	主蒸気隔離弁 閉止後	1.2×10^{14}	時々刻々の大気への 放出率を 30 日間積 算した値

表 4-10 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の大気中放射性物質による実効線量評価結果（室内作業時）

項 目	実効線量 (mSv)	備 考
30 日間積算値	1.2×10^{-1}	—
直交替を考慮した場合	3.4×10^{-2}	30 日間積算値に直交替による滞在時間割合 (0.27222) * を掛け合わせた値

注記 * : 4.4 節の解析のための前提条件の「(4) 直交替を考慮した場合の被ばく評価方法」の a. 項の室内作業時の被ばく評価方法による。

表 4-11 主蒸気管破断（仮想事故）時の大気中放射性物質による実効線量評価結果（室内作業時）

項 目		実効線量 (mSv)	備 考
30 日間積算値	主蒸気隔離弁閉止前	4.4×10^{-3}	主蒸気隔離弁閉止前については、蒸気雲が中央制御室外側を 1 m/s の速度で通過する間の値を示す。
	主蒸気隔離弁閉止後	3.2×10^{-2}	
	合 計	3.7×10^{-2}	
直交替を考慮した場合	主蒸気隔離弁閉止前	4.4×10^{-3}	30 日間積算値に直交替による滞在時間割合 (0.27222) * を掛け合わせた値 (ただし、主蒸気隔離弁閉止後の値に対して)
	主蒸気隔離弁閉止後	8.8×10^{-3}	
	合 計	1.3×10^{-2}	

注記 * : 4.4 節の解析のための前提条件の「(4) 直交替を考慮した場合の被ばく評価方法」の a. 項の室内作業時の被ばく評価方法による。

(3) 大気中放射性物質の中央制御室内取込みによる被ばく

事故発生により大気中に放出された放射性物質の一部は、中央制御室換気系により中央制御室内に取込まれ、その中央制御室内に取込まれた放射性物質により被ばくする。

a. 評価条件

(a) 中央制御室の換気設備条件

中央制御室換気設備条件を表 4-12 に示す。

中央制御室換気系は、事故検知後、通常運転時の排風機が停止し、中央制御室給気隔離弁、中央制御室排気隔離弁及び排煙装置隔離弁が閉止する。その後、フィルタユニット入口隔離弁が開き、チャコールフィルタを介して中央制御室内の空気を再循環する閉回路循環運転に切り替わる。

(b) 閉回路循環運転作動条件

原子炉冷却材喪失時においては、原子炉建屋放射能高の信号で、中央制御室の換気設備の給気隔離弁、排気隔離弁及び排煙装置隔離弁が閉止され、フィルタユニットを介して室内空気を再循環する中央制御室換気系フィルタ系ファンが起動する設計となっており、事故後運転員による外気取入れモード操作により給気隔離弁及び排気隔離弁が開き、フィルタユニットを介して外気を取り込む設計となっている。

一方、主蒸気管破断時においては、事故後運転員が手動で中央制御室の換気設備の給気隔離弁、排気隔離弁及び排煙装置隔離弁を閉止し、中央制御室換気系フィルタ系ファンを起動する。

以上より、中央制御室は、事故後速やかに隔離が可能であるが、被ばく評価上は、保守的に運転員による手動隔離操作を仮定し、隔離操作に要する時間を十分に見込んだ後に、閉回路循環運転に切り替わるものと仮定する。閉回路循環運転作動開始時間は、運転員が事故を検知してから操作を開始するまでの時間的余裕（10 分）を見込んで事故発生後 15 分とし、その間は中央制御室換気系空気調和機ファンにより閉回路循環運転に切り替えるものと仮定する。

(c) チャコールフィルタを通らない空気流入量

中央制御室へのチャコールフィルタを通らない空気流入量は、保守的に換気率換算で 1 回/h を仮定して評価する。

(d) 大気拡散条件

線量評価に使用する相対濃度（ χ/Q ）は、4.5 節の線量評価に使用する大気拡散評価の「(4) 評価結果」に示した、室内作業時の評価結果を使用する。

評価対象事象	項 目	χ/Q (s/m ³)
原子炉冷却材喪失 (仮想事故)	よう素	1.2×10^{-6}
	希ガス	1.2×10^{-6}
主蒸気管破断 (仮想事故) (主蒸気隔離弁閉止後)	よう素	4.9×10^{-4}
	希ガス及びハロゲン等	8.3×10^{-4}

また、主蒸気管破断時の主蒸気隔離弁閉止前の線量評価に使用する大気拡散条件は、申請書添付十の解析と同一条件として、以下とする。

項 目	数 値
半球状雲の体積	$3.44 \times 10^6 \text{ m}^3$
半球状雲の直径	236 m
半球状雲の移動の評価のための風速	1 m/s

b. 評価方法

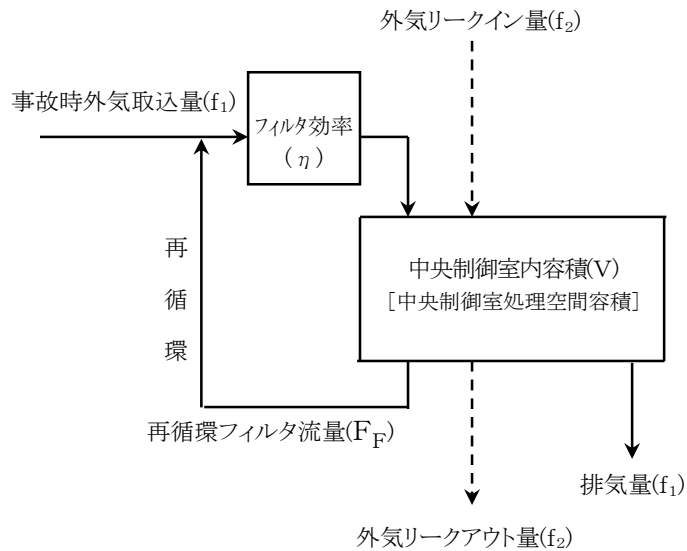
事故発生により大気中に放出された放射性物質は、中央制御室換気系から中央制御室内に取り込まれる。

中央制御室換気系は、事故検知後、通常時換気系の排風機が停止し、給気隔離弁、排気隔離弁及び排煙装置隔離弁が閉止する。その後、フィルタユニット入口隔離弁が開き、チャコールフィルタを介して中央制御室内の空気を再循環する閉回路循環運転に切り替わる。

以下に、これらの中央制御室内放射能濃度及び線量評価方法を示す。

(a) 中央制御室内放射能濃度の評価

評価モデルを以下に示す。



中央制御室内の放射能濃度は、次式により評価する。

$$\frac{d(V \cdot C_i(t))}{dt} = (1 - \eta) \cdot C_i^0(t) \cdot f_1 + C_i^0(t) \cdot f_2 - C_i(t) \cdot (f_1 + f_2 + \eta \cdot F_F) - \lambda_i \cdot V \cdot C_i(t)$$

ここで,

V : 中央制御室内容積 (m^3)

$C_i(t)$: 時刻 t における中央制御室内の核種 i の濃度 (Bq/m^3)

η : チャコールフィルタの除去効率 (—)

$C_i^0(t)$: 時刻 t における中央制御室換気系給気口での核種 i の濃度
(Bq/m^3)

$$C_i^0(t) = Q_i(t) \cdot \chi / Q$$

$Q_i(t)$: 時刻 t における大気への核種 i の放出率 (Bq/s)

χ / Q : 相対濃度 (s/m^3)

f_1 : 中央制御室への外気取込量 (m^3/s)

f_2 : 中央制御室への外気リークイン量 (m^3/s)

F_F : 再循環フィルタを通る流量 (m^3/s)

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (s^{-1})

(b) 実効線量の評価

中央制御室内に取り込まれた放射性物質による運転員の実効線量は、次に述べるよう素の吸入による内部被ばく及び希ガス等のガンマ線による外部被ばくの和として計算する。

イ. よう素の吸入による内部被ばく

よう素の吸入による内部被ばくは、次式で評価する。

(30 日間連続滞在の場合)

$$H_I = \int_0^{30\text{日}} R \cdot H_\infty \cdot C_I(t) dt$$

ここで,

H_I : よう素の内部被ばくによる実効線量 (Sv)

R : 呼吸率 (m^3/s)

4.4 節の解析のための前提条件の「(5) よう素の線量換算係数及び呼吸率」の表 4-1 に示す成人活動時の呼吸率 $1.2 \text{ m}^3/\text{h}$ を秒当りに換算して用いる。

H_∞ : よう素 ($I-131$) を 1 Bq 吸入した場合の成人の実効線量
($2.0 \times 10^{-8} \text{ Sv}/\text{Bq}$)

4.4 節の解析のための前提条件の「(5) よう素の線量換算係数及び呼吸率」の表 4-1 によう素の吸入摂取に対する成人実効線量換算係数を示す。

$C_I(t)$: 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m³)
(I-131 等価量-成人実効線量係数換算)

ロ. 希ガス等のガンマ線による外部被ばく

中央制御室は、容積が等価な半球状とし、半球の中心に運転員がいるものとする。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量は、次式で計算する。

(30 日間連続滞在の場合)

$$H_{\gamma} = \int_0^{30\text{日}} 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_{\gamma} \cdot \left\{ 1 - e^{-\mu r} \right\} \cdot C_{\gamma}(t) dt$$

ここで、

H_{γ} : 希ガス等のガンマ線による実効線量 (Sv)

6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 ($\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}$)

E_{γ} : ガンマ線エネルギー (0.5 MeV/dis)

μ : 空気に対するガンマ線のエネルギー吸収係数 ($3.9 \times 10^{-3} \text{ m}^{-1}$)

r : 中央制御室内空間と等価な半球の半径 (m)

$$r = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V}{2 \cdot \pi}}$$

$C_{\gamma}(t)$: 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m³)
(ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)

なお、主蒸気管破断時の主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された放射性物質による被ばく評価モデルは、蒸気雲が中央制御室換気系給気口付近を風速 1 m/s の速度で通過する間、中央制御室換気系を通して蒸気雲中の放射性物質を直接中央制御室内に取り込むものと仮定し、この取込み空気による被ばくを考慮する。この際、破断口から放出された蒸気雲が中央制御室換気系給気口付近まで移動する際の放射性物質の減衰は保守的に無視するものとする。

c. 評価結果

原子炉冷却材喪失（仮想事故）時及び主蒸気管破断（仮想事故）時の中央制御室内に取り込まれる放射性物質による運転員の実効線量を評価した結果を表 4-13 及び表 4-14 に示す。

表 4-12 中央制御室の換気設備条件

項 目		原子炉冷却材喪失 (仮想事故)	主蒸気管破断 (仮想事故)	設 定 理 由
事故時における外気取り込み方法		外気間欠取込 (27 時間隔離, 3 時間取入)		実際の換気設備の系統による。
中央制御室内容積		2800 m ³		計算値
閉回路循環運転流量		[通常時] 0 m ³ /h [事故時] 5100 m ³ /h		設計値
外気取り込み量	通常時	3400 m ³ /h		設計値
	事故時	3400 m ³ /h		
チャコールフィルタの除去効率		90 %		フィルタ効率の設計値 97 %以上(単体)を保守的に設定
外気リークイン量		2800 m ³ /h		空気流入率測定試験結果の結果である中央制御室内容積の 0.45 回/h に対して保守的に 1 回/h と設定
非常時運転モードへの切替時間		15 分		運転員の運転操作に余裕を見た値

表 4-13 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の大気中放射性物質取り込みによる実効線量
評価結果（室内作業時）

項 目		実効線量 (mSv)	備 考
30 日間 積算値	希ガスのガンマ線による外部被ばく	4.0×10^{-2}	—
	よう素の吸入による内部被ばく	6.9×10^{-1}	
	合 計	7.3×10^{-1}	
直交替を考慮した場合	希ガスのガンマ線による外部被ばく	1.1×10^{-2}	30 日間積算値に直交替による滞在時間割合 (0.27222) * を掛け合わせた値
	よう素の吸入による内部被ばく	1.9×10^{-1}	
	合 計	2.0×10^{-1}	

注記 * : 4.4 節の解析のための前提条件の「(4) 直交替を考慮した場合の被ばく
価方法」の a. 項の室内作業時の被ばく評価方法による。

表 4-14 主蒸気管破断（仮想事故）時の大気中放射性物質取り込みによる実効線量
評価結果（室内作業時）

項 目			実効線量 (mSv)	備 考
30 日間 積算値	希ガス及びハロ ゲン等のガンマ 線による外部被 ばく	主蒸気隔離弁 閉 止 前	4.6×10^{-3}	主蒸気隔離弁閉止前 については、蒸気雲 が中央制御室外側を 1 m/s の速度で通過する 間の値を示す。
		主蒸気隔離弁 閉 止 後	1.3×10^{-1}	
		小 計	1.3×10^{-1}	
	よう素の吸入に よる内部被ばく	主蒸気隔離弁 閉 止 前	5.7×10^{-1}	
		主蒸気隔離弁 閉 止 後	3.2×10^0	
		小 計	3.7×10^0	
	合 計		3.9×10^0	
直交替を考 慮した場合	希ガス及びハロ ゲン等のガンマ 線による外部被 ばく	主蒸気隔離弁 閉 止 前	4.6×10^{-3}	30 日間積算値に直交 替による滞在時間割 合(0.27222)*を掛け 合わせた値(ただし、 主蒸気隔離弁閉止後 の値に対して)
		主蒸気隔離弁 閉 止 後	3.5×10^{-2}	
		小 計	3.9×10^{-2}	
	よう素の吸入に よる内部被ばく	主蒸気隔離弁 閉 止 前	5.7×10^{-1}	
		主蒸気隔離弁 閉 止 後	8.6×10^{-1}	
		小 計	1.4×10^0	
	合 計		1.5×10^0	

注記 * : 4.4 節の解析のための前提条件の「(4) 直交替を考慮した場合の被ばく評価方法」
の a. 項の室内作業時の被ばく評価方法による。

4.6.2 入退域時の実効線量評価

事故が発生した場合、中央制御室内の運転員を支援するために他の運転員が中央制御室に入室したり、あるいは、事故が長期にわたる場合、運転員の交替が考えられる。この場合、運転員は入退域時の移動時に大気中の放射性物質により被ばくすることになる。評価にあたっては、入退域は、1直あたり片道15分間×2を要するものとし、その間の線量は、中央制御室への建屋入口の線量を適用する。

(1) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく

原子炉冷却材喪失（仮想事故）及び主蒸気管破断（仮想事故）を想定した場合の入退域時における建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量の評価条件及び結果を以下に示す。

(a) 評価条件

イ. 線源強度

線源強度は4.6.1項の室内作業時の実効線量評価と同一であり、原子炉冷却材喪失（仮想事故）時、主蒸気管破断（仮想事故）時それぞれ表4-4及び表4-5に示す。

ロ. 幾何条件

幾何形状は4.6.1項の室内作業時の実効線量評価と同一であり、図4-14～図4-16に示す。

ただし、中央制御室遮蔽は考慮しない。

ハ. 評価点

原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時における入退域時の評価点は、図4-16に示すようにサービス建屋出入口において通常人が立ち入る高さの範囲（一般に2m）で線量が最大となる位置とする。

二. 計算コード

直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線は、ANISN及びG33-GP2Rコードを用いる。

(b) 評価結果

原子炉冷却材喪失（仮想事故）時及び主蒸気管破断（仮想事故）時における入退域時の建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量評価結果を表4-15及び表4-16に示す。

表 4-15 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時における原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量評価結果（入退域時）

項 目	実効線量（mSv）			備 考
	直接ガンマ線	スカイシャインガンマ線	合 計	
30 日間積算値	8.1×10^{-1}	9.1×10^1	9.2×10^1	—
直交替を考慮した場合	9.0×10^{-3}	1.0×10^0	1.0×10^0	30 日間積算値に入退域所要時間割合 (0.01111) * を掛け合わせた値

注記 * : 4.4 節の解析のための前提条件の「(4) 直交替を考慮した場合の被ばく評価方法」の b. 項の入退域での被ばく評価方法による。

表 4-16 主蒸気管破断（仮想事故）時におけるタービン建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量評価結果（入退域時）

項 目	実効線量（mSv）	備 考
	直接ガンマ線	
30 日間積算値	1.5×10^1	—
直交替を考慮した場合	1.6×10^{-1}	30 日間積算値に入退域所要時間割合 (0.01111) * を掛け合わせた値

注記 * : 4.4 節の解析のための前提条件の「(4) 直交替を考慮した場合の被ばく評価方法」の b. 項の入退域での被ばく評価方法による。

(2) 大気中放射性物質による被ばく

原子炉冷却材喪失（仮想事故）及び主蒸気管破断（仮想事故）時において、建屋から大気中へ放出された放射性物質による入退域時の運転員の実効線量を以下に評価する。

なお、主蒸気管破断時の主蒸気隔離弁閉止前に放出される放射性物質を含んだ蒸気雲については、風速 1 m/s の速度で発電所敷地内を移動するものと仮定すると、蒸気雲が通過する時間は約 4 分程度（直径 236 m／風速 1 m/s＝236 s≒約 3.93 分）と短いことから、これによる入退域時の被ばくはないものとする。

a. 評価条件

評価条件は以下のとおりである。

(a) 放射性物質の放出量

事故時の大気中へ放出される放射性物質の放出量は、4.4 節の解析のための前提条件の「(2) 事故時の放射性物質の放出量」に基づくものとする。

原子炉冷却材喪失（仮想事故）時及び主蒸気管破断（仮想事故）時の 30 日間積算放出量を表 4-17 及び表 4-18 に示す。

(b) 大気拡散条件

線量評価に使用する相対濃度（ χ/Q ）及び相対線量（ D/Q ）は、4.5 節の線量評価に使用する大気拡散評価の「(4) 評価結果」に示した、入退域時の評価結果を使用する。

評価対象事象	項 目	χ/Q 又は D/Q
原子炉冷却材喪失 (仮想事故)	χ/Q (s/m ³)	1.2×10^{-6}
	D/Q (Gy/Bq)	5.0×10^{-20}
主蒸気管破断 (仮想事故) (主蒸気隔離弁閉止後)	χ/Q (s/m ³)	4.9×10^{-4}
	D/Q (Gy/Bq)	2.9×10^{-18}

b. 評価方法

入退域時の大気中へ放出された放射性物質による運転員の実効線量は、次に述べるよう素の吸入による内部被ばく及び希ガス等のガンマ線による外部被ばくの和として計算する。

(a) よう素の吸入による内部被ばく

よう素の吸入による内部被ばくは、次式で評価する。

(30 日間連続滞在の場合)

$$H_I = \int_0^{30\text{日}} R \cdot H_{\infty} \cdot \chi/Q \cdot Q_I(t) dt$$

ここで,

H_I : よう素の内部被ばくによる実効線量 (Sv)

R : 呼吸率 (m^3/s)

4.4 節の解析のための前提条件の「(5) よう素の線量換算係数及び呼吸率」の表 4-1 に示す成人活動時の呼吸率 $1.2 \text{ m}^3/\text{h}$ を秒当りに換算して用いる。

H_∞ : よう素 (I-131) を 1 Bq 吸入した場合の成人の実効線量 ($2.0 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$)

4.4 節の解析のための前提条件の「(5) よう素の線量換算係数及び呼吸率」の表 4-1 によよう素の吸入摂取に対する成人実効線量換算係数を示す。

χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)

$Q_I(t)$: 時刻 t における大気への放射能放出率 (Bq/s)
(I-131 等価量—成人実効線量係数換算)

(b) 希ガス等のガンマ線による外部被ばく

希ガス等のガンマ線による外部被ばくは、次式で評価する。

(30 日間連続滞在の場合)

$$H_\gamma = \int_0^{30\text{日}} K \cdot D/Q \cdot Q_\gamma(t) dt$$

ここで,

H_γ : 希ガス等の外部被ばくによる実効線量 (Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1 Sv/Gy)

D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)

$Q_\gamma(t)$: 時刻 t における大気への放射能放出率 (Bq/s)
(ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)

c. 評価結果

原子炉冷却材喪失 (仮想事故) 時及び主蒸気管破断 (仮想事故) 時の入退域時の大気中放射性物質による運転員の実効線量を評価した結果を表 4-19 及び表 4-20 に示す。

表 4-17 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の放射性物質の大気への放出量
（30 日間積算値）

核分裂生成物	放出量 (Bq)	備 考
希ガス （ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値）	2.7×10^{16}	時々刻々の大気への 放出率を 30 日間積算 した値
よう素 （I-131 等価量—成人実効線 量係数換算）	2.3×10^{14}	

表 4-18 主蒸気管破断（仮想事故）時の放射性物質の大気への放出量
（30 日間積算値）

（主蒸気隔離弁閉止後）

核分裂生成物	放出量 (Bq)	備 考
希ガス及びハロゲン等 （ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値）	1.2×10^{14}	時々刻々の大気への 放出率を 30 日間積算 した値
よう素 （I-131 等価量—成人実効線 量係数換算）	2.5×10^{12}	

表 4-19 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の大気中放射性物質による実効線量評価結果
（入退域時）

項 目		実効線量 (mSv)	備 考
30 日間 積算値	希ガスのガンマ線による外部被ばく	1.4×10^0	—
	よう素の吸入による内部被ばく	1.8×10^0	
	合 計	3.2×10^0	
直交替を考慮した場合	希ガスのガンマ線による外部被ばく	1.5×10^{-2}	30 日間積算値に入退域所要時間割合 (0.01111) * を掛け合わせた値
	よう素の吸入による内部被ばく	2.0×10^{-2}	
	合 計	3.5×10^{-2}	

注記 * : 4.4 節の解析のための前提条件の「(4) 直交替を考慮した場合の被ばく評価方法」の b. 項の入退域での被ばく評価方法による。

表 4-20 主蒸気管破断（仮想事故）時の大気中放射性物質による実効線量評価結果
（入退域時）

項 目		実効線量 (mSv)	備 考
30 日間 積算値	希ガス及びハロゲン等のガンマ線による外部被ばく	3.5×10^{-1}	—
	よう素の吸入による内部被ばく	8.1×10^0	
	合 計	8.5×10^0	
直交替を考慮した場合	希ガス及びハロゲン等のガンマ線による外部被ばく	3.8×10^{-3}	30 日間積算値に入退域所要時間割合 (0.01111) * を掛け合わせた値
	よう素の吸入による内部被ばく	9.0×10^{-2}	
	合 計	9.4×10^{-2}	

注記 * : 4.4 節の解析のための前提条件の「(4) 直交替を考慮した場合の被ばく評価方法」の b. 項の入退域での被ばく評価方法による。

4.6.3 実効線量評価結果のまとめ

原子炉冷却材喪失（仮想事故）時及び主蒸気管破断（仮想事故）時における中央制御室の運転員の実効線量の内訳を表 4-21 及び表 4-22 に示す。

4.7 判断基準への適合性

事故時における中央制御室の運転員の被ばく評価結果は、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」第 7 条第 1 項における緊急時作業に係る線量限度 100 mSv 以下であることを確認した。

事故時における中央制御室の 運転員の実効線量（mSv）	
原子炉冷却材喪失 （仮想事故）	主蒸気管破断 （仮想事故）
2.9×10^0	1.7×10^0

表 4-21 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時における中央制御室の運転員の実効線量の内訳

被ばく経路		被ばく部位		実効線量 (mSv)			備考
				希ガスのガンマ線による外部被ばく	よう素の吸入による内部被ばく	合計	
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線による被ばく		1.6×10 ⁰	—	1.6×10 ⁰	事故後30日まで5直2交替で室内作業を行うものとする。	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	3.4×10 ⁻²	—	3.4×10 ⁻²		
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	1.1×10 ⁻²	1.9×10 ⁻¹	2.0×10 ⁻¹		
		小計	1.6×10 ⁰	1.9×10 ⁻¹	1.8×10 ⁰		
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線による被ばく		1.0×10 ⁰	—	1.0×10 ⁰	事故後30日まで5直2交替で入退域するものとする。入退域所要時間は、片道15分を仮定する。	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.5×10 ⁻²	2.0×10 ⁻²	3.5×10 ⁻²		
		小計	1.0×10 ⁰	2.0×10 ⁻²	1.1×10 ⁰		
		合計	2.7×10 ⁰	2.1×10 ⁻¹	2.9×10 ⁰		

表 4-22 主蒸気管破断（仮想事故）時における中央制御室の運転員の実効線量の内訳

被ばく経路		被ばく部位	実効線量 (mSv)			備考
			希ガスのガンマ線による外部被ばく	よう素の吸入による内部被ばく	合計	
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線による被ばく	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線による被ばく	4.3×10^{-3}	—	4.3×10^{-3}	事故後30日まで5直2交替で室内作業を行うものとする。
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.3×10^{-2}	—	1.3×10^{-2}	
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	3.9×10^{-2}	1.4×10^0	1.5×10^0	
		小計	5.7×10^{-2}	1.4×10^0	1.5×10^0	
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線による被ばく	1.6×10^{-1}	—	1.6×10^{-1}	事故後30日まで5直2交替で入退域するものとする。入退域所要時間は、片道15分を仮定する。
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	3.8×10^{-3}	9.0×10^{-2}	9.4×10^{-2}	
		小計	1.7×10^{-1}	9.0×10^{-2}	2.6×10^{-1}	
		合計	2.2×10^{-1}	1.5×10^0	1.7×10^0	

5. 中央制御室（炉心の著しい損傷）の居住性に係る被ばく評価

5.1 判断基準

中央制御室（炉心の著しい損傷）の居住性に係る被ばく評価にあたっては、平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061918 号 原子力規制委員会決定「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき、評価を行う。判断基準は、解釈の第 74 条の規定のうち、以下の項目を満足することを確認する。

第 74 条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）

- 2 第 74 条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
 - b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。
 - ① 設置許可基準規則解釈第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。
 - ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合、実施のための体制を整備すること。
 - ③ 交替要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
 - ④ 判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100 mSv を超えないこと。

5.2 想定事象

「想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばく低減の観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に至る可能性のある事故シーケンスである「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重量を考慮）を想定する。東海第二発電所では、本事故シーケンスにおいても、格納容器ベントの実施を遅延することができるよう、代替循環冷却系を整備する。しかし、被ばく評価においては、中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から、代替循環冷却系を使用できず、格納容器ベントを実施した場合を想定する。

5.3 被ばく経路

中央制御室（炉心の著しい損傷）の居住性に係る被ばく評価では，次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図 5-1 に，中央制御室の居住性に係る被ばく経路を示す。

(1) 中央制御室内での被ばく

- ① 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく
- ② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）
- ③ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）
- ④ 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばく

(2) 入退域時の被ばく

- ⑤ 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく
- ⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばく
- ⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）

5.4 被ばく評価期間

中央制御室の運転員に係る被ばく評価期間は，事故発生後 7 日間とする。

5.5 運転員の勤務形態

運転員勤務体系としては，5 直 2 交替とし，被ばく線量が最も厳しくなる運転員の勤務体系を踏まえて中央制御室の滞在期間及び入退域に要する時間を考慮して評価する。想定する勤務体系を表 5-1 に示す。

なお，入退域に要する時間は片道 15 分とする。

表 5-1 想定する勤務体系

	中央制御室の滞在時間
1 直	8:00～21:45
2 直	21:30～8:15

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目
A 班*	1 直						
B 班			1 直	1 直		2 直	2 直
C 班	2 直				1 直	1 直	
D 班		2 直	2 直				1 直
E 班*		1 直		2 直	2 直		

注記 *：事故直後に中央制御室に滞在している班（A 班）に代わり，被ばくの平準化のため 2 日目以降は日勤勤務の班（E 班）が滞在するものとする。

イベント	▽ 炉心損傷発生	▽ 格納容器ベント		
経過時間 (h)	0	19		
時 刻	8:00	21:30	3:00	8:00
1 直	A 班		E 班	
2 直	C 班			

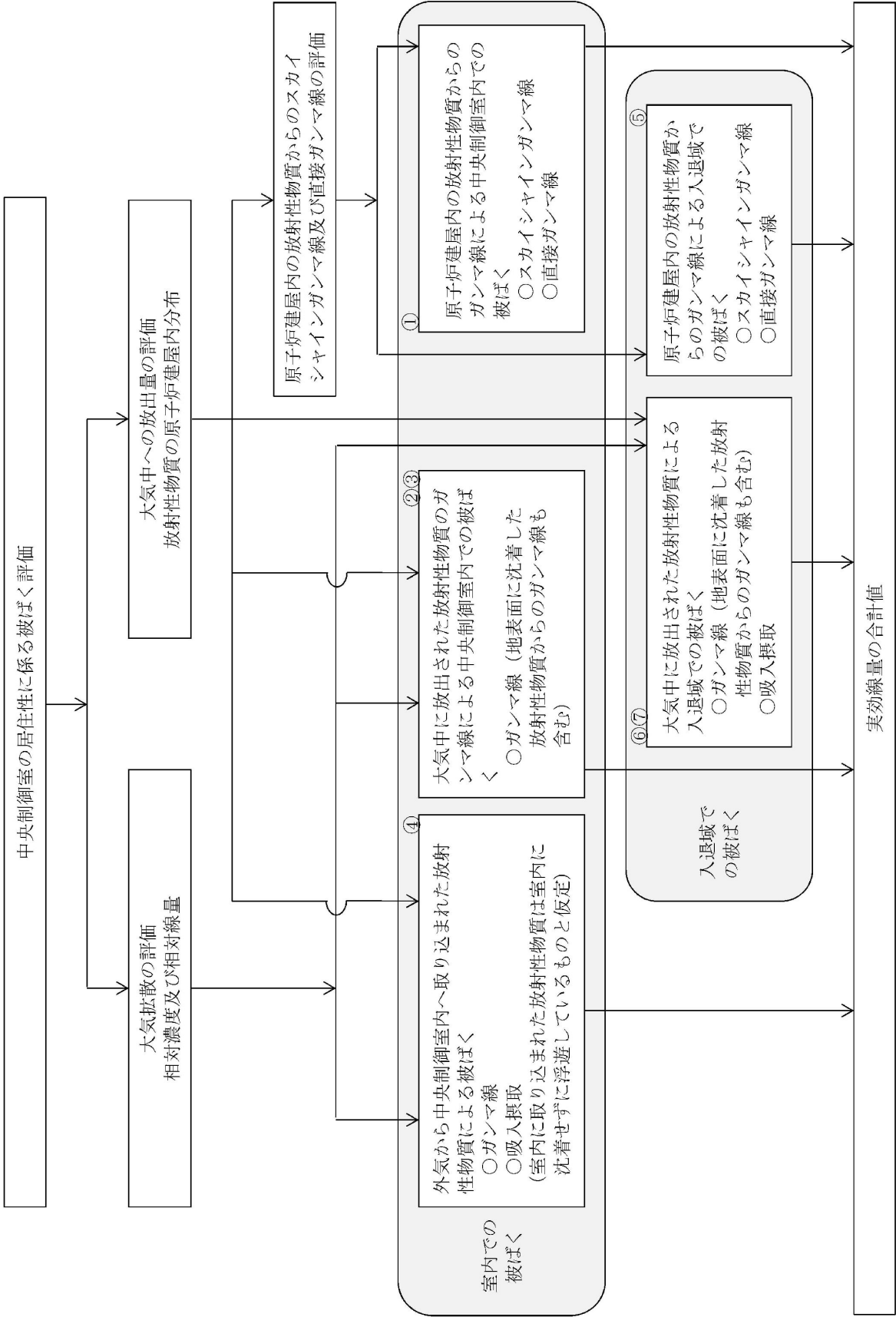


図 5-1 中央制御室（炉心の著しい損傷）の運転員の被ばく経路

5.6 大気中への放出量評価

大気中に放出される放射性物質の量は、審査ガイドに従い設定する。

(1) 事故直前の炉内蓄積量

事故直前の炉内蓄積量を表 5-2 に示す。

炉内蓄積量の計算には、燃焼計算コードORIGEN2コードを使用し、単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW) に定格熱出力 (3,293MW) を乗じて算出している。

(2) 大気中への放出量

a. 有効性評価におけるソースターム解析結果

有効性評価におけるソースターム解析結果として、5.2 節の想定事象で示した事故シナケンス「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重量を考慮）を想定し、格納容器から原子炉建屋への漏えい及び原子炉建屋から大気中への放出を考慮して実施したMAAP解析結果を使用する。

有効性評価のMAAP解析結果の格納容器内圧力及び温度の変化を図 5-2 及び図 5-3 に示す。

被ばく評価においては、本評価から得られるMAAP解析結果の、格納容器への放出割合、格納容器から原子炉建屋への漏えい割合及び格納容器圧力逃がし装置への放出割合のトレンドを使用する。

有効性評価におけるMAAP解析結果として、表 5-3 に評価期間中（7 日間）の格納容器から漏えいして原子炉建屋から大気中へ放出される放射性物質の割合及び格納容器ベント時にサプレッション・チェンバのベントラインから格納容器圧力逃がし装置へ放出される放射性物質の割合を示す。

また、これらの結果を使用した放射性物質の大気放出過程を図 5-4～図 5-7 に示す。

b. よう素の化学形態

よう素の化学形態は、Regulatory Guide 1.195^{*1}に基づき下記のとおり設定する。

	よう素の化学形態
有機よう素	4 %
無機よう素	91 %
粒子状よう素	5 %

注記 *1: Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Lighth Water Nuclear Power Reactors”, May 2003

c. 原子炉格納容器内での自然沈着（無機よう素）

原子炉格納容器内の無機よう素の除去効果は、CSE 実験及び Standard Review Plan 6.5.2^{*2}に基づき、原子炉格納容器内での自然沈着率を 9×10^{-4} (1/s)（原子炉格納容器内の最大存在量から 1/200 まで）と設定する。

注記 *2: Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

d. サプレッション・プールのスクラビングによる除去（無機よう素）

サプレッション・プールのスクラビングによる無機よう素の除染効果は、Standard Review Plan 6.5.5^{*3}に基づき DF=10 と設定する。

注記 *3: Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

e. 格納容器圧力逃がし装置による除去性能

格納容器圧力逃がし装置による放射性物質の除染係数は、下記のとおり設定する。

	除染係数
エアロゾル	1000
無機よう素	100
有機よう素	50

上記により評価した、原子炉建屋から大気中への放出量及び格納容器圧力逃がし装置を経由した放出量を表 5-4 に示す。

表 5-2 放射性物質の炉内蓄積量

核種グループ	炉内蓄積量(Bq)
希ガス類	約 2.2×10^{19}
よう素類	約 2.9×10^{19}
C s OH類	約 1.2×10^{18}
S b 類	約 1.3×10^{18}
T e O ₂ 類	約 6.8×10^{18}
S r O類	約 1.3×10^{19}
B a O類	約 1.2×10^{19}
M o O ₂ 類	約 2.5×10^{19}
C e O ₂ 類	約 7.5×10^{19}
L a ₂ O ₃ 類	約 5.5×10^{19}

表 5-3 有効性評価におけるソースターム解析結果

核種グループ	原子炉建屋への 漏えい割合	格納容器圧力逃がし 装置への放出割合
希ガス類	約 4.3×10^{-3}	約 9.5×10^{-1}
C s I 類	約 6.3×10^{-5}	約 1.1×10^{-6}
C s OH類	約 3.2×10^{-5}	約 4.0×10^{-7}
S b 類	約 6.8×10^{-6}	約 9.0×10^{-8}
T e O ₂ 類	約 6.8×10^{-6}	約 9.0×10^{-8}
S r O類	約 2.7×10^{-6}	約 3.6×10^{-8}
B a O類	約 2.7×10^{-6}	約 3.6×10^{-8}
M o O ₂ 類	約 3.4×10^{-7}	約 4.5×10^{-9}
C e O ₂ 類	約 6.8×10^{-8}	約 9.0×10^{-10}
L a ₂ O ₃ 類	約 2.7×10^{-8}	約 3.6×10^{-10}

表 5-4 放射性物質の大気放出量（7 日積算）

（単位：Bq）

核種グループ	原子炉建屋から 大気中へ放出	格納容器圧力逃がし 装置を経由した放出	合 計
希ガス類	約 3.6×10^{16}	約 8.9×10^{18}	約 9.0×10^{18}
よう素類	約 2.8×10^{15}	約 7.3×10^{15}	約 1.0×10^{16}
C s O H 類	約 3.8×10^{13}	約 5.0×10^8	約 3.8×10^{13}
S b 類	約 4.5×10^{12}	約 2.6×10^7	約 4.5×10^{12}
T e O ₂ 類	約 3.7×10^{13}	約 4.4×10^8	約 3.7×10^{13}
S r O 類	約 2.0×10^{13}	約 1.7×10^8	約 2.0×10^{13}
B a O 類	約 2.0×10^{13}	約 2.1×10^8	約 2.0×10^{13}
M o O ₂ 類	約 6.9×10^{12}	約 8.4×10^7	約 6.9×10^{12}
C e O ₂ 類	約 4.3×10^{12}	約 5.5×10^7	約 4.3×10^{12}
L a ₂ O ₃ 類	約 1.2×10^{12}	約 1.2×10^7	約 1.2×10^{12}

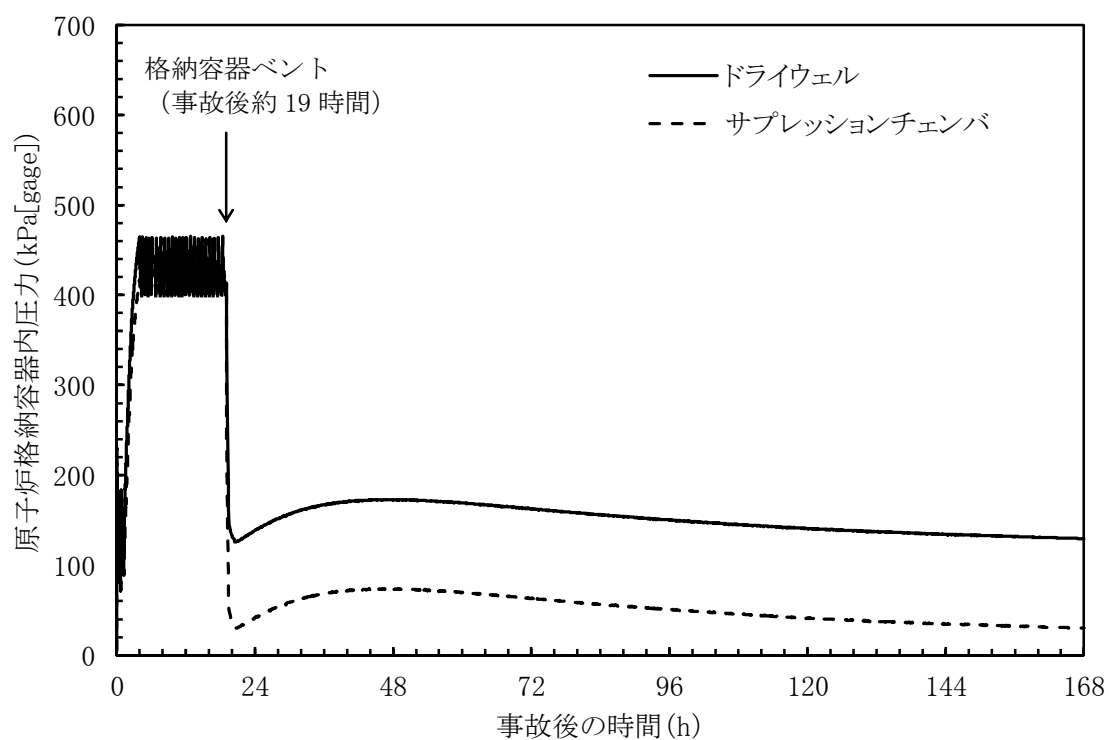


図 5-2 格納容器内圧力の変化

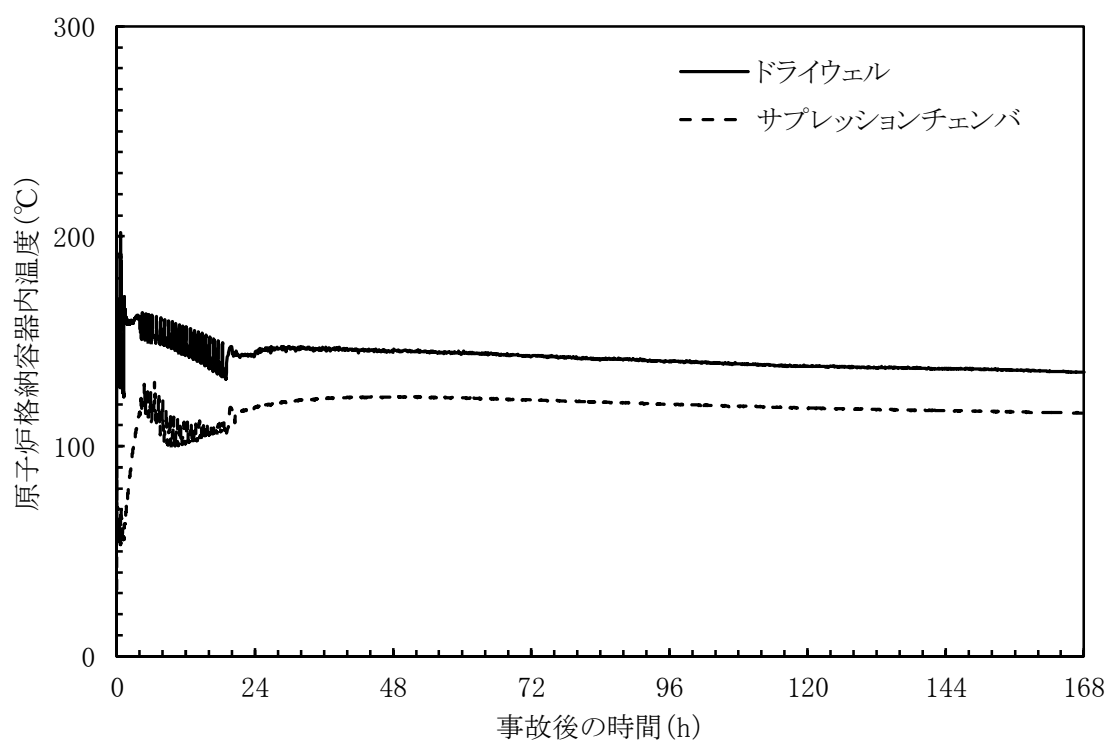


図 5-3 格納容器内温度の変化

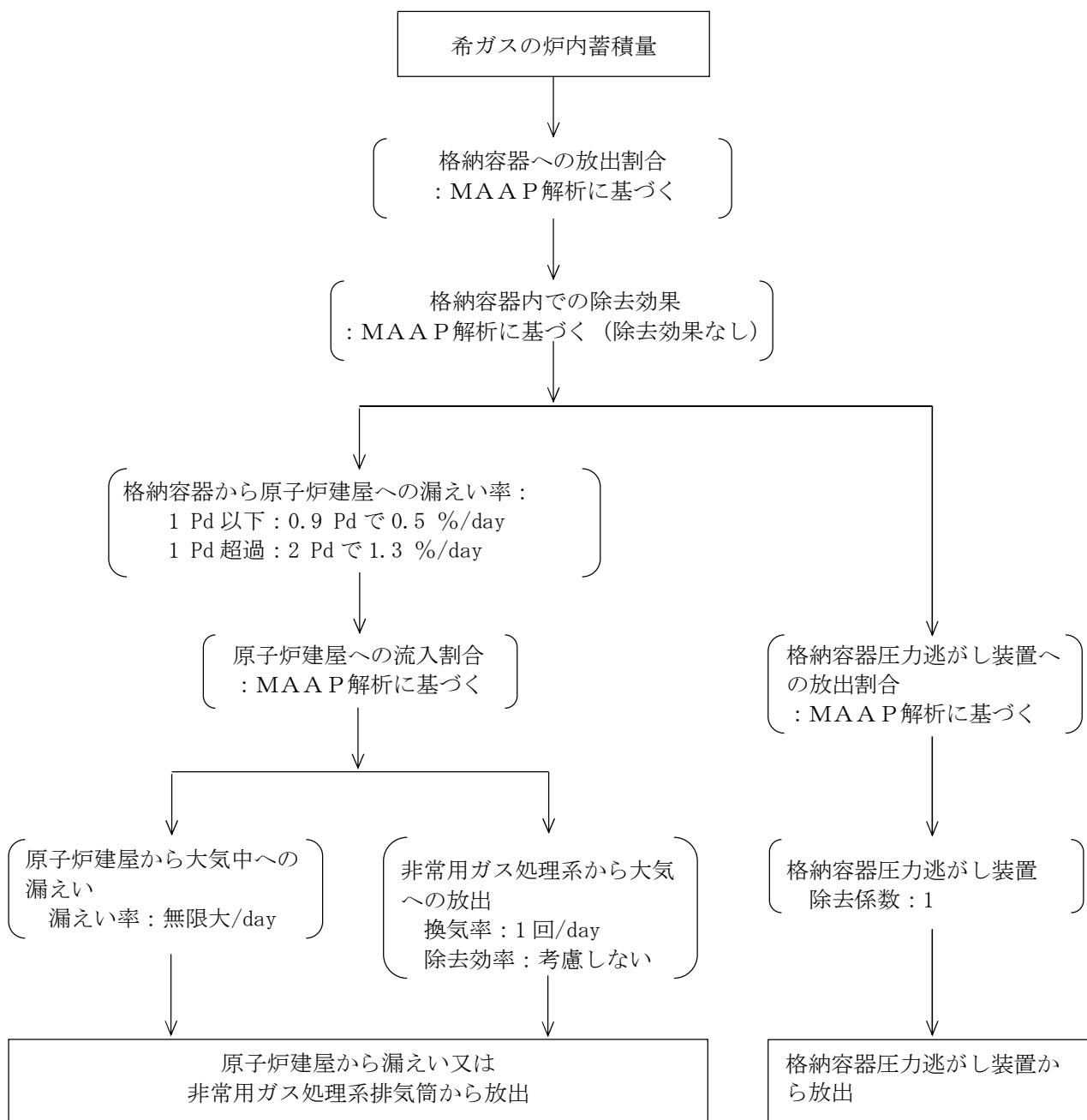


図 5-4 希ガスの大気放出過程

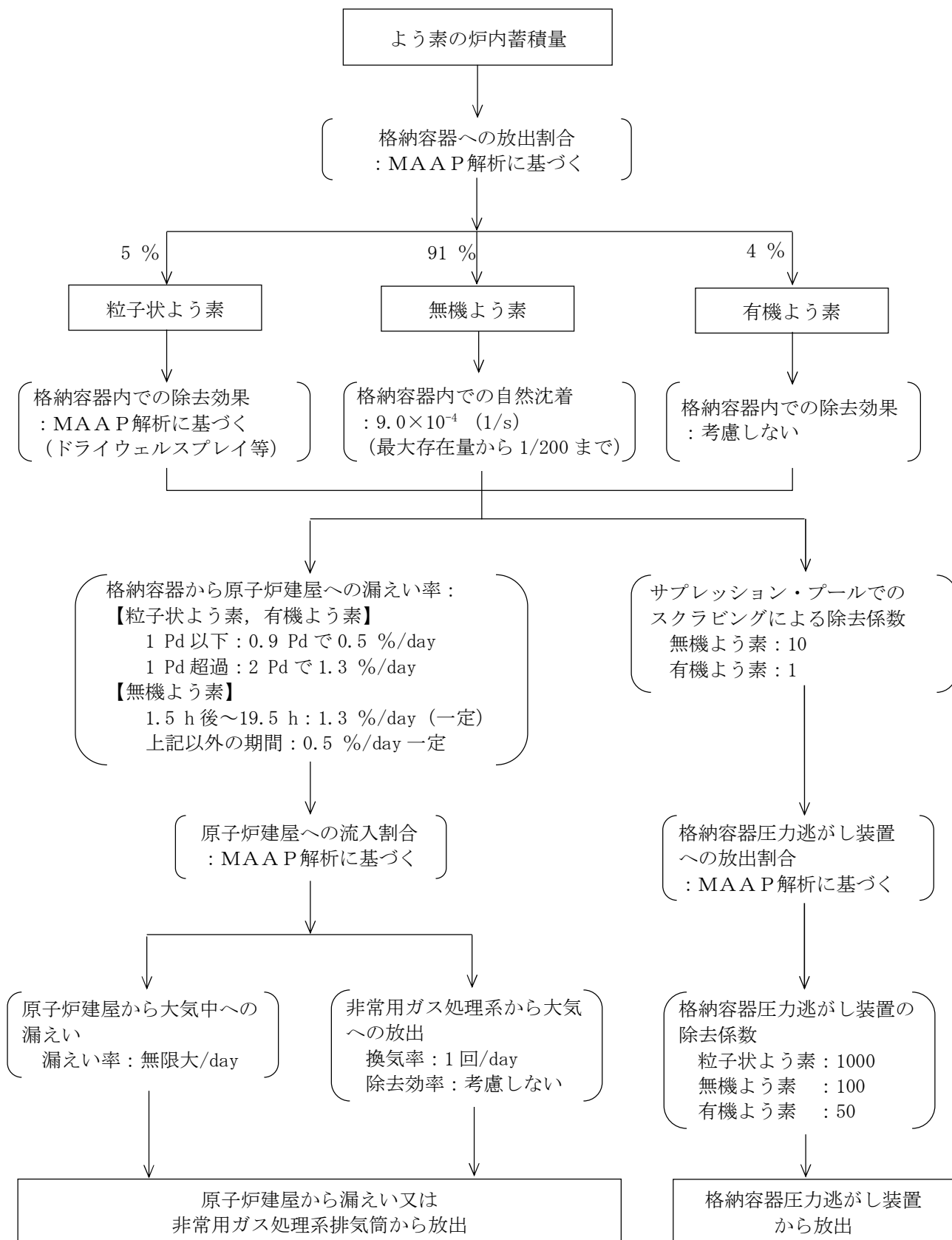


図 5-5 よう素の大気放出過程

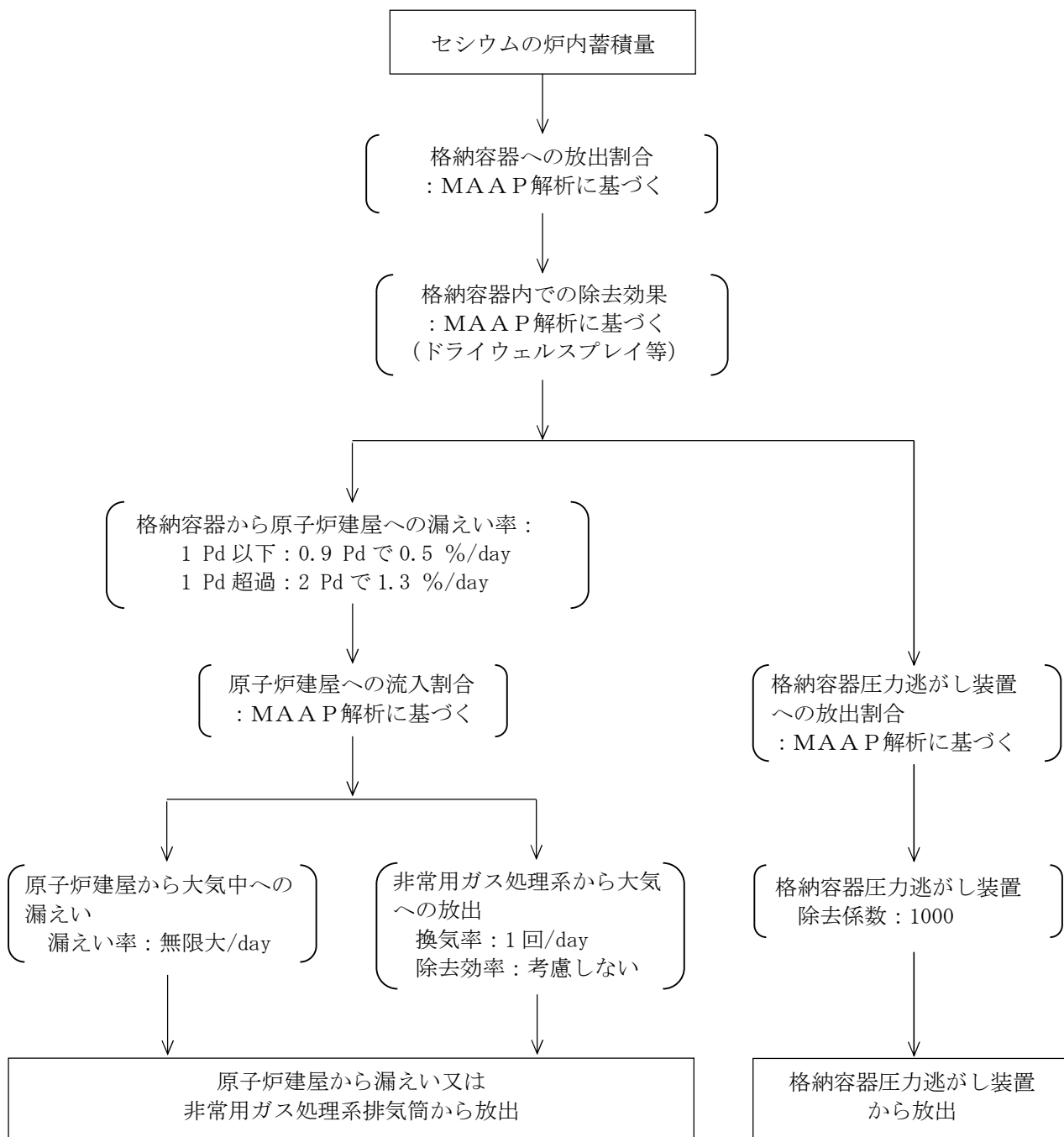


図 5-6 セシウムの大気放出過程

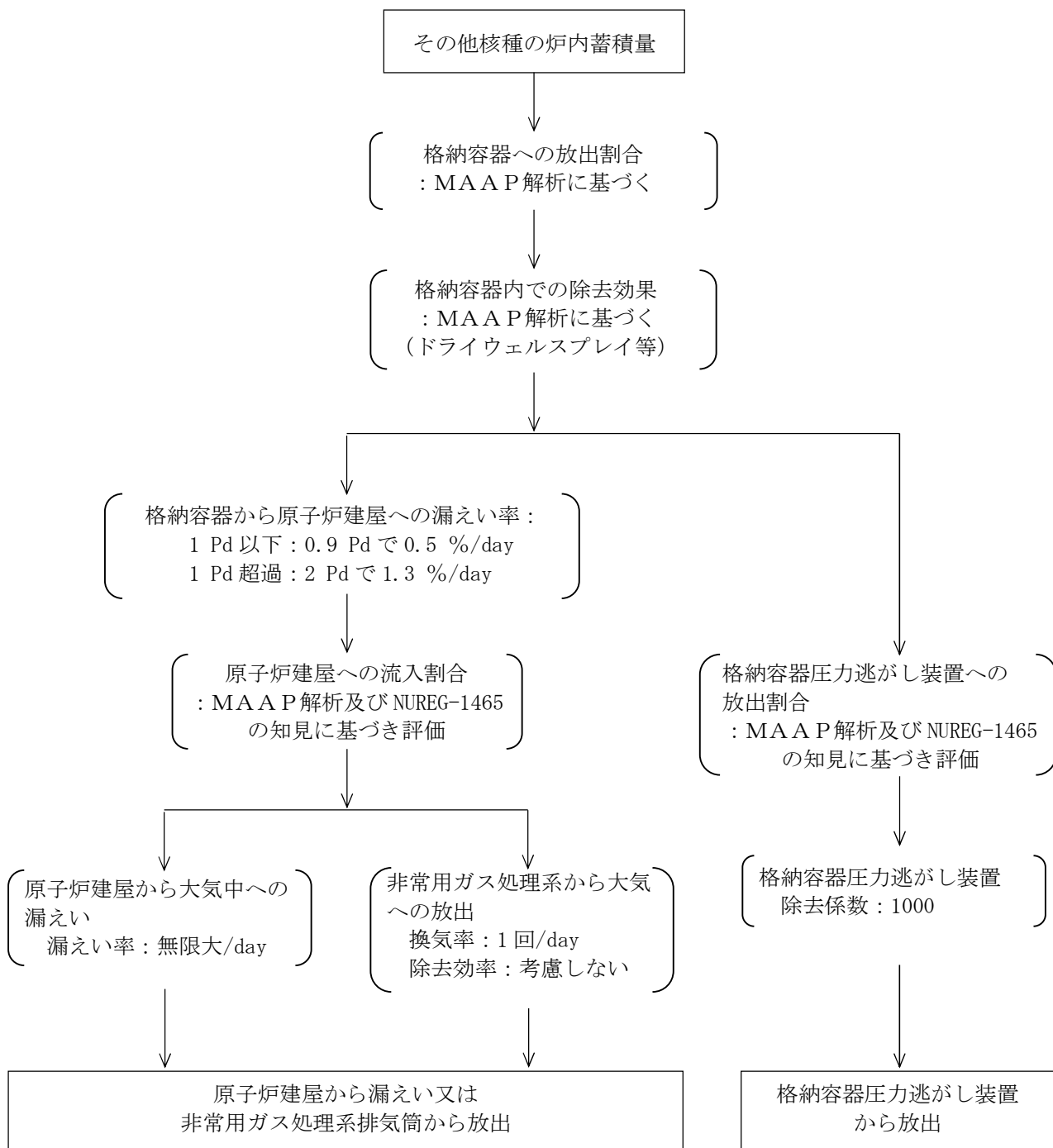


図 5-7 その他核種の大気放出過程

5.7 大気拡散の評価

中央制御室（炉心の著しい損傷）の居住性に係る被ばく評価に使用する相対濃度及び相対線量は、「被ばく評価手法について（内規）」及び「気象指針」に基づき評価する。

(1) 放射性物質の大気拡散

放射性物質の大気拡散は、4.5節の大気拡散の評価の(1)項と同じ。

(2) 建屋による巻き込みの評価条件

建屋による巻き込みの評価条件は、4.5節の大気拡散の評価の(2)項と同じ。

(3) 相対濃度及び相対線量の評価方法

相対濃度及び相対線量の評価方法は、4.5節の大気拡散の評価の(3)項と同じ。

(4) 評価結果

中央制御室（炉心の著しい損傷）の居住性に係る被ばく評価に使用する大気拡散評価条件を表5-5に示す。

中央制御室（炉心の著しい損傷）の居住性に係る被ばく評価に使用する相対濃度（ χ/Q ）及び相対線量（ D/Q ）の評価結果を表5-6に示す。

表 5-5 中央制御室（炉心の著しい損傷）の居住性に係る被ばく評価に使用する大気拡散評価条件（1/2）

項 目	評価条件	備 考
気象条件	東海第二発電所の 2005 年 4 月～2006 年 3 月までの 1 年間の気象データ (排気筒放出) 排気筒付近の風を代表する標高約 148 m の風向, 風速データを使用 (地上放出) 地上風を代表する標高 18 m の風向, 風速データを使用	—
放出源及び放出原高さ (有効高さ)	原子炉建屋漏えい（地上放出） ：地上 0 m 非常用ガス処理系排気筒からの放出（排気筒放出） ：地上 95 m 格納容器圧力逃がし装置からの放出（原子炉建屋屋上からの放出） ：地上 55 m	—
実効放出継続時間	1 時間	—
建屋の影響	非常用ガス処理系排気筒からの放出 考慮しない 原子炉建屋からの漏えい及び格納容器圧力逃がし装置からの放出 考慮する	放出源が排気筒の場合は、放出源の高さが建屋の高さの 2.5 倍以上となることから建屋の影響を受けないものとして評価する。 放出源が建屋の場合には、建屋の影響を受けるものとして評価する。
大気拡散評価地点及び 評価距離	原子炉建屋漏えい 中央制御室中心 評価距離：10 m 建屋入口 評価距離：15 m 非常用ガス処理系排気筒からの放出 中央制御室中心 評価距離：100 m 建屋入口 評価距離：110 m 格納容器圧力逃がし装置からの放出 中央制御室中心 評価距離：55 m 建屋入口 評価距離：45 m	図 5-8 参照

表 5-5 中央制御室（炉心の著しい損傷）の居住性に係る被ばく評価に使用する大気拡散評価条件（2/2）

項 目	評価条件	備 考
着目方位	原子炉建屋漏えい 中央制御室 S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N (9 方位) 建屋入口 S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N (9 方位) 非常用ガス処理系排気筒からの放出 中央制御室 W (1 方位) 建屋入口 W (1 方位) 格納容器圧力逃がし装置からの放出 中央制御室 SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE (9 方位) 建屋入口 SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE (9 方位)	図 5-9～図 5-14 参照
建屋の投影面積	3000 m^2 (原子炉建屋, 短手方向)	図 5-15 参照
巻き込みを生じる建屋の形状係数	1/2	気象指針より

表 5-6 中央制御室（炉心の著しい損傷）の居住性に係る被ばく評価に使用する
相対濃度（ χ/Q ）及び相対線量（ D/Q ）評価結果

放出位置		中央制御室中心	建屋入口
原子炉建屋	χ/Q (s/m ³)	8.3×10^{-4}	8.2×10^{-4}
	D/Q (Gy/Bq)	2.9×10^{-18}	2.9×10^{-18}
非常用ガス処理系 排気筒	χ/Q (s/m ³)	3.0×10^{-6}	3.0×10^{-6}
	D/Q (Gy/Bq)	8.8×10^{-20}	9.0×10^{-20}
格納容器圧力逃がし 装置排気筒	χ/Q (s/m ³)	3.7×10^{-4}	3.7×10^{-4}
	D/Q (Gy/Bq)	8.8×10^{-19}	9.4×10^{-19}

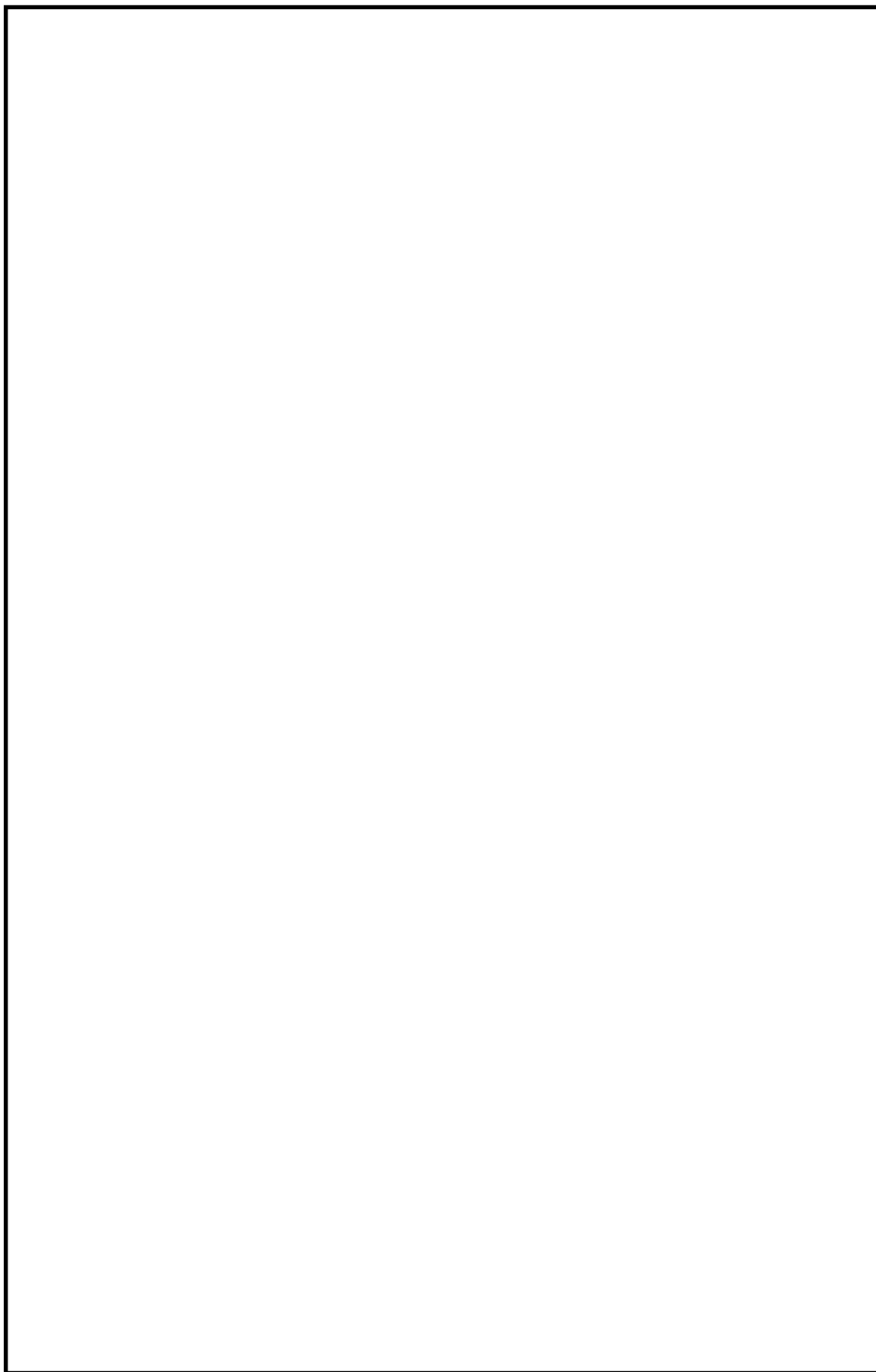


図 5-8 炉心の著しい損傷が発生した場合における放出源と評価地点の位置関係 (1/2)

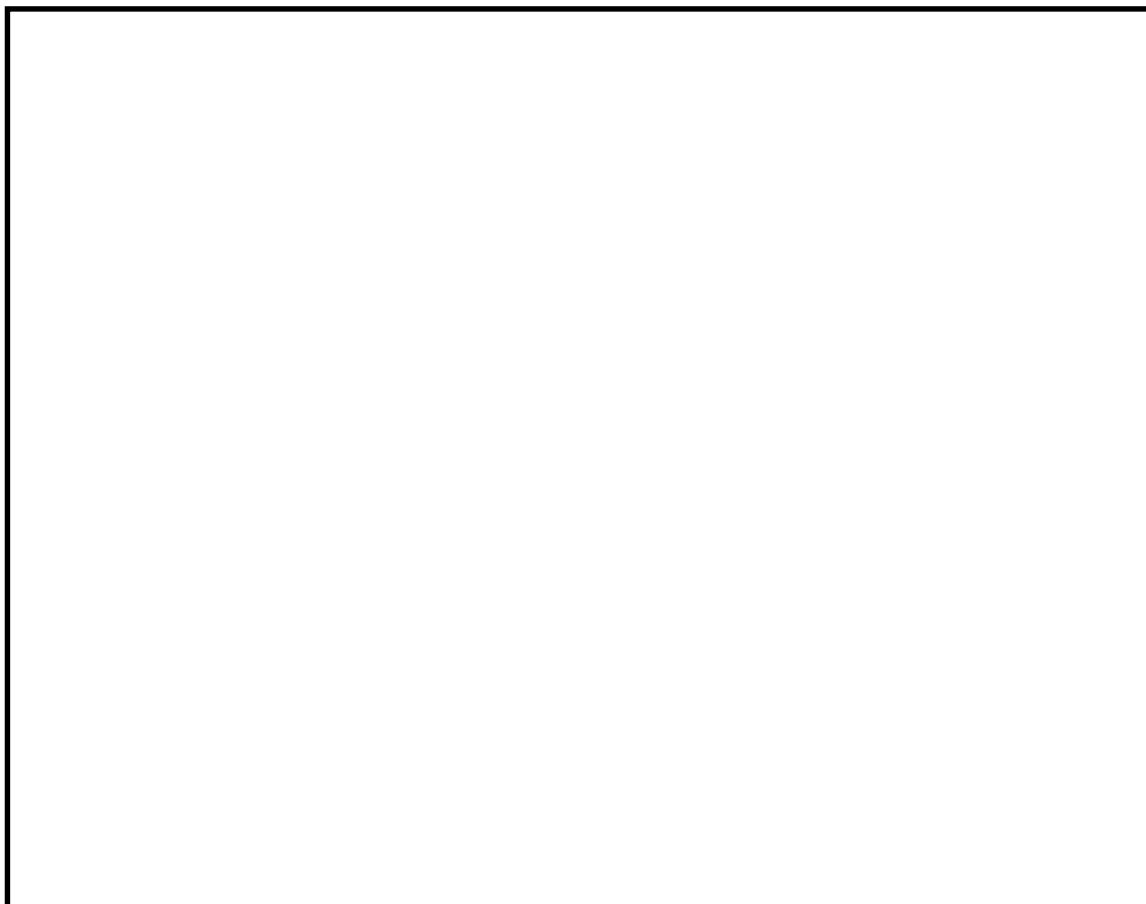


図 5-8 炉心の著しい損傷が発生した場合における放出源と評価地点の位置関係 (2/2)

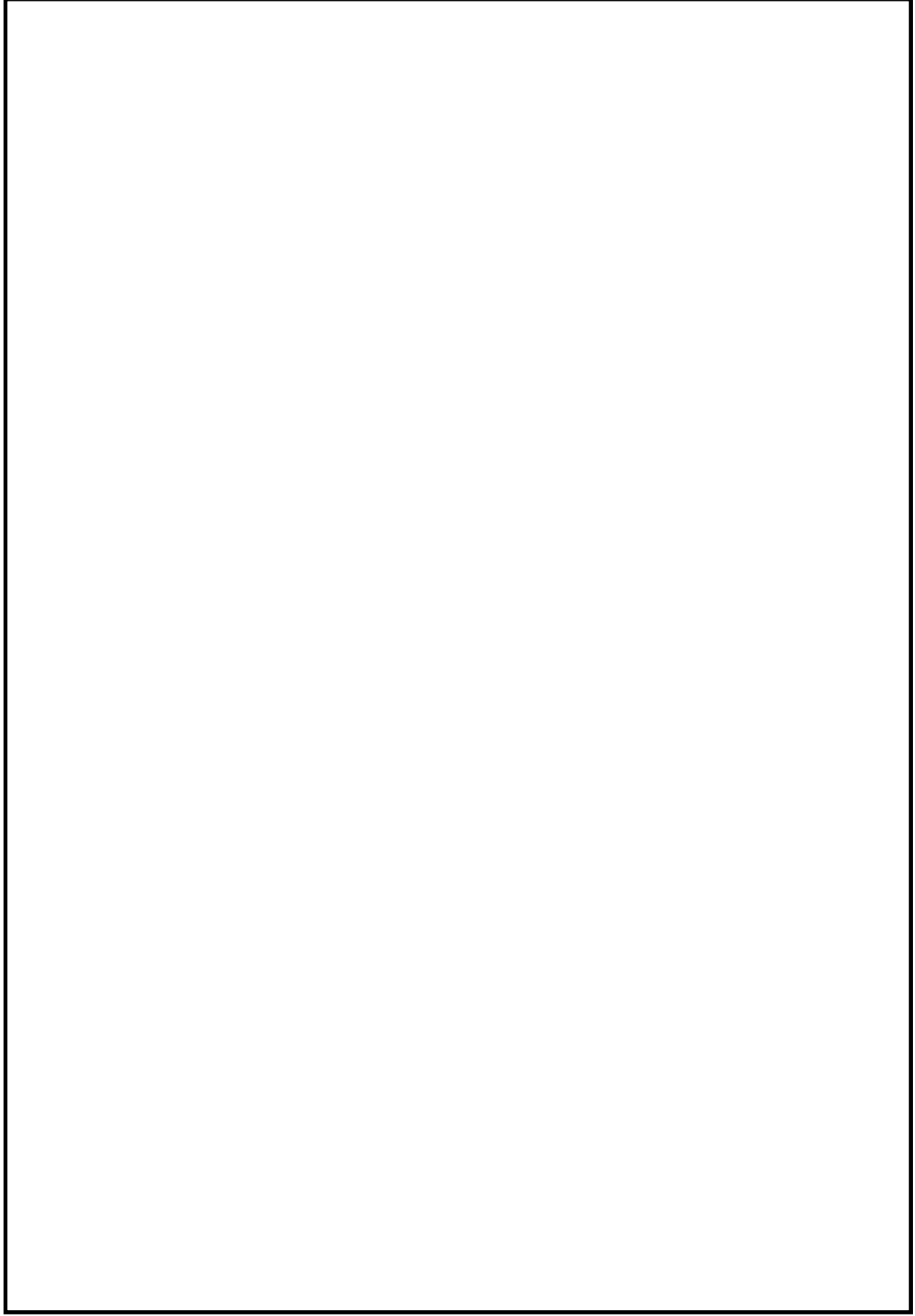


図 5-9 重大事故等時における非常用ガス処理系排気筒放出時の評価方位（評価点：中央制御室中心）

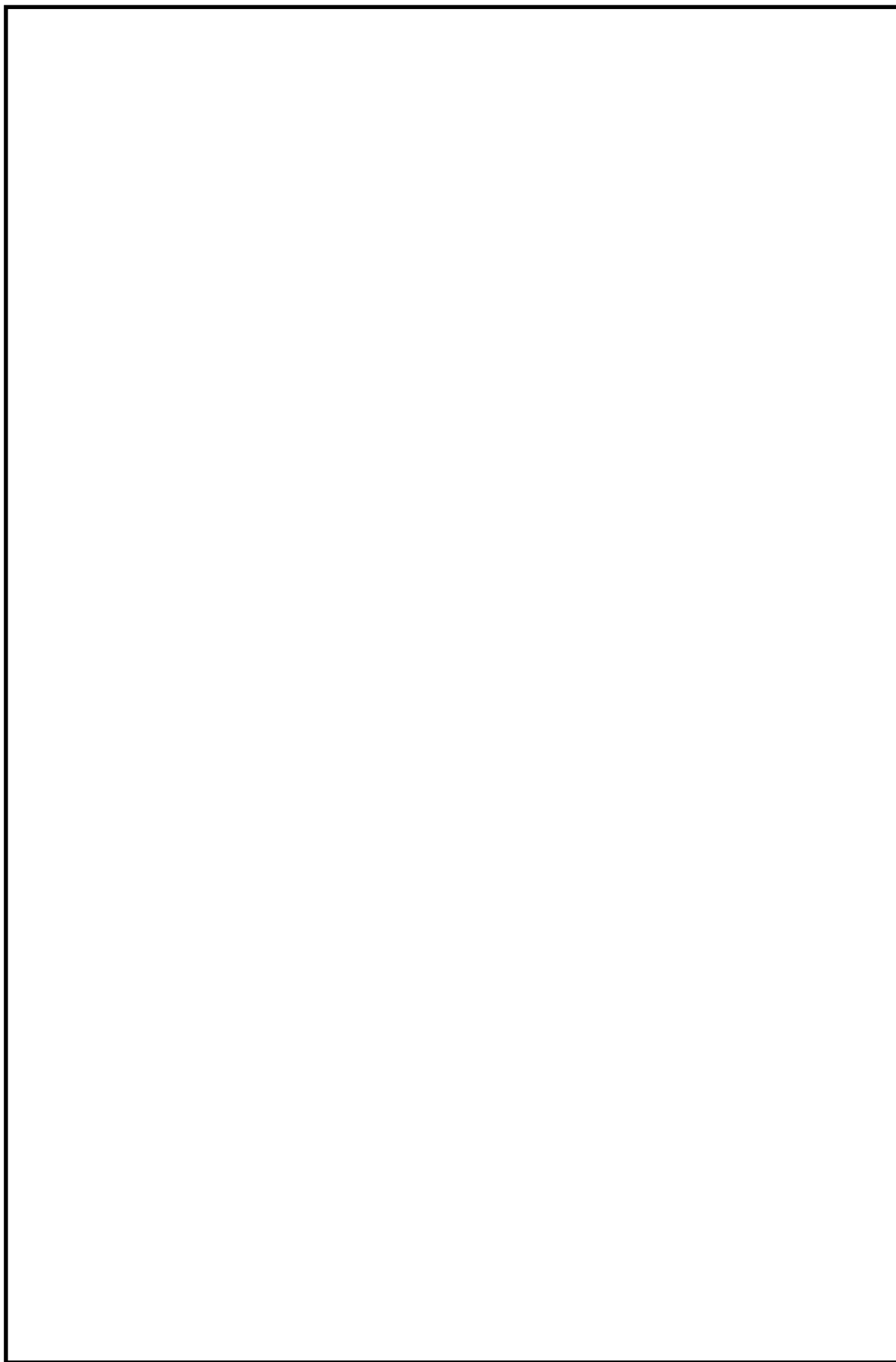


図 5-10 格納容器圧力逃がし装置からの放出時の評価方位 (評価点：中央制御室中心)

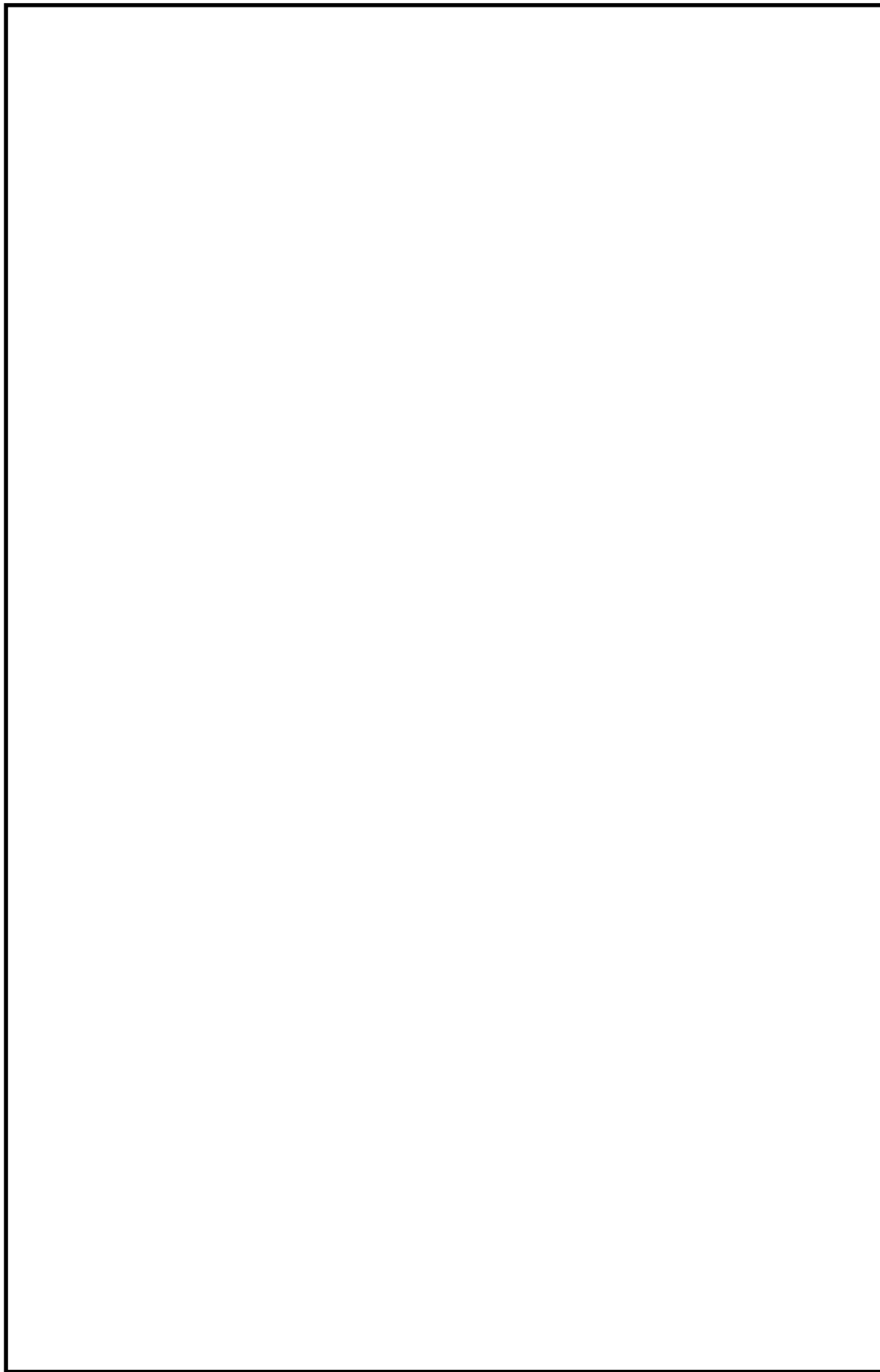


図 5-11 原子炉建屋漏えい時の評価方位（評価点：中央制御室中心）

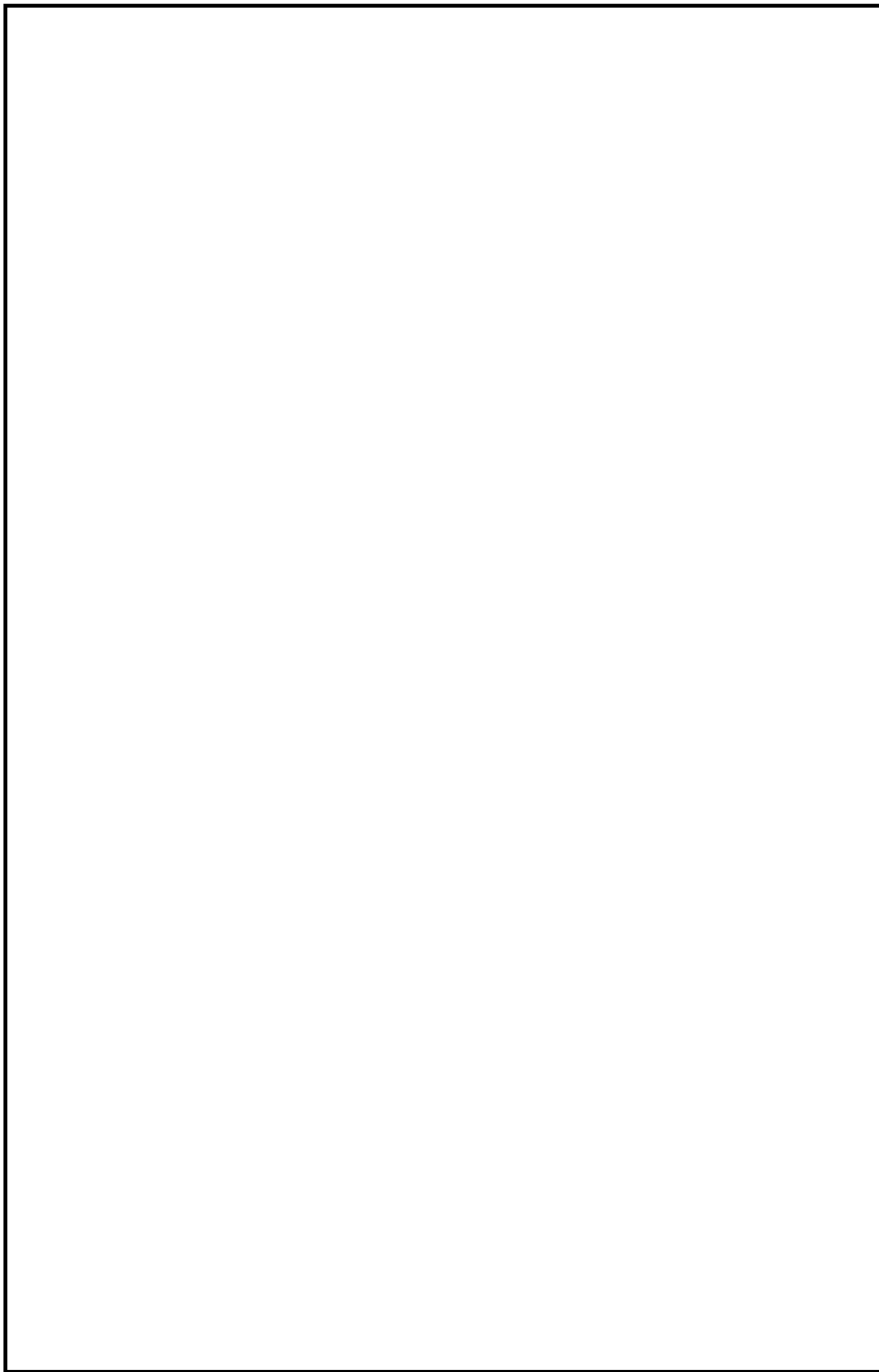


図 5-12 非常用ガス処理系排気筒からの放出時の評価方位 (評価点：建屋入口)

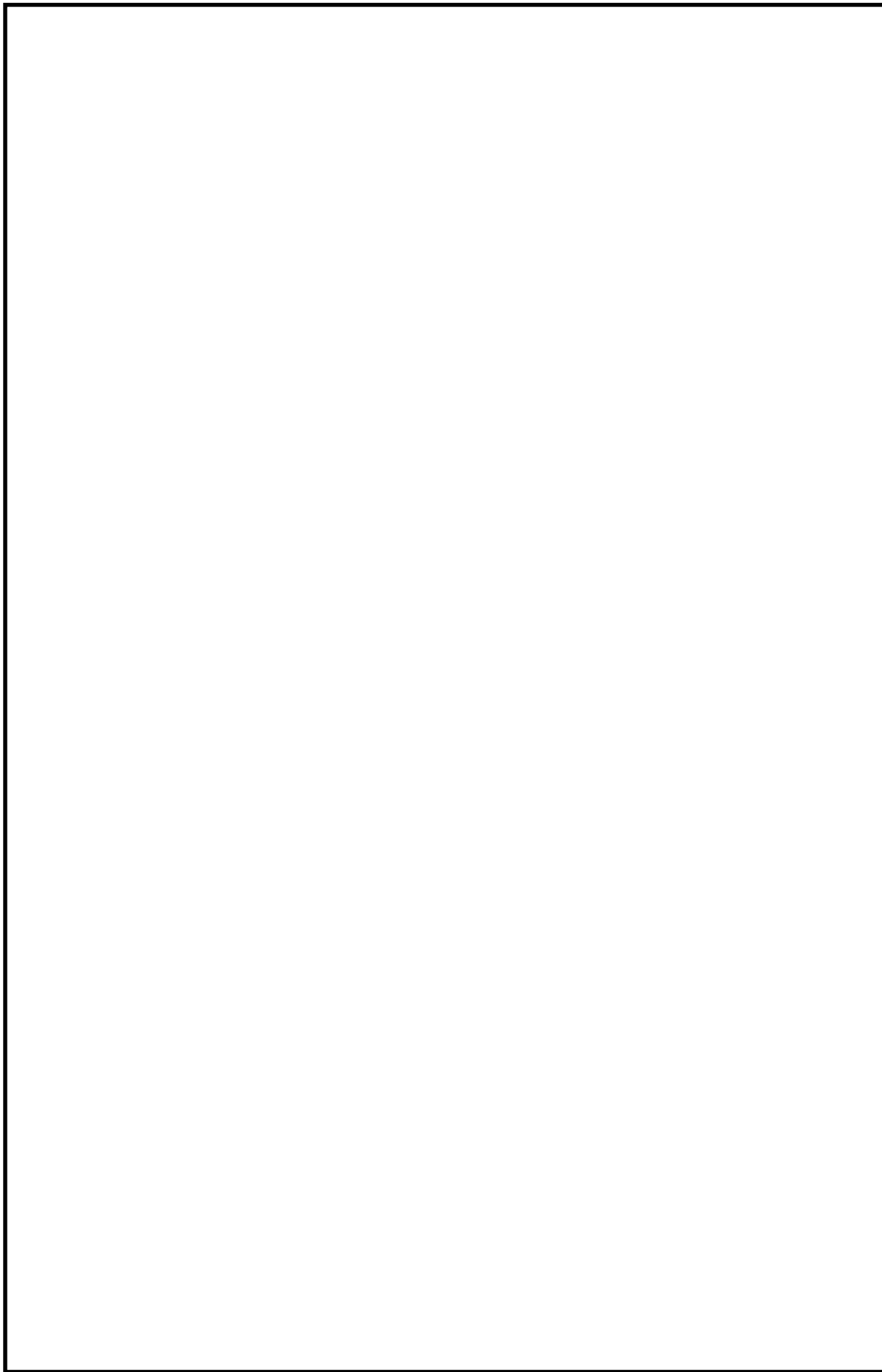


図 5-13 格納容器圧力逃がし装置からの放出時の評価方位 (評価点：建屋入口)

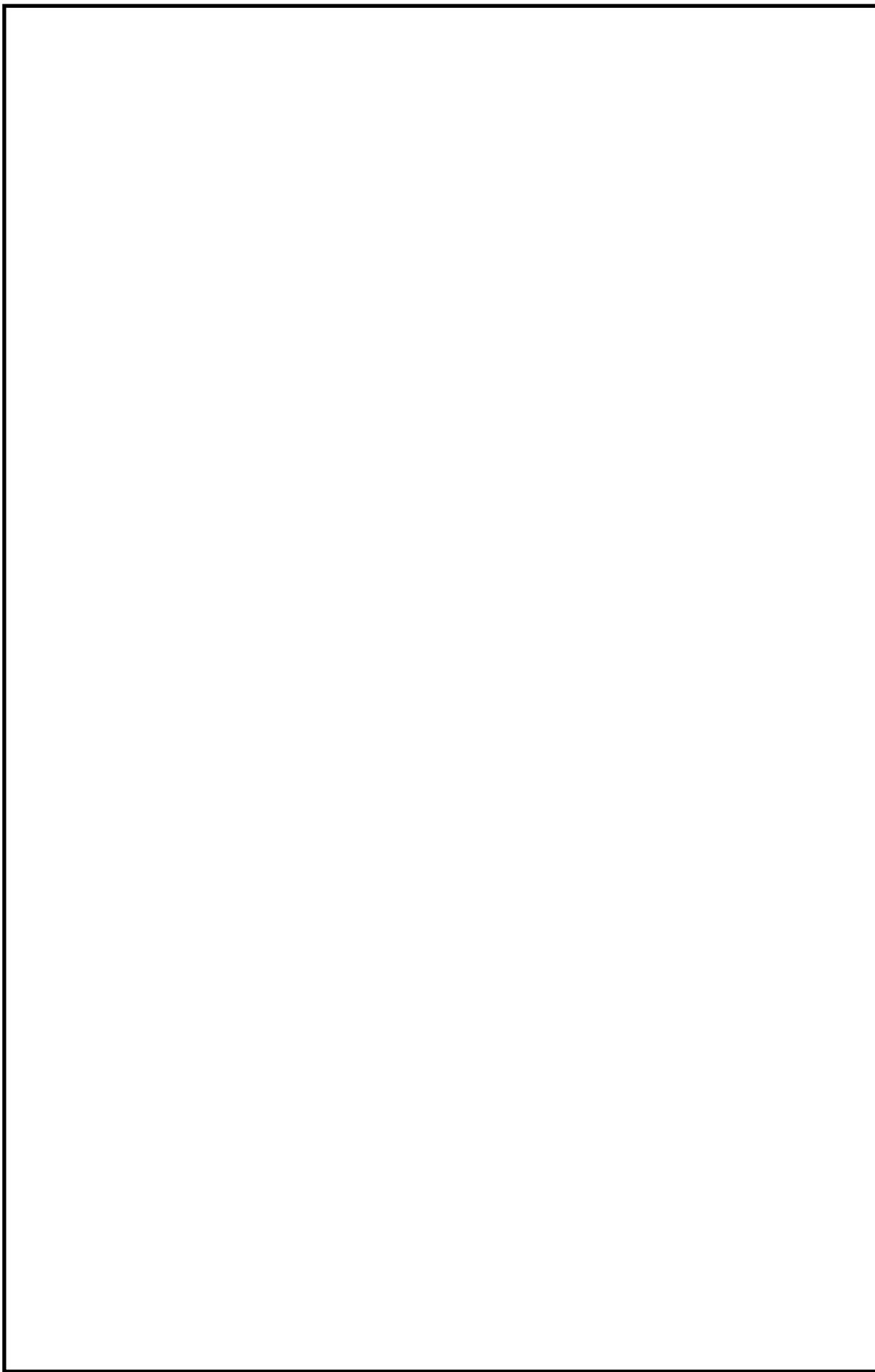


図 5-14 重大事故等時における原子炉建屋漏えい時の評価方位 (評価点：建屋入口)

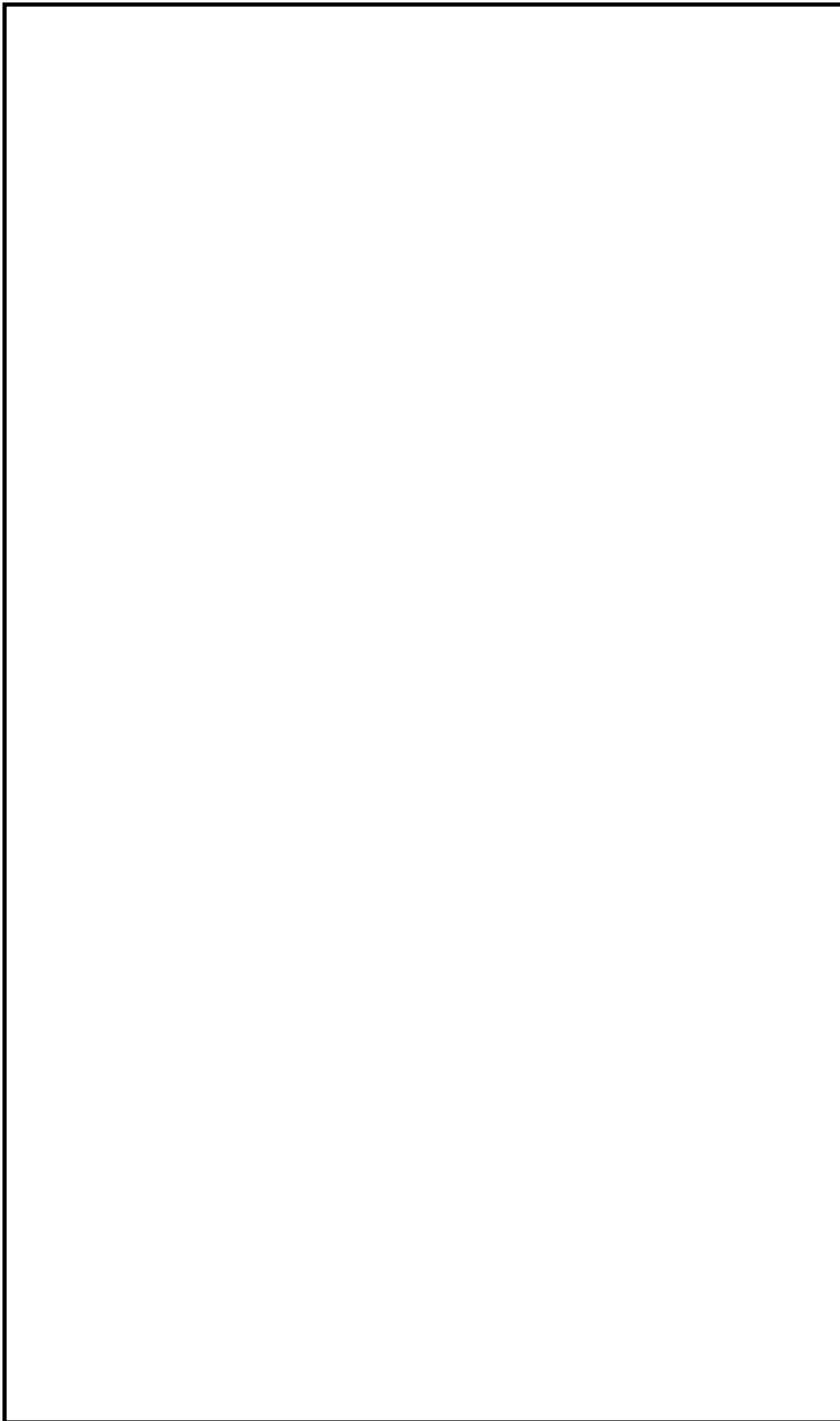


図 5-15 原子炉建屋断面面積（投影面積）

5.8 実効線量の評価

5.8.1 室内作業時の被ばく

(1) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置及び形状等から評価する。

以下、評価条件及び評価結果を示す。

a. 評価条件

(a) 線源強度

線源強度は、5.6節の大気中への放出量評価により評価した原子炉建屋内の存在量に基づき、次のとおり求める。

① 炉心の著しい損傷が発生した場合に炉心から格納容器内に放出された放射性物質は、格納容器から原子炉建屋（二次格納施設）内に放出される。この二次格納施設内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。

② 二次格納施設内の放射性物質は自由空間内に均一に分布するものとする。

なお、評価に使用する積算線源強度は表5-7に示すように、5.5節の運転員の勤務形態に基づき、7日間の各班の中央制御室内の滞在期間ごとに求める。

(b) 幾何条件

中央制御室内での被ばく評価に係る直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデルは図4-14及び図4-15と同一である。

(c) 評価点

評価点は図4-14と同一である。

(d) 計算機コード

直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線は、ANISN及びG33-GP2Rコードを用いる。

b. 評価結果

以上の条件に基づき評価した原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量の結果を表5-8に示す。

表 5-7 直接ガンマ線及びスキャインガンマ線評価用線源強度 (室内作業時)

群	代表 エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (—)											
		1 日			2 日			3 日			4 日		
		A班 13.75 h ~	C班 24.25 h ~	E班 37.75 h ~	D班 48.25 h ~	B班 61.75 h ~	D班 72.25 h ~	B班 85.75 h ~	E班 96.25 h ~	C班 109.75 h ~	E班 120.25 h ~	C班 133.75 h ~	B班 144.25 h ~
1	0.01	3.6×10^{18}	1.2×10^{19}	1.1×10^{19}	4.5×10^{18}	3.2×10^{18}	1.4×10^{18}	1.0×10^{18}	4.5×10^{17}	3.3×10^{17}	1.5×10^{17}	1.1×10^{17}	4.7×10^{16}
2	0.02	4.0×10^{18}	1.4×10^{19}	1.2×10^{19}	5.0×10^{18}	3.6×10^{18}	1.6×10^{18}	1.1×10^{18}	5.0×10^{17}	3.7×10^{17}	1.6×10^{17}	1.2×10^{17}	5.3×10^{16}
3	0.03	4.9×10^{18}	1.6×10^{19}	1.4×10^{19}	5.7×10^{18}	4.0×10^{18}	1.7×10^{18}	1.2×10^{18}	5.1×10^{17}	3.6×10^{17}	1.5×10^{17}	1.1×10^{17}	4.6×10^{16}
4	0.045	5.7×10^{19}	2.6×10^{20}	2.5×10^{20}	1.1×10^{20}	8.2×10^{19}	3.6×10^{19}	2.7×10^{19}	1.2×10^{19}	8.7×10^{18}	3.9×10^{18}	2.8×10^{18}	1.2×10^{18}
5	0.06	2.7×10^{17}	7.4×10^{17}	5.2×10^{17}	1.8×10^{17}	1.1×10^{17}	4.3×10^{16}	3.0×10^{16}	1.3×10^{16}	9.3×10^{15}	4.1×10^{15}	3.0×10^{15}	1.3×10^{15}
6	0.07	1.8×10^{17}	4.9×10^{17}	3.5×10^{17}	1.2×10^{17}	7.3×10^{16}	2.9×10^{16}	2.0×10^{16}	8.6×10^{15}	6.2×10^{15}	2.8×10^{15}	2.0×10^{15}	8.6×10^{14}
7	0.075	8.0×10^{18}	3.7×10^{19}	3.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.2×10^{19}	5.4×10^{18}	4.0×10^{18}	1.8×10^{18}	1.3×10^{18}	5.8×10^{17}	4.2×10^{17}	1.9×10^{17}
8	0.1	4.0×10^{19}	1.8×10^{20}	1.8×10^{20}	8.1×10^{19}	6.1×10^{19}	2.7×10^{19}	2.0×10^{19}	8.8×10^{18}	6.5×10^{18}	2.9×10^{18}	2.1×10^{18}	9.3×10^{17}
9	0.15	2.7×10^{17}	4.9×10^{17}	3.3×10^{17}	1.1×10^{17}	6.8×10^{16}	2.7×10^{16}	1.8×10^{16}	7.7×10^{15}	5.4×10^{15}	2.4×10^{15}	1.6×10^{15}	6.9×10^{14}
10	0.2	2.5×10^{19}	8.5×10^{19}	4.9×10^{19}	1.1×10^{19}	4.1×10^{18}	9.0×10^{17}	3.7×10^{17}	9.8×10^{16}	5.2×10^{16}	1.9×10^{16}	1.2×10^{16}	4.5×10^{15}
11	0.3	4.9×10^{19}	1.7×10^{20}	9.8×10^{19}	2.2×10^{19}	8.2×10^{18}	1.8×10^{18}	7.3×10^{17}	2.0×10^{17}	1.0×10^{17}	3.8×10^{16}	2.4×10^{16}	9.0×10^{15}
12	0.4	3.5×10^{18}	8.8×10^{18}	7.4×10^{18}	3.2×10^{18}	2.3×10^{18}	1.0×10^{18}	7.6×10^{17}	3.4×10^{17}	2.5×10^{17}	1.2×10^{17}	8.2×10^{16}	3.1×10^{16}
13	0.45	1.8×10^{18}	4.4×10^{18}	3.7×10^{18}	1.6×10^{18}	1.1×10^{18}	5.1×10^{17}	3.8×10^{17}	1.7×10^{17}	1.3×10^{17}	5.8×10^{16}	4.1×10^{16}	1.6×10^{16}
14	0.51	5.8×10^{18}	1.4×10^{19}	1.0×10^{19}	3.6×10^{18}	2.3×10^{18}	9.1×10^{17}	6.2×10^{17}	2.6×10^{17}	1.7×10^{17}	7.8×10^{16}	4.7×10^{16}	1.8×10^{16}
15	0.512	1.9×10^{17}	4.7×10^{17}	3.4×10^{17}	1.1×10^{17}	7.7×10^{16}	3.0×10^{16}	2.1×10^{16}	8.5×10^{15}	5.8×10^{15}	2.6×10^{15}	1.6×10^{15}	6.0×10^{14}
16	0.6	8.4×10^{18}	2.1×10^{19}	1.5×10^{19}	5.3×10^{18}	3.4×10^{18}	1.3×10^{18}	9.0×10^{17}	3.7×10^{17}	2.6×10^{17}	1.1×10^{17}	6.8×10^{16}	2.6×10^{16}
17	0.7	9.6×10^{18}	2.4×10^{19}	1.7×10^{19}	6.0×10^{18}	3.8×10^{18}	1.5×10^{18}	1.0×10^{18}	4.3×10^{17}	2.9×10^{17}	1.3×10^{17}	7.8×10^{16}	3.0×10^{16}
18	0.8	2.9×10^{18}	6.9×10^{18}	5.8×10^{18}	2.4×10^{18}	1.7×10^{18}	7.0×10^{17}	4.9×10^{17}	2.1×10^{17}	1.4×10^{17}	6.5×10^{16}	3.9×10^{16}	1.5×10^{16}
19	1.0	5.9×10^{18}	1.4×10^{19}	1.2×10^{19}	4.8×10^{18}	3.3×10^{18}	1.4×10^{18}	9.7×10^{17}	4.1×10^{17}	2.9×10^{17}	1.3×10^{17}	7.7×10^{16}	3.0×10^{16}
20	1.33	3.1×10^{18}	4.9×10^{18}	3.2×10^{18}	1.1×10^{18}	7.4×10^{17}	3.0×10^{17}	2.1×10^{17}	8.8×10^{16}	6.1×10^{16}	2.7×10^{16}	1.6×10^{16}	6.2×10^{15}
21	1.34	9.2×10^{16}	1.5×10^{17}	9.6×10^{16}	3.4×10^{16}	2.3×10^{16}	9.2×10^{15}	6.4×10^{15}	2.7×10^{15}	1.8×10^{15}	8.3×10^{14}	4.9×10^{14}	1.9×10^{14}
22	1.5	1.5×10^{18}	2.4×10^{18}	1.5×10^{18}	5.5×10^{17}	3.6×10^{17}	1.5×10^{17}	1.0×10^{17}	4.3×10^{16}	2.9×10^{16}	1.3×10^{16}	7.8×10^{15}	3.0×10^{15}
23	1.66	5.2×10^{17}	5.0×10^{17}	2.0×10^{17}	5.4×10^{16}	3.3×10^{16}	1.3×10^{16}	9.0×10^{15}	3.8×10^{15}	2.6×10^{15}	1.2×10^{15}	7.0×10^{14}	2.7×10^{14}
24	2.0	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	4.2×10^{17}	1.1×10^{17}	6.9×10^{16}	2.8×10^{16}	1.9×10^{16}	8.0×10^{15}	5.6×10^{15}	2.5×10^{15}	1.5×10^{15}	4.0×10^{14}
25	2.5	3.5×10^{18}	2.1×10^{18}	4.2×10^{17}	1.1×10^{17}	7.6×10^{16}	3.2×10^{16}	2.2×10^{16}	9.3×10^{15}	6.5×10^{15}	3.0×10^{15}	1.7×10^{15}	6.6×10^{14}
26	3.0	1.2×10^{17}	2.9×10^{16}	7.9×10^{15}	2.6×10^{15}	1.8×10^{15}	7.7×10^{14}	5.4×10^{14}	2.3×10^{14}	1.6×10^{14}	7.3×10^{13}	4.3×10^{13}	1.6×10^{13}
27	3.5	1.4×10^{15}	3.4×10^{13}	3.4×10^{11}	9.2×10^{10}	7.1×10^{10}	3.3×10^{10}	2.6×10^{10}	1.2×10^{10}	9.5×10^9	4.5×10^9	3.7×10^9	1.9×10^9
28	4.0	1.4×10^{15}	3.4×10^{13}	3.4×10^{11}	9.2×10^{10}	7.1×10^{10}	3.3×10^{10}	2.6×10^{10}	1.2×10^{10}	9.5×10^9	4.5×10^9	3.7×10^9	1.9×10^9
29	4.5	3.9×10^5	2.5×10^5	1.9×10^5	9.3×10^4	7.3×10^4	3.5×10^4	2.8×10^4	1.3×10^4	1.1×10^4	5.3×10^3	4.4×10^3	2.3×10^3
30	5.0	3.9×10^5	2.5×10^5	1.9×10^5	9.3×10^4	7.3×10^4	3.5×10^4	2.8×10^4	1.3×10^4	1.1×10^4	5.3×10^3	4.4×10^3	2.3×10^3
31	5.5	3.9×10^5	2.5×10^5	1.9×10^5	9.3×10^4	7.3×10^4	3.5×10^4	2.8×10^4	1.3×10^4	1.1×10^4	5.3×10^3	4.4×10^3	2.3×10^3
32	6.0	3.9×10^5	2.5×10^5	1.9×10^5	9.3×10^4	7.3×10^4	3.5×10^4	2.8×10^4	1.3×10^4	1.1×10^4	5.3×10^3	4.4×10^3	2.3×10^3
33	6.5	4.5×10^4	2.8×10^4	2.2×10^4	1.1×10^4	8.4×10^3	4.0×10^3	3.2×10^3	1.5×10^3	1.2×10^3	6.0×10^2	5.0×10^2	2.6×10^2
34	7.0	4.5×10^4	2.8×10^4	2.2×10^4	1.1×10^4	8.4×10^3	4.0×10^3	3.2×10^3	1.5×10^3	1.2×10^3	6.0×10^2	5.0×10^2	2.6×10^2
35	7.5	4.5×10^4	2.8×10^4	2.2×10^4	1.1×10^4	8.4×10^3	4.0×10^3	3.2×10^3	1.5×10^3	1.2×10^3	6.0×10^2	5.0×10^2	2.6×10^2
36	8.0	4.5×10^4	2.8×10^4	2.2×10^4	1.1×10^4	8.4×10^3	4.0×10^3	3.2×10^3	1.5×10^3	1.2×10^3	6.0×10^2	5.0×10^2	2.6×10^2
37	10.0	1.4×10^4	8.7×10^3	6.9×10^3	3.3×10^3	2.6×10^3	1.2×10^3	9.8×10^2	4.7×10^2	3.8×10^2	1.9×10^2	1.5×10^2	8.0×10^1
38	12.0	6.9×10^3	4.4×10^3	3.4×10^3	1.6×10^3	1.3×10^3	6.2×10^2	4.9×10^2	2.4×10^2	1.9×10^2	9.3×10^1	7.7×10^1	4.0×10^1
39	14.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
40	20.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
41	30.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
42	50.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

表 5-8 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量 (室内作業時)

		実効線量 (mSv)							
		1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合 計
A 班	直接ガンマ線	7.8×10^{-1}							7.8×10^{-1}
	スカイシャインガンマ線	1.4×10^{-4}							1.4×10^{-4}
	合 計	7.8×10^{-1}							7.8×10^{-1}
B 班	直接ガンマ線			4.9×10^{-2}	1.4×10^{-2}		4.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}	6.3×10^{-2}
	スカイシャインガンマ線			3.9×10^{-5}	1.1×10^{-5}		3.3×10^{-7}	9.8×10^{-8}	5.0×10^{-5}
	合 計			4.9×10^{-2}	1.4×10^{-2}		4.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}	6.3×10^{-2}
C 班	直接ガンマ線	6.0×10^{-1}				4.1×10^{-3}	1.1×10^{-3}		6.0×10^{-1}
	スカイシャインガンマ線	2.5×10^{-4}				3.1×10^{-6}	8.5×10^{-7}		2.5×10^{-4}
	合 計	6.0×10^{-1}				4.1×10^{-3}	1.1×10^{-3}		6.0×10^{-1}
D 班	直接ガンマ線		7.4×10^{-2}	2.0×10^{-2}				2.9×10^{-4}	9.4×10^{-2}
	スカイシャインガンマ線		6.0×10^{-5}	1.6×10^{-5}				2.3×10^{-7}	7.6×10^{-5}
	合 計		7.4×10^{-2}	2.0×10^{-2}				3.0×10^{-4}	9.4×10^{-2}
E 班	直接ガンマ線		2.3×10^{-1}		5.9×10^{-3}	1.8×10^{-3}			2.3×10^{-1}
	スカイシャインガンマ線		1.7×10^{-4}		4.5×10^{-6}	1.4×10^{-6}			1.7×10^{-4}
	合 計		2.3×10^{-1}		5.9×10^{-3}	1.8×10^{-3}			2.3×10^{-1}

(2) 放射性雲中の放射性物質のガンマ線による被ばく

大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばく線量を以下に評価する。

a. 評価条件

(a) 放射性物質の放出量

放射性物質の大気中への放出量は、5.6節の大気中への放出量評価に基づくものとする。

(b) 大気拡散条件

線量評価に使用する相対線量 (D/Q) は、5.7節の大気拡散の評価の「(4) 評価結果」に示した中央制御室中心における評価結果を使用する。

放出箇所		D/Q (Gy/Bq)
原子炉建屋からの放出	原子炉建屋漏えい (地上放出)	2.9×10^{-18}
	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	8.8×10^{-20}
格納容器圧力逃がし装置排気口 (建屋屋上放出)		8.8×10^{-19}

b. 評価方法

大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による室内作業時の外部被ばく線量は、大気中への放出量に相対線量を乗じて計算した値に、中央制御室遮蔽による減衰効果を考慮して計算する。

(7日間連続滞在の場合)

$$H_{\gamma}^i = \int_0^{7\text{日}} K \cdot D/Q \cdot Q_i(t) \cdot F(x) dt$$

ここで、

H_{γ}^i : 核種 i のガンマ線による外部被ばく線量 (Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1 Sv/Gy)

D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)

$Q_i(t)$: 時刻 t における核種 i の大気中への放出率 (Bq/s)

(ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)

$F(x)$: 中央制御室遮蔽厚さ x における減衰率 (—)

ここで、中央制御室遮蔽厚さ (コンクリート 39.5 cm) における減衰率は、大気中への放出量を線源として、QAD-CGGP2Rコードにより計算する。

	対象核種	原子炉建屋からの放出	格納容器圧力逃がし装置からの放出
コンクリートの減衰率	希ガス	4×10^{-2}	8×10^{-3}
	希ガス以外	5×10^{-2}	4×10^{-2}

- c. 評価結果
- 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での実効線量を表 5-9 に示す。

表5-9 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量 (室内作業時)

実効線量 (mSv)								
	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A班	9.6×10^{-1}							9.6×10^{-1}
B班			2.3×10^{-3}	6.3×10^{-4}		2.6×10^{-5}	7.9×10^{-6}	3.0×10^{-3}
C班	1.4×10^{-1}				1.9×10^{-4}	6.0×10^{-5}		1.4×10^{-1}
D班		3.7×10^{-3}	9.2×10^{-4}				1.9×10^{-5}	4.6×10^{-3}
E班		1.0×10^{-2}		2.7×10^{-4}	8.3×10^{-5}			1.1×10^{-2}

(3) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく

評価期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内へ取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの合計値として実効線量を評価する。

a. 評価条件

(a) 放射性物質の放出量

放射性物質の大気中への放出量は、5.6 節大気中への放出量評価に基づくものとする。

(b) 大気拡散条件

線量評価に使用する相対濃度(χ/Q)は、5.7 節の大気拡散の評価の「(4) 評価結果」に示した中央制御室中心における評価結果を使用する。

放出箇所		χ/Q (s/m ³)
原子炉建屋からの放出	原子炉建屋漏えい (地上放出)	8.3×10^{-4}
	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	3.0×10^{-6}
格納容器圧力逃がし装置排気口 (建屋屋上放出)		3.7×10^{-4}

(c) 中央制御室換気系条件

中央制御室換気系条件を表 5-10 に示す。

(d) 中央制御室待避室の効果

格納容器ベント時の運転員の被ばくを低減する対策として、中央制御室内に中央制御室待避室（以下「待避室」という。）を設置する。ベント実施時には待避室内に待避する。また、待避室内は空気ボンベにより 5 時間加圧する。

被ばく評価に使用する待避室による減衰率は、事故時の中央制御室バウンダリ内の最大放射能濃度を線源として、QAD-CGGP2Rコードにより計算する。

	対象核種	待避室 (コンクリート 39.5 cm)
減衰率	希ガス	6×10^{-3}
	希ガス以外	4×10^{-2}

(e) マスク着用の効果

中央制御室内ではマスク着用を考慮する。マスクの除染係数は 50 とし、着用期間は事故直後から 3 時間とする。

b. 評価方法

事故発生により大気中に放出された放射性物質は、中央制御室換気系により室内に取り込まれる。

以下に、これらの中央制御室内放射能濃度及び線量評価方法を示す。

(a) 室内放射能濃度の評価

室内の放射能濃度は、次式により評価する。

$$\frac{d(V \cdot C_i(t))}{dt} = (1 - \eta) \cdot C_i^0(t) \cdot f_1 + C_i^0(t) \cdot f_2 - C_i(t) \cdot (f_1 + f_2 + \eta \cdot F_R) - \lambda_i \cdot V \cdot C_i(t)$$

ここで、

$C_i(t)$: 時刻 t における中央制御室内の核種 i の濃度 (Bq/m³)

V : 中央制御室換気系処理空間容積 (m³)

η : 非常用フィルタの除去効率 (—)

$C_i^0(t)$: 時刻 t における外気取入れ口での核種 i の濃度 (Bq/m³)

$$C_i^0(t) = Q_i(t) \cdot \chi / Q$$

f_1 : 外気取り込み量 (m³/s)

f_2 : 外気リークイン量 (m³/s)

F_R : 閉回路循環運転流量 (m³/s)

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (s⁻¹)

$Q_i(t)$: 時刻 t における大気中への核種 i の放出率 (Bq/s)

χ / Q : 相対濃度 (s/m³)

(b) 実効線量の評価

室内に取り込まれた放射性物質による実効線量は、次に述べる吸入摂取による内部被ばく及びガンマ線による外部被ばくの和として計算する。

イ. 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく

放射性物質の吸入摂取による内部被ばくは、次式で評価する。

(7日間連続滞在の場合)

$$H_I^i = \int_0^{7\text{日}} R \cdot H_\infty^i \cdot C_i(t) dt$$

ここで、

H_I^i : 核種 i の内部被ばくによる実効線量 (Sv)

R : 呼吸率 (m³/s)

(成人活動時の呼吸率 1.2 m³/h を秒あたりに換算して用いる。)

H_{∞}^i : 核種 i の吸入摂取に対する成人実効線量換算係数 (Sv/Bq)

$C_i(t)$: 時刻 t における核種 i の室内放射能濃度 (Bq/m³)

ロ. 放射性物質のガンマ線による外部被ばく

室内容積を等価な半球状とし、半球の中心に運転員がいるものとする。室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量は、次式で計算する。

(7 日間連続滞在の場合)

$$H_{\gamma}^i = \int_0^{7\text{日}} 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_{\gamma} \cdot \{1 - e^{-\mu r}\} \cdot C_{\gamma}^i(t) dt$$

ここで、

H_{γ}^i : 核種 i のガンマ線外部被ばくによる実効線量 (Sv)

6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 ($\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}$)

E_{γ} : ガンマ線エネルギー (0.5 MeV/dis)

μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 ($3.9 \times 10^{-3} \text{ m}^{-1}$)

r : 室内空間と等価な半球の半径 (m)

$$r = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V}{2 \cdot \pi}}$$

V : 中央制御室内容積 (m³)

$C_{\gamma}^i(t)$: 時刻 t における核種 i の室内放射能濃度 (Bq/m³)

(ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)

c. 評価結果

外気から中央制御室内に取り込まれた放射性物質による実効線量を表 5-11 (マスク着用あり) 及び表 5-12 (マスク着用なし) に示す。

表 5-10 中央制御室換気系条件

項 目	条 件	備 考
外気取り込み方法	間欠取り込み (27時間隔離, 3時間取入)	閉回路循環運転が27時間継続した後に3時間の外 気取り込みを仮定。
中央制御室内容積	2800 m ³	設計値から保守的に設定
閉回路循環運転流量	5100 m ³ /h	設計値
外気取り込み量	3400 m ³ /h	設計値
フィルタ効率	チャコール フィルタ	フィルタユニットの設計値 (チャコールフィル ター効率: 97 %以上, 高性能粒子フィルタ: 99.97 %以上) から保守的に設定。
	高性能粒子 フィルタ	
中央制御室バウンダリへの外 気の直接流入率	非常用換気系作動前: 2800 m ³ /h (1.0回/h)	空気流入率測定試験結果である0.46回/hから保 守的に1回/hと設定。
	非常用換気系作動後: 2800 m ³ /h (1.0回/h)	
事故時の非常用換気系作動開 始時間	事故後2時間	全交流動力電源喪失を考慮し, 代替電源からの 電源供給開始時間から保守的に設定。

表 5-11 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（マスク着用あり）

		実効線量 (mSv)							
		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合 計
A班	被ばく形態								
	外部被ばく	5.3×10^0							5.3×10^0
	内部被ばく	4.0×10^1							4.0×10^1
	合 計	4.6×10^1							4.6×10^1
B班	外部被ばく			1.9×10^{-3}	4.3×10^{-4}		3.2×10^{-6}	1.1×10^{-6}	2.3×10^{-3}
	内部被ばく			6.6×10^{-1}	1.3×10^{-1}		6.7×10^{-3}	2.3×10^{-3}	8.0×10^{-1}
	合 計			6.6×10^{-1}	1.3×10^{-1}		6.7×10^{-3}	2.3×10^{-3}	8.0×10^{-1}
	外部被ばく	6.1×10^0				1.3×10^{-4}	8.5×10^{-6}		6.1×10^0
C班	内部被ばく	7.1×10^{-1}				4.4×10^{-2}	1.5×10^{-2}		7.7×10^{-1}
	合 計	6.8×10^0				4.4×10^{-2}	1.5×10^{-2}		6.8×10^0
	外部被ばく		3.1×10^{-3}	6.0×10^{-4}				3.2×10^{-6}	3.7×10^{-3}
	内部被ばく		1.0×10^0	2.0×10^{-1}				5.2×10^{-3}	1.2×10^0
D班	合 計		1.0×10^0	2.0×10^{-1}				5.2×10^{-3}	1.3×10^0
	外部被ばく		5.2×10^0		1.5×10^{-4}	1.2×10^{-4}			5.2×10^0
	内部被ばく		2.8×10^0		5.9×10^{-2}	2.0×10^{-2}			2.9×10^0
	合 計		8.0×10^0		5.9×10^{-2}	2.0×10^{-2}			8.1×10^0

表 5-12 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（マスク着用なし）

	被ばく形態	実効線量 (mSv)							
		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合 計
A班	外部被ばく	5.3×10 ⁰							5.3×10 ⁰
	内部被ばく	1.0×10 ³							1.0×10 ³
	合 計	1.0×10 ³							1.0×10 ³
B班	外部被ばく			1.9×10 ⁻³	4.3×10 ⁻⁴		3.2×10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁶	2.3×10 ⁻³
	内部被ばく			6.6×10 ⁻¹	1.3×10 ⁻¹		6.7×10 ⁻³	2.3×10 ⁻³	8.0×10 ⁻¹
	合 計			6.6×10 ⁻¹	1.3×10 ⁻¹		6.7×10 ⁻³	2.3×10 ⁻³	8.1×10 ⁻¹
C班	外部被ばく	6.1×10 ⁰				1.3×10 ⁻⁴	8.5×10 ⁻⁶		6.1×10 ⁰
	内部被ばく	7.1×10 ⁻¹				4.4×10 ⁻²	1.5×10 ⁻²		7.7×10 ⁻¹
	合 計	6.8×10 ⁰				4.4×10 ⁻²	1.5×10 ⁻²		6.8×10 ⁰
D班	外部被ばく		3.1×10 ⁻³	6.0×10 ⁻⁴				3.2×10 ⁻⁶	3.7×10 ⁻³
	内部被ばく		1.0×10 ⁰	2.0×10 ⁻¹				5.2×10 ⁻³	1.2×10 ⁰
	合 計		1.0×10 ⁰	2.0×10 ⁻¹				5.2×10 ⁻³	1.3×10 ⁰
E班	外部被ばく		5.2×10 ⁰		1.5×10 ⁻⁴	1.2×10 ⁻⁴			5.2×10 ⁰
	内部被ばく		2.8×10 ⁰		5.9×10 ⁻²	2.0×10 ⁻²			2.9×10 ⁰
	合 計		8.0×10 ⁰		5.9×10 ⁻²	2.0×10 ⁻²			8.1×10 ⁰

(4) 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グラウンドシャイン）による，中央制御室内での運転員の実効線量は，評価期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果，地表沈着効果及び中央制御室遮蔽による減衰効果を考慮して評価する。

a. 放射性物質の地表沈着量

大気中へ放出された放射性物質の地表面への沈着量評価では，地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

(a) 放射性物質の放出量

放射性物質の大気中への放出量は，5.6節の大気中への放出量評価に基づくものとする。

(b) 大気拡散条件

線量評価に使用する相対濃度（ χ/Q ）は，5.7節の大気拡散の評価の「(4) 評価結果」に示した中央制御室中心における評価結果を使用する。

放出箇所		χ/Q (s/m ³)
原子炉建屋からの放出	原子炉建屋漏えい (地上放出)	8.3×10^{-4}
	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）	3.0×10^{-6}
格納容器圧力逃がし装置排気口 (建屋屋上放出)		3.7×10^{-4}

(c) 地表面への沈着速度

放射性物質の地表面への沈着評価では，地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

沈着速度は，有機よう素は NRPB-R322*¹を参考として 0.001 cm/s，有機よう素以外は NUREG/CR-4551*²を参考として 0.3 cm/s と設定し，湿性沈着を考慮した沈着速度は，線量目標値評価指針の記載（降水時における沈着率は乾燥時の 2～3 倍大きい値となる。）を参考に，保守的に乾性沈着速度の 4 倍として，有機よう素は 0.004 cm/s，有機よう素以外は 1.2 cm/s を設定する。

注記 *1：NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee
Annual Report, 1998-99

*2：J.L. Sprung 等：Evaluation of severe accident risks：
quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2
Rev.1 Part 7, 1990

(d) 地表面沈着濃度の評価

評価期間中の地表面沈着濃度は、以下により計算する。

$$S_o^i(t) = \frac{V_G \cdot \chi / Q \cdot f \cdot Q_i(t)}{\lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i \cdot t})$$

$$G C_T^i = \int_0^T S_o^i(t) \cdot dt$$

ここで、

$S_o^i(t)$: 事故後 t 時間における核種 i の地表面沈着濃度 (Bq/m²)

$G C_T^i$: 事故後 T 時間までの核種 i の地表面沈着濃度 (Bq/m²)

V_G : 沈着速度 (m/s)

χ / Q : 相対濃度 (s/m³)

f : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (1.0)

$Q_i(t)$: 時刻 t における核種 i の大気中への放出率 (Bq/s)

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (s⁻¹)

t : 事故後の時間 (s)

b. 実効線量評価条件

(a) 線源強度

炉心の著しい損傷が発生した場合に、大気中へ放出され地表面及び建屋屋上に沈着した放射性物質を線源とし、線源は地表面及び建屋屋上に均一分布しているものとする。

なお、評価に使用する積算線源強度は表 5-13 に示すように、5.5 節の運転員の勤務形態に基づき、7 日間の各班の中央制御室内の滞在期間ごとに求める。

(b) 幾何条件

グランドシャイン評価モデルを図 5-16 に示す。グランドシャインの線源は、中央制御室と隣接建屋の屋上及び地表面に沈着した放射性物質である。この線源の大きさは 800 m×800 m*とする。なお、地表面の線源は、建屋の床・天井・壁で自己遮蔽され影響は小さいが、屋上面に線源が存在するものとして取り扱う。

中央制御室遮蔽で考慮する天井及び壁は、公称値からマイナス側許容差 (5 mm) を引いた値とする。

注記 * : JAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」において、評価点から 400 m 離れた位置の線源が及ぼす影響度は 1 % 以下である。これより、評価点から片側 400 m まで線源領域とし、全体の線源領域として 800 m×800 m を設定した。

(c) 評価点

評価点は、中央制御室内での線量が最大となる位置とする。

(d) 計算機コード

グラントシャインは、QAD-CGGP2Rコードを用い評価する。

c. 評価結果

以上の条件に基づき評価したグラントシャインによる実効線量を表 5-14 に示す。

表5-13 グラウンドシャイン線評価用線源強度 (室内作業時)

[illegible]

表 5-14 大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく（室内作業時）

	実効線量 (mSv)						
	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日
A 班	4.7×10^0						4.7×10^0
B 班			1.9×10^0	1.5×10^0		7.1×10^{-1}	4.7×10^0
C 班	2.6×10^0				1.2×10^0	1.0×10^0	4.8×10^0
D 班		1.7×10^0	1.3×10^0				3.8×10^0
E 班		2.6×10^0		1.1×10^0	8.6×10^{-1}		4.5×10^0

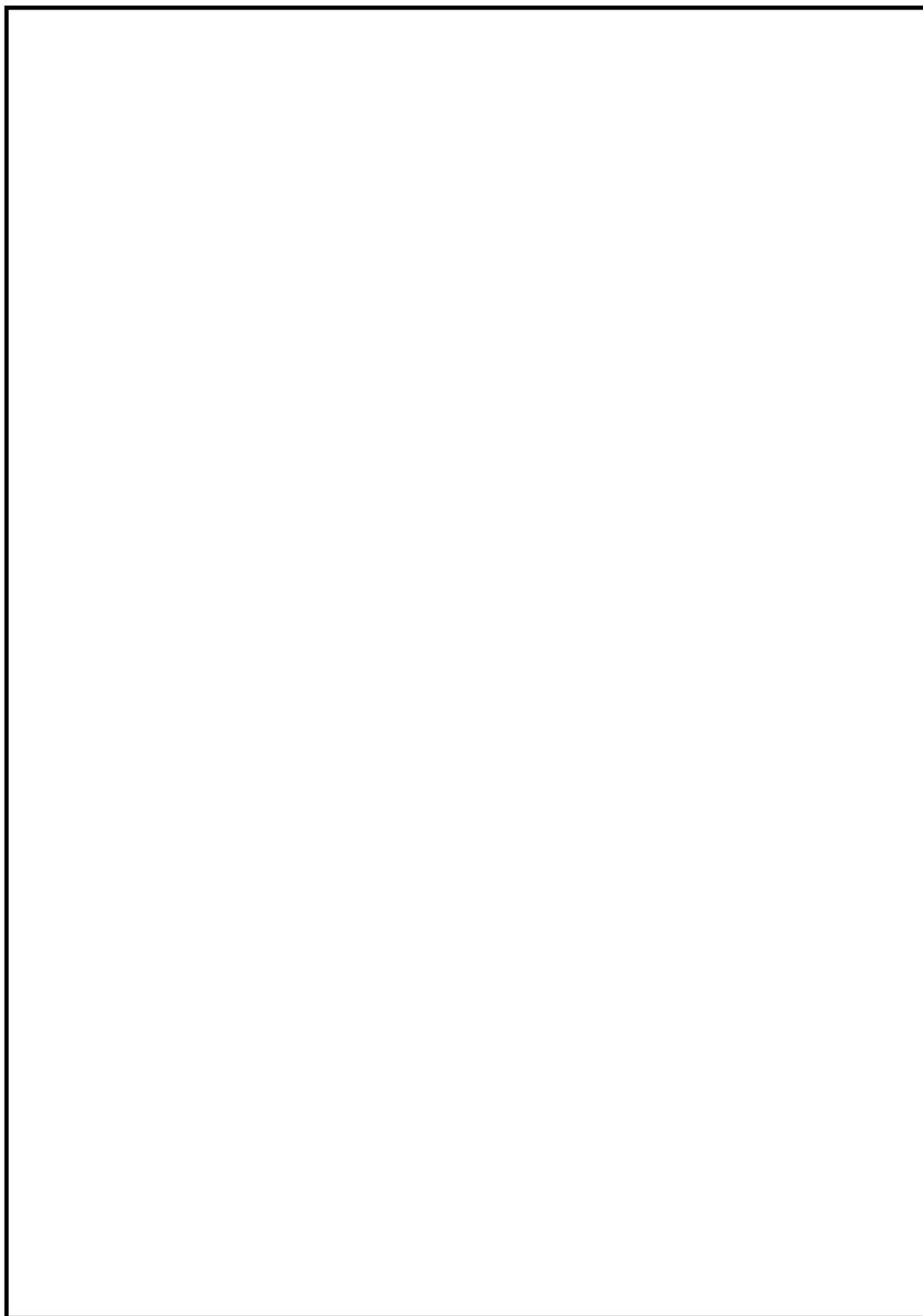


図 5-16 中央制御室内被ばく評価時のグランドシャイン評価モデル(1/2)

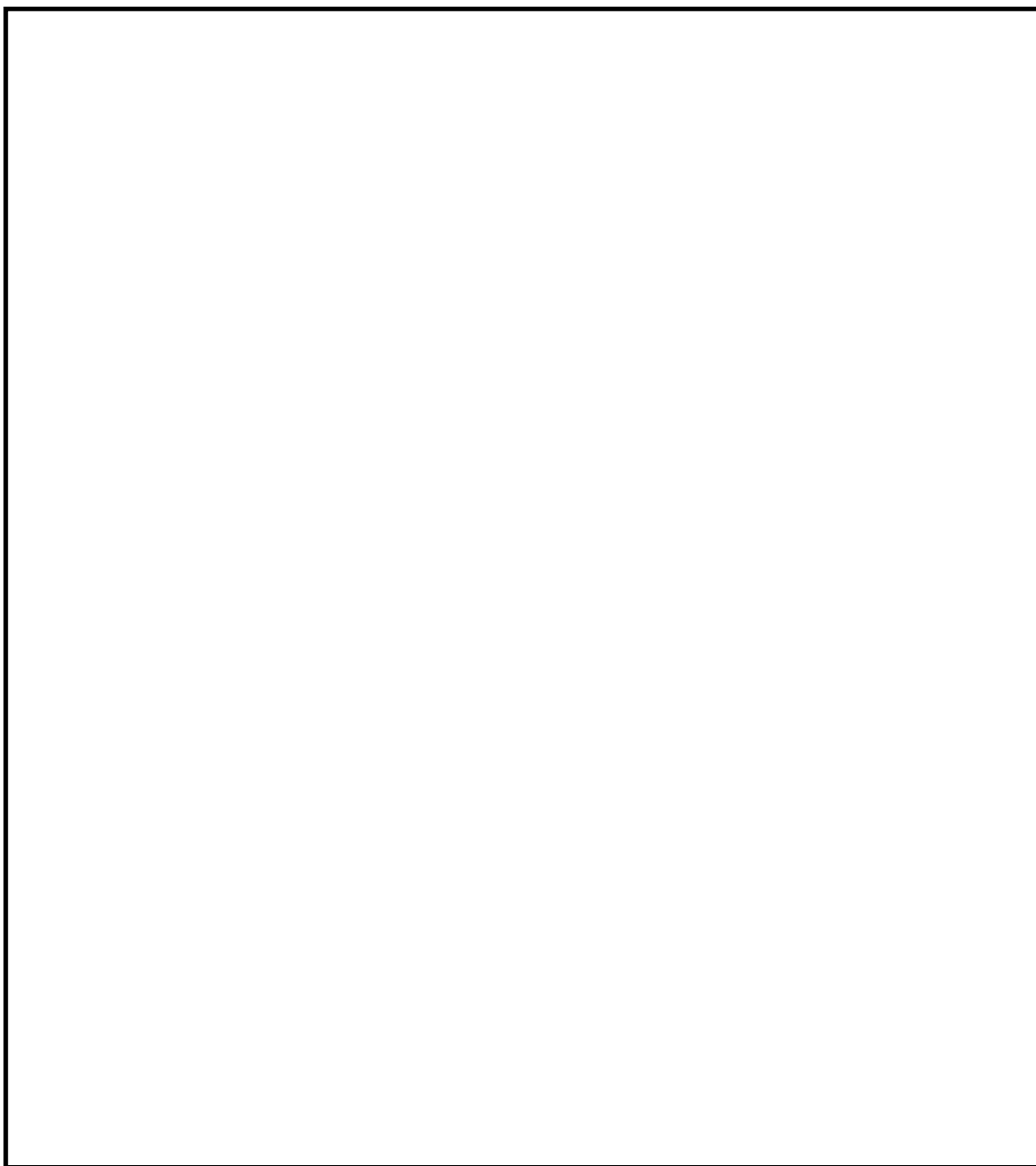


図 5-16 中央制御室内被ばく評価時のグランドシャイン評価モデル(2/2)

5.8.2 入退域時の被ばく

(1) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは、5.8.1 節(1)項の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくと同様な手法で実効線量を評価する。異なる評価条件を以下に示す。

- ① 評価に使用する積算線源強度は表 5-15 に示すように、5.5 節の運転員の勤務形態に基づき、7 日間の各班の入退域期間ごとに求める。
- ② 中央制御室の天井及び壁による直接ガンマ線とスカイシャインガンマ線の遮蔽効果を期待しない。
- ③ 入退域時の実効線量評価は、非居住区域境界から中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とし、代表評価点は図 4-14 に示す建屋出入口とする。

以上の条件に基づき評価した入退域時の原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量を表 5-16 に示す。

表5-15 直接ガンマ線及びブサイシャインガンマ線評価用線源強度 (入退域時)

群	代 表 エ ネ ル ギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (一)											
		1 日			2 日			3 日			4 日		
		A 班	C 班	E 班	D 班	B 班	D 班	B 班	E 班	C 班	E 班	C 班	B 班
入域	13.25 h	13.25 h	23.75 h	37.25 h	47.75 h	61.25 h	95.75 h	109.25 h	133.25 h	143.75 h	157.25 h	157.25 h	157.25 h
	24.25 h	24.25 h	37.75 h	48.25 h	61.75 h	72.25 h	85.75 h	96.25 h	109.25 h	133.25 h	144.25 h	157.25 h	157.25 h
退域	13.75 h	13.75 h	24.25 h	37.75 h	48.25 h	61.75 h	72.25 h	85.75 h	96.25 h	109.25 h	133.25 h	144.25 h	157.25 h
	24.25 h	24.25 h	37.75 h	48.25 h	61.75 h	72.25 h	85.75 h	96.25 h	109.25 h	133.25 h	144.25 h	157.25 h	157.25 h
1	0.01	1.8×10 ¹⁷	4.4×10 ¹⁷	4.1×10 ¹⁷	2.1×10 ¹⁷	1.2×10 ¹⁷	6.7×10 ¹⁶	3.9×10 ¹⁶	2.2×10 ¹⁶	1.3×10 ¹⁶	7.0×10 ¹⁵	4.1×10 ¹⁵	4.5×10 ¹⁴
2	0.02	2.0×10 ¹⁷	4.9×10 ¹⁷	4.5×10 ¹⁷	2.4×10 ¹⁷	1.4×10 ¹⁷	7.4×10 ¹⁶	4.3×10 ¹⁶	2.4×10 ¹⁶	1.4×10 ¹⁶	4.5×10 ¹⁵	2.4×10 ¹⁵	5.0×10 ¹⁴
3	0.03	2.4×10 ¹⁷	5.8×10 ¹⁷	5.3×10 ¹⁷	2.7×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁷	8.1×10 ¹⁶	4.5×10 ¹⁶	2.4×10 ¹⁶	1.4×10 ¹⁶	7.2×10 ¹⁵	2.1×10 ¹⁵	4.4×10 ¹⁴
4	0.045	3.5×10 ¹⁸	9.2×10 ¹⁸	9.4×10 ¹⁸	5.3×10 ¹⁸	3.1×10 ¹⁸	1.7×10 ¹⁸	1.0×10 ¹⁸	5.7×10 ¹⁷	3.3×10 ¹⁷	1.8×10 ¹⁷	5.6×10 ¹⁶	1.2×10 ¹⁶
5	0.06	1.2×10 ¹⁶	2.6×10 ¹⁶	2.1×10 ¹⁶	8.6×10 ¹⁵	4.2×10 ¹⁵	2.1×10 ¹⁵	1.1×10 ¹⁵	6.2×10 ¹⁴	3.6×10 ¹⁴	2.0×10 ¹⁴	1.1×10 ¹⁴	3.7×10 ¹³
6	0.07	8.0×10 ¹⁵	1.7×10 ¹⁶	1.4×10 ¹⁶	5.8×10 ¹⁵	2.8×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵	7.7×10 ¹⁴	4.1×10 ¹⁴	2.4×10 ¹⁴	1.3×10 ¹⁴	7.6×10 ¹³	2.5×10 ¹³
7	0.075	4.9×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁸	7.7×10 ¹⁷	4.6×10 ¹⁷	2.6×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁷	8.4×10 ¹⁶	4.9×10 ¹⁶	2.7×10 ¹⁶	1.6×10 ¹⁶	5.3×10 ¹⁵
8	0.1	2.5×10 ¹⁸	6.6×10 ¹⁸	6.8×10 ¹⁸	3.9×10 ¹⁸	2.3×10 ¹⁸	1.3×10 ¹⁸	7.5×10 ¹⁷	4.2×10 ¹⁷	2.5×10 ¹⁷	1.4×10 ¹⁷	8.0×10 ¹⁶	2.7×10 ¹⁶
9	0.15	9.1×10 ¹⁵	1.8×10 ¹⁶	1.3×10 ¹⁶	5.4×10 ¹⁵	2.6×10 ¹⁵	1.3×10 ¹⁵	6.9×10 ¹⁴	3.7×10 ¹⁴	2.1×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁴	6.5×10 ¹³	1.9×10 ¹³
10	0.2	1.4×10 ¹⁸	2.8×10 ¹⁸	2.0×10 ¹⁸	5.6×10 ¹⁷	1.8×10 ¹⁷	4.7×10 ¹⁶	1.6×10 ¹⁶	5.2×10 ¹⁵	2.1×10 ¹⁵	1.1×10 ¹⁵	4.2×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁴
11	0.3	2.8×10 ¹⁸	5.7×10 ¹⁸	4.1×10 ¹⁸	1.1×10 ¹⁸	3.5×10 ¹⁷	9.3×10 ¹⁶	3.1×10 ¹⁶	1.0×10 ¹⁶	4.2×10 ¹⁵	2.2×10 ¹⁵	8.4×10 ¹⁴	2.5×10 ¹⁴
12	0.4	1.4×10 ¹⁷	3.2×10 ¹⁷	2.8×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁷	8.7×10 ¹⁶	4.9×10 ¹⁶	2.9×10 ¹⁶	1.6×10 ¹⁶	9.7×10 ¹⁵	5.2×10 ¹⁵	2.9×10 ¹⁵	9.3×10 ¹⁴
13	0.45	7.2×10 ¹⁶	1.6×10 ¹⁷	1.4×10 ¹⁷	7.5×10 ¹⁶	4.3×10 ¹⁶	2.4×10 ¹⁶	1.4×10 ¹⁶	8.0×10 ¹⁵	4.7×10 ¹⁵	2.6×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁵	4.7×10 ¹⁴
14	0.51	2.5×10 ¹⁷	5.1×10 ¹⁷	4.0×10 ¹⁷	1.7×10 ¹⁷	8.9×10 ¹⁶	4.4×10 ¹⁶	2.3×10 ¹⁶	1.2×10 ¹⁶	6.8×10 ¹⁵	3.7×10 ¹⁵	2.0×10 ¹⁵	8.6×10 ¹⁴
15	0.512	8.2×10 ¹⁵	1.7×10 ¹⁶	1.3×10 ¹⁶	5.8×10 ¹⁵	3.0×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁵	7.8×10 ¹⁴	4.1×10 ¹⁴	2.3×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁴	6.8×10 ¹³	2.9×10 ¹³
16	0.6	3.6×10 ¹⁷	7.5×10 ¹⁷	5.9×10 ¹⁷	2.6×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁷	6.4×10 ¹⁶	3.4×10 ¹⁶	1.8×10 ¹⁶	9.9×10 ¹⁵	5.5×10 ¹⁵	3.0×10 ¹⁵	1.3×10 ¹⁵
17	0.7	4.1×10 ¹⁷	8.5×10 ¹⁷	6.7×10 ¹⁷	2.9×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁷	7.3×10 ¹⁶	3.9×10 ¹⁶	2.0×10 ¹⁶	1.1×10 ¹⁶	6.2×10 ¹⁵	3.4×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵
18	0.8	1.1×10 ¹⁷	2.5×10 ¹⁷	2.2×10 ¹⁷	1.1×10 ¹⁷	6.3×10 ¹⁶	3.3×10 ¹⁶	1.8×10 ¹⁶	9.8×10 ¹⁵	5.5×10 ¹⁵	3.1×10 ¹⁵	1.7×10 ¹⁵	7.4×10 ¹⁴
19	1.0	2.3×10 ¹⁷	5.1×10 ¹⁷	4.4×10 ¹⁷	2.3×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁷	6.6×10 ¹⁶	3.6×10 ¹⁶	2.0×10 ¹⁶	1.1×10 ¹⁶	6.2×10 ¹⁵	3.4×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵
20	1.33	9.8×10 ¹⁶	1.8×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁷	5.5×10 ¹⁶	2.9×10 ¹⁶	1.5×10 ¹⁶	7.9×10 ¹⁵	4.2×10 ¹⁵	2.3×10 ¹⁵	1.3×10 ¹⁵	7.1×10 ¹⁴	3.0×10 ¹⁴
21	1.34	3.0×10 ¹⁵	5.5×10 ¹⁵	3.8×10 ¹⁵	1.7×10 ¹⁵	8.7×10 ¹⁴	4.4×10 ¹⁴	2.4×10 ¹⁴	1.3×10 ¹⁴	7.1×10 ¹³	4.0×10 ¹³	2.2×10 ¹³	9.0×10 ¹²
22	1.5	4.7×10 ¹⁶	8.8×10 ¹⁶	6.2×10 ¹⁶	2.7×10 ¹⁶	1.4×10 ¹⁶	7.0×10 ¹⁵	3.8×10 ¹⁵	2.0×10 ¹⁵	1.1×10 ¹⁵	6.4×10 ¹⁴	3.5×10 ¹⁴	1.4×10 ¹⁴
23	1.66	1.3×10 ¹⁶	2.0×10 ¹⁶	8.9×10 ¹⁵	2.7×10 ¹⁵	1.3×10 ¹⁵	6.2×10 ¹⁴	3.4×10 ¹⁴	1.8×10 ¹⁴	1.0×10 ¹⁴	5.7×10 ¹³	3.1×10 ¹³	1.3×10 ¹³
24	2.0	2.8×10 ¹⁶	4.2×10 ¹⁶	1.9×10 ¹⁶	5.7×10 ¹⁵	2.7×10 ¹⁵	1.3×10 ¹⁵	7.1×10 ¹⁴	3.8×10 ¹⁴	2.2×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁴	6.6×10 ¹³	2.7×10 ¹³
25	2.5	7.2×10 ¹⁶	9.0×10 ¹⁶	2.2×10 ¹⁶	5.5×10 ¹⁵	2.9×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁵	8.3×10 ¹⁴	4.4×10 ¹⁴	2.5×10 ¹⁴	1.4×10 ¹⁴	7.7×10 ¹³	3.1×10 ¹³
26	3.0	1.1×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵	3.7×10 ¹⁴	1.3×10 ¹⁴	7.0×10 ¹³	3.7×10 ¹³	2.0×10 ¹³	1.1×10 ¹³	6.2×10 ¹²	3.5×10 ¹²	1.9×10 ¹²	7.8×10 ¹¹
27	3.5	2.9×10 ¹²	3.5×10 ¹²	3.0×10 ¹²	4.3×10 ⁹	2.7×10 ⁹	1.6×10 ⁹	9.6×10 ⁸	5.7×10 ⁸	3.5×10 ⁸	2.2×10 ⁸	1.4×10 ⁸	8.9×10 ⁷
28	4.0	2.9×10 ¹²	3.5×10 ¹²	3.0×10 ¹²	4.3×10 ⁹	2.7×10 ⁹	1.6×10 ⁹	9.6×10 ⁸	5.7×10 ⁸	3.5×10 ⁸	2.2×10 ⁸	1.4×10 ⁸	8.9×10 ⁷
29	4.5	7.0×10 ³	1.2×10 ⁴	7.3×10 ³	4.4×10 ³	2.7×10 ³	1.6×10 ³	1.0×10 ³	6.3×10 ²	4.0×10 ²	2.5×10 ²	1.1×10 ²	7.5×10 ¹
30	5.0	7.0×10 ³	1.2×10 ⁴	7.3×10 ³	4.4×10 ³	2.7×10 ³	1.6×10 ³	1.0×10 ³	6.3×10 ²	4.0×10 ²	2.5×10 ²	1.1×10 ²	7.5×10 ¹
31	5.5	7.0×10 ³	1.2×10 ⁴	7.3×10 ³	4.4×10 ³	2.7×10 ³	1.6×10 ³	1.0×10 ³	6.3×10 ²	4.0×10 ²	2.5×10 ²	1.1×10 ²	7.5×10 ¹
32	6.0	7.0×10 ³	1.2×10 ⁴	7.3×10 ³	4.4×10 ³	2.7×10 ³	1.6×10 ³	1.0×10 ³	6.3×10 ²	4.0×10 ²	2.5×10 ²	1.1×10 ²	7.5×10 ¹
33	6.5	8.0×10 ²	1.3×10 ³	8.3×10 ²	5.0×10 ²	3.1×10 ²	1.9×10 ²	1.2×10 ²	7.2×10 ¹	4.6×10 ¹	2.9×10 ¹	1.9×10 ¹	8.6×10 ⁰
34	7.0	8.0×10 ²	1.3×10 ³	8.3×10 ²	5.0×10 ²	3.1×10 ²	1.9×10 ²	1.2×10 ²	7.2×10 ¹	4.6×10 ¹	2.9×10 ¹	1.9×10 ¹	8.6×10 ⁰
35	7.5	8.0×10 ²	1.3×10 ³	8.3×10 ²	5.0×10 ²	3.1×10 ²	1.9×10 ²	1.2×10 ²	7.2×10 ¹	4.6×10 ¹	2.9×10 ¹	1.9×10 ¹	8.6×10 ⁰
36	8.0	8.0×10 ²	1.3×10 ³	8.3×10 ²	5.0×10 ²	3.1×10 ²	1.9×10 ²	1.2×10 ²	7.2×10 ¹	4.6×10 ¹	2.9×10 ¹	1.9×10 ¹	8.6×10 ⁰
37	10.0	2.5×10 ²	4.1×10 ²	2.6×10 ²	1.5×10 ²	9.7×10 ¹	5.8×10 ¹	3.7×10 ¹	2.2×10 ¹	1.4×10 ¹	8.8×10 ⁰	5.7×10 ⁰	3.8×10 ⁰
38	12.0	1.2×10 ²	2.1×10 ²	1.3×10 ²	7.7×10 ¹	4.8×10 ¹	2.9×10 ¹	1.8×10 ¹	1.1×10 ¹	7.0×10 ⁰	4.4×10 ⁰	2.9×10 ⁰	1.3×10 ⁰
39	14.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
40	20.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
41	30.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
42	50.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

表 5-16 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量 (入退域時)

		実効線量 (mSv)							
		1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合 計
A 班	直接ガンマ線	2.4×10^{-3}							2.4×10^{-3}
	スカイシャインガンマ線	2.6×10^{-1}							2.6×10^{-1}
	合 計	2.6×10^{-1}							2.6×10^{-1}
B 班	直接ガンマ線			2.7×10^{-4}	7.4×10^{-5}		2.8×10^{-6}	4.8×10^{-7}	3.4×10^{-4}
	スカイシャインガンマ線			7.3×10^{-2}	1.8×10^{-2}		7.5×10^{-4}	1.4×10^{-4}	9.2×10^{-2}
	合 計			7.3×10^{-2}	1.8×10^{-2}		7.5×10^{-4}	1.4×10^{-4}	9.2×10^{-2}
C 班	直接ガンマ線	3.5×10^{-3}					2.2×10^{-5}	6.8×10^{-6}	3.5×10^{-3}
	スカイシャインガンマ線	5.3×10^{-1}					5.3×10^{-3}	1.6×10^{-3}	5.4×10^{-1}
	合 計	5.4×10^{-1}					5.3×10^{-3}	1.6×10^{-3}	5.5×10^{-1}
D 班	直接ガンマ線		5.1×10^{-4}	1.4×10^{-4}				1.4×10^{-6}	6.5×10^{-4}
	スカイシャインガンマ線		1.6×10^{-1}	3.4×10^{-2}				4.3×10^{-4}	1.9×10^{-1}
	合 計		1.6×10^{-1}	3.4×10^{-2}				4.3×10^{-4}	1.9×10^{-1}
E 班	直接ガンマ線		1.4×10^{-3}		4.0×10^{-5}	1.2×10^{-5}			1.5×10^{-3}
	スカイシャインガンマ線		4.1×10^{-1}		9.4×10^{-3}	2.9×10^{-3}			4.2×10^{-1}
	合 計		4.1×10^{-1}		9.4×10^{-3}	2.9×10^{-3}			4.3×10^{-1}

(2) 大気中に放出された放射性物質による被ばく

大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量及び吸入摂取による内部被ばく線量を以下に評価する。

a. 評価条件

(a) 放射性物質の放出量

放射性物質の大気中への放出量は、5.6節の大気中への放出量評価に基づくものとする。

(b) 大気拡散条件

線量評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) は、5.7節の大気拡散の評価の「(4) 評価結果」に示した建屋入口における評価結果を使用する。

放出箇所		χ/Q (s/m ³)	D/Q (Gy/Bq)
原子炉建屋からの放出	原子炉建屋漏えい (地上放出)	8.2×10^{-4}	2.9×10^{-18}
	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	3.0×10^{-6}	9.0×10^{-20}
格納容器圧力逃がし装置排気口 (建屋屋上放出)		3.7×10^{-4}	9.4×10^{-19}

b. 評価方法

大気中へ放出された放射性物質による入退域時の運転員の実効線量は、次に述べる吸入摂取による内部被ばく及びガンマ線による外部被ばくの和として計算する。

(a) 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく

放射性物質の吸入摂取による内部被ばくは、次式で評価する。

(7日間連続滞在の場合)

$$H_I^i = \int_0^{7d} R \cdot H_\infty^i \cdot \chi/Q \cdot Q_i(t) dt$$

ここで,

H_I^i : 核種 i の内部被ばくによる実効線量 (Sv)

R : 呼吸率 (m³/s)

(成人活動時の呼吸率 1.2 m³/h を秒当りに換算して用いる。)

H_∞^i : 核種 i の吸入摂取に対する成人実効線量換算係数 (Sv/Bq)

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)

$Q_i(t)$: 時刻 t における核種 i の大気中への放出率 (Bq/s)

なお、入退域時においてはマスク着用の防護措置を講じるものとし、内部被ばくの低減を考慮する。この場合のマスクの除染係数は 50 を使用する。

(b) 放射性物質のガンマ線による外部被ばく

放射性物質のガンマ線による外部被ばくは、次式で評価する。

(7 日間連続滞在の場合)

$$H_{\gamma}^i = \int_0^{7\text{日}} K \cdot D / Q \cdot Q_i(t) dt$$

ここで、

H_{γ}^i : 核種 i のガンマ線外部被ばくによる実効線量 (Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1 Sv/Gy)

D / Q : 相対線量 (Gy/Bq)

$Q_i(t)$: 時刻 t における核種 i の大気中への放出率 (Bq/s)

(ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)

c. 評価結果

大気中へ放出された放射性物質による入退域時の運転員の実効線量を表 5-17 (マスク着用あり) 及び表 5-18 (マスク着用なし) に示す。

表 5-17 大気中へ放出された放射性物質による実効線量 (入退域時) (マスク着用あり)

	被ばく形態	実効線量 (mSv)							
		1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A班	外部被ばく	5.6×10 ⁻³							5.6×10 ⁻³
	内部被ばく	1.3×10 ⁻³							1.3×10 ⁻³
	合 計	6.9×10 ⁻³							6.9×10 ⁻³
B班	外部被ばく			2.0×10 ⁻³	5.5×10 ⁻⁴		2.8×10 ⁻⁵	5.5×10 ⁻⁶	2.6×10 ⁻³
	内部被ばく			1.4×10 ⁻³	2.7×10 ⁻⁴		1.8×10 ⁻⁵	4.1×10 ⁻⁶	1.7×10 ⁻³
	合 計			3.4×10 ⁻³	8.1×10 ⁻⁴		4.6×10 ⁻⁵	9.5×10 ⁻⁶	4.3×10 ⁻³
C班	外部被ばく	1.2×10 ⁻²					1.7×10 ⁻⁴		1.2×10 ⁻²
	内部被ばく	5.6×10 ⁻³					8.8×10 ⁻⁵		5.7×10 ⁻³
	合 計	1.8×10 ⁻²					2.6×10 ⁻⁴		1.8×10 ⁻²
D班	外部被ばく		4.1×10 ⁻³	1.0×10 ⁻³				1.7×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻³
	内部被ばく		2.5×10 ⁻³	5.4×10 ⁻⁴				1.1×10 ⁻⁵	3.0×10 ⁻³
	合 計		6.5×10 ⁻³	1.5×10 ⁻³				2.8×10 ⁻⁵	8.1×10 ⁻³
E班	外部被ばく		9.7×10 ⁻³		2.9×10 ⁻⁴	8.8×10 ⁻⁵			1.0×10 ⁻²
	内部被ばく		6.1×10 ⁻³		1.5×10 ⁻⁴	5.1×10 ⁻⁵			6.3×10 ⁻³
	合 計		1.6×10 ⁻²		4.4×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻⁴			1.6×10 ⁻²

表 5-18 大気中へ放出された放射性物質による実効線量 (入退域時) (マスク着用なし)

	被ばく形態	実効線量 (mSv)							
		1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	外部被ばく	5.6×10^{-3}							5.6×10^{-3}
	内部被ばく	6.3×10^{-2}							6.3×10^{-2}
	合 計	6.8×10^{-2}							6.8×10^{-2}
B 班	外部被ばく			2.0×10^{-3}	5.5×10^{-4}		2.8×10^{-5}	5.5×10^{-6}	2.6×10^{-3}
	内部被ばく			6.8×10^{-2}	1.3×10^{-2}		8.8×10^{-4}	2.0×10^{-4}	8.3×10^{-2}
	合 計			7.0×10^{-2}	1.4×10^{-2}		9.1×10^{-4}	2.1×10^{-4}	8.5×10^{-2}
C 班	外部被ばく	1.2×10^{-2}				1.7×10^{-4}	5.3×10^{-5}		1.2×10^{-2}
	内部被ばく	2.8×10^{-1}				4.4×10^{-3}	1.5×10^{-3}		2.8×10^{-1}
	合 計	2.9×10^{-1}				4.6×10^{-3}	1.6×10^{-3}		3.0×10^{-1}
D 班	外部被ばく		4.1×10^{-3}	1.0×10^{-3}				1.7×10^{-5}	5.1×10^{-3}
	内部被ばく		1.2×10^{-1}	2.7×10^{-2}				5.4×10^{-4}	1.5×10^{-1}
	合 計		1.3×10^{-1}	2.8×10^{-2}				5.5×10^{-4}	1.6×10^{-1}
E 班	外部被ばく		9.7×10^{-3}		2.9×10^{-4}	8.8×10^{-5}			1.0×10^{-2}
	内部被ばく		3.1×10^{-1}		7.5×10^{-3}	2.5×10^{-3}			3.2×10^{-1}
	合 計		3.2×10^{-1}		7.8×10^{-3}	2.6×10^{-3}			3.3×10^{-1}

(3) 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グランドシャイン）による入退域時の外部被ばくを以下に評価する。

a. 放射性物質の地表沈着量

地表面に沈着した放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばくの評価に使用する地表面への放射性物質の沈着量評価条件及び評価方法は、下記の条件を除き、5.8.1 節(4) 項の地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばくと同じである。

(a) 大気拡散条件

線量評価に使用する相対濃度（ χ/Q ）は、5.7 節の大気拡散の評価の「(4) 評価結果」に示した建屋入口における評価結果を使用する。

放出箇所		χ/Q (s/m ³)
原子炉建屋からの放出	原子炉建屋漏えい（地上放出）	8.2×10^{-4}
	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）	3.0×10^{-6}
格納容器圧力逃がし装置排気口（建屋屋上放出）		3.7×10^{-4}

b. 実効線量評価条件

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グランドシャイン）による入退域時の外部被ばくは、下記評価条件を除き 5.8.1 節(4) 項の地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばくと同様とする。

- ① 大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質を線源とし、線源は地表面に均一分布しているものとする。

なお、評価に使用する積算線源強度は表 5-19 に示すように、5.5 節の運転員の勤務形態に基づき、7 日間の各班の入退域期間ごとに求める。

- ② 各建屋によるグランドシャインの遮蔽効果を期待しない。
 ③ 評価点は図 5-17 に示す線源領域の中心上とする。

c. 評価結果

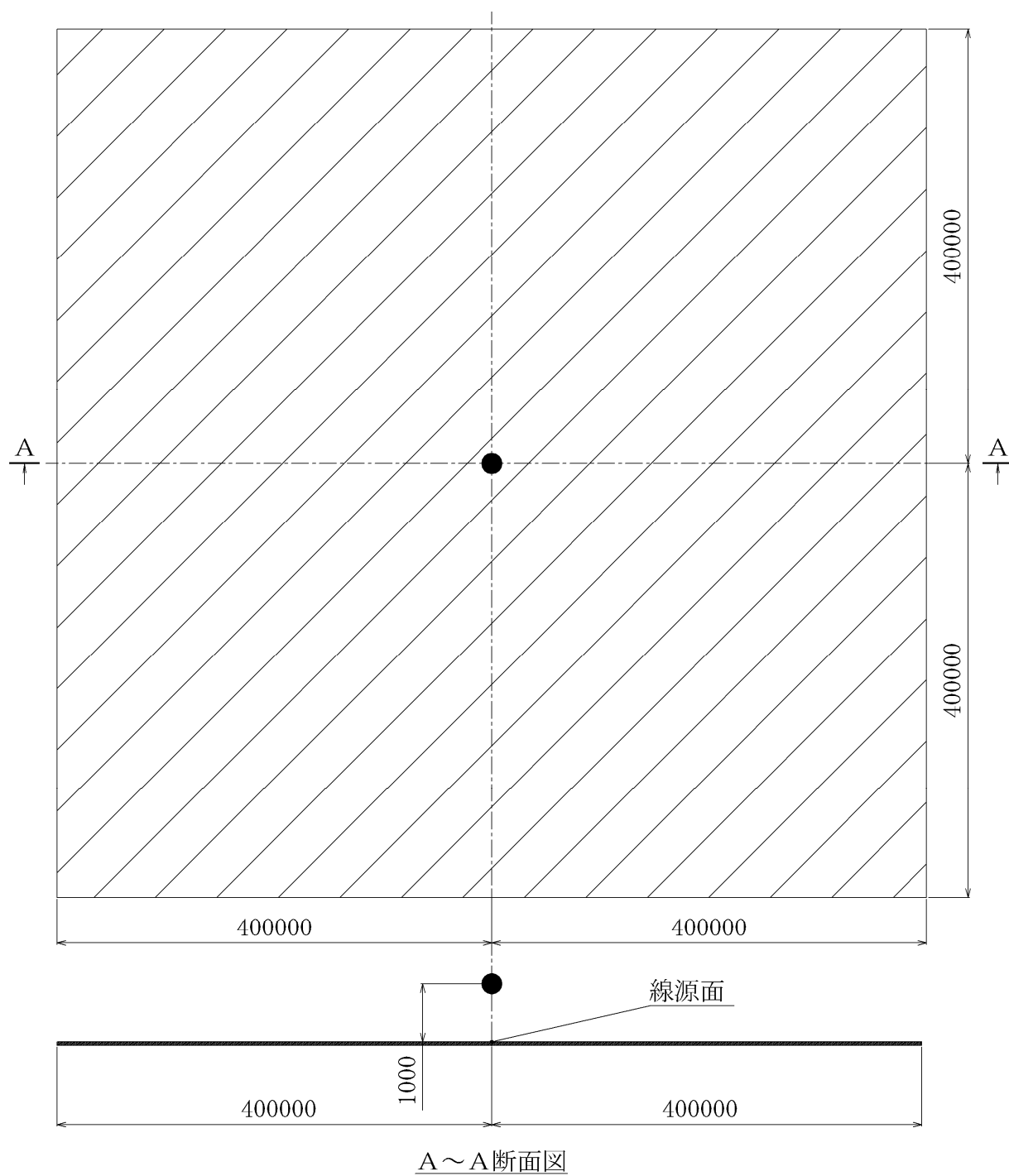
以上の条件に基づき評価した、入退域時のグランドシャインによる実効線量を表 5-20 に示す。

表 5-19 グラントシヤイン線評価用線源強度 (入退域時)

代 表 エ ネ ル ギ (MeV)	ガンマ積算線源強度 (単位: cm ⁻²)															
	1 日		2 日		3 日		4 日		5 日		6 日		7 日			
	A 班	C 班	E 班	D 班	B 班	D 班	B 班	E 班	C 班	E 班	C 班	B 班	D 班	B 班		
	入域	入域	入域	入域	入域	入域	入域	入域	入域	入域	入域	入域	入域	入域		
1	0.01	5.6×10 ⁶	1.0×10 ⁷	8.7×10 ⁶	7.4×10 ⁶	6.4×10 ⁶	5.7×10 ⁶	5.1×10 ⁶	4.6×10 ⁶	4.1×10 ⁶	3.8×10 ⁶	3.5×10 ⁶	3.0×10 ⁶	1.4×10 ⁶		
2	0.02	6.2×10 ⁶	1.2×10 ⁷	9.7×10 ⁶	8.2×10 ⁶	7.1×10 ⁶	6.3×10 ⁶	5.6×10 ⁶	5.1×10 ⁶	4.6×10 ⁶	4.2×10 ⁶	3.9×10 ⁶	3.3×10 ⁶	1.6×10 ⁶		
3	0.03	1.7×10 ⁷	3.0×10 ⁷	3.0×10 ⁷	2.8×10 ⁷	2.5×10 ⁷	2.4×10 ⁷	2.2×10 ⁷	2.0×10 ⁷	1.9×10 ⁷	1.8×10 ⁷	1.5×10 ⁷	1.4×10 ⁷	6.9×10 ⁶		
4	0.045	4.5×10 ⁶	8.7×10 ⁶	7.9×10 ⁶	7.2×10 ⁶	6.6×10 ⁶	6.2×10 ⁶	5.7×10 ⁶	5.4×10 ⁶	4.7×10 ⁶	4.5×10 ⁶	4.2×10 ⁶	4.0×10 ⁶	2.0×10 ⁶		
5	0.06	2.0×10 ⁶	3.8×10 ⁶	3.3×10 ⁶	2.9×10 ⁶	2.5×10 ⁶	2.3×10 ⁶	2.0×10 ⁶	1.8×10 ⁶	1.7×10 ⁶	1.5×10 ⁶	1.4×10 ⁶	1.2×10 ⁶	5.6×10 ⁵		
6	0.07	1.4×10 ⁶	2.5×10 ⁶	2.2×10 ⁶	1.9×10 ⁶	1.7×10 ⁶	1.5×10 ⁶	1.4×10 ⁶	1.2×10 ⁶	1.1×10 ⁶	9.3×10 ⁵	8.6×10 ⁵	7.9×10 ⁵	3.8×10 ⁵		
7	0.075	7.1×10 ⁵	1.4×10 ⁶	1.3×10 ⁶	1.2×10 ⁶	1.1×10 ⁶	1.1×10 ⁶	1.0×10 ⁶	9.6×10 ⁵	9.1×10 ⁵	8.6×10 ⁵	8.2×10 ⁵	7.4×10 ⁵	3.6×10 ⁵		
8	0.1	3.6×10 ⁶	7.0×10 ⁶	6.6×10 ⁶	6.1×10 ⁶	5.7×10 ⁶	5.4×10 ⁶	5.1×10 ⁶	4.8×10 ⁶	4.5×10 ⁶	4.3×10 ⁶	3.9×10 ⁶	3.7×10 ⁶	1.8×10 ⁶		
9	0.15	2.7×10 ⁶	5.0×10 ⁶	4.2×10 ⁶	3.6×10 ⁶	3.2×10 ⁶	2.8×10 ⁶	2.5×10 ⁶	2.2×10 ⁶	2.0×10 ⁶	1.8×10 ⁶	1.6×10 ⁶	1.3×10 ⁶	6.2×10 ⁵		
10	0.2	1.0×10 ⁷	1.9×10 ⁷	1.7×10 ⁷	1.5×10 ⁷	1.4×10 ⁷	1.2×10 ⁷	1.1×10 ⁷	1.1×10 ⁷	9.9×10 ⁶	9.2×10 ⁶	8.6×10 ⁶	7.4×10 ⁶	3.6×10 ⁶		
11	0.3	2.0×10 ⁷	3.8×10 ⁷	3.3×10 ⁷	3.0×10 ⁷	2.7×10 ⁷	2.5×10 ⁷	2.3×10 ⁷	2.1×10 ⁷	2.0×10 ⁷	1.8×10 ⁷	1.7×10 ⁷	1.5×10 ⁷	7.2×10 ⁶		
12	0.4	6.8×10 ⁷	1.4×10 ⁸	1.3×10 ⁸	1.2×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.0×10 ⁸	9.9×10 ⁷	9.5×10 ⁷	9.0×10 ⁷	8.3×10 ⁷	4.0×10 ⁷		
13	0.45	3.4×10 ⁷	6.8×10 ⁷	6.6×10 ⁷	6.2×10 ⁷	5.9×10 ⁷	5.7×10 ⁷	5.4×10 ⁷	5.2×10 ⁷	4.9×10 ⁷	4.7×10 ⁷	4.5×10 ⁷	4.1×10 ⁷	2.0×10 ⁷		
14	0.51	1.0×10 ⁸	1.9×10 ⁸	1.7×10 ⁸	1.4×10 ⁸	1.2×10 ⁸	1.1×10 ⁸	9.5×10 ⁷	8.5×10 ⁷	7.6×10 ⁷	6.8×10 ⁷	5.6×10 ⁷	5.1×10 ⁷	2.4×10 ⁷		
15	0.512	3.4×10 ⁶	6.4×10 ⁶	5.6×10 ⁶	4.7×10 ⁶	4.1×10 ⁶	3.6×10 ⁶	3.2×10 ⁶	2.8×10 ⁶	2.5×10 ⁶	2.3×10 ⁶	2.1×10 ⁶	1.9×10 ⁶	8.1×10 ⁵		
16	0.6	1.5×10 ⁸	2.8×10 ⁸	2.4×10 ⁸	2.1×10 ⁸	1.8×10 ⁸	1.6×10 ⁸	1.4×10 ⁸	1.2×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.0×10 ⁸	9.1×10 ⁷	8.2×10 ⁷	3.6×10 ⁷		
17	0.7	1.7×10 ⁸	3.2×10 ⁸	2.8×10 ⁸	2.4×10 ⁸	2.1×10 ⁸	1.8×10 ⁸	1.6×10 ⁸	1.4×10 ⁸	1.3×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.0×10 ⁸	9.4×10 ⁷	4.0×10 ⁷		
18	0.8	6.6×10 ⁷	1.3×10 ⁸	1.2×10 ⁸	1.0×10 ⁸	9.3×10 ⁷	8.4×10 ⁷	7.6×10 ⁷	6.8×10 ⁷	6.2×10 ⁷	5.6×10 ⁷	5.1×10 ⁷	4.6×10 ⁷	2.0×10 ⁷		
19	1.0	1.3×10 ⁸	2.6×10 ⁸	2.3×10 ⁸	2.1×10 ⁸	1.9×10 ⁸	1.7×10 ⁸	1.5×10 ⁸	1.4×10 ⁸	1.2×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.0×10 ⁸	9.2×10 ⁷	4.0×10 ⁷		
20	1.33	5.8×10 ⁷	9.7×10 ⁷	6.6×10 ⁷	5.0×10 ⁷	4.2×10 ⁷	3.7×10 ⁷	3.3×10 ⁷	2.9×10 ⁷	2.6×10 ⁷	2.4×10 ⁷	2.1×10 ⁷	1.9×10 ⁷	8.3×10 ⁶		
21	1.34	1.7×10 ⁶	2.9×10 ⁶	2.0×10 ⁶	1.5×10 ⁶	1.3×10 ⁶	1.1×10 ⁶	9.9×10 ⁵	8.9×10 ⁵	8.0×10 ⁵	7.2×10 ⁵	6.5×10 ⁵	5.3×10 ⁵	2.5×10 ⁵		
22	1.5	2.8×10 ⁷	4.7×10 ⁷	3.2×10 ⁷	2.4×10 ⁷	2.0×10 ⁷	1.8×10 ⁷	1.6×10 ⁷	1.4×10 ⁷	1.3×10 ⁷	1.1×10 ⁷	1.0×10 ⁷	9.4×10 ⁶	4.0×10 ⁶		
23	1.66	5.4×10 ⁶	8.2×10 ⁶	4.0×10 ⁶	2.3×10 ⁶	1.8×10 ⁶	1.5×10 ⁶	1.3×10 ⁶	1.2×10 ⁶	1.1×10 ⁶	9.6×10 ⁵	8.6×10 ⁵	6.9×10 ⁵	3.3×10 ⁵		
24	2.0	1.1×10 ⁷	1.7×10 ⁷	8.5×10 ⁶	5.0×10 ⁶	3.8×10 ⁶	3.2×10 ⁶	2.5×10 ⁶	2.3×10 ⁶	2.0×10 ⁶	1.8×10 ⁶	1.6×10 ⁶	1.5×10 ⁶	6.9×10 ⁵		
25	2.5	4.2×10 ⁶	7.4×10 ⁶	5.6×10 ⁶	4.7×10 ⁶	4.1×10 ⁶	3.6×10 ⁶	3.3×10 ⁶	2.9×10 ⁶	2.6×10 ⁶	2.4×10 ⁶	2.1×10 ⁶	1.9×10 ⁶	8.1×10 ⁵		
26	3.0	6.7×10 ⁴	1.3×10 ⁵	1.2×10 ⁵	1.1×10 ⁵	9.9×10 ⁴	8.9×10 ⁴	8.0×10 ⁴	7.2×10 ⁴	6.4×10 ⁴	5.8×10 ⁴	5.2×10 ⁴	4.7×10 ⁴	2.0×10 ⁴		
27	3.5	1.1×10 ¹	1.8×10 ¹	1.0×10 ¹	8.3×10 ⁰	6.8×10 ⁰	5.5×10 ⁰	4.5×10 ⁰	3.6×10 ⁰	3.0×10 ⁰	2.4×10 ⁰	2.0×10 ⁰	1.6×10 ⁰	5.7×10 ⁻¹		
28	4.0	1.1×10 ¹	1.8×10 ¹	1.0×10 ¹	8.3×10 ⁰	6.8×10 ⁰	5.5×10 ⁰	4.5×10 ⁰	3.6×10 ⁰	3.0×10 ⁰	2.4×10 ⁰	2.0×10 ⁰	1.6×10 ⁰	5.7×10 ⁻¹		
29	4.5	8.0×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	7.9×10 ⁻⁶		
30	5.0	8.0×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	7.9×10 ⁻⁶		
31	5.5	8.0×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	7.9×10 ⁻⁶		
32	6.0	8.0×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	7.9×10 ⁻⁶		
33	6.5	9.2×10 ⁻⁷	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	9.1×10 ⁻⁷		
34	7.0	9.2×10 ⁻⁷	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	9.1×10 ⁻⁷		
35	7.5	9.2×10 ⁻⁷	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	9.1×10 ⁻⁷		
36	8.0	9.2×10 ⁻⁷	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	9.1×10 ⁻⁷		
37	10.0	2.8×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷		
38	12.0	1.4×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	1.4×10 ⁻⁷		
39	14.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0		
40	20.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0		
41	30.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0		
42	50.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0		

表5-20 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（入退域時）

		実効線量 (mSv)							合 計
		1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	
A 班		8.0×10^0							8.0×10^0
B 班				9.6×10^0	7.7×10^0		4.8×10^0	2.1×10^0	2.4×10^1
C 班		1.5×10^1				6.3×10^0	5.2×10^0		2.6×10^1
D 班			1.1×10^1	8.5×10^0				4.4×10^0	2.4×10^1
E 班			1.3×10^1		6.9×10^0	5.7×10^0			2.5×10^1



● : 評価点
 (単位: mm)
 斜線は線源領域を示す。
 注: 特記なき寸法は公称値を示す。

図 5-17 入退域被ばく評価時のグランドシャイン評価モデル

5.8.3 評価結果のまとめ

各班の7日間の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価結果を表5-21（マスク着用あり）及び表5-22（マスク着用なし）に示す。

表 5-21 各班の 7 日間の中央制御室の居住性 (重大事故等時) に係る被ばく評価結果の内訳 (マスク着用あり)

		実効線量 (mSv)								
		1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合 計	
A 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	7.8×10 ⁻¹							7.8×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	9.6×10 ⁻¹							9.6×10 ⁻¹
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	4.6×10 ¹							4.6×10 ¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく 小 計	4.7×10 ⁰ 5.2×10 ¹							4.7×10 ⁰ 5.2×10 ¹
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	2.6×10 ⁻¹							2.6×10 ⁻¹	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	6.9×10 ⁻³							6.9×10 ⁻³	
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	8.0×10 ⁰							8.0×10 ⁰	
	小 計	8.3×10 ⁰ 6.0×10 ¹							8.3×10 ⁰ 6.0×10 ¹	
B 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			4.9×10 ⁻²	1.4×10 ⁻²	4.2×10 ⁻⁴	1.2×10 ⁻⁴	6.3×10 ⁻²	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			2.3×10 ⁻³	6.3×10 ⁻⁴	2.6×10 ⁻⁵	7.9×10 ⁻⁶	3.0×10 ⁻³	
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく			6.6×10 ⁻¹	1.3×10 ⁻¹	6.7×10 ⁻³	2.3×10 ⁻³	8.0×10 ⁻¹	
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく 小 計			1.9×10 ⁰	1.5×10 ⁰	7.1×10 ⁻¹	5.8×10 ⁻¹	4.7×10 ⁰	
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			2.6×10 ⁰	1.6×10 ⁰	7.2×10 ⁻¹	5.8×10 ⁻¹	5.5×10 ⁰		
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく			7.3×10 ⁻²	1.8×10 ⁻²	7.5×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻⁴	9.2×10 ⁻²		
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			3.4×10 ⁻³	8.1×10 ⁻⁴	4.6×10 ⁻⁵	9.5×10 ⁻⁶	4.3×10 ⁻³		
	小 計			9.6×10 ⁰	7.7×10 ⁰	4.8×10 ⁰	2.1×10 ⁰	2.4×10 ¹		
C 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	6.0×10 ⁻¹			4.1×10 ⁻³	1.1×10 ⁻³	6.0×10 ⁻¹	3.0×10 ⁻¹	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.4×10 ¹			1.9×10 ⁻⁴	6.0×10 ⁻⁵		1.4×10 ¹	
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	6.8×10 ⁰			4.4×10 ⁻²	1.5×10 ⁻²		6.8×10 ⁰	
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく 小 計	2.6×10 ⁰ 2.4×10 ¹			1.2×10 ⁰	1.0×10 ⁰		4.8×10 ⁰ 2.7×10 ¹	
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	5.4×10 ⁻¹				5.3×10 ⁻³	1.6×10 ⁻³	5.5×10 ⁻¹	2.7×10 ¹	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.8×10 ⁻²				2.6×10 ⁻⁴	8.4×10 ⁻⁵		1.8×10 ⁻²	
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	1.5×10 ¹				6.3×10 ⁰	5.2×10 ⁰		2.6×10 ¹	
	小 計	1.6×10 ¹ 4.0×10 ¹				6.3×10 ⁰	5.2×10 ⁰		2.7×10 ¹ 5.4×10 ¹	
D 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		7.4×10 ⁻²	2.0×10 ⁻²			3.0×10 ⁻⁴	9.4×10 ⁻²	4.6×10 ⁻³
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく		3.7×10 ⁻³	9.2×10 ⁻⁴				1.9×10 ⁻⁵	4.6×10 ⁻³
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく		1.0×10 ⁰	2.0×10 ⁻¹				5.2×10 ⁻³	1.3×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく 小 計		1.7×10 ⁰ 2.8×10 ⁰	1.3×10 ⁰ 1.5×10 ⁰				8.3×10 ⁻¹ 5.2×10 ⁰	3.8×10 ⁰ 5.2×10 ⁰
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		1.6×10 ⁻¹	3.4×10 ⁻²				4.3×10 ⁻⁴	1.9×10 ⁻¹	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく		6.5×10 ⁻³	1.5×10 ⁻³				2.8×10 ⁻⁵	8.1×10 ⁻³	
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		1.1×10 ¹	8.5×10 ⁰				4.4×10 ⁰	2.4×10 ¹	
	小 計		1.1×10 ¹ 1.4×10 ¹	8.5×10 ⁰ 1.0×10 ¹				4.4×10 ⁰ 5.2×10 ⁰	2.4×10 ¹ 2.9×10 ¹	
E 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		2.3×10 ⁻¹		5.9×10 ⁻³	1.8×10 ⁻³	2.3×10 ⁻¹	2.9×10 ⁻¹	2.3×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく		1.0×10 ⁻²		2.7×10 ⁻⁴	8.3×10 ⁻⁵		1.1×10 ⁻²	1.1×10 ⁻²
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく		8.0×10 ⁰		5.9×10 ⁻²	2.0×10 ⁻²		8.1×10 ⁰	8.1×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく 小 計		2.6×10 ⁰ 1.1×10 ¹		1.1×10 ⁰ 1.5×10 ⁰	8.6×10 ⁻¹ 8.8×10 ⁻¹		4.5×10 ⁰ 1.3×10 ¹	4.5×10 ⁰ 1.3×10 ¹
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		4.1×10 ⁻¹		9.4×10 ⁻³	2.9×10 ⁻³	4.3×10 ⁻¹	4.3×10 ⁻¹	4.3×10 ⁻¹	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく		1.6×10 ⁻²		4.4×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻⁴		1.6×10 ⁻²	1.6×10 ⁻²	
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		1.3×10 ¹		6.9×10 ⁰	5.7×10 ⁰		2.5×10 ¹	2.5×10 ¹	
	小 計		1.3×10 ¹ 2.4×10 ¹		6.9×10 ⁰ 8.0×10 ⁰	5.7×10 ⁰ 6.6×10 ⁰		2.6×10 ¹ 3.9×10 ¹	2.6×10 ¹ 3.9×10 ¹	

表 5-22 各班の 7 日間の中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果の内訳（マスク着用なし）

		実効線量 (mSv)							合 計
		1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	
A 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく							7.8×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	9.6×10 ⁻¹						9.6×10 ⁻¹
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	1.0×10 ³						1.0×10 ³
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	4.7×10 ⁰						4.7×10 ⁰
	入退城時	小 計	1.0×10 ³						1.0×10 ³
B 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	2.6×10 ⁻¹						2.6×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	6.8×10 ⁻²						6.8×10 ⁻²
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	8.0×10 ⁰						8.0×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	8.3×10 ⁰						8.3×10 ⁰
	入退城時	合 計	1.0×10 ³						1.0×10 ³
C 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	4.9×10 ⁻²						4.9×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	2.3×10 ⁻³						2.3×10 ⁻³
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	6.6×10 ⁻¹						6.6×10 ⁻¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	1.9×10 ⁰						1.9×10 ⁰
	入退城時	小 計	2.6×10 ⁰						2.6×10 ⁰
D 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	7.3×10 ⁻²						7.3×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	7.0×10 ⁻²						7.0×10 ⁻²
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	9.6×10 ⁰						9.6×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	9.7×10 ⁰						9.7×10 ⁰
	入退城時	合 計	1.2×10 ¹						1.2×10 ¹
E 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	6.0×10 ⁻¹						6.0×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.4×10 ¹						1.4×10 ¹
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	6.8×10 ⁰						6.8×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	2.6×10 ⁰						2.6×10 ⁰
	入退城時	小 計	2.4×10 ¹						2.4×10 ¹
F 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	5.4×10 ⁻¹						5.4×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	2.9×10 ⁻¹						2.9×10 ⁻¹
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	1.5×10 ¹						1.5×10 ¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	1.6×10 ¹						1.6×10 ¹
	入退城時	合 計	4.0×10 ¹						4.0×10 ¹
G 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	7.4×10 ⁻²						7.4×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	3.7×10 ⁻³						3.7×10 ⁻³
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	1.0×10 ⁰						1.0×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	1.7×10 ⁰						1.7×10 ⁰
	入退城時	小 計	2.8×10 ⁰						2.8×10 ⁰
H 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	1.6×10 ⁻¹						1.6×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.3×10 ⁻¹						1.3×10 ⁻¹
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	1.1×10 ¹						1.1×10 ¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	1.1×10 ¹						1.1×10 ¹
	入退城時	合 計	1.4×10 ¹						1.4×10 ¹
I 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	2.3×10 ⁻¹						2.3×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.0×10 ⁻²						1.0×10 ⁻²
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	8.0×10 ⁰						8.0×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	2.6×10 ⁰						2.6×10 ⁰
	入退城時	小 計	1.1×10 ¹						1.1×10 ¹
J 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	4.1×10 ⁻¹						4.1×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	3.2×10 ⁻¹						3.2×10 ⁻¹
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	1.3×10 ¹						1.3×10 ¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	1.3×10 ¹						1.3×10 ¹
	入退城時	合 計	2.4×10 ¹						2.4×10 ¹
K 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	3.0×10 ⁻²						3.0×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.9×10 ⁻³						1.9×10 ⁻³
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	1.0×10 ⁰						1.0×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	5.2×10 ⁰						5.2×10 ⁰
	入退城時	合 計	7.6×10 ⁰						7.6×10 ⁰
L 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	4.1×10 ⁻³						4.1×10 ⁻³
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.9×10 ⁻⁴						1.9×10 ⁻⁴
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	4.4×10 ⁻²						4.4×10 ⁻²
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	1.2×10 ⁰						1.2×10 ⁰
	入退城時	小 計	1.3×10 ⁰						1.3×10 ⁰
M 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	5.3×10 ⁻³						5.3×10 ⁻³
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	4.6×10 ⁻³						4.6×10 ⁻³
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	6.3×10 ⁰						6.3×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	6.3×10 ⁰						6.3×10 ⁰
	入退城時	合 計	7.7×10 ⁰						7.7×10 ⁰
N 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	1.1×10 ⁻³						1.1×10 ⁻³
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	6.0×10 ⁻⁵						6.0×10 ⁻⁵
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	1.5×10 ⁻²						1.5×10 ⁻²
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	1.0×10 ⁰						1.0×10 ⁰
	入退城時	小 計	1.6×10 ⁰						1.6×10 ⁰
O 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	1.3×10 ⁰						1.3×10 ⁰
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	5.3×10 ⁻³						5.3×10 ⁻³
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	4.6×10 ⁻³						4.6×10 ⁻³
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	6.3×10 ⁰						6.3×10 ⁰
	入退城時	合 計	6.3×10 ⁰						6.3×10 ⁰
P 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	7.6×10 ⁰						7.6×10 ⁰
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	3.0×10 ⁻⁴						3.0×10 ⁻⁴
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	1.9×10 ⁻⁵						1.9×10 ⁻⁵
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	5.2×10 ⁻³						5.2×10 ⁻³
	入退城時	小 計	8.3×10 ⁻¹						8.3×10 ⁻¹
Q 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	8.3×10 ⁻¹						8.3×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	4.3×10 ⁻⁴						4.3×10 ⁻⁴
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	5.5×10 ⁻⁴						5.5×10 ⁻⁴
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	4.4×10 ⁰						4.4×10 ⁰
	入退城時	合 計	4.4×10 ⁰						4.4×10 ⁰
R 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	5.2×10 ⁰						5.2×10 ⁰
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	2.9×10 ¹						2.9×10 ¹
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	2.3×10 ⁻¹						2.3×10 ⁻¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	1.1×10 ⁻²						1.1×10 ⁻²
	入退城時	小 計	8.1×10 ⁰						8.1×10 ⁰
S 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	8.6×10 ⁻¹						8.6×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.1×10 ⁰						1.1×10 ⁰
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	8.8×10 ⁻¹						8.8×10 ⁻¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	1.3×10 ¹						1.3×10 ¹
	入退城時	合 計	9.4×10 ⁻¹						9.4×10 ⁻¹
T 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	2.9×10 ⁻³						2.9×10 ⁻³
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	7.8×10 ⁻³						7.8×10 ⁻³
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	6.9×10 ⁰						6.9×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	5.7×10 ⁰						5.7×10 ⁰
	入退城時	小 計	1.3×10 ¹						1.3×10 ¹
U 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	8.0×10 ⁰						8.0×10 ⁰
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	6.6×10 ⁰						6.6×10 ⁰
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	3.9×10 ¹						3.9×10 ¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	3.9×10 ¹						3.9×10 ¹
	入退城時	合 計	8.0×10 ⁰						8.0×10 ⁰

5.9 判断基準への適合性

中央制御室（炉心の著しい損傷）の居住性に係る被ばく評価結果のまとめを下表に、内訳を表 5-23（マスク着用あり）及び表 5-24（マスク着用なし）に示す。

これに示すように、重大事故等時の中央制御室の運転員に及ぼす実効線量は、マスク着用の防護措置を講じる場合で約 60 mSv である。

したがって、評価結果は判断基準の「運転員の実効線量が 7 日間で 100 mSv を超えないこと」を満足している。

（マスク着用あり）

	実効線量 (mSv)							
	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	6.0×10^{-1}							6.0×10^{-1}
B 班			1.2×10^{-1}	9.3×10^{-2}		5.5×10^{-2}	2.7×10^{-2}	3.0×10^{-1}
C 班	4.0×10^{-1}				7.5×10^{-2}	6.2×10^{-2}		5.4×10^{-1}
D 班		1.4×10^{-1}	1.0×10^{-1}				5.2×10^{-2}	2.9×10^{-1}
E 班		2.4×10^{-1}		8.0×10^{-2}	6.6×10^{-2}			3.9×10^{-1}

（マスク着用なし）

	実効線量 (mSv)							
	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	1.0×10^{-3}							1.0×10^{-3}
B 班			1.2×10^{-1}	9.3×10^{-2}		5.5×10^{-2}	2.7×10^{-2}	3.0×10^{-1}
C 班	4.0×10^{-1}				7.6×10^{-2}	6.2×10^{-2}		5.4×10^{-1}
D 班		1.4×10^{-1}	1.0×10^{-1}				5.2×10^{-2}	2.9×10^{-1}
E 班		2.4×10^{-1}		8.0×10^{-2}	6.6×10^{-2}			3.9×10^{-1}

表 5-23 中央制御室（炉心の著しい損傷）の運転員に及ぼす実効線量の内訳（マスク着用あり）

被ばく経路		被ばく部位		実効線量 (mSv/7日間)				
				A班	B班	C班	D班	E班
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	7.8×10 ⁻¹	6.3×10 ⁻²	6.0×10 ⁻¹	9.4×10 ⁻²	2.3×10 ⁻¹		
		9.6×10 ⁻¹	3.0×10 ⁻³	1.4×10 ¹	4.6×10 ⁻³	1.1×10 ⁻²		
		5.3×10 ⁰	2.3×10 ⁻³	6.1×10 ⁰	3.7×10 ⁻³	5.2×10 ⁰		
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	4.0×10 ¹	8.0×10 ⁻¹	7.7×10 ⁻¹	1.2×10 ⁰	2.9×10 ⁰		
		合 計	8.0×10 ⁻¹	6.8×10 ⁰	1.3×10 ⁰	8.1×10 ⁰		
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	4.7×10 ⁰	4.7×10 ⁰	4.8×10 ⁰	3.8×10 ⁰	4.5×10 ⁰		
	小 計	5.2×10 ¹	5.5×10 ⁰	2.7×10 ¹	5.2×10 ⁰	1.3×10 ¹		
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	2.6×10 ⁻¹	9.2×10 ⁻²	5.5×10 ⁻¹	1.9×10 ⁻¹	4.3×10 ⁻¹	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	5.6×10 ⁻³	2.6×10 ⁻³	1.2×10 ⁻²	5.1×10 ⁻³	1.0×10 ⁻²	
			1.3×10 ⁻³	1.7×10 ⁻³	5.7×10 ⁻³	3.0×10 ⁻³	6.3×10 ⁻³	
合 計			6.9×10 ⁻³	4.3×10 ⁻³	1.8×10 ⁻²	8.1×10 ⁻³	1.6×10 ⁻²	
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		8.0×10 ⁰	2.4×10 ¹	2.6×10 ¹	2.4×10 ¹	2.5×10 ¹		
小 計	8.3×10 ⁰	2.4×10 ¹	2.7×10 ¹	2.4×10 ¹	2.6×10 ¹			
合 計	6.0×10 ¹	3.0×10 ¹	5.4×10 ¹	2.9×10 ¹	3.9×10 ¹			

表 5-24 中央制御室（炉心の著しい損傷）の運転員に及ぼす実効線量の内訳（マスク着用なし）

被ばく経路		被ばく部位		実効線量 (mSv/7日間)											
				A班	B班	C班	D班	E班							
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイガンマ線による被ばく	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	(外部被ばく)	7.8×10 ⁻¹	6.3×10 ⁻²	6.0×10 ⁻¹	9.4×10 ⁻²	2.3×10 ⁻¹							
				9.6×10 ⁻¹	3.0×10 ⁻³	1.4×10 ¹	4.6×10 ⁻³	1.1×10 ⁻²							
				5.3×10 ⁰	2.3×10 ⁻³	6.1×10 ⁰	3.7×10 ⁻³	5.2×10 ⁰							
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	(内部被ばく)	合 計	1.0×10 ³	8.0×10 ⁻¹	7.7×10 ⁻¹	1.2×10 ⁰	2.9×10 ⁰							
				1.0×10 ³	8.0×10 ⁻¹	6.8×10 ⁰	1.3×10 ⁰	8.1×10 ⁰							
				4.7×10 ⁰	4.7×10 ⁰	4.8×10 ⁰	3.8×10 ⁰	4.5×10 ⁰							
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	小 計		1.0×10 ³	5.5×10 ⁰	2.7×10 ¹	5.2×10 ⁰	1.3×10 ¹							
				2.6×10 ⁻¹	9.2×10 ⁻²	5.5×10 ⁻¹	1.9×10 ⁻¹	4.3×10 ⁻¹							
				5.6×10 ⁻³	2.6×10 ⁻³	1.2×10 ⁻²	5.1×10 ⁻³	1.0×10 ⁻²							
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイガンマ線による被ばく	(外部被ばく)												
大気中へ放出された放射性物質による被ばく										(内部被ばく)					
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		小 計		8.0×10 ⁰	2.4×10 ¹	2.6×10 ¹	2.4×10 ¹	2.5×10 ¹							
				8.3×10 ⁰	2.4×10 ¹	2.7×10 ¹	2.4×10 ¹	2.6×10 ¹							
				合 計	1.0×10 ³	3.0×10 ¹	5.4×10 ¹	2.9×10 ¹	3.9×10 ¹						

5.10 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価

5.10.1 炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室内酸素及び二酸化炭素濃度評価方針

(1) 評価の概要

技術基準規則第 74 条の解釈に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」として、中央制御室換気系は、外気から遮断する閉回路循環運転とすることができる。

閉回路循環運転により、中央制御室への空気の取り込みを一時的に停止した場合の室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が、事故対策のための活動に支障がない濃度であることを評価する。

本評価における滞在人数、容積、評価期間等は、被ばく評価条件を基に、保守的な結果となるよう設定する。また、酸素消費量及び二酸化炭素吐出し量等は、換気系の使用時における中央制御室内にとどまる要員の活動状況等を想定し、設定する。

(2) 酸素及び二酸化炭素許容濃度の設定

酸素及び二酸化炭素許容濃度は、表 5-25 に示すとおり、中央制御室内で想定される労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠する。

中央制御室は、高い気密性を持った室内という限られた環境であるため、同様に限られた環境下における労働環境を規定している「鉱山保安法施行規則」に定める酸素濃度 19% 以上及び原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C 4 6 2 2-2009）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成 21 年 6 月）が準拠することとしている事務所衛生規則に定める二酸化炭素濃度 0.5% 以下を設計値とする。

表 5-25 中央制御室内酸素及び二酸化炭素許容濃度
(炉心の著しい損傷が発生した場合)

項 目	許容濃度	備考
酸素濃度	19% 以上	「鉱山保安法施行規則」を準拠 (鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内は、当該濃度以上とする通気の確保を要求)
二酸化炭素濃度	0.5% 以下	「事務所衛生規則」を準拠 (事務作業に従事する労働者が主として使用する室内は当該濃度以下とする換気設備の性能を要求)

(3) 酸素及び二酸化炭素許容濃度の計算

中央制御室内の事故時の滞在人数及び酸素消費量及び二酸化炭素吐出し量等は、中央制御室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し、呼吸率等を踏まえ、中央制御室換気系隔離時の酸素及び二酸化炭素濃度の評価を以下の原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C 4 6 2 2-2009）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成 21 年 6 月）の中央制御室の平衡状態における二酸化炭素濃度の計算式を基に、

中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を計算する。中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価条件を表 5-26 に示す。評価式を以下に示す。

$$C_{\infty} = C + \frac{M}{N \cdot V}$$

M	: 室内二酸化炭素発生量	(m ³ /h)
V	: 中央制御室内容積	(m ³)
C _∞	: 平衡状態における二酸化炭素濃度	(—)
C	: 2 時間後の二酸化炭素濃度	(—)
N	: 空気流入率	(回/h)

M, C_∞, C については、酸素のとき、二酸化炭素を酸素に置き換える。

また、M は酸素の場合、負の値となり、酸素消費量と置き換える。

ただし、炉心の著しい損傷が発生した場合における評価においては、事故後 2 時間のファンの停止を想定し、空気流入率ゼロにおける 2 時間後の中央制御室内の濃度バランスを基に計算する。

中央制御室内の 2 時間後の酸素及び二酸化炭素濃度については、以下の計算式を基に算出する。

$$C = C_0 + \frac{2M}{V}$$

C	: 2 時間後の二酸化炭素濃度	(—)
M	: 室内二酸化炭素発生量	(m ³ /h)
V	: 中央制御室内容積	(m ³)
C ₀	: 外気の二酸化炭素濃度	(—)

C, M, C₀ については、酸素のとき、二酸化炭素を酸素に置き換える。

また、M は酸素の場合、負の値となり、酸素消費量と置き換える。

表 5-26 中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件
(炉心の著しい損傷が発生した場合)

項 目	評 価 条 件		設 定 理 由	備 考
人数	11 人		事故等時に中央制御室にとどまる要員数	—
容積	2700 m ³		中央制御室換気系の処理対象となる区画の容積を保守的に小さめに設定	図 5-20 参照
評価期間	7 日		炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく評価期間	—
空気流入	～2 h	0 回/h	全交流動力電源喪失によるファン停止を想定	—
	2 h～	0.4 回/h	空気流入率試験結果(約 0.435 回/h)を基に設定	—
初期酸素濃度	20.95 %		「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	—
初期二酸化炭素濃度	0.0336 %		「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	—
酸素消費量	65.52 ℓ/h		「空気調和・衛生工学便覧」より現場作業に係る対応が考えられるため「歩行」より引用	1 人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量	46 ℓ/h		「空気調和・衛生工学便覧」より現場作業に係る対応が考えられるため「中等作業」より引用	1 人当たりの吐出し量

5.10.2 炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室内酸素及び二酸化炭素濃度評価結果

(1) 酸素濃度

a. 事故後 2 時間

計算の結果、2 時間後の酸素濃度は、20.8 %となる。

b. 2 時間～7 日間

計算の結果、中央制御室換気系閉回路循環運転時の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の酸素濃度は 20.8 %となり、限られた労働環境における許容基準濃度である 19 %以上を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

(2) 二酸化炭素濃度

a. 事故後 2 時間

計算の結果、2 時間後の二酸化炭素濃度は、0.08 %となる。

b. 2時間～7日間

計算の結果、中央制御室換気系隔離時の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の二酸化炭素濃度は0.09 %となり、事務所衛生規則に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である0.5 %以下を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

5.10.3 炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室待避室内酸素及び二酸化炭素濃度評価方針

(1) 評価の概要

中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ボンベ）による加圧を実施した場合において、中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない濃度であることを評価する。

本評価における滞在人数、容積、評価期間等は、被ばく評価条件を基に、保守的な結果となるよう設定する。また、酸素消費量及び二酸化炭素吐出し量等は、加圧設備の使用時における待避室内にとどまる要員の活動状況等を想定し、設定する。

(2) 酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度の設定

酸素及び二酸化炭素許容濃度は、表5-27に示すとおり、中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ボンベ）使用時の環境に応じた、適切な労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠する。

中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ボンベ）による加圧は、希ガス等の放射性物質を含む外気が待避室内に侵入しないように実施する防護措置であり、加圧時は、中央制御室待避室内を密閉するという限られた環境である。このため、同様に限られた環境下における労働環境を規定している「鉱山保安法施行規則」に定める酸素濃度19%以上及び原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C 4 6 2 2-2009）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成21年6月）が準拠することとしている事務所衛生規則に定める二酸化炭素濃度0.5%以下を設計値とする。

表5-27 待避室内 酸素及び二酸化炭素許容濃度
(炉心の著しい損傷が発生した場合)

項 目	許 容 濃 度	備 考
酸素濃度	19 %以上	「鉱山保安法施行規則」を準拠 (鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内 は、当該濃度以上とする通気の確保を要求)
二酸化炭素濃度	0.5 %以下	「事務所衛生規則」を準拠 (事務作業に従事する労働者が主として使用 する室内は当該濃度以下とする換気設備の性 能を要求)

(3) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量の計算

中央制御室待避室内を加圧し、その圧力を維持するために必要な流量並びに中央制御室待避室内の酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量を計算し、その結果から酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を行う。待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件を表 5-28 に示す。

なお、被ばく評価にて、格納容器フィルタベント使用開始から 5 時間までポンベにて加圧した中央制御室待避室内に滞在することとしているため、加圧時間は 5 時間とする。

5 時間連続で空気ポンベを加圧する場合において、中央制御室待避室内の圧力維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持・抑制するための条件を満足する必要がある。

表 5-28 中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件
(炉心の著しい損傷が発生した場合)

項 目	評価条件	設 定 理 由	備 考
人数	3 人	待避室内にとどまる要員数	—
容 積	13 m ³	処理対象となる区画の容積を保守的に小さめ(小数点以下切り下げ)に設定	—
評価期間	5 時間	被ばく評価上、中央制御室待避室内にとどまる期間	—
初期酸素濃度	20.95 %	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	—
初期二酸化炭素濃度	0.0336 %	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	—
酸素消費量 (空気ポンベ使用時)	21.84 ℓ/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「静座」より引用	1 人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量 (空気ポンベ使用時)	22 ℓ/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「極軽作業」より引用	1 人当たりの吐出し量

a. 中央制御室待避室内の正圧維持

(a) 目標圧力の設定

中央制御室待避室は、配置上、風の影響を受けない中央制御室換気系の換気対象エリア内に設置されているため、待避室内へのインリークは、隣接区画との温度差によるものが考えられる。

炉心の著しい損傷が発生した場合の室内の温度を中央制御室の設計最高温度 48.9 °C、隣接区画を外気の設計最低温度-12.7 °Cと仮定すると、中央制御室待避室の天井高さは最大 2.75 m であることから、温度の影響を無視できる圧力差を下式により計算する。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-12.7 \text{ °Cの乾き空気の密度}) - (+48.9 \text{ °Cの乾き空気の密度})\} \times (\text{高低差}) \\ &= (1.3555 - 1.0963) \times 2.75 \\ &= 0.7128 \text{ (kg/m}^2\text{)} \\ &\rightarrow 0.7128 \times 9.8 \\ &\div 7.0 \text{ (Pa)}\end{aligned}$$

計算の結果、温度の影響を無視できる圧力差は約 7.0 Pa であるが、余裕を見込み、目標圧力は 10 Pa[gage]に設定する。

(b) 必要最低換気量

中央制御室待避室内を正圧（隣接区画+10 Pa）に維持するために必要な最低換気流量は、加圧設備（空気ポンプ）からの実供給試験により設定する。

実供給試験の結果より、必要な最低換気流量は 14.2 m³/h に設定するとともに、14.2 m³/h の流量を流した場合、目標圧力に達し、正圧維持を可能とする設計とする。

b. 中央制御室待避室内酸素濃度維持

酸素濃度を維持するために必要な最低換気流量を下式により計算する。

$$Q = \frac{k}{P_1 - P_0}$$

Q	: 必要換気流量	(m³/h)
k	: 酸素消費量	(m³/h)
P ₁	: 初期酸素濃度	(—)
P ₀	: 許容酸素濃度	(—)

計算の結果、必要な最低換気流量は 3.4 m³/h となる。

c. 中央制御室待避室内二酸化炭素濃度抑制

二酸化炭素濃度の抑制に必要な最低換気流量を下式により計算する。

$$L = \frac{M}{C - C_0}$$

L	: 必要換気流量	(m ³ /h)
M	: 二酸化炭素発生量	(m ³ /h)
C	: 許容二酸化炭素濃度	(—)
C ₀	: 初期二酸化炭素濃度	(—)

計算の結果、必要な最低換気流量は 14.2 m³/h となる。

(4) 中央制御室待避室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度

中央制御室待避室内空気の空気ボンベ使用時における酸素濃度及び二酸化炭素濃度は、原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C 4 6 2 2—2009）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成 21 年 6 月）の中央制御室の二酸化炭素濃度計算式①を展開した式②により計算する。

$$\begin{aligned} V \frac{dC}{dt} &= C_0 \cdot N \cdot V + M - C \cdot N \cdot V \cdots \cdots \cdots \textcircled{1} \\ &= (C_0 - C) \cdot N \cdot V + M \\ &= (C_0 - C) \cdot L + M \end{aligned}$$

$$C = - \left(C_0 - C' + \frac{M}{L} \right) \cdot e^{\left(-\frac{L}{V} t' \right)} + C_0 + \frac{M}{L} \cdots \cdots \cdots \textcircled{2}$$

M	: 室内酸素消費量	(m ³ /h)
V	: 室内体積	(m ³)
C	: 室内空気酸素濃度	(—)
C ₀	: 外気又は空気ボンベの酸素濃度	(—)
C'	: 空気ボンベに切り替えた際の酸素濃度	(—)
N	: 空気流入率	(回/h)
L	: 換気量 (= N × V)	(m ³ /h)
t	: 時間	(h)

M, C, C₀, C' については、二酸化炭素のとき、酸素を二酸化炭素に置き換える。
また、Mは酸素の場合、負の値となり、二酸化炭素の場合は、二酸化炭素発生量と置き換える。

5.10.4 評価結果

(1) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量

空気ポンベからの流量を 14.2 m³/h とすれば、空気ポンベによる加圧 5 時間後の酸素濃度は 20.4 %，二酸化炭素濃度は 0.50 % となり，中央制御室待避室内の正圧維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持・抑制するための条件を満たすことができ，被ばく評価上の放出継続時間である 5 時間において，限られた労働環境における酸素濃度及び事務所衛生規則に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である 19 % 以上及び 0.5 % 以下をそれぞれ満足することができる。

(2) 必要空気ポンベ本数

5.11.3 節の炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室待避室内酸素及び二酸化炭素濃度評価方針より，必要な空気ポンベ本数は，1 本当たりの空気容量が 7 Nm³ のもので，使用量を 5.5 m³/本とした場合，約 13 本程度となる。なお，中央制御室待避室内を加圧するために必要な容量を確保するだけでなく，故障時及び保守点検による待機除外を考慮した予備を確保す故障時及び保守点検による待機除外を考慮した予備を確保す故障時及び保守点検による待機除外を考慮した予備を確保す故障時及び保守点検による待機除外を考慮した予備を確保する。

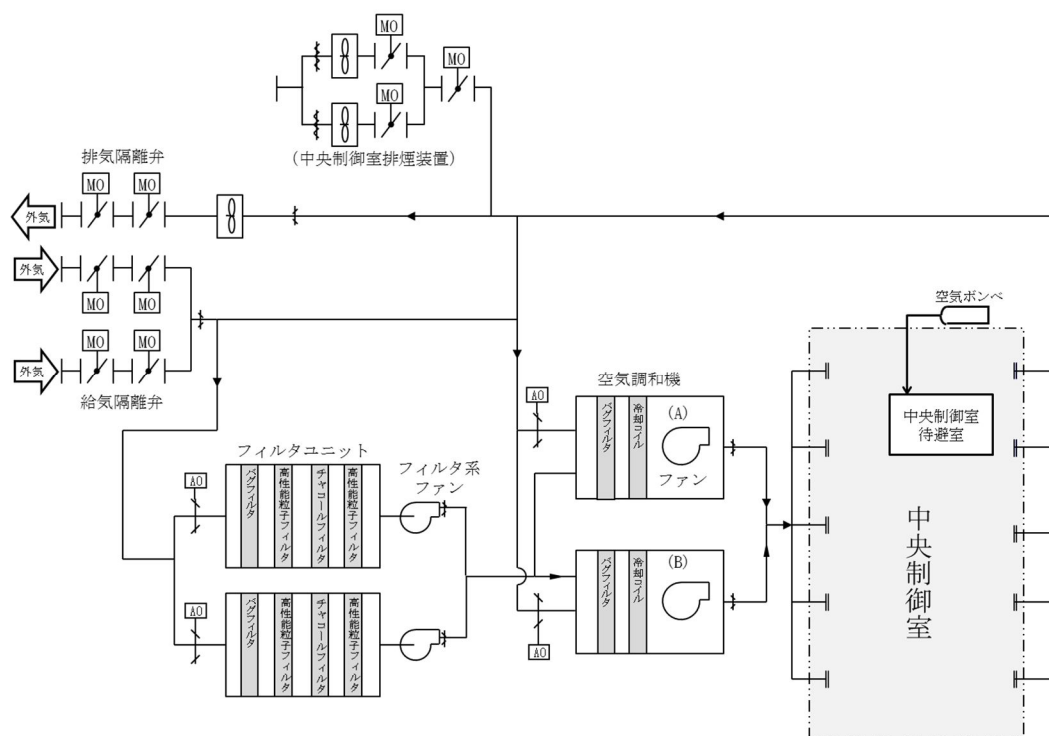


図 5-18 中央制御室換気系系統図

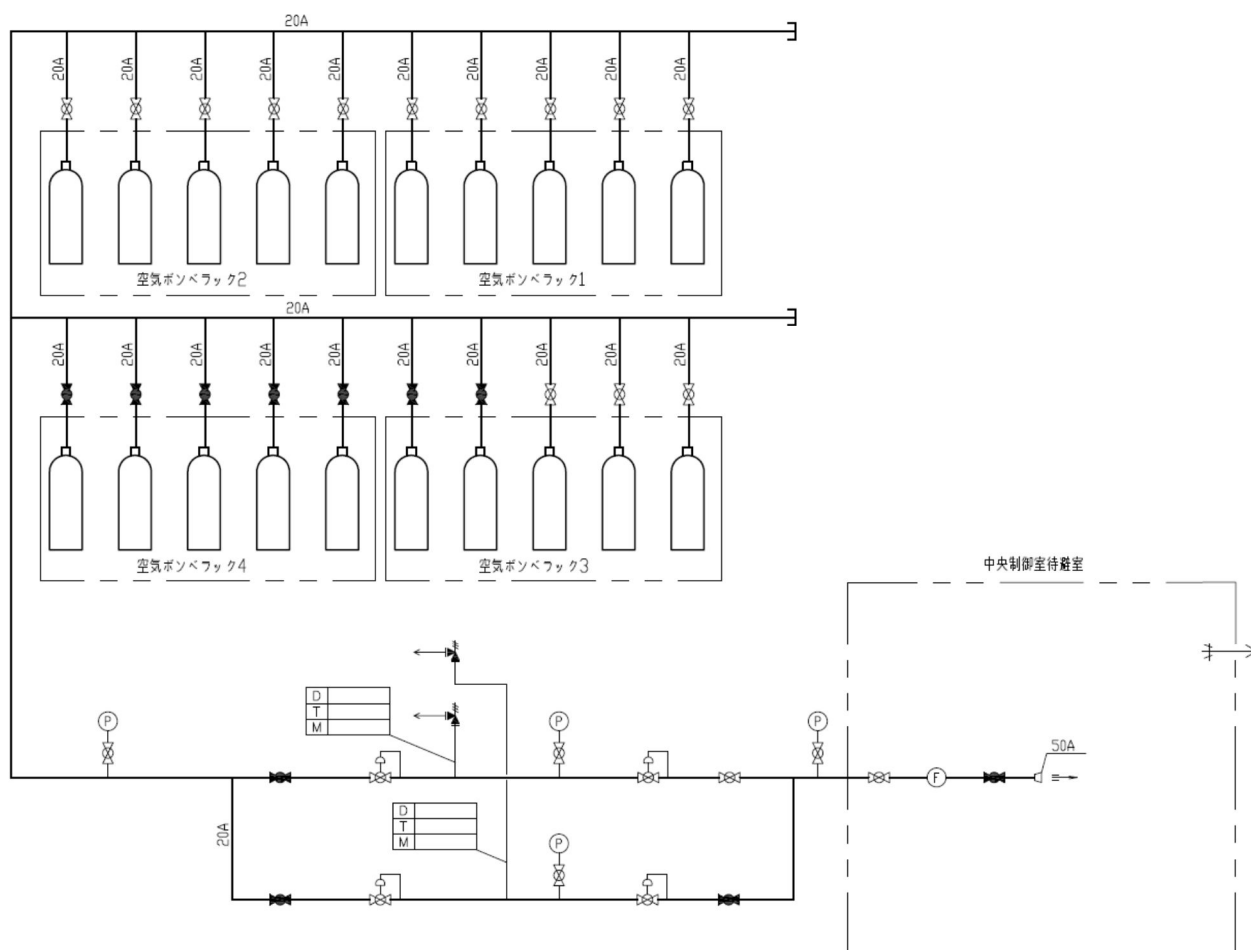


図 5-19 中央制御室待避室空気ボンベユニット 系統図

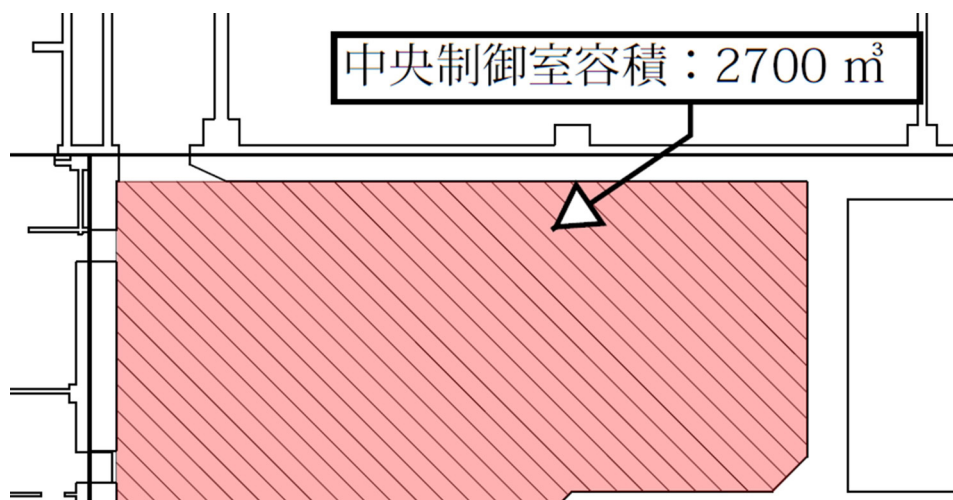
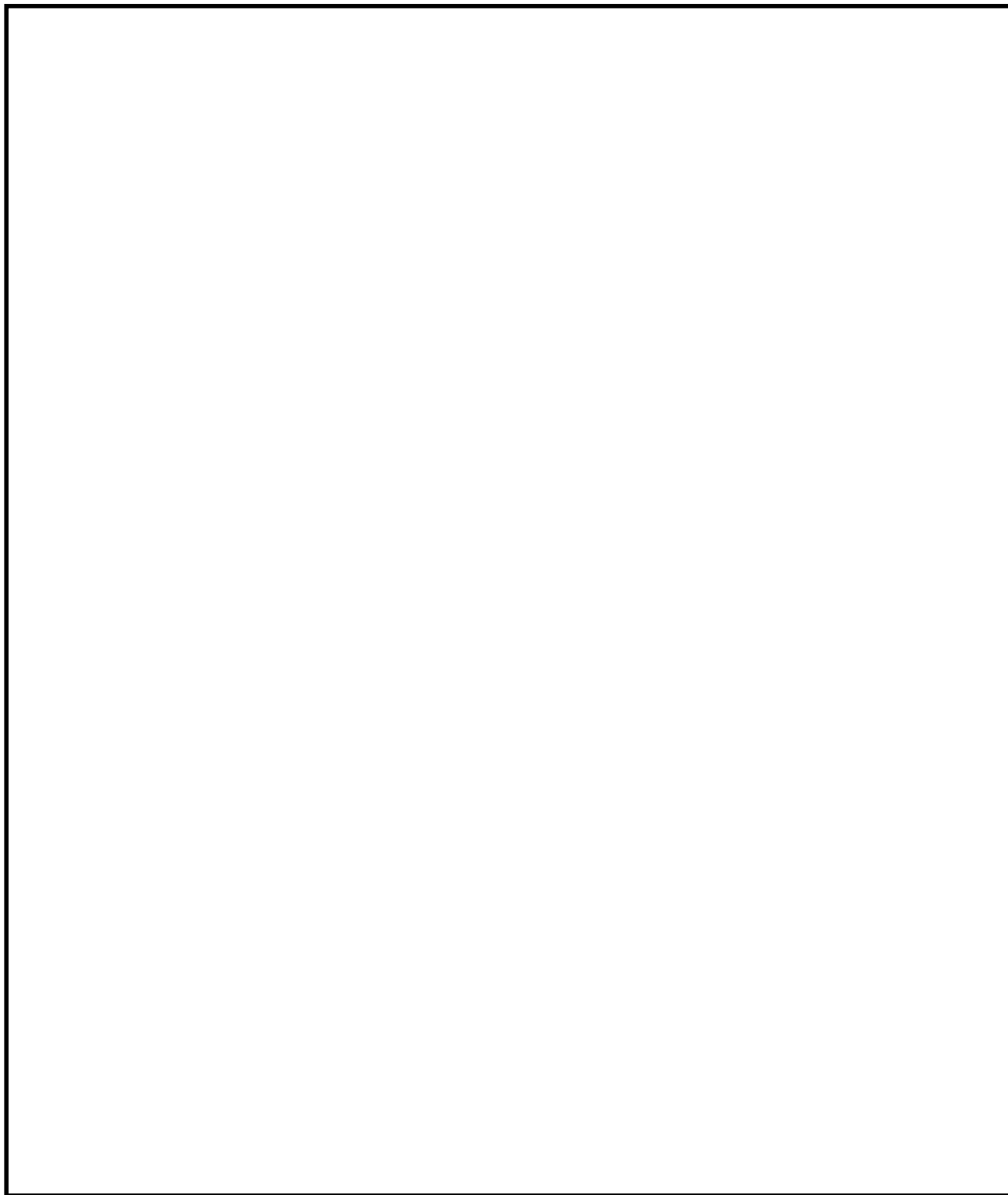


図 5-20 中央制御室及び中央制御室待避室容積

5.11 中央制御室の居住性評価のまとめ

中央制御室の居住性を確保するための設備を考慮して被ばく評価並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い、その結果、それぞれ判断基準を満足していることから、中央制御室の居住性を確保できると評価する。

6. 熱除去の検討

熱除去の検討では、伝熱理論に基づいた解析手法により遮蔽体中の温度上昇が最も厳しい箇所において評価する。

6.1 中央制御室遮蔽壁入射線量の設定方法

中央制御室遮蔽の表面に入射するガンマ線は、直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線、クラウドシャイン及びグランドシャインがある。中央制御室遮蔽を透過するガンマ線はグランドシャインが支配的であることから、遮蔽体表面に入射するガンマ線としてグランドシャインの入射線量を設定する。

評価点は入射線量が最大となる中央制御室中心の天井上面とする。

6.2 温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており、評価上、コンクリートのみとして評価する。

炉心の著しい損傷が発生した場合における7日間積算のグランドシャイン線源に基づく、中央制御室遮蔽壁への入射線量は約3.0 Gyであり、当該入射線量から中央制御室遮蔽壁表面の7日間積算のガンマ発熱量を求めると、約 6.0×10^{-6} kJ/cm³となる。これによる温度上昇は、次式で算出する。

$$\Delta T = Q \times 1000 / (c \cdot \rho)$$

ΔT : 温度上昇(℃)

Q : 7日間積算のガンマ発熱量(約 6.0×10^{-6} (kJ/cm³))

c : コンクリートの比熱 (1.05 (kJ/(kg・℃))*)

ρ : コンクリートの密度 (2.0 (g/cm³))

これにより、中央制御室遮蔽の外側及び内側表面の熱伝達を保守的に断熱状態としても、遮蔽体(コンクリート)の温度上昇は0.01℃以下となる。

注記 * : 2007年制定 コンクリート標準示方書 構造性能照査編, 土木学会

6.3 温度上昇のまとめ

中央制御室のコンクリート遮蔽体表面でのガンマ線による温度上昇は0.01℃以下となり、コンクリートのガンマ線に対する温度制限値以下であることを確認した。

7. 計算機コード概要

7.1 QAD-CGGP2R

このコード*は、点減衰核積分法に基づく高速中性子及びガンマ線に対する遮蔽計算用コードである。図 7-1 に QAD-CGGP2R コードの計算体系を示す。

一般に点減衰核積分法では、線源領域を細かく分割し、細分化された各線源領域を点線源で近似する。そして各点線源から計算点までの媒質の通過距離を計算して非散乱ガンマ線束を求める。次に個々の点線源について求められた非散乱ガンマ線束にビルドアップ係数を掛け、これを線源領域全空間について積分した後、線量率換算係数を掛けて計算点での線量率を求める。エネルギー E のガンマ線を等方に放出する強度 S の線源による線量率は次式のとおりである。

$$D(r)=F \cdot \int_V \frac{S(r',E) \cdot B(\mu \cdot |r-r'|,E) \cdot e^{-\mu|r-r'|}}{4 \cdot \pi \cdot |r-r'|^2} dv \quad \dots \dots \dots (6.1)$$

ここで、

r	: 線量率を計算する位置
r'	: 個々の点線源の位置
D(r)	: r 点での線量率
S(r', E)	: r' 点におけるエネルギー E のガンマ線源強度
μ	: エネルギー E のガンマ線の線吸収係数
$B(\mu \cdot r-r' , E)$	: エネルギー E の線量ビルドアップ係数
V	: 線源領域全空間
F	: エネルギー E の線量率換算係数

注記 * : R I S T NEWS No. 33 「実効線量評価のための遮蔽計算の現状」 2002. 3. 31,
(財) 高度情報科学技術研究機構

ビルドアップ係数は無限均質媒質中でのガンマ線の輸送に対する Eisenhauer の随伴モーメント法計算結果を基礎としており、このデータを GP 法でフィットした近似式を使って計算している。

多項式近似式では、ビルドアップ係数として、水、コンクリート、鉄及び鉛に対するデータを準備しており、これらのもので近似的にいろいろな物質を代表させている。

GP 法による近似式は、以下のとおりである。

$$B(x,E)=1+(B-1) \cdot \frac{K^x-1}{K-1} \quad : K \neq 1 \text{ のとき}$$

$$=1+(B-1) \quad : K=1 \text{ のとき}$$

ここで、E はガンマ線エネルギーであり、B 及び K は減衰係数 x (平均自由行程 (mfp)) で決まる値であり、このとき K は、次式で与えられる。

$$\begin{aligned}
K &= c \cdot x^a + d \cdot \frac{\tanh(x/X_k - 2) - \tanh(-2)}{1 - \tanh(-2)} \quad ; x \leq 40 \\
&= 1 + (K_{35} - 1) \cdot \left| \frac{K_{40} - 1}{K_{35} - 1} \right|^{\zeta(x)} \quad ; x > 40 \text{ かつ } 0 < \left| \frac{K_{40} - 1}{K_{35} - 1} \right| < 1 \\
&= 1 + K_{35} \cdot \left| \frac{K_{40}}{K_{35}} \right|^{\zeta(x)^{0.8}} \quad ; x > 40 \text{ かつ} \\
&\quad \left| \frac{K_{40} - 1}{K_{35} - 1} \right| \leq 0 \text{ 又は } \left| \frac{K_{40} - 1}{K_{35} - 1} \right| \geq 1
\end{aligned}$$

ここで,

- K_{35}, K_{40} : 減衰係数 x が 35 mfp 又は 40 mfp のときのパラメータ K の値
 B : 物質及びガンマ線エネルギー依存のビルドアップ係数を近似するパラメータ
 c : 物質及びガンマ線エネルギー依存のビルドアップ係数を近似するパラメータ
 a : 物質及びガンマ線エネルギー依存のビルドアップ係数を近似するパラメータ
 X_k : 物質及びガンマ線エネルギー依存のビルドアップ係数を近似するパラメータ
 d : 物質及びガンマ線エネルギー依存のビルドアップ係数を近似するパラメータ

また, $\zeta(x)$ は次式で与えられる。

$$\zeta(x) = \frac{\left(\frac{X}{35} \right)^{0.1} - 1}{\left(\frac{X}{40} \right)^{0.1} - 1}$$

QAD-CGGP2Rコードでは, エネルギー第 j 群の線量率を求めるのに (6.1) 式を近似的に次式で計算する。

$$D_j = \sum_i F_j \cdot \frac{S_{ij}}{4 \cdot \pi \cdot R_i^2} \cdot e^{\left(- \sum_k \mu_{jk} \cdot t_k \right)} \cdot B_{ij}$$

ここで,

- j : エネルギー群番号
 i : 線源点番号
 k : 領域番号
 F_j : 線量率換算係数
 S_{ij} : i 番目の線源点で代表される領域の体積で重みづけされたエネルギー j 群の点線源強度
 R_i : i 番目の線源点と計算点の距離
 B_{ij} : ビルドアップ係数
 μ_{jk} : 領域 k における, エネルギー j 群のガンマ線に対する線吸収係数
 t_k : 領域 k をガンマ線が透過する距離

このようにして求められた線量率 D_j から，すべての線源エネルギー群について加えることにより全線量率が計算される。

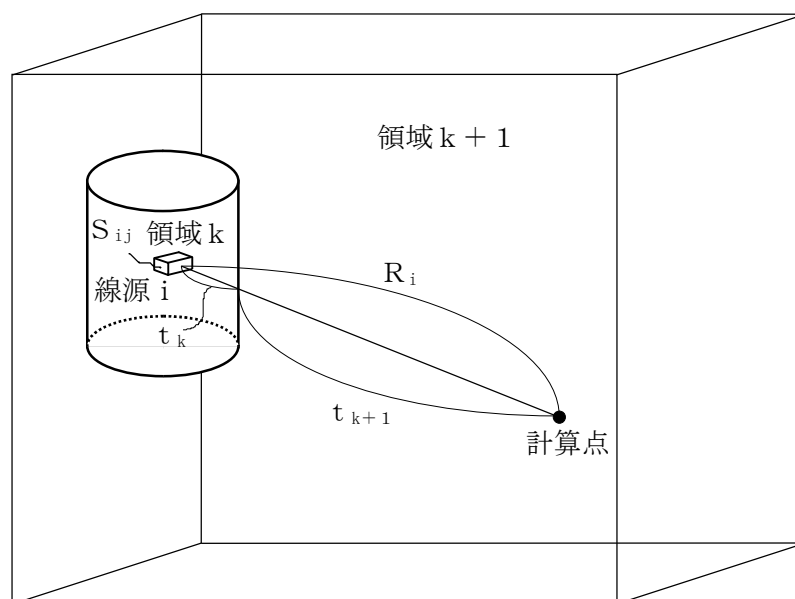


図 7-1 QAD-CGGP2Rコードの計算体系

7.2 ANISN

ANISNコード⁽¹⁾は、米国オークリッジ国立研究所で開発された線型ボルツマン輸送方程式を、 S_n 法を用いて解く計算プログラムである。本コードの計算形状は、一次元形状（無限平板，球，無限円柱）であり，中性子，ガンマ線の輸送問題等を解くことができる。計算には次のデータの入力が必要である。

① 線源データ

体積分布線源，境界線源，初回衝突線源の3つの形式で入力が可能。体積分布線源では，各空間メッシュにおける中性子発生数を与える。方法としては，各メッシュ各エネルギー群ごとに発生個数を与える方法と，空間分布とエネルギースペクトルを分離して入力する方法がある。

② 体系データ

空間メッシュ分割のデータであり，座標とともに領域番号の指定を通じて，各メッシュ点での媒質が指定される。

③ 断面積データ（群定数）

断面積データは，評価済み核データより作成した群定数を用いる。

④ 角度分点

⑤ 計算条件

繰り返し計算の収束条件，境界条件等を指定する。

7.2.1 計算方法

中性子，ガンマ線の放射線束分布は，基本式であるボルツマンの輸送方程式を解くことにより求められる。

$$\begin{aligned} & \Omega \cdot \nabla \phi(r, E, \Omega) + \Sigma_t(r, E) \cdot \phi(r, E, \Omega) \\ &= \iint \Sigma_s(r, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) \cdot \phi(r, E', \Omega') dE' d\Omega' + S(r, E, \Omega) \end{aligned}$$

$$\phi(r, E) = \int \phi(r, E, \Omega) d\Omega$$

ここで，

E : エネルギー (MeV)

Ω : 進行方向の単位ベクトル

$\phi(r, E, \Omega)$: 中性子及びガンマ線の角度分布束（位置 r で単位ベクトル Ω 方向の単位立体角あたりに進む Ω に垂直な面を単位時間に通過する粒子の数）
($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

$\Sigma_t(r, E)$: マクロ全断面積 (cm^{-1})

$$\Sigma_t(r, E) = \sum_i N_i(r) \cdot \sigma_{ti}(E)$$

ここで,

$N_i(r)$: 核種 i の原子数密度 (10^{24} cm^{-3})

$\sigma_{ti}(E)$: 核種 i の全断面積 (10^{-24} cm^2)

$$\begin{aligned} \Sigma_s(r, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) : \quad & \Sigma_s(r, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) \\ & = \sum_i N_i(r) \cdot \sigma_{si}(E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) \end{aligned}$$

ここで,

$N_i(r)$: 核種 i の原子数密度 (10^{24} cm^{-3})

$\sigma_{si}(E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega)$: 核種 i のエネルギーが E' から E , 進行方向ベクトルが Ω' から Ω に変化する散乱断面積, あるいは中性子による捕獲ガンマ線及び非弾性散乱ガンマ線の生成断面積 (10^{-24} cm^2)

$S(r, E, \Omega)$: 中性子及びガンマ線の発生量 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)

$\phi(r, E)$: 中性子及びガンマ線の線束 ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

7.2.2 主要な出力

出力する主要なデータは, ①線束及び角度依存線束, ②領域ごとのバランス表である。

①で出力された各メッシュ点での線束に線量率換算係数を乗じることで, 各メッシュ点での中性子, ガンマ線の線量率を算出することができる。

7.2.3 引用文献

- (1) W. W. Engle, Jr., A USERS MANUAL FOR ANISN: A One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering, K-1693 (1967)

7.3 G 3 3－G P 2 R

G 3 3－G P 2 Rコード⁽¹⁾は、Los Alamos Scientific Laboratory で開発されたガンマ線多群散乱計算プログラムである。本コードは、点等方線源からの一回散乱を計算する。散乱は、クライナー仁科の式に基づき計算する。散乱が起こる領域は直角、球、円筒座標により指定し、遮蔽体は平板、球、円筒又は二次曲面により入力することができる。このコードには質量減衰係数のライブラリが入っている。

出力として、評価点でのエネルギー別の直接ガンマ線及び散乱線による線量率が得られる。

7.3.1 計算方法

図 7-2 に、線源、散乱点、評価点により形成される三角形を示す。

(1) 直接ガンマ線

エネルギー E のガンマ線を等方に放出する強度 S の線源による直接ガンマ線の線量率は次式で与えられる。

$$D_1(E) = \frac{S(E)}{4\pi\rho_d^2} \cdot K(E) \cdot B(x, E) \cdot e^{-x}$$

ここで、

$D_1(E)$	: 評価点での直接ガンマ線による線量率
$S(E)$	: 線源強度
ρ_d	: 線源から評価点までの距離
$K(E)$	: 線量率換算係数
$B(x, E)$	: ビルドアップファクタ
x	: 実効透過距離 (平均自由行程)

$$x = \sum_m \mu_m \cdot \rho_m$$

μ_m : 物質 m の線減衰係数

ρ_m : 物質 m の透過距離

(2) 散乱線

散乱点でのガンマ線束は、次式で与えられる。

$$\phi(E) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} \cdot e^{-x}$$

ここで、

$\phi(E)$	: 散乱位置でのガンマ線束
ρ	: 線源から散乱点までの距離

散乱後，評価点に到達するガンマ線の線量率は次式で与えられる。

$$D_2(E) = \frac{\phi(E)}{\rho_s^2} \cdot K(E') \cdot B(x, E') \cdot N \cdot \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \cdot e^{-x}$$

ここで，

$D_2(E)$: 評価点での散乱線による線量率

ρ_s : 散乱点から評価点までの距離

$K(E')$: 散乱後のエネルギー E' のガンマ線線量率換算係数

$B(x, E')$: ビルドアップファクタ

N : 散乱体の原子数密度

$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$: 微分散乱断面積（クライナー-仁科の式）

$$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) = \frac{r_0^2}{2} \cdot \frac{(1 + \cos^2 \theta)}{[1 + \alpha(1 - \cos \theta)]^2} \left\{ 1 + \frac{\alpha^2(1 - \cos \theta)^2}{(1 + \cos^2 \theta)[1 + \alpha(1 - \cos \theta)]} \right\}$$

r_0 : 古典的電子半径

θ : 散乱角度

α : コンプトン波長の逆数

7.3.2 引用文献

- (1) R I S T NEWS No. 33 「実効線量評価のための遮蔽計算の現状」2002. 3. 31,
(財)高度情報科学技術研究機構

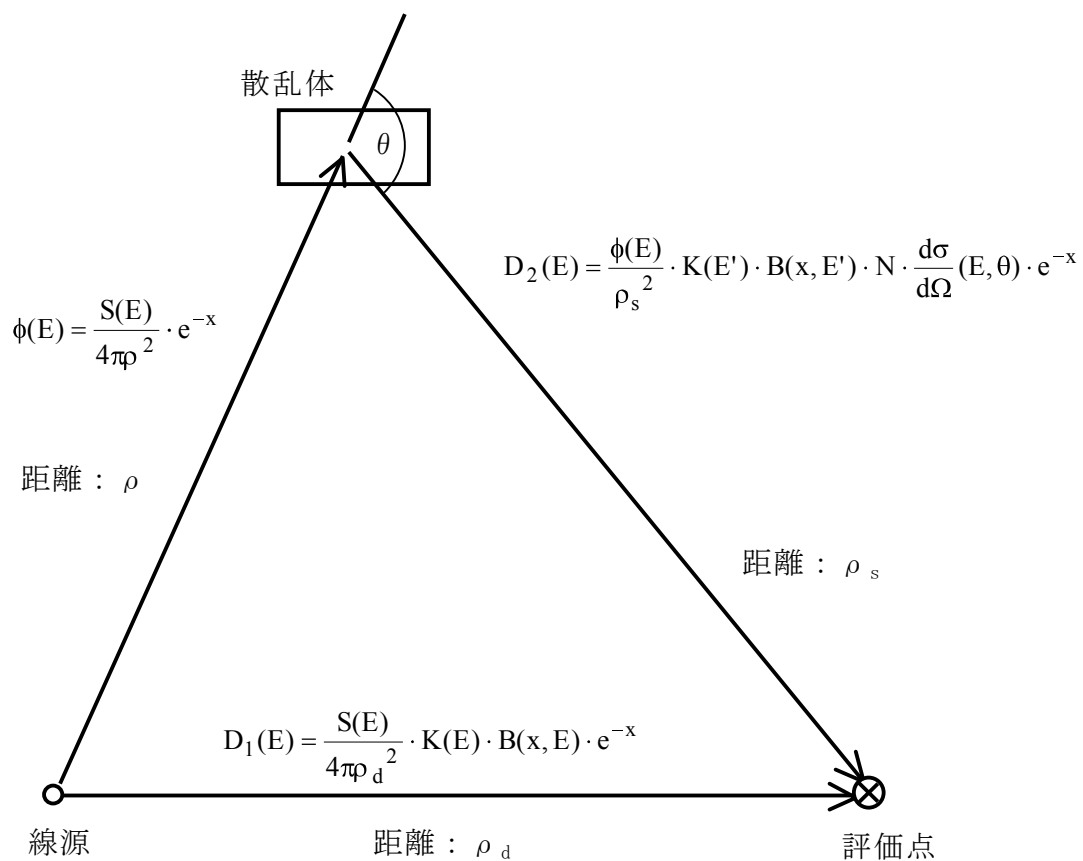


図7-2 G33-GP2Rの計算方法

7.4 OR I G E N 2

7.4.1 概要

OR I G E N 2 コードは、米国のオークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された汎用計算プログラムで、多数の同位元素の崩壊チェーンを考慮した生成及び壊変量を計算できる。OR I G E N 2 コードでは、同位元素の核特性データライブラリを用いて、中性子スペクトル（1 群近似）と断面積データから、当該核種の放射化及び核壊変による生成量を計算する。このライブラリには、放射化生成物からのガンマ線放出率及び壊変に伴う発熱量データが含まれ、被照射材の放射線源強度、発熱量の計算に用いることができる。

7.4.2 機能

OR I G E N 2 コードは、燃焼計算に際し以下の機能を有している。

- a. 燃料の炉内での燃焼計算、炉取り出し後の減衰計算により、冷却期間に対応した崩壊熱、放射線の強度、各核種の初期蓄積量等が求められる。
- b. 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し、中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリデータが内蔵されており、任意に選択できる。
- c. 計算結果は、放射化生成物、アクチニド、核分裂生成物に分類して出力される。
- d. 燃焼計算に必要な放射性核種のデータ（崩壊熱、ガンマ線のエネルギー分布、自発核分裂と（ α ，n）反応により発生する中性子線源強度等）は、ライブラリデータとしてコードに内蔵されている。

7.4.3 計算フロー

OR I G E N 2 コードの計算フローを図 7-3 に示す。

7.4.4 引用文献

A.G.Croff, "A User's Manual for the ORIGEN2 Computer code", ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory, (1980)

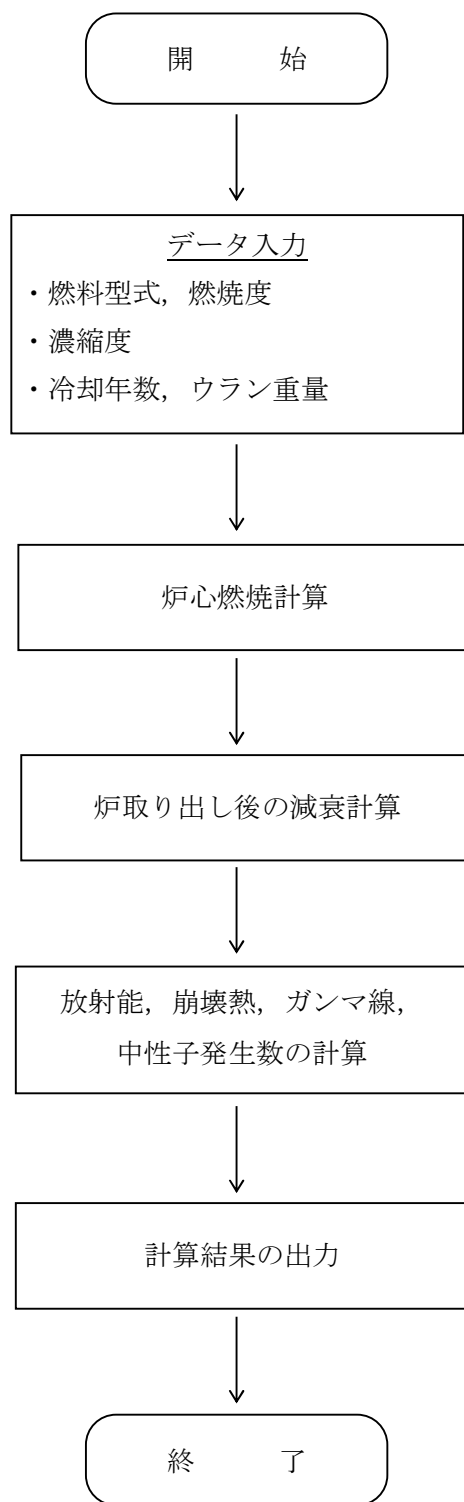


図 7-3 ORIGEN2 コードの計算フロー図

V-1-8 原子炉格納施設の説明書

V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
3. 構造及び機能	4
3.1 設計基準事故時を考慮した構造及び機能	4
3.1.1 概要	4
3.1.2 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法	4
3.1.3 真空破壊装置	6
3.1.4 開口部	6
3.1.5 配管貫通部	7
3.1.6 電気配線貫通部	7
3.1.7 原子炉格納容器隔離弁	7
3.1.8 原子炉格納容器安全設備	18
3.1.9 可燃性ガス濃度制御設備	18
3.1.10 放射性物質濃度制御設備	18
3.1.11 原子炉格納容器調気設備	18
3.2 重大事故等時における機能	18
3.2.1 重大事故等時における原子炉格納容器内の冷却等の機能	18
3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能	19
3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能	19
3.2.4 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能	19
3.2.5 重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能	20
4. 原子炉格納施設の設計条件	21
4.1 設計基準事故時における設計条件	21
4.1.1 内圧及び温度	21
4.1.2 外圧	21
4.1.3 原子炉冷却材喪失時の荷重	25
4.1.4 逃がし安全弁作動時の荷重	32
4.1.5 地震荷重	34
4.1.6 漏えい率に対する設計条件	34
4.1.7 原子炉格納容器の最低使用温度	34
4.2 原子炉格納施設の重大事故等時における設計条件	35
4.2.1 重大事故等時の評価温度，評価圧力	35
5. 原子炉格納施設の荷重の組合せ及び許容応力状態	37
5.1 荷重の種類	37
5.2 荷重の組合せ及び許容応力状態	37
5.3 繰り返し荷重に対する解析	44

6. 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価	45
6.1 評価方針	45
6.2 評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因	45
6.3 評価方針	48
6.4 評価結果	52

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第 44 条及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。）」の要求に対する原子炉格納施設の設計基準事故時の設計条件について記載したものであり、圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法、真空破壊装置、開口部、配管貫通部、電気配線貫通部、原子炉格納容器隔離弁、可燃性ガス濃度制御設備、放射性物質の濃度低減設備、原子炉格納容器安全設備等の設計並びに最高使用圧力及び最高使用温度、許容外圧、原子炉冷却材喪失時の荷重、逃がし安全弁作動時の荷重、地震荷重、設計漏えい率、最低使用温度（原子炉格納容器本体の脆性破壊防止含む）について説明する資料である。

また、技術基準規則第 62, 63, 64, 65, 66, 67, 68, 70 及び 71 条並びにそれらの解釈の要求に対する重大事故等対処設備として原子炉格納容器の破損防止に係る機能についても説明するとともに、重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価についても説明する。

2. 基本方針

原子炉格納施設は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。

設計基準事故時における設計条件は以下のとおりとする。

原子炉格納容器は、設計基準事故時において原子炉冷却材配管の最も苛酷な破断を想定し、これにより放出される原子炉冷却材のエネルギーによる原子炉冷却材喪失時の最大の圧力及び最高の温度に耐えるように、最高使用圧力及び最高使用温度を設定し設計する。

原子炉格納容器の開口部である機器搬入口ハッチ、所員用エアロック及び配管貫通部等を含めて原子炉格納容器の漏えい率を許容値以下に保ち、原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計するとともに、漏えい試験ができる設計とする。

原子炉格納容器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊及び破断を防止する設計とする。

原子炉格納容器を貫通する各施設の原子炉格納容器隔離弁は、自動隔離弁、通常時施錠管理が可能な手動弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生じる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するとともに、原子炉格納容器内から漏えいする放射性物質の濃度を低減する設備として格納容器スプレイ冷却系を設置する設計とする。また、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生じる水素及び酸素により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、可燃性ガス濃度制御系及び不活性ガス系を設置する設計とする。なお、原子炉格納容器内圧が急激に減少し、負圧により原子炉格納容器が損傷することを防止するため、真空逃がし装置を設置する。

また、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉建屋原子炉棟から直接大気に放射性物質が漏えいしないように、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系を設置する設計とする。

また、重大事故等時における設計条件は以下のとおりとする。

原子炉格納容器は、重大事故等時の条件下においても放射性物質の閉じ込め機能を有する設計とする。

格納容器スプレイ冷却系、サプレッション・プール冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系は、原子炉格納容器内の冷却のため、残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系ポンプにより、原子炉格納容器内にスプレイする設計とする。

代替循環冷却系は、原子炉格納容器内の冷却、過圧破損防止及び原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するため、代替循環冷却系ポンプにより、原子炉格納容器内に注水する設計とする。

格納容器下部注水系は、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するため、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプにより、原子炉格納容器内ベデスタルに注水できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器の過圧破損防止するため、原子炉格納容器内の圧

力及び温度を低下させることのできる設計とするとともに、排気中に含まれる放射性物質を低減できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置により、原子炉格納容器内の可燃性ガスを含む蒸気を排出することにより原子炉格納容器内の水素濃度を低減し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする水素による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するために、静的触媒式水素再結合器を設置する。また、原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟の水素を排出することで、原子炉建屋原子炉等の損傷を防止する設計とする。

原子炉建屋原子炉棟は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、原子炉建屋放水設備を用いることにより、発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とする。

原子炉格納容器は、重大事故等時においては最高使用圧力、最高使用温度を超えることが想定されるが、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が損なわれることのないよう、重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気温度、圧力の最高値を上回る 200 ℃、最高使用圧力 (Pd) の 2 倍の圧力 (2Pd) での原子炉格納容器本体及び開口部の構造健全性、及びシール部の機能維持を確認する。

3. 構造及び機能

3.1 設計基準事故時を考慮した構造及び機能

3.1.1 概要

原子炉格納容器は、原子炉圧力容器及び再循環回路を取り囲む円錐フラスタム形のドライウエル、円筒形のサプレッション・チェンバ、両者を仕切るダイヤフラム・フロアとこれを貫通するベント管及び鉄筋コンクリートマットからなる。

原子炉格納容器は、原子炉冷却材喪失事故のなかでも、最も苛酷な再循環回路 1 本の完全破断が起こり、破断口から原子炉冷却材が最大流量で放出されることを仮定して設計する。

この場合、ドライウエル内に放出された蒸気と水の混合物は、ベント管を通してサプレッション・チェンバ内のプール水中に導かれる。ここで蒸気がプール水で冷却され、凝縮することによって、ドライウエル内圧の上昇が抑制され、一方、放出された放射性物質は原子炉格納容器内に保留される。サプレッション・プールは、設計基準対処施設として容量 3,400 m³、個数 1 個を設置する。

また、鋼製ドライウエル及びサプレッション・チェンバは一体構造であり、リングガーター及びアンカーボルトを通してコンクリートマット上に支持される。

コンクリートマットは原子炉格納容器底部の圧力バウンダリを構成するとともに気密性を保持するためのライナープレートを設ける。

3.1.2 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法

蒸気凝縮による圧力抑制効果については、パシフィック・ガス・アンド・エレクトリック社と GE 社が米国モスランディング発電所において、フンボルトベイ及びボデガベイ原子力発電所用として行った実験結果に基づいており、この実験により構造及び寸法等のパラメータを定めている。

東海第二発電所における構造及び寸法等のパラメータと上記実験によって求められたパラメータを比較すると表 3-1 のとおりとなっており、圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法は満足されている。

表 3-1 東海第二発電所 圧力抑制機能の構造, 寸法等

		東海第二発電所	実験結果に基づく 設計条件
1	直径(ベント管)		
2	水深(ベント管)		
3	クリアランス ベント管と底部ライナ間		
4	中心間距離(ベント管)		
5	$\frac{\text{破断断面}^{*1}}{\text{ベント管流路面積}^{*2}}$		

注記*1：破断面積：A_B

A_B =

*2：ベント管流路面積：A_v
(ベント管断面積×108)

A_v= $\frac{\pi}{4}$ ×108

ここで,

3.1.3 真空破壊装置

(1) 真空破壊装置の機能

ドライウエル内の原子炉冷却材喪失事故（再循環回路完全破断を想定）後，ドライウエル内の蒸気の凝縮が進み，ドライウエル内圧力がサプレッション・チェンバ内圧力より下回ると，サプレッション・プールの水がドライウエルへ逆流し，また負圧によってドライウエルの破損の原因ともなる。

真空破壊装置は上記以上の負圧を生じないように作動し，これらの防護効果を有する。

(2) 真空破壊装置の容量

ドライウエルの真空破壊装置の必要容量は，ベント管の容量とともにモスランディング発電所における実験によって求められている。

(A) 必要な真空破壊装置の流路面積は

$$\frac{\text{真空破壊装置流路断面積}}{\text{ベント管流路断面積}} \times \boxed{}$$

したがって真空破壊装置の必要流路面積 A_B は

$$A_B = \frac{A_v}{\boxed{}} = \boxed{}$$

一方真空破壊装置の内径は 0.508 m であるので，1 個当たりの流路面積は

$$\frac{\pi}{4} \times \boxed{}^2 = \boxed{}$$

従って真空破壊装置の必要個数は，

$$\boxed{}$$

実際の真空破壊装置の個数は 11 個であるので要求を満たしている。

なお，この真空破壊装置は常時その開閉状態をチェックできる試験開閉装置が設置されているため，ディスク固着のおそれはない。

3.1.4 開口部

開口部となるドライウエルヘッドフランジ，機器搬入口ハッチ，サプレッション・チェンバアクセスハッチ（以下「ハッチ類」という。）及び所員用エアロックは十分な気密性を保つ設計とし，想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として，判定基準に適切な余裕係数を見込み，日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規定」（J E A C 4203）に定める漏えい試験のうち B 種試験ができる設計とする。

所員用エアロックは，扉の開閉状態を管理するため，所員用エアロックの扉が開いた場合には中央制御室に警報を発信する。また，所員用エアロックの扉は，両方の扉が同時に開かないようにインターロックを設ける設計とする。

ハッチ類は，原子炉格納容器の貫通部にフランジ付の胴板が溶接固定されており，ハッチ類の外周側から蓋フランジをガスケットとボルトで固定し，気密性を保つ設計とする。

3.1.5 配管貫通部

原子炉格納容器配管貫通部は、原子炉冷却材喪失時において想定される原子炉格納容器内の圧力を考慮した最高使用圧力、温度を考慮した最高使用温度、湿度、放射線等の環境条件の下でも機能を発揮できる設計とする。

3.1.6 電気配線貫通部

電線貫通部は、原子炉冷却喪失時において想定される原子炉格納容器内の圧力を考慮した最高使用圧力、温度を考慮した最高使用温度、湿度、放射線等の環境条件の下でも機能を発揮できるよう、それらの試験条件を考慮した試験により健全性が確認されたものを使用する設計とする。

3.1.7 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁は、施設時に適用された「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（昭和 40 年通商産業省令第 62 号，以下「省令第 62 号」という。）第 32 条第 3 項に基づくとともに以下に示す設計方針及び設計仕様にに基づき設置する。

(1) 設計方針

原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁として、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡しているか、又は原子炉格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、原子炉冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測配管のような特殊な細管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に 1 個、外側に 1 個の自動隔離弁を可能な限り原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。

ただし、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に、配管の構成上、原子炉冷却系の損壊の影響を受けず、損壊するおそれがない管、又は原子炉格納容器外側で閉じた系を構成した管で、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に、原子炉格納容器内で、水封が維持され、かつ、原子炉格納容器外へ導かれた漏えい水による放射性物質の放出量が、原子炉冷却材喪失事故の原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さい配管については、原子炉格納容器の外側又は内側に少なくとも 1 個の原子炉格納容器隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。

また、原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管に設置する隔離弁は、遠隔操作にて閉止可能な弁を設置することも可能とする。

原子炉格納容器隔離弁は、実用上可能な限り原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設

計とする。

貫通箇所の内側又は外側に設置する隔離弁は、一方の側の設置箇所における管であって、湿気や水滴等により駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所、配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に設置できないことにより隔離弁の機能が著しく低下するような箇所には、設置しない設計とする。

原子炉格納容器を貫通する配管には、圧力開放板を設けない設計とする。

設計基準事故時及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却系、可燃性ガス濃度制御系、不活性ガス系及び原子炉格納容器スプレイ冷却系で原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合は、自動隔離弁を設けない設計とする。ただし、原則遠隔操作が可能であり、事故時に容易に閉止可能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。

原子炉格納容器を貫通する計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する小口径配管であって、特に隔離弁を設けない場合は、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されること等、隔離弁を設置したのと同等の隔離機能を有する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される原子炉格納容器を貫通する計測系配管について隔離弁を設けない場合には、オリフィス又は過流量防止逆止弁の設置等流出量抑制対策を講じる設計とする。

原子炉格納容器隔離弁のうち自動隔離弁は、単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においても、非常用電源からの給電により隔離機能が達成できる設計とする。

原子炉格納容器隔離弁は、閉止後駆動動力源の喪失によっても閉止状態が維持され隔離機能を喪失しない設計とする。また、隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とならない設計とする。

原子炉格納容器隔離弁は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(J E A C 4203)に定める漏えい試験のうちC種試験ができる設計とする。また、原子炉格納容器隔離弁は、動作試験ができる設計とする。

(2) 設備仕様

原子炉格納容器を貫通する配管系に設ける隔離弁は、以下の項目を満足し、原子炉格納容器バウンダリを構成する。

- a. 設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な設備に係る配管の隔離弁は、隔離信号により自動的に閉止しないが、必要に応じて遠隔操作により閉止できる弁又は逆止弁動作により閉止する弁であり、原子炉格納容器の隔離機能を確保できる。
- b. 2個の隔離弁を必要とする配管の弁駆動は、駆動動力源の単一故障によって両方の弁

を閉止する能力を損なわない。さらに、閉止後駆動動力源の喪失によっても閉止状態が維持され、隔離機能は喪失しない。

- c. 隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない。

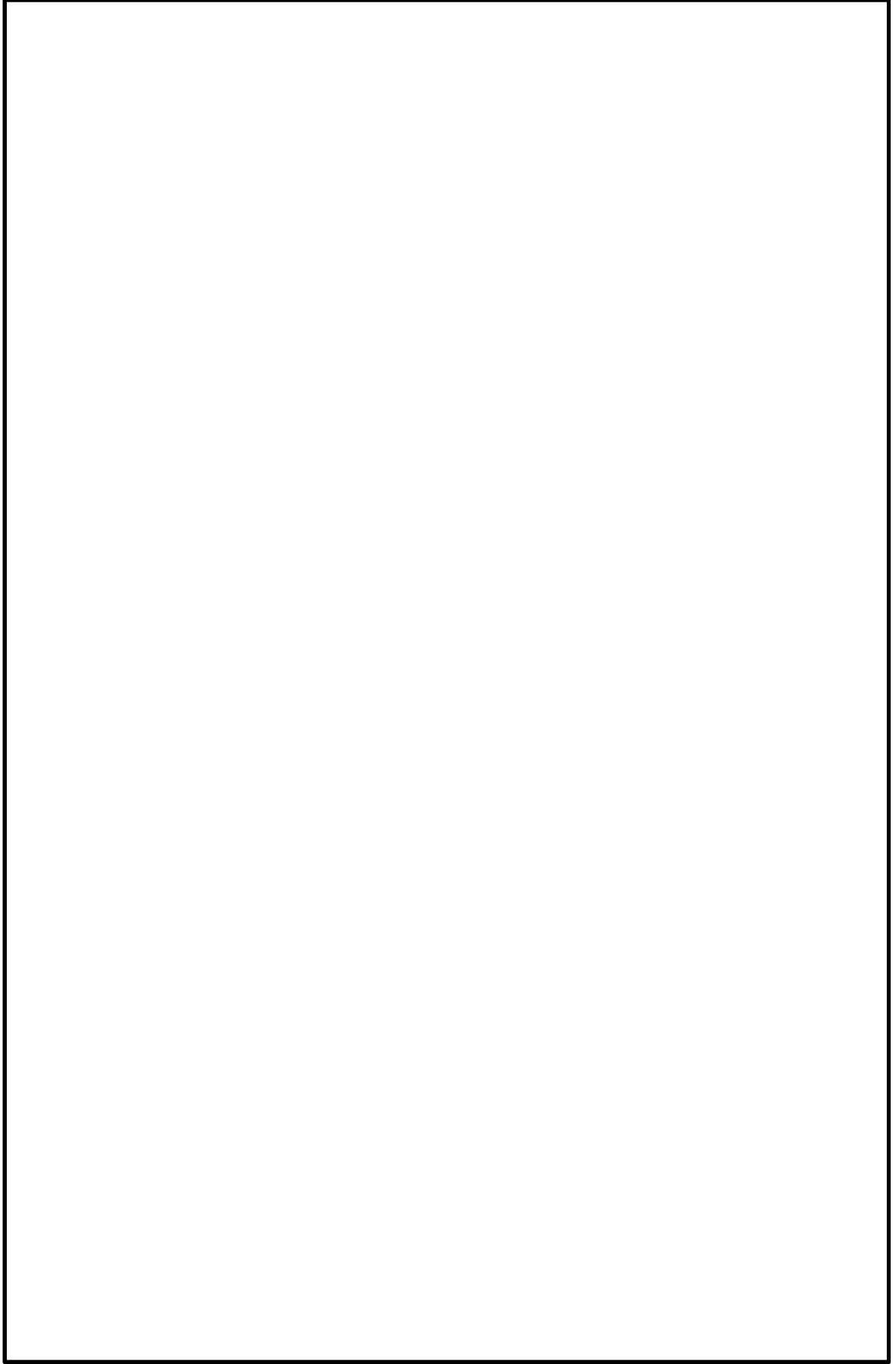


図 3-1 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

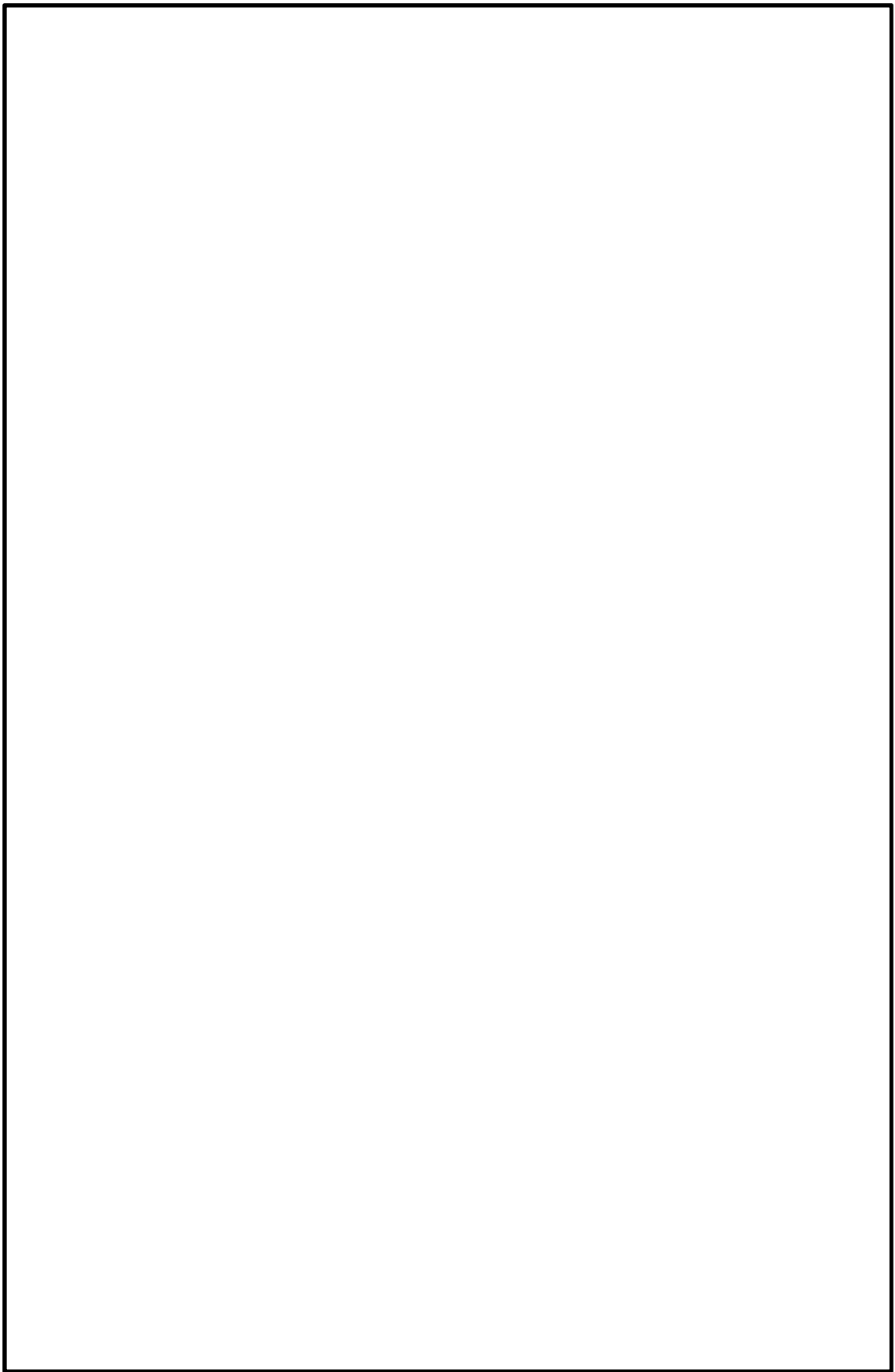


図 3-2 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

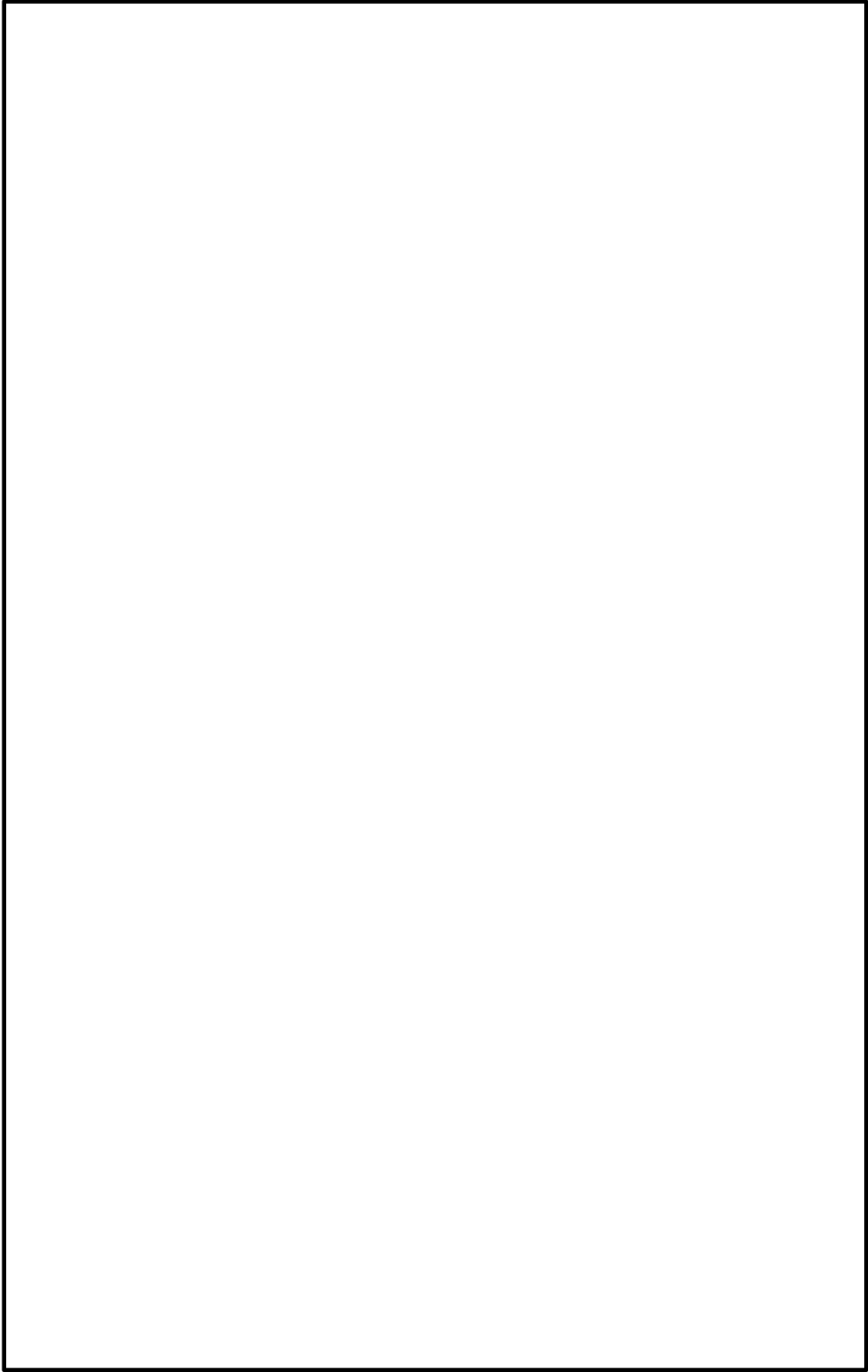


図 3-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

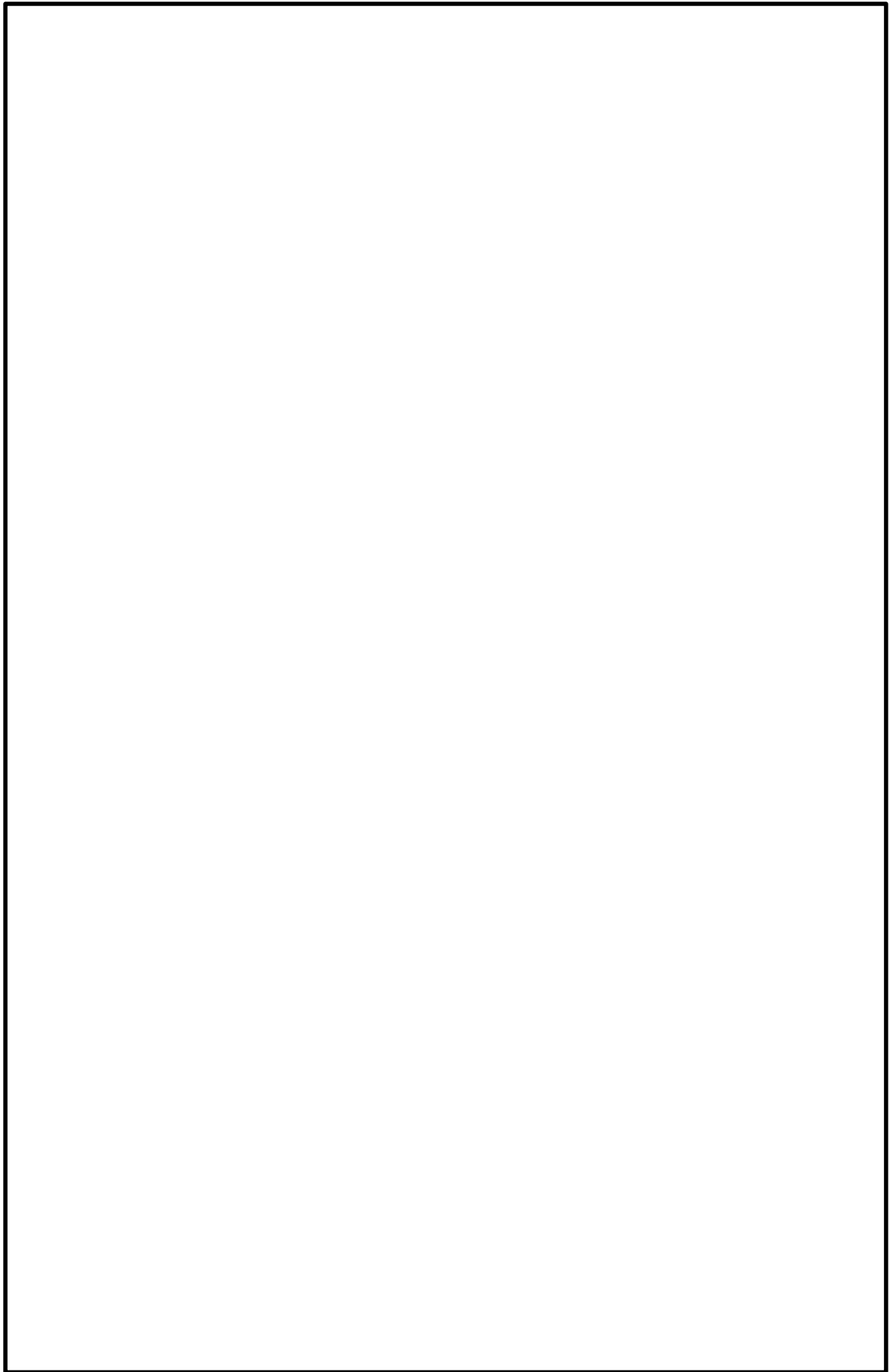


図 3-4 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

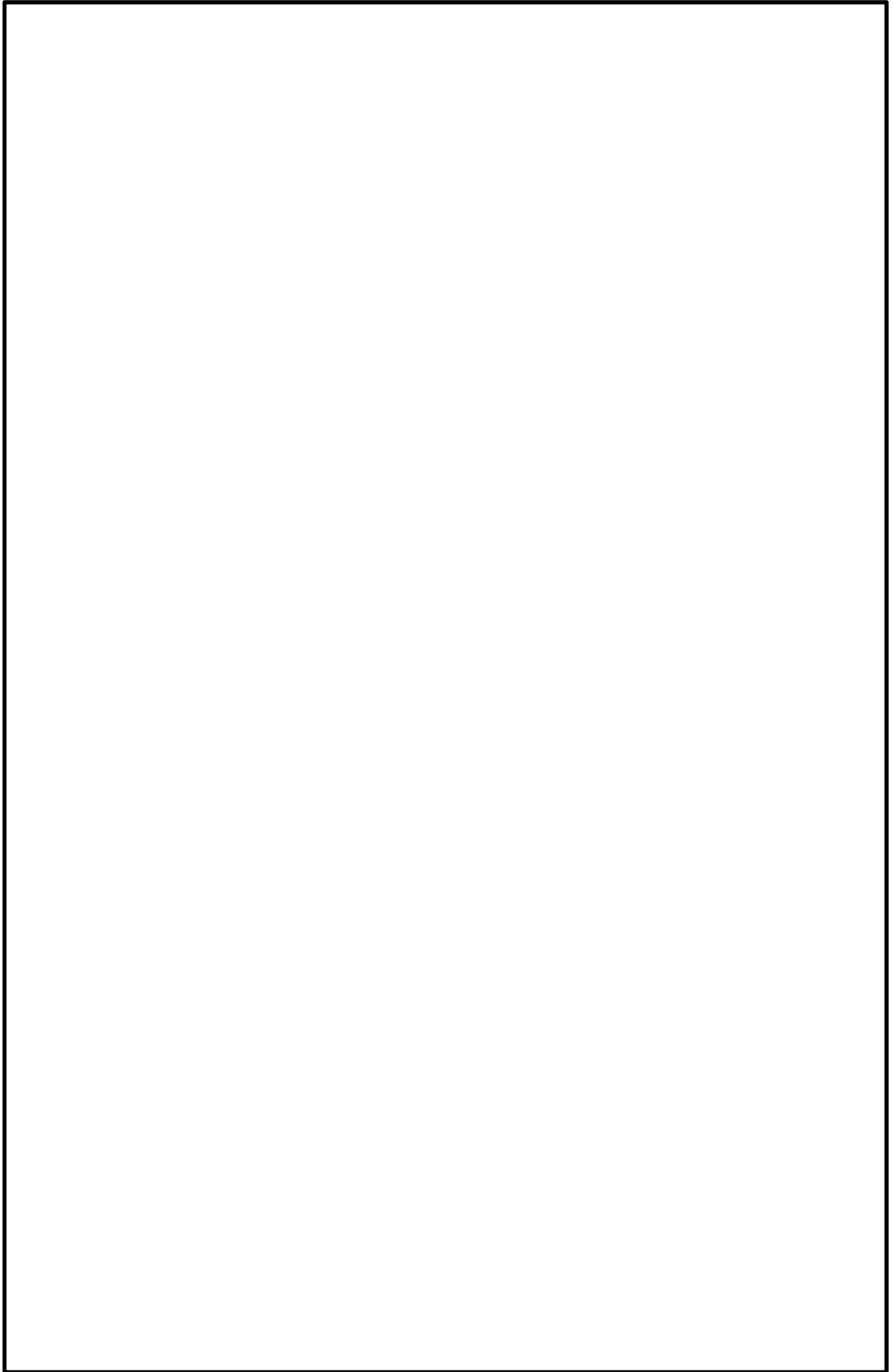


図 3-5 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

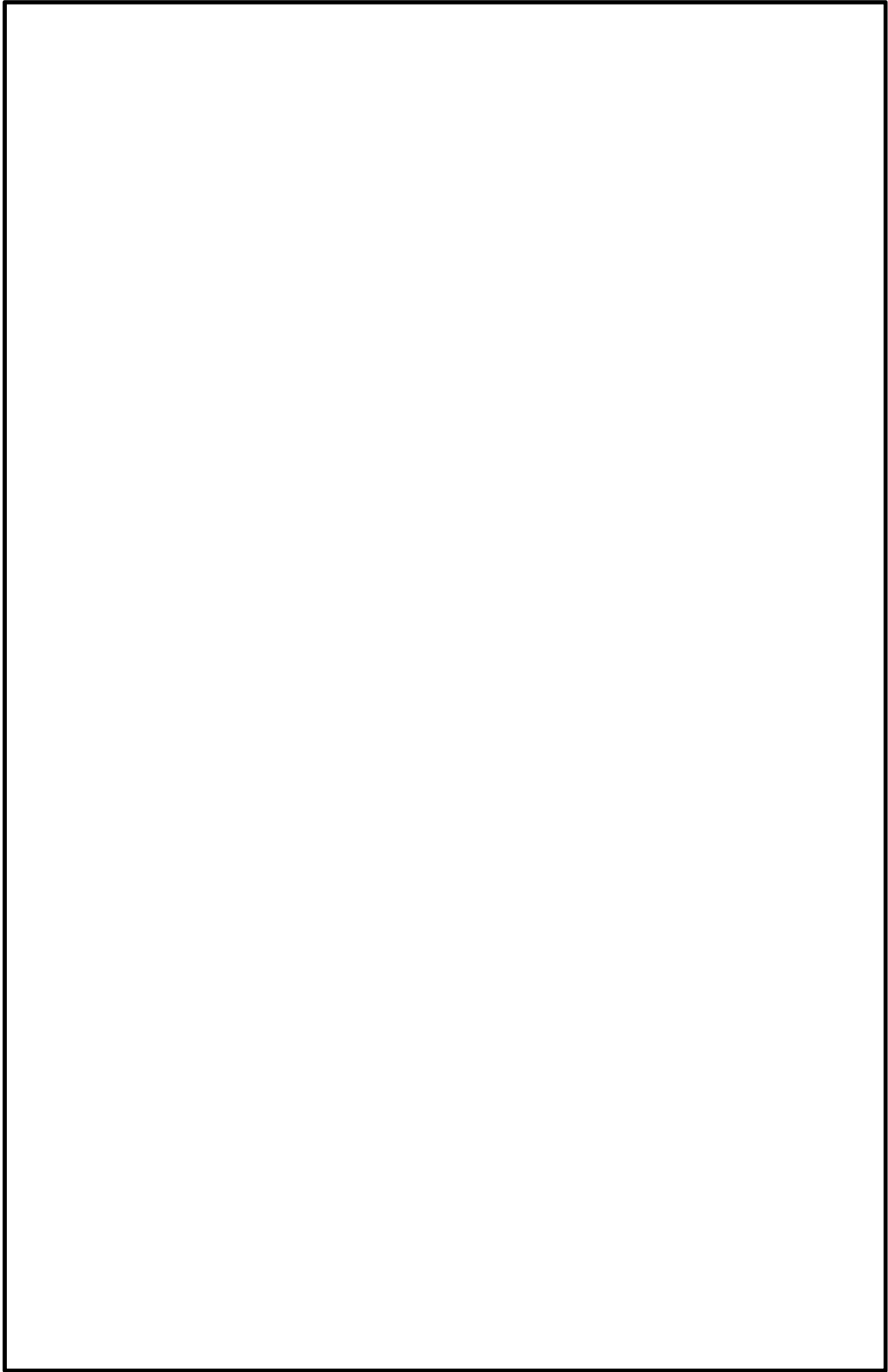


図 3-6 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

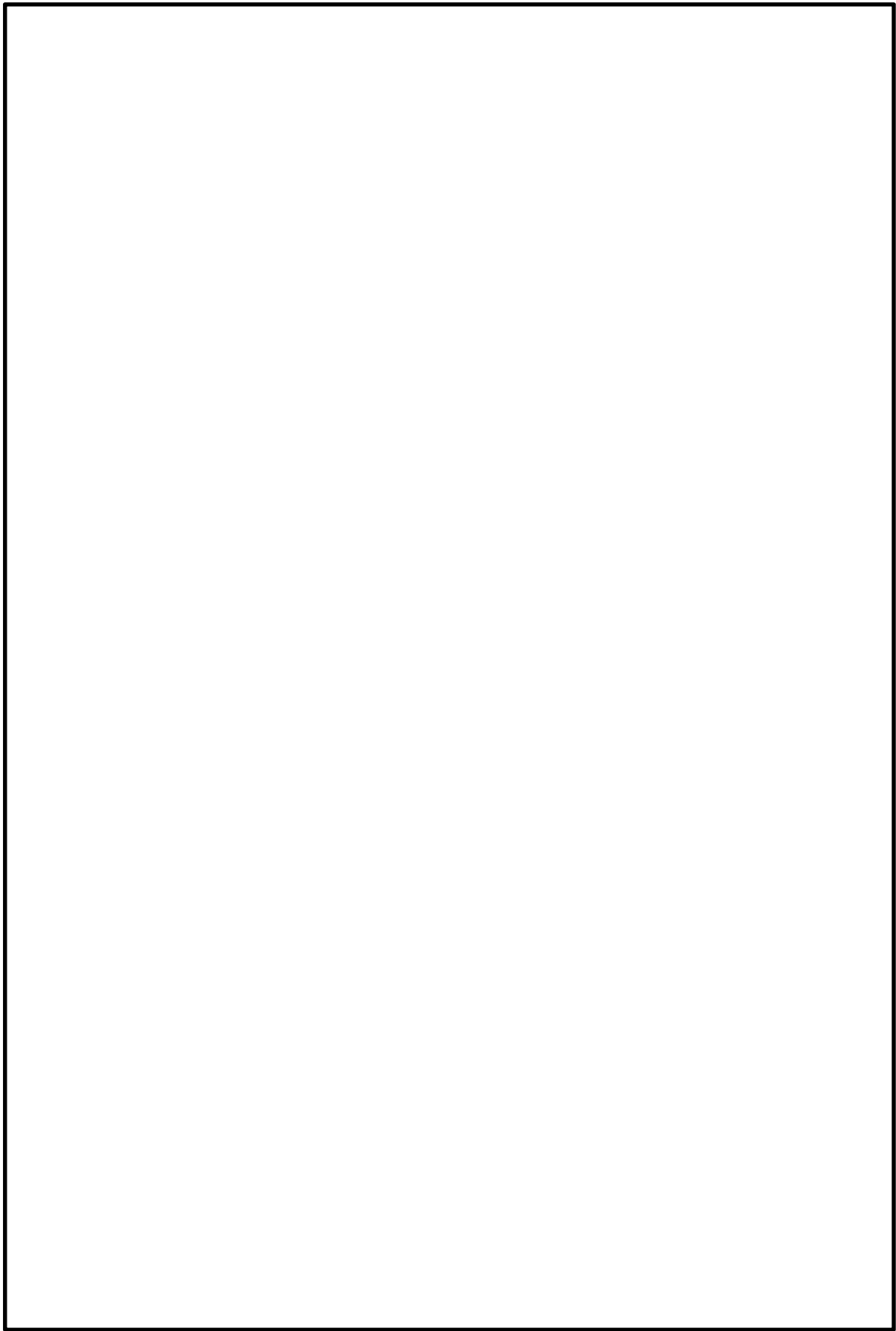


図 3-7 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

(注)

- ①：原子炉格納容器に取り付ける管の貫通箇所の内側及び外側であって近接した箇所に 1 個の隔離弁を設置する。
- ②：原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損傷の際に損壊するおそれがない管、又は原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に、構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管にあっては、貫通箇所の内側又は外側の近接した箇所に 1 個の隔離弁を設置する。
- ③：貫通箇所の内側又は外側に隔離弁を設ける場合には、一方の側に設置箇所における管であって、湿気その他の隔離弁の機能に影響を与える環境条件によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるものにあっては、貫通箇所の外側であって近接した箇所に 2 個の隔離弁を設置する。
- ④：隔離弁を設けることを要しない箇所
設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われな
い場合。
- ⑤：隔離弁を設けることを要しない箇所
計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい
量が十分許容される程度に抑制されているもの。

3.1.8 原子炉格納容器安全設備

設計基準対象施設としての格納容器スプレイ冷却系は、サブプレッション・チェンバ内のプール水を原子炉格納容器内にスプレイすることにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度以下に維持できる設計とする。

3.1.9 可燃性ガス濃度制御設備

設計基準対象施設としての可燃性ガス濃度制御系は、通常運転中、原子炉格納容器に不活性ガス系により窒素ガスを充てんすることとあいまって、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の水素あるいは酸素濃度を、燃焼限界に達しないための制限値である水素濃度を 4 vol%以下あるいは酸素濃度を 5 vol%以下に維持できるように設計する。

3.1.10 放射性物質濃度制御設備

設計基準対象施設としての格納容器スプレイ冷却系は、原子炉冷却材喪失事故後、サブプレッションチェンバ内のプール水をドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることによって、原子炉格納容器内の温度、圧力を低減し、原子炉格納容器内に浮遊している放射性物質が漏えいするのを抑えるよう設計する。

設計基準対象施設としての非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系は、原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした放射性よう素・粒子上核分裂生成物を除去できるように設計する。非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系は、よう素用チャコール・フィルタによるよう素総合除去効率がそれぞれ 90 %、97 %以上となる設計とする。

3.1.11 原子炉格納容器調気設備

設計基準対象施設としての不活性ガス系は、プラント通常運転中、原子炉格納容器内の酸素濃度を低く保つために、あらかじめ原子炉格納容器内の空気を窒素ガスで置換するとともに、プラント通常運転中の漏えい分の補給を窒素ガスで行う設計とする。

3.2 重大事故等時における機能

重大事故等時に使用する原子炉格納施設として重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却、過圧破損防止、原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却のために用いる、代替格納容器スプレイ冷却系、代替循環冷却系及び原子炉格納容器下部注水系や、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素爆発による破損防止のため設置する水素濃度制御設備や格納容器の過圧破損を防止するために設置する圧力逃がし装置等、重大事故等時において使用する設備の設計についても以下に示す。

3.2.1 重大事故等時における原子炉格納容器内の冷却等の機能

重大事故等時において、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が

喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備として、代替格納容器スプレイ冷却系を設置する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備として、代替格納容器スプレイ冷却系を設置する。代替格納容器スプレイ冷却系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの機能喪失又はサブプレッションプール水を水源として使用できない場合に、常設低圧代替注水系ポンプを用い、残留熱除去系とは異なる代替淡水貯槽を水源として、ドライウェル内にスプレイすることで原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低減させることができる設計とする。

3.2.2 重大事故等時における格納容器の過圧破損防止機能

原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系を設ける。

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置及び圧力開放板等で構成し、ベントガス圧力により圧力開放板が破裂することにより、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を経由しフィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける排気管を通して放出する。

代替循環冷却系は、サブプレッションプール水を水源とし、代替循環冷却系ポンプにより原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイを行うとともに、緊急用海水系及び残留熱除去系熱交換器を用いて除熱することで、原子炉圧力容器等の循環冷却を行う。

3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能

重大事故等時において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための設備として、原子炉格納容器下部注水系を設ける。

原子炉格納容器下部注水系は、代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプで送水することにより原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）へ注水する。

3.2.4 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水-ジルコニウム反応により発生する水素により、原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、原子炉通常運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による損傷を防止するため、原子炉格納容器圧力逃がし装置を設ける。

3.2.5 重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために、水素濃度制御設備を設ける。

水素濃度制御設備として、原子炉建屋原子炉棟 6 階に静的触媒式水素再結合器を設置し、重大事故等の発生時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に抑制することで、原子炉建屋原子炉棟での水素爆発を防止する。

4. 原子炉格納施設の設計条件

4.1 設計基準事故時における設計条件

4.1.1 内圧及び温度

原子炉格納容器は原子炉冷却材喪失事故直後の圧力上昇に耐えうるものでなくてはならない。原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器の過渡解析は保守的なモデルを使用しており、これらのモデルによる解析結果と前述のフンボルトベイ及びボデガベイの実験結果との比較を行うとモデルの解析結果の方が 25 %以上高い値を示しており保守的である。

東海第二発電所もこの解析モデルを使って解析を行ったが、その際のインプットデータとしてはドライウェル空間容積（約 5700 m³）、サブプレッション・チェンバ空間容積（約 4100m³）、サブプレッション・プール水量（約 3400 m³）などを用いている。

解析の際の初期条件は、表 4-1 に示す通常運転中の圧力及び温度である。

表4-1 解析に用いた初期条件

	ドライウェル	サブプレッション・チェンバ
圧 力		
温 度		

解析結果による最高圧力及び最高温度は表 4-2 に示す値となる。

また、解析結果による圧力変化及び温度変化を図 4-1，図 4-2 に示す。

表4-2 解析結果による最高圧力及び最高温度

	ドライウェル	サブプレッション・チェンバ
圧 力		
温 度		

上記の解析結果に余裕をもたせて最高使用圧力及び最高使用温度を表 4-3 に示す値とする。

表4-3 最高使用圧力及び最高使用温度

	ドライウェル	サブプレッションチェンバ
圧 力	310 kPa	310 kPa
温 度	171 °C	104 °C

4.1.2 外圧

ドライウェル及びサブプレッション・チェンバは換気等のために過大な外圧を生じないように真空破壊装置によって保護されている。

すなわち、ドライウェル内に負圧を生じる場合は、真空破壊装置が自動的に動作して空気をサプレッション・チェンバから引くことにより、両者の差圧を 7 kPa 以下に保つ。またサプレッション・チェンバ真空破壊装置が自動的に動作して空気を外部から引くことによって外部に対する負圧を 7 kPa 以下に保つ。したがってドライウェル及びサプレッション・チェンバに生じる外部に対する負圧はそれぞれ 14 kPa, 7 kPa を越えることはない。

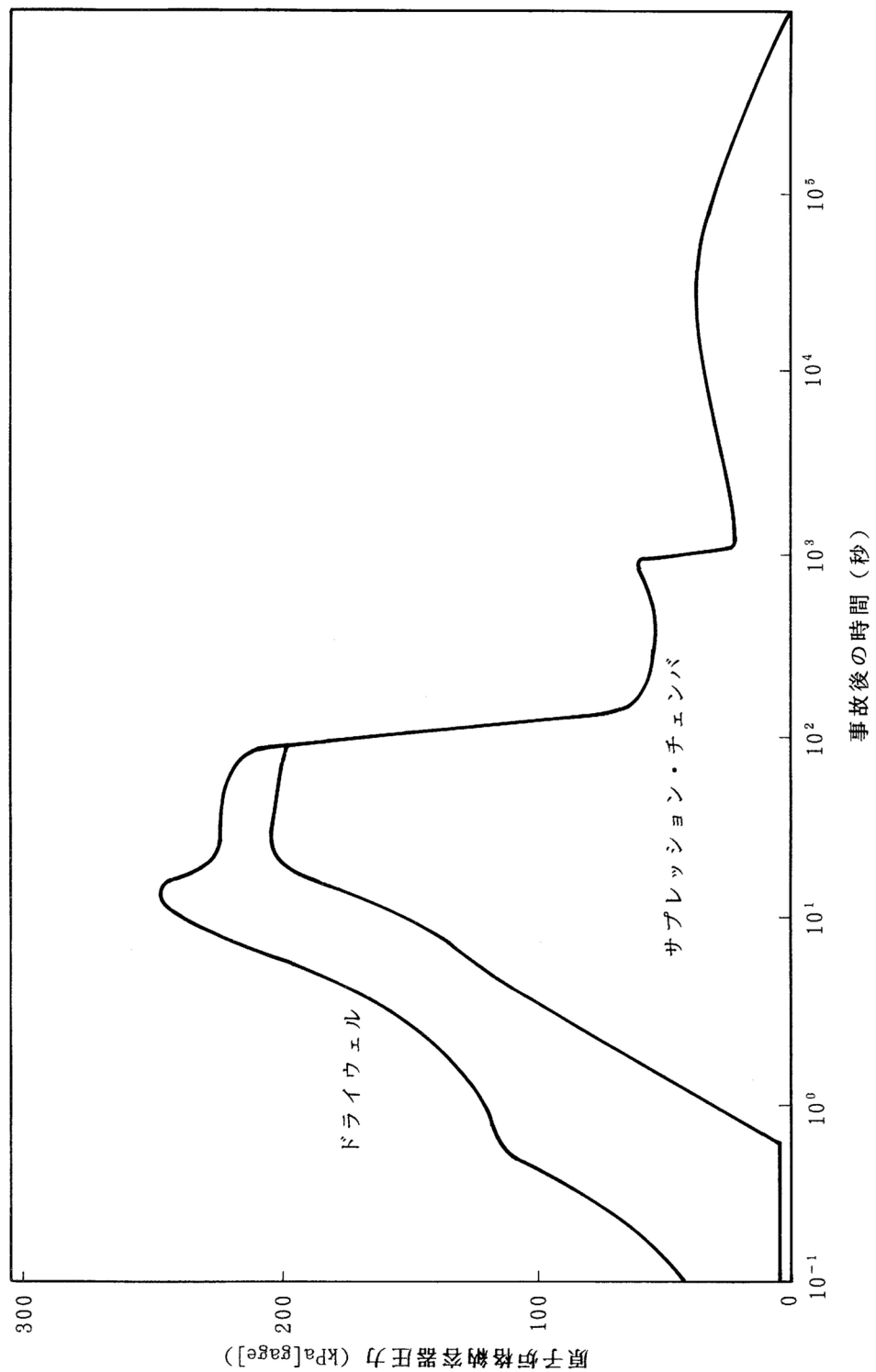


図 4-1 原子炉格納容器の圧力変化

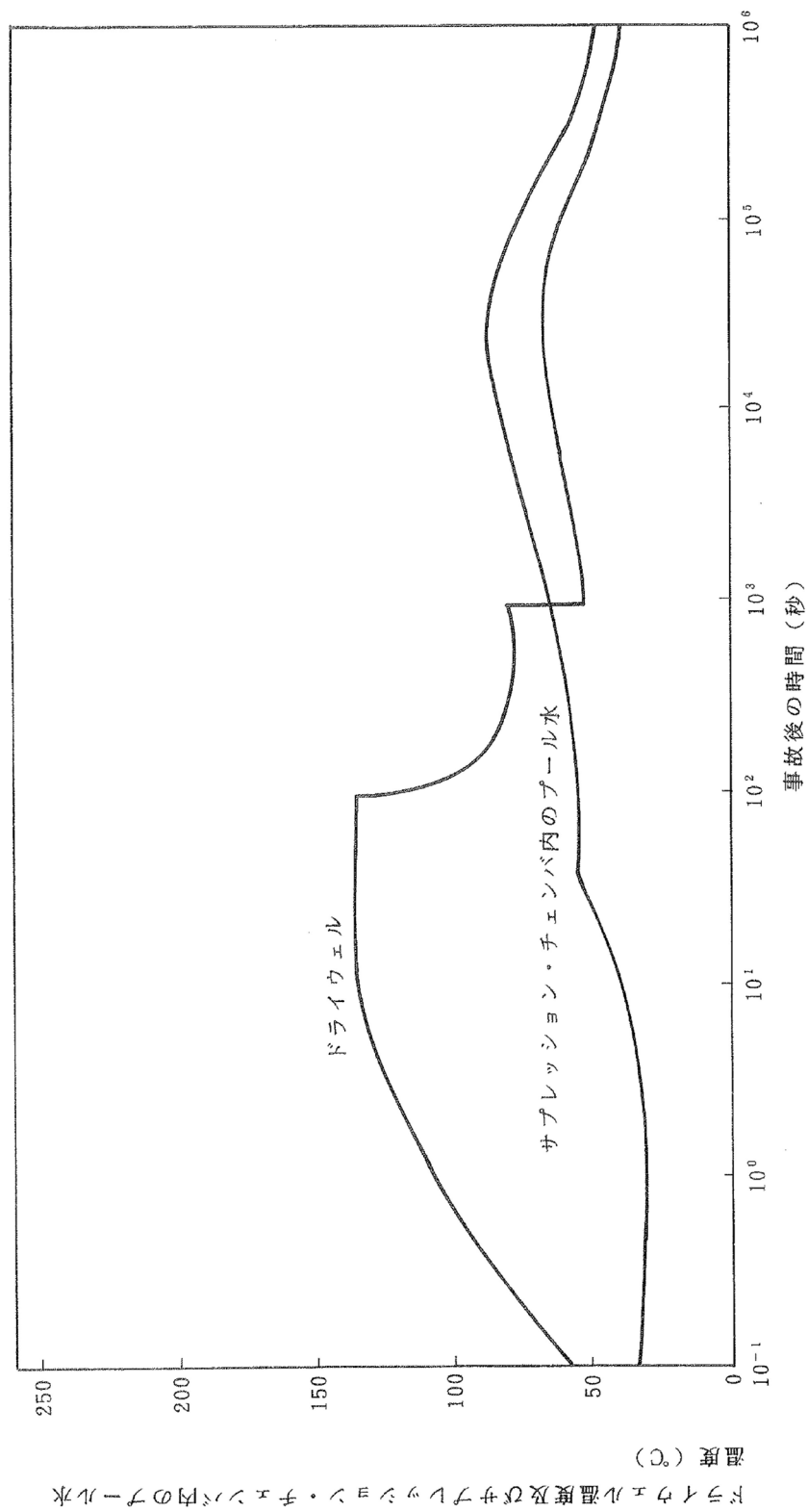


図 4-2 原子炉格納容器の温度変化

4.1.3 原子炉冷却材喪失時の荷重

(1) ドライウェル内の配管破断によるジェット力

ドライウェル内で原子炉冷却材配管が破断した場合、ドライウェル壁面は高温・高圧の飽和及び二相流の噴出流によるジェット力を受ける。

ジェット力及びその広がりには F. J. Moody の理論により求めるが、その荷重は応力評価すべき場所によって異なるため、計算書の中で述べる。

(2) サプレッション・チェンバ内に生じる荷重

原子炉冷却材喪失事故時にはまずドライウェル内の気体がベント管を経てサプレッション・プール水中に押し出されるが、この気体によって、サプレッション・プール水がスラグ流となって上昇し、急速な水面の上昇（プールスウェル）が起こり、サプレッション・チェンバ内部構造物に種々の荷重が加わる。

また、その後サプレッション・プール水中に蒸気が放出され、サプレッション・プール水中で凝縮する。これらにより、サプレッション・チェンバ及び内部構造物に次のような荷重が加わる。図 4-3 に原子炉冷却材喪失事故時荷重の時間履歴を、表 4-4 にこれらの荷重について現象と設計評価荷重を示す。

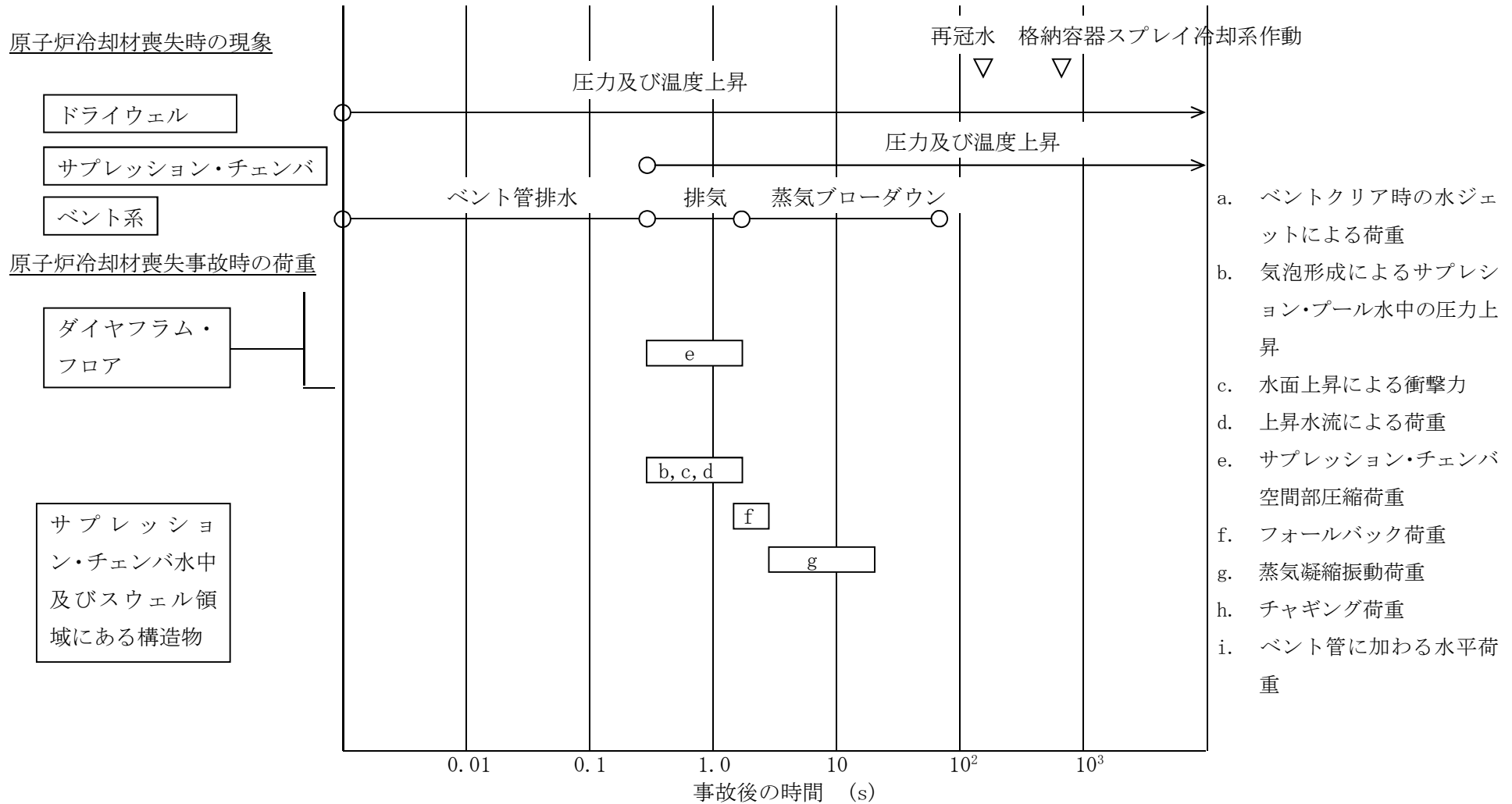


図 4-3 原子炉冷却材喪失事故時荷重の時間履歴

表 4-4 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について(その 1)

荷重	現象	設計評価荷重
a. ベントクリア時の水ジェットによる荷重	ドライウェル圧力の急激な上昇によりベント管内のサプレッション・プール水がプール内に放出されるため水ジェット流が形成され, ジェットによる衝撃力及びドラッグ力がベント管の下部にある内部構造物及び原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットに作用する。	○ ドラッグ力* $F(t) = \frac{C_D A_x \gamma}{2g} V^2$ C_D: ドラッグ係数 A_x: ジェットの作用する実行面積 γ: 水の比重量 V: ジェット水速度 m/s) g: 重力加速度 ○ 衝撃力 $P_J =$ kg/cm² ベースマットとプール壁面に kg/cm² の圧力荷重が加わる。

注記*: 構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。

表 4-4 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について(その 2)

荷重	現象	設計評価荷重
b. 気泡形成によるサプレッション・プール水中の圧力上昇	ドライウェルの空気がベント管から放出される際、気泡がサプレッション・プール側壁、内部構造物及び原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットに圧力波として作用する。	気泡形成によるサプレッション・プール水中の圧力上昇： kg/cm ²
c. 水面上昇による衝撃力	スラグ流が上昇する際、水面より上方にある機器、配管、内部構造物にサプレッション・プール水が衝突しそれらに衝撃力が作用する。	○ 衝撃力 $F_I = A \cdot P_I(t)$ A：衝撃の作用する実行面積 P_I：衝撃圧力 $P_I(t) = P_{I\_max} \frac{(1 - \cos 2\pi \frac{t}{T})}{2}$ T：衝撃継続時間 $P_{I\_max} = 2 \frac{I_P}{T}$ $I_P = \frac{M_H}{A} \cdot \frac{V}{g \times 10^4}$ M_H：水力学的重量 g：重力加速度

表 4-4 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について(その 3)

荷重	現象	設計評価荷重
d. 上昇水流による荷重	サプレッション・プール水が上昇する際, 上昇水流によりドラッグ力が, 機器, 配管及び内部構造物に作用する。	○ ドラッグ力* $F(t) = \frac{C_D A_x \gamma}{2g} V^2$ C_D: ドラッグ係数 A_x: ドラッグの作用する実行面積 γ: 水の比重量 V: ドラッグ速度 m/s) g: 重力加速度

注記＊：構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。

表 4-4 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について(その 4)

荷重	現象	設計評価荷重
e. サプレッション・チェンバ空間部圧縮荷重	サプレッション・プール水面の上昇によりサプレッション・プール上部の空間部が圧縮されることにより、サプレッション・チェンバ空間部圧縮荷重が作用する。 また、この現象により真空破壊弁が反復動作することが考えられえる。	○ サプレッション・チェンバ空間部圧縮荷重： kg/cm² ○ ダイヤフラム・フロア上向き差圧： kg/cm²
f. フォールバック荷重	上昇した水面の上昇が停止し、水が落下するとき落水により、機器、配管、内部構造物にドラッグ力が作用する。	○ ドラッグ力* $F(t) = \frac{C_D A_x \gamma}{2g} V^2$ C_D: ドラッグ係数 A_x: フォールバック荷重の作用する実行面積 γ: 水の比重量 V: フォールバック速度 (m/s) g: 重力加速度
g. 蒸気凝縮新動荷重	中高流量蒸気が凝縮する際、サプレッション・プール水に凝縮振動波が伝播し、サプレッション・プール側壁、原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマット、原子炉本体基礎及び内部構造物に作用する。	プールバウンダリに加わる荷重 kPa kPa

注記＊：構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。

表 4-4 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について(その 5)

荷重	現象	設計評価荷重
h. チャギング荷重	低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口での不均一な凝縮によりプールバウンダリに荷重が加わる。 また、この現象により、真空破壊弁が反復動作することが考えられる。	プールバウンダリに加わる荷重 kg/cm² kg/cm²
i. ベント管に加わる水平荷重	低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口での不均一な凝縮によりベント管に水平力が作用する。	○ 単一ベント $F(t) =$ $\times 10^3 \text{ kg}$ $0 \leq t \leq 3 \text{ ms}$ ○ 多ベント $F(t) = M \cdot A(\tau) \sin\left(\frac{\pi t}{\tau}\right) \ (0 \leq t \leq \tau)$ ここで、 $A(\tau) =$ $\times 10^3 \text{ kg}$ $3 \text{ ms} \leq \tau \leq 6 \text{ ms}$ $M =$ (多ベントによる低減係数)

4.1.4 逃がし安全弁作動時の荷重

- (1) 逃がし安全弁作動時には排気管内の水がクエンチャノズルよりサプレッション・プール水中に排出される。排気管内の水が排出された後、管内の気体が圧縮され、これがサプレッション・プール水中に放出される際、気泡を形成し、この気泡が過膨張、収縮を繰り返しながら浮力で上昇する。このとき、サプレッション・チェンバ内構造物には、表 4-5 に示すような水ジェットと気泡の圧力振動による荷重が加わる。
- (2) (1)の圧力振動に起因してサプレッション・プール水中の内部構造物に差圧及びドラッグ荷重が作用する。この荷重は応力評価すべき構造物によって異なるため、個々の場合については計算書で述べる。

表 4-5 逃がし安全弁作動時の荷重について

荷重	現象	設計評価荷重
a. 水ジェットによる荷重	逃がし安全弁作動時，排気管内の水がクエンチャノズルによりサプレッション・プール水中に放出される際，ジェット流が形成され，サプレッション・プール水中の内部構造物に衝撃力及びドラッグ力が作用する。	○ 衝撃力 $F_J = A \cdot P_J$ A：ジェットの当たる面積 P_J：ジェットの圧力 ○ ドラッグ力 $F(t) = \frac{C_D A_x \gamma}{2g} V^2$ C_D：ドラッグ係数 A_x：ジェットの作用する実行面積 γ：水の比重量 V：ジェット水速度 g：重力加速度
b. 空気泡圧力の振動による荷重	逃がし安全弁作動時，排気管内の空気が圧縮され，これがサプレッション・プール水中に放出される際，気泡を形成し，この気泡が過膨張，収縮を繰り返す，圧力振動が，機器，配管，内部構造物，サプレッション・プール側壁，原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットに作用する。	圧力波による荷重 

4.1.5 地震荷重

原子炉格納施設の設計に用いる地震荷重としては、「原子炉格納容器及び原子炉圧力容器ペデスタルの地震応答計算書」の解析結果を用いる。

4.1.6 漏えい率に対する設計条件

原子炉格納容器の設計漏えい率は、原子炉設置変更許可申請書本文及び添付書類に用いている 0.5%/day を設計漏えい率とする。

4.1.7 原子炉格納容器の最低使用温度

原子炉格納容器の最低使用温度を表 4-6 に示す。

表4-6 原子炉格納容器の最低使用温度

	ドライウエル	サブプレッション・チェンバ
最低使用温度	0 ℃	0 ℃

ドライウエル，サブプレッション・チェンバとも同じ値である。この最低使用温度は耐圧漏えい試験時を考慮して決めたものであり，建設時を除けば，原子炉建屋内にあるので 10 ℃としても十分である。

格納容器耐圧部，耐圧部に直接取り付けられる非耐圧部材，格納容器胴アンカー部及びライナープレートについては発電用原子力設備に関する構造等の技術基準を定める告示に従い，最低使用温度 0 ℃より 17 ℃低い温度で行う。

4.2 原子炉格納施設の重大事故等時における設計条件

重大事故等時については、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能の確認を行うために、原子炉格納容器の評価温度、評価圧力を設定し、構造健全性評価、又は機能維持評価を行い、その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことを確認する。

4.2.1 重大事故等時の評価温度、評価圧力

重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する格納容器の破損モードである格納容器過温破損、格納容器過圧破損について原子炉格納容器の温度、圧力を評価した結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は、約 157 °C となる。なお、事象発生直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に原子炉格納容器雰囲気温度は約 202 °C となるが、この時の原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 137 °C である。原子炉格納容器圧力は事象発生直後から徐々に上昇するが、0.465MPa[gage]に到達すれば常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を行うため、原子炉格納容器圧力の最高値は 0.465MPa[gage]となる。

重大事故等時の原子炉格納容器内の最高温度は、設計基準事故時における最高使用温度（ドライウェル：171 °C、サプレッション・チェンバ：104 °C）を上回ることから、重大事故等時の最高温度を上回り、かつ、産業界でシビアアクシデント時の原子炉格納容器の耐性の指標^{*1}として用いており、原子炉格納容器の機能喪失に至る終局の限界圧力、限界温度まで至らない値として、設置（変更）許可を申請した評価に用いた評価温度 200 °C 及び評価圧力 2Pd (0.62 MPa[gage])を設定し、その環境下での原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能について評価対象部位ごとに評価することにより、その機能が損なわれることがないことを確認する。

図 4-4 に原子炉格納容器内雰囲気温度の変化、図 4-5 に原子炉格納容器内雰囲気圧力の変化を示す。

*1：（財）原子力発電技術機構「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」

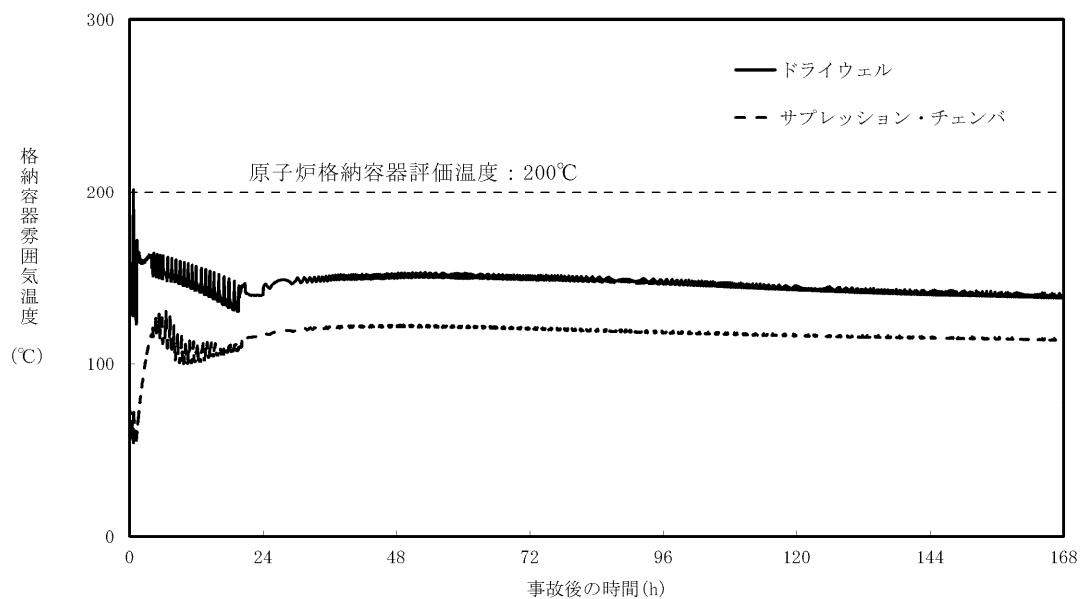


図 4-4 重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気温度の変化

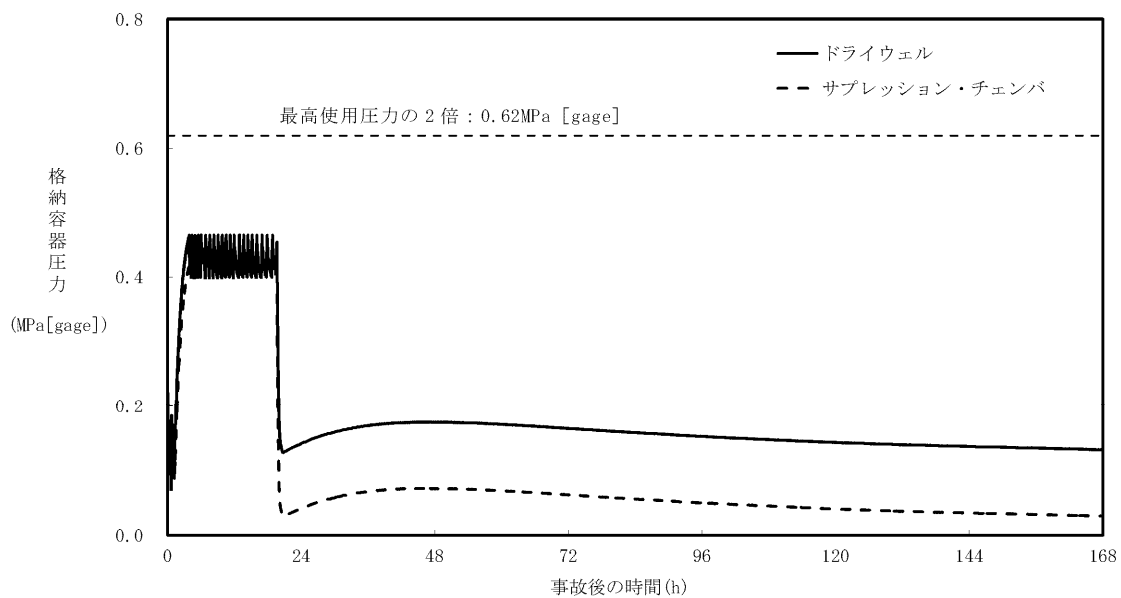


図 4-5 重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気圧力の変化

5. 原子炉格納施設の荷重の組合せ及び許容応力状態

5.1 荷重の種類

強度計算書においては、以下に示す荷重の中から、計算を行う場所と条件に合わせて荷重を選びその組み合わせに対して計算を行う。

- (1) 自重及び機器支持荷重
- (2) サプレッション・プール水重量
- (3) 燃料交換時水重量
- (4) 機器に加わる活荷重
- (5) 逃がし安全弁作動時の荷重
- (6) 圧力
- (7) 温度
- (8) ドライウェル内の配管破断によるジェット力
- (9) 原子炉冷却材喪失事故時にサプレッション・チェンバ内に生じる荷重
- (10) 地震荷重

5.2 荷重の組合せ及び許容応力状態

原子炉格納施設の荷重の組合せと許容応力状態を表 5-1 に示す。

なお、応力計算はそれぞれの荷重の組合せの中で最も厳しい条件について行う。また、荷重の発生する時間が明らかに異なる場合は時間のずれを考慮する。

表 5-1 荷重の組合せと許容応力状態及び荷重状態

荷重の組合せ		許容応力状態 ^{*1}
運転状態	地震荷重	
設計条件 ^{*2}	—	設計条件
運転状態Ⅰ	—	Ⅰ _A
運転状態Ⅱ	—	Ⅱ _A
運転状態Ⅳ ^{*3}	—	Ⅳ _A
運転状態Ⅴ(S)	—	Ⅴ _A
試験状態	—	試験状態
運転状態Ⅰ	S _d	Ⅲ _A S
運転状態Ⅰ	S _s	Ⅳ _A S
運転状態Ⅱ	S _d	Ⅲ _A S
運転状態Ⅱ	S _s	Ⅳ _A S
運転状態Ⅳ ^{*4}	S _d	Ⅲ _A S
運転状態Ⅳ ^{*5}	S _d	Ⅳ _A S ^{*6}
運転状態Ⅴ(L)	S _d	Ⅴ _A S
運転状態Ⅴ(LL)	S _s	Ⅴ _A S

注記*1: 許容応力状態 I_A , II_A , IV_A , V_A , III_{AS} , IV_{AS} , V_{AS} , 設計条件及び試験状態に対する許容値は, 各設備ごとに表 5-2～表 5-4 に従うものとする。

*2: 設計条件による荷重では, 最高使用圧力等による荷重を考慮する。

*3: 原子炉冷却材喪失事故時のジェット力, 原子炉冷却材喪失事故時のサプレッション・プール水揺動による荷重を考慮する。

*4: 冷却材喪失事故後 10^{-1} 年程度以降の最大内圧を考慮する。

*5: 冷却材喪失事故後の最大内圧を考慮する。またクラス 2 管については最高使用圧力を考慮する。

*6: クラス 2 管については, III_{AS} で評価する。

注: 記号

S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力又は静的地震力

S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力

表 5-2 クラスMC容器の許容応力

応力分類 許容 応力状態	一次一般膜応力	一次膜応力＋ 一次曲げ応力	一次＋二次応力	一次＋二次＋ ピーク応力
設計条件	S	^{*1} 左欄のα倍の値	—	—
I _A	—	—	^{*2} 3・S	^{*3} 荷重の組合せについて 疲労解析を行い、疲労 累積係数が1.0以下で あること。
II _A	—	—		
III _A	S _y と(2/3)・S _u の小さい方。ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については1.2・Sとする。	^{*1} 左欄のα倍の値	—	—
IV _A V _A	(2/3)・S _u ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、2.4・Sと(2/3)・S _u の小さい方。 ^{*7}	^{*1} 左欄のα倍の値	—	—
試験状態	0.75・S _y	^{*1} 左欄のα倍の値	—	—
III _A S	S _y と0.6・S _u の小さい方。ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については1.2・Sとする。	^{*1} 左欄のα倍の値	^{*4} 3・S S_d又はS_s地震動のみによる応力振幅について評価する。	^{*5, *6} S _d 又はS _s 地震動のみによる疲労解析を行い、運転状態I，IIにおける疲労累積係数との和が1以下であること。
IV _A S V _A S	構造上の連続な部分は0.6・S _u ，不連続な部分はS _y と0.6・S _u の小さい方。ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、構造上の連続な部分は2・Sと0.6・S _u の小さい方，不連続な部分は1.2・Sとする。	^{*1} 左欄のα倍の値		

注：記号 S：許容引張応力
S_y：設計降伏点
S_u：設計引張強さ

注記*1: α は、純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は1.5のいずれか小さい方の値

*2: $3 \cdot S$ を超えるときは、設計・建設規格 PVB-3300の簡易弾塑性解析を用いることができる。 $(S_m$ を S と読み替える。)

*3: 設計・建設規格 PVB-3140を満たすときは疲労解析不要 (S_m を S と読み替える。)

*4: $3 \cdot S$ を超えるときは弾塑性解析を行うこと。この場合、設計・建設規格 PVB-3300 (PVB-3313を除く。また、 S_m は S と読み替える。) の簡易弾塑性解析を用いることができる。

*5: 設計・建設規格 PVB-3140(6)を満たすときは疲労解析不要
ただし、PVB-3140(6)の「応力の全振幅」は「 S_d 又は S_s 地震動による応力の全振幅」と読み替える。

*6: 運転状態Ⅰ，Ⅱにおいて、疲労解析を要しない場合は、地震動のみによる疲労累積係数が1以下であること。

*7: ジェット力及び機械的荷重により生ずる応力の応力解析による一次一般膜応力強さは、構造上の連続な部分は $0.6 \cdot S_u$ 、不連続な部分は S_y と $0.6 \cdot S_u$ の小さい方とする。ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、構造上の連続な部分は $2 \cdot S$ と $0.6 \cdot S_u$ の小さい方、不連続な部分は $1.2 \cdot S$ とする。

表5-3 クラスMC 耐圧部テンションボルトの許容応力

応力分類 許容 応力状態	平均引張応力	平均引張応力+曲げ応力	一次+二次+ピーク応力
設計条件	S	—	—
I _A	$\frac{2}{3} \cdot S_y$	左欄の1.5倍の値	*1 荷重の組合せについて疲労解析を行い、疲労累積係数が1.0以下であること。
II _A	$\frac{2}{3} \cdot S_y$	左欄の1.5倍の値	
III _A	$\frac{2}{3} \cdot S_y$	左欄の1.5倍の値	—
IV _A V _A	$\frac{2}{3} \cdot S_u$ ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については $2.4 \cdot S$ と $\frac{2}{3} \cdot S_u$ の小さい方。	左欄の1.5倍の値	—
III _{AS}	$2 \cdot S$	$3 \cdot S$	*2, *3 S_d 又は S_s 地震動のみによる疲労解析を行い、運転状態 I, II における疲労累積係数との和が1以下であること。
IV _{AS} V _{AS}	$2.4 \cdot S$ と $\frac{2}{3} \cdot S_u$ の小さい方。	左欄の1.5倍の値	

注：記号は表5-2に同じ。

注記*1：設計・建設規格 PVB-3140を満たすときは疲労解析不要

*2：設計・建設規格 PVB-3140(6)を満たすときは疲労解析不要

ただし、PVB-3140(6)の「応力の全振幅」は「S_d又はS_s地震動による応力の全振幅」と読み替える。

＊3：運転状態Ⅰ，Ⅱにおいて疲労解析を要しない場合は，地震動のみによる疲労累積係数が1以下であること。

表5-4 クラス2配管の許容応力

応力 分類 許容 応力状態	一次応力 (曲げ応力を含む。)	一次＋二次応力	一次＋二次＋ ピーク応力
設計条件	^{*1} $1.5 \cdot S_h$ $(1.8 \cdot S_h)$	—	—
I _A	—	S_a	—
II _A	—	S_a	—
III _A	—	—	—
IV _A V _A	^{*2} —	—	—
III _{AS}	S_y ただし、オーステナイト系 ステンレス鋼及び高ニッ ケル合金については、 $1.2 \cdot S_h$ としてもよい。	^{*3} S_d 又は S_s 地震動のみによる疲労解析を行 い疲労累積係数が1.0以下であること。ただ し、地震動のみによる一次＋二次応力の変動 値が $2 \cdot S_y$ 以下であれば、疲労解析は不要で ある。	
IV _{AS} V _{AS}	$0.9 \cdot S_u$		

注：記号は下記の他は表5-2に同じ。

S_h ：許容引張応力

S_a ：設計・建設規格 PPC-3530(1)c. による。ただし、逃がし弁及び安全弁の吹出し反力その他の短期的荷重を入れた場合は設計・建設規格 PPC-3530(1)d. による。

注記 *1：（ ）内は、逃がし弁及び安全弁の吹出し反力その他の短期的荷重を入れた場合を示す。（設計・建設規格 PPC-3520(2)参照）

*2：ジェット力及び原子炉冷却材喪失時サプレッションチェンバのプール水揺動による荷重については， IV_A の許容応力を準用する。

*3： $2 \cdot S_y$ を超える場合，設計・建設規格 PPB-3536(1)，(2)，(4)及び(5)の簡易弾塑性解析を用いることができる。（ $3 \cdot S_m$ を $2 \cdot S_y$ と読み替える。）

5.3 繰返し荷重に対する解析

繰返し荷重に対する解析については，東海第二発電所 昭和48年4月9日付け47公第12076号（既工認）にて示すようにいずれも満足しているため，疲れ解析を必要としない。なお，重大事故等時においては，繰返し荷重が作用しないことから，疲れ解析の評価対象外とする。

6. 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価

重大事故等時の評価温度、評価圧力に対して原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持について評価する。

6.1 評価方針

「4.3.1 重大事故等時の評価温度、評価圧力」で設定した重大事故等時の原子炉格納容器の評価温度（200℃）、評価圧力（2Pd）を用いて、その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について評価部位ごとに評価することにより、その機能が損なわれることがないことを確認する。

原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認するため、200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等のリークパスとなる可能性のある部位を抽出し、規格を用いた構造健全性評価にて原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。

さらに、福島第一原子力発電所での事故において、原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても評価部位として抽出し、試験結果を用いた機能維持評価により原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。

6.2 評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因

図3-1～図3-7「原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図」に示す原子炉格納容器バウンダリを構成する機器から、以下のとおり評価対象部位を抽出し、評価部位ごとに放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因を抽出する。

評価対象部位として200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が損なわれることがないよう原子炉格納容器本体について強度評価する。また、原子炉格納容器の開口部及び貫通部については、構造上原子炉格納容器の変位荷重等の影響によりリークパスになる可能性があるため、評価対象部位として抽出する。開口部のシール部についても、ガスケットの劣化及びシール部の変形に伴いリークパスになる可能性があるため評価対象部位とする。

原子炉格納容器の機能喪失要因としては脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられるため、これらの破損モードの中から原子炉格納容器内の環境条件等を考慮し、評価対象ごとに想定される機能喪失要因を抽出する。

機能喪失要因の詳細な抽出内容については別添1の評価対象ごとの「評価方針」の項にて説明する。

以下に、原子炉格納容器バウンダリ構成部である評価対象部位を以下に示す。また、バウンダリ構成部の概要図を図6-1に示す。

- ① 原子炉格納容器本体
- ② トップヘッドフランジ
- ③ 機器搬入用ハッチ
- ④ サプレッション・チェンバアクセスハッチ
- ⑤ 所員用エアロック

⑥ 配管貫通部

- ・接続配管
- ・スリーブ
- ・平板類※，セーフエンド，伸縮継手

※：平板，穴あき平板，フランジ，ボルト締め平板，フルードヘッド

⑦ 電気配線貫通部

- ・アダプタ，ヘッダ，モジュール

⑧ 原子炉格納容器隔離弁

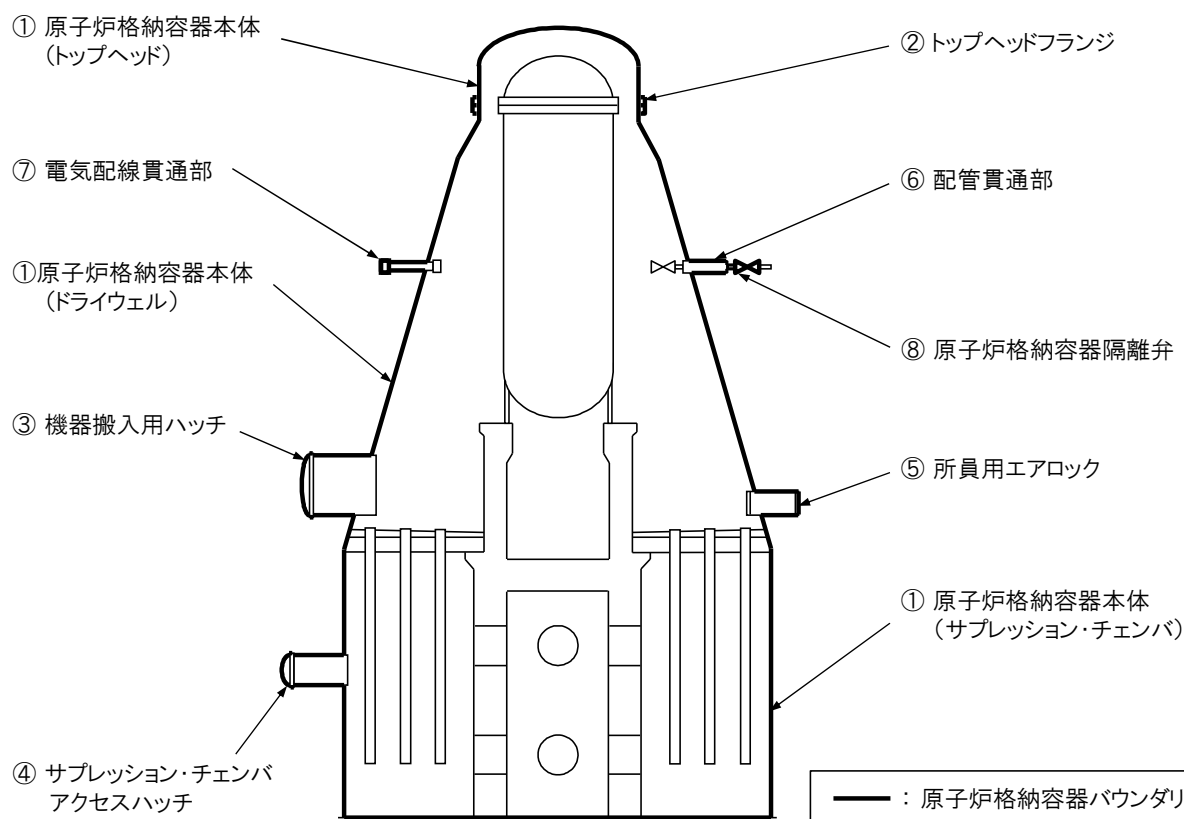


図6-1 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

原子炉格納容器バウンダリ構成部の重大事故時における放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度，圧力条件や原子炉格納容器本体の変形から，表 6-1 に示す機能喪失要因が想定される。

表 6-1 評価対象における機能喪失要因

評価対象		機能喪失要因	
		構造部	シール部
①原子炉格納容器本体 (トップヘッド, ドライウエル, サプレッション・チェンバ)	一般構造部	延性破壊	—
	構造不連続部	延性破壊	—
②トップヘッドフランジ	フランジ部	延性破壊	開口, シール材劣化
③機器搬入用ハッチ	円筒胴	延性破壊	—
	鏡板	延性破壊	—
	フランジ部	延性破壊	開口, シール材劣化
④サプレッション・チェンバ アクセスハッチ	円筒胴	延性破壊	—
	鏡板	延性破壊	—
	フランジ部	延性破壊	開口, シール材劣化
⑤所員用エアロック	円筒胴, 隔壁	延性破壊	—
	扉板	—	開口, シール材劣化
	シール部 (扉以外)	—	シール材劣化
⑥配管貫通部	接続配管	延性破壊	—
	スリーブ (本体・取付部)	延性破壊	—
	平板類	延性破壊	開口, シール材劣化
	セーフエンド	延性破壊	—
	伸縮継手	疲労破壊	—
⑦電気配線貫通部	アダプタ	延性破壊	—
	ヘッダ	延性破壊	—
	モジュール	—	シール材劣化
⑧原子炉格納容器隔離弁	耐圧部 (弁箱)	延性破壊	—
	シール部	—	シール材劣化

6.3 評価方針

機能喪失要因に対する評価方法は、各評価対象に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下の(a)～(c)のいずれかの方法により評価し、200℃、2Pdの環境下での構造健全性及びシール部の機能維持を確認する。

- (a) 「発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む。））J S M E S NC1-2005／2007）」（以下「設計・建設規格」という。）又は既工認等に準拠した評価
- (b) 設計・建設規格の準用等による評価
- (c) 既往研究又は解析結果等を活用した評価

評価方法による評価対象の分類を図6-2及び表6-2に示す。

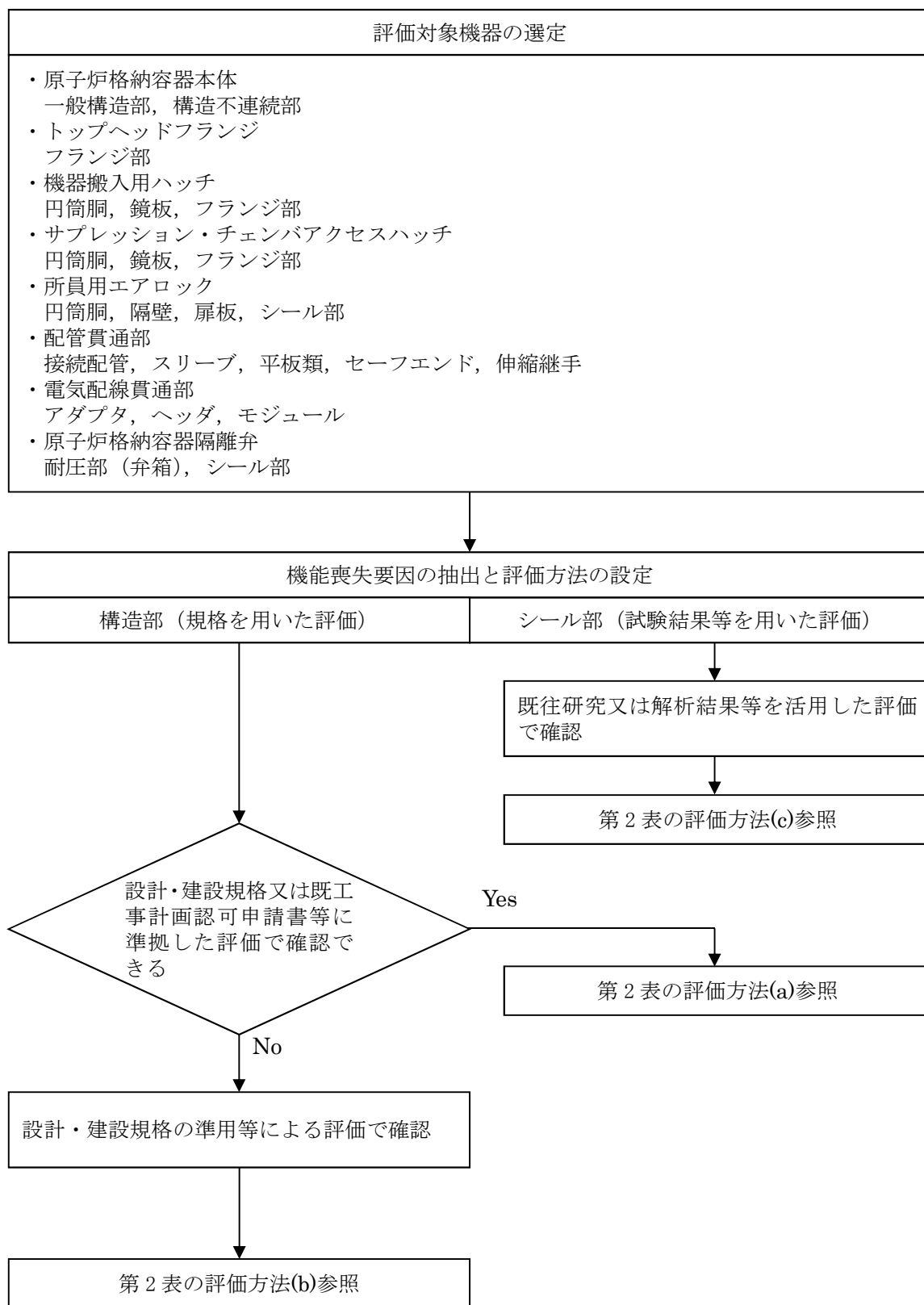


図6-2 評価方法による評価対象の分類

表6-2 評価対象の分類及び評価内容 (1/2)

評価対象		想定される 機能喪失要因	評価方法 ※1	評価方法の概要	判定基準
原子炉 格納容器 本体	一般構造部，構造不連続部	延性破壊 (一般構造部)	(b)	原子炉格納容器本体の一般構造部について，設計・建設規格の評価式を準用し，200℃における2/3Su 値が発生するときの許容圧力を算出（簡易手法）。※2	0.62MPa〔gage〕（2Pd）以上 0.62MPa〔gage〕（2Pd）+SA 時の水頭圧以上
			(b)	既工認の評価値を準用し，2/3Su 値（200℃）に相当する許容応力を評価。	許容応力以下
		延性破壊 (構造不連続部)	(b)	既工認の評価値を準用し，Su 値（200℃）に相当する許容応力を評価。 (原子炉格納容器基部について，念のため疲労累積係数を評価。)	許容応力以下 (疲労累積係数 1 以下)
ハッチ類	トップヘッドフランジ	延性破壊 (フランジ，ボルト)	(a)	フランジについて，設計・建設規格の評価式に準拠し，200℃，2Pd における応力を評価。 締付けボルトについて，既工事計画認可申請書で実績のある評価に基づき発生応力を評価。	許容応力以下
		開口，高温劣化 (シール部)	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること
	機器搬入用ハッチ	延性破壊 (円筒胴，鏡板，フランジ，ボルト)	(b)	既工認の評価値を準用し，Su 値（200℃）に相当する許容応力を評価。	許容応力以下
			(b)	円筒胴及び鏡板について，設計・建設規格の評価式を準用し，2/3Su 値（200℃）に相当する許容圧力を評価。※2	0.62MPa〔gage〕（2Pd）以上
			(a)	締付けボルトについて，既工事計画認可申請書で実績のある評価に基づき発生応力を評価。	許容応力以下
		開口，高温劣化 (シール部)	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること
	サプレッション・チェンバークセスハッチ	延性破壊 (円筒胴，鏡板，フランジ，ボルト)	(b)	既工認の評価値を準用し，Su 値（200℃）に相当する許容応力を評価。	許容応力以下
			(b)	円筒胴及び鏡板について，設計・建設規格の評価式を準用し，2/3Su 値（200℃）に相当する許容圧力を評価。※2	0.62MPa〔gage〕（2Pd）+SA 時の水頭圧以上
			(a)	締付けボルトについて，既工事計画認可申請書で実績のある評価に基づき発生応力を評価。	許容応力以下
		開口，高温劣化 (シール部)	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること
	所員用エアロック	延性破壊 (円筒胴)	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し，2/3Su 値（200℃）に相当する許容圧力を評価。※2	0.62MPa〔gage〕（2Pd）以上
		延性破壊 (隔壁)	(b)	既工認の評価値を準用し，Su 値（200℃）に相当する許容応力を評価。	許容応力以下
		開口，高温劣化 (扉板シール部)	(b)	機械工学便覧のはりのたわみ計算式を用いた開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること
		開口，高温劣化 (その他シール部)	(c)	シール材について，ガスケットの試験結果及び材料特性により耐性を評価。	シール部が健全であること

表6-2 評価対象の分類及び評価内容 (2/2)

評価対象		想定される 機能喪失要因	評価方法 ※1	評価方法の概要	判定基準
配管貫通部	接続配管	延性破壊	(a)	代表配管について、設計・建設規格の評価式に準拠し、原子炉格納容器変位に伴う発生応力を評価。	許容応力以下 (疲労累積係数 1 以下)
	スリーブ	延性破壊 (スリーブ本体)	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。※2	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上
		延性破壊 (スリーブ取付部)	(b)	原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重を考慮して、既工認と同様の手法で発生応力を評価。	許容応力以下
	平板類	延性破壊 (ボルト締め平板)	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。※2	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上
		延性破壊 (フランジ, ボルト)	(b)	設計・建設規格を適用し、J I S B 8265 に基づいて 200℃, 2Pd におけるフランジの発生応力及びボルトの必要総有効断面積を評価。	許容応力以下 総有効断面積以下
		開口, 高温劣化 (シール部)	(b)	文献の理論式を用いて 200℃, 2Pd における開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること
	セーフエンド	延性破壊	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。※2	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上
	伸縮継手	疲労破壊	(a)	設計・建設規格の評価式を準拠し、低サイクル疲労に対する疲労累積係数を評価。	疲労累積係数 1 以下
電気配線部	アダプタ	延性破壊	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。※2	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上
	ヘッダ	延性破壊	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。※2	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上
	モジュール	高温劣化 (シール部)	(c)	電気ペネ共研, NUPEC 試験等の結果により、200℃, 2Pd における耐漏えい性を評価。	設計漏えい量以下
原子炉格納容器隔離弁	不活性ガス系 バタフライ弁	延性破壊	(a)	レーティング設計 (圧力クラス 1.03MPa) の 200℃における許容圧力により評価。	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上
		高温劣化 (シール部)	(c)	実機を模擬した漏えい確認試験 (200℃, 2Pd 以上) により評価。	設計漏えい量以下
	TIP ボール弁	延性破壊	(a)	レーティング設計 (圧力クラス 1.03MPa) の 200℃における許容圧力により評価。	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上
		高温劣化 (シール部)	(c)	シール材について、ガスケットの試験結果より耐性を評価。	シール部が健全であること

※ 1 : (a) 設計・建設規格又は既工認等に準拠した評価
(b) 設計・建設規格の準用等による評価
(c) 既往研究及び解析結果等を活用した評価

※ 2 : 設計・建設規格における必要な厚さを求める式により許容圧力を算出

6.4 評価結果

原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入用ハッチ，サブプレッション・チェンバアクセスハッチ，所員用エアロック）については，既工認の評価値を準用した応力評価及び設計・建設規格の規格式による応力評価を行い，判定値を満足することにより200℃、2Pdの環境下での構造健全性を確認した。

原子炉格納容器貫通部（配管貫通部，電線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁については，設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準用した評価を行い，判定値を満足することにより200℃、2Pdの環境下での構造健全性を確認した。

また，機器搬入用ハッチ，サブプレッション・チェンバアクセスハッチ等の開口部のシール部，不活性ガス系バタフライ弁等については電気ペネ共研等での試験結果を基に評価を行い，200℃、2Pdの環境下での機能維持が可能であることを確認した。

表 6-3 評価結果まとめ (1/2)

評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値※1	判定基準	評価結果
原子炉格納容器本体	一般構造部	設計・建設規格を準用 既工認の評価値を準用した評価	200℃ 2Pd	許容圧力：0.693MPa[gage] (円筒胴部) 発生応力：[]	[] gage] (2Pd+SA 時の水頭圧) 以上 281MPa 以下	破断せず
	構造不連続部	既工認の評価値を準用した評価	200℃ 2Pd	発生応力：[] (疲労累積係数 [])	422MPa 以下 (疲労累積係数 1 以下)	破断せず (1 以下)
トップヘッドフランジ	構造部 (フランジ, ボルト)	フランジ：PVE-3700 ボルト：工認手法	2Pd	発生圧力 (フランジ)：185MPa 発生応力 (ボルト)：[]	422MPa 以下 576MPa 以下	破断せず
	シール部 (フランジ, ガasket)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量：[] (内側), [] (外側)	許容開口量 [] 以下	シール機能維持※2
機器搬入用ハッチ	構造部 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	既工認の評価値を準用した評価 設計・建設規格準用 工認手法	200℃ 2Pd	発生応力：[] 許容圧力 (円筒胴)：2.445MPa[gage] 許容圧力 (鏡板)：10.110MPa[gage] 発生応力 (ボルト)：[]	422MPa 以下 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上 576MPa 以下	破断せず
	シール部 (フランジ, ガasket)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量：[] (内側), [] (外側)	許容開口量 [] 以下	シール機能維持※2
サプレッション・チェンバ アクセスハッチ	構造部 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	既工認の評価値を準用した評価 設計・建設規格準用 工認手法	200℃ 2Pd	発生応力：[] 許容圧力 (円筒胴)：4.493MPa[gage] 許容圧力 (鏡板)：10.637MPa[gage] 発生応力 (ボルト)：[]	422MPa 以下 [] gage] (2Pd+SA 時の水頭圧) 以上 576MPa 以下	破断せず
	シール部 (フランジ, ガasket)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量：[] (内側), [] (外側)	許容開口量 [] 以下	シール機能維持※2
所員用エアロック	構造部 (円筒胴)	設計・建設規格を準用	2Pd	許容圧力：3.716MPa[gage]	0.62MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
	構造部 (隔壁)	既工認の評価値を準用した評価	2Pd	発生応力：[]	422MPa 以下	破断せず
	シール部 (扉板シール部)	機械工学便覧 ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量：[]	許容開口量 [] 以下	シール機能維持※2
	シール部 (その他シール部)	ガスケット試験 材料仕様	200℃	200℃以上	200℃以上	シール機能維持※3

※1：複数評価している項目は最も厳しい値を記載
※2：フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が、圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験の漏えい試験結果に基づき設定した許容開口量以下であることを確認
※3：シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認
※4：試験における漏えい量が設計漏えい量以下であることを確認

表 6-3 評価結果まとめ (2/2)

評価対象		評価点	評価方法	評価条件	評価値※ ¹	判定基準	評価結果
配管貫通部	接続配管	同左	代表配管：PPC-3520, PPC-3530	200℃ 2Pd	発生応力 (X-31)：169MPa	許容応力 (257MPa) 以下	破断せず
	スリーブ	スリーブ本体	設計・建設規格を準用	2Pd	許容圧力 (X-18)：26.617MPa [gage]	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上	破断せず
		スリーブ取付部	工認手法	2Pd	発生応力 (X-31)：250MPa	許容応力 (422MPa) 以下	破断せず
	平板類	構造部 (ボルト締め平板)	設計・建設規格を準用	2Pd	許容圧力 (X-28)：1.90MPa [gage]	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上	破断せず
		構造部 (フランジ, ボルト)	J I S B 8265	2Pd	発生応力 (X-28 フランジ)：124MPa 必要有効断面積 (X-28 ボルト)：1.212×10 ³ mm ²	許容応力 (281MPa) 以下 総有効断面積 (6.765×10 ³ mm ²) 以下	破断せず
		シール部 (フランジ, ガasket)	文献の理論式	200℃ 2Pd	開口量：[]	許容開口量 [] 以下	シール機能維持※ ²
	セーフエンド	同左	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力 (X-18)：4.529MPa [gage]	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上	破断せず
電気配線貫通部	伸縮継手	同左	設計・建設規格を準用	2Pd	疲労累積係数 (X-14)：[]	疲労累積係数 1 以下	1 以下
	アダプタ	同左	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力 (低圧)：10.645MPa [gage] 許容圧力 (高圧)：10.619MPa [gage]	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上	破断せず
	ヘッダ	同左	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力 (低圧)：27.948MPa [gage] 許容圧力 (高圧)：10.69MPa [gage]	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上	破断せず
原子炉格納容器隔離弁	モジュール	シール部 (モジュール)	電気ペネ共研, NUPEC 試験	200℃ 2Pd	漏えいなし	設計漏えい量以下	シール機能維持※ ⁴
	不活性ガス系 バタフライ弁	耐圧部 (弁箱)	レーティング設計	200℃ 2Pd	許容圧力：1.40MPa [gage]	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上	破断せず
		弁シート部	漏えい確認試験	200℃ 2Pd	漏えいなし	設計漏えい量以下	シール機能維持※ ⁴
	T I P ボール弁	耐圧部 (弁箱)	レーティング設計	200℃ 2Pd	許容圧力：1.32MPa [gage]	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上	破断せず
		シール部	ガasket試験	200℃ 2Pd	200℃以上	200℃以上	シール機能維持※ ³

※1：複数評価している項目は最も厳しい値を記載

※2：フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が、圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験の漏えい試験結果に基づき設定した許容開口量以下であることを確認

※3：シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

※4：試験における漏えい量が設計漏えい量以下であることを確認

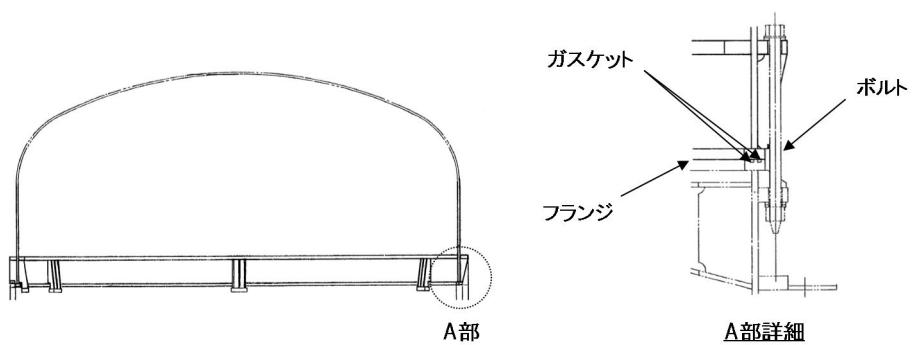
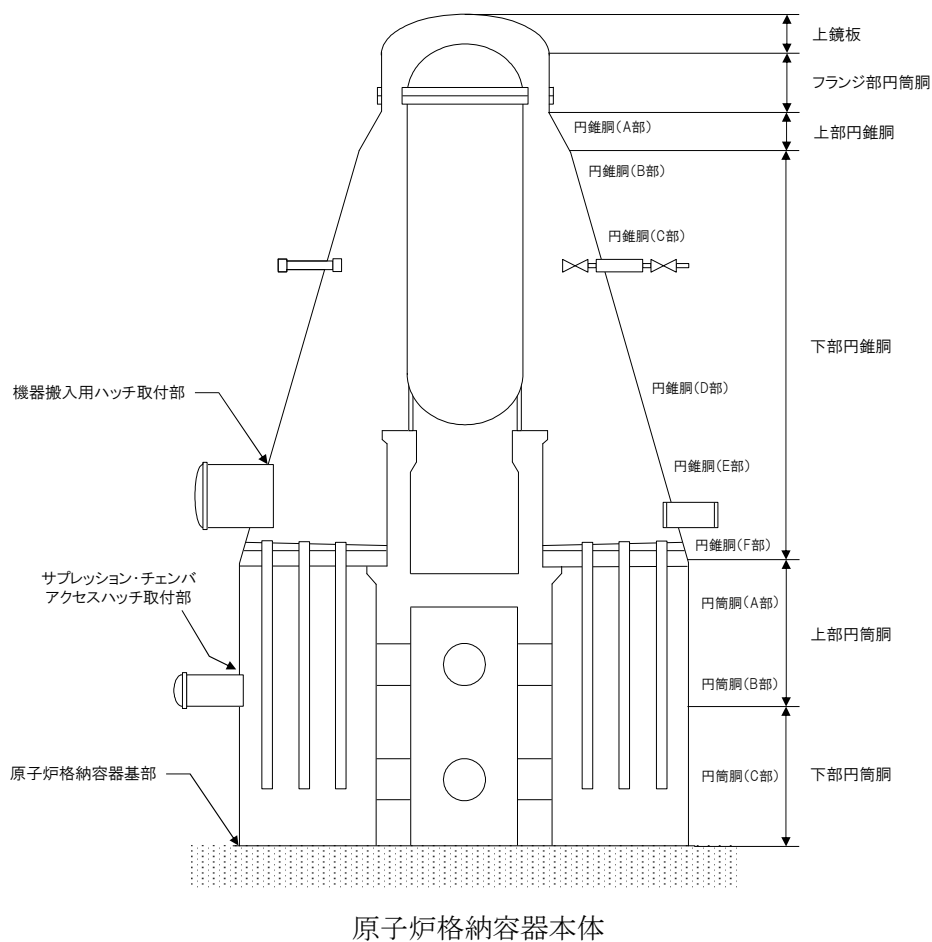
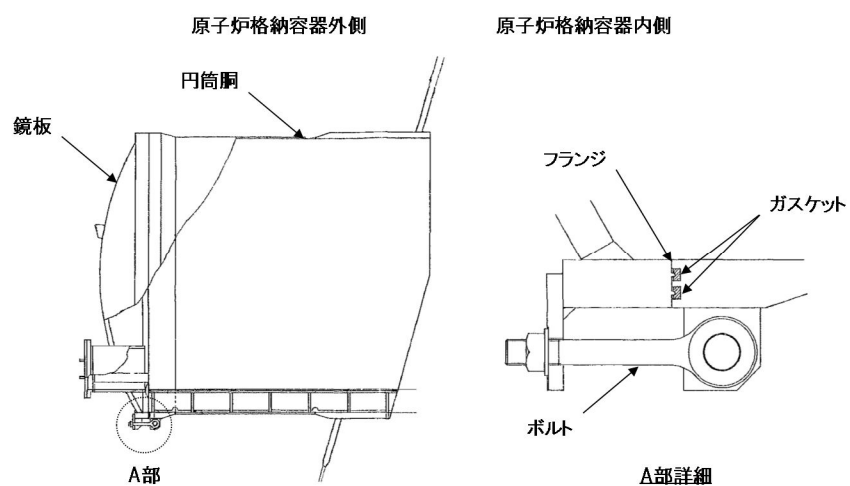
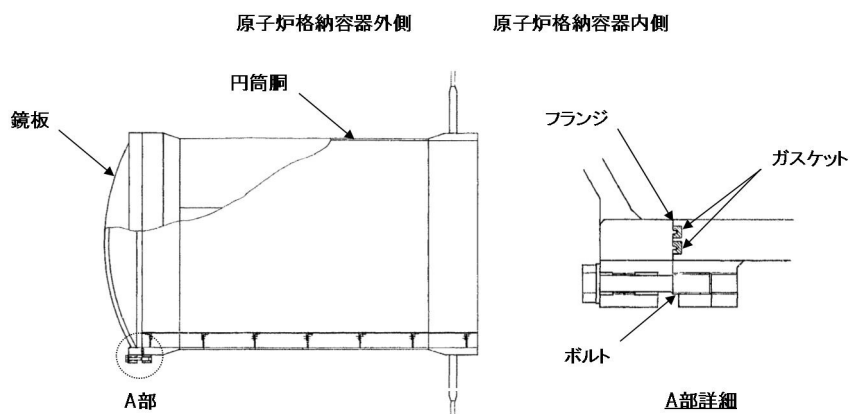


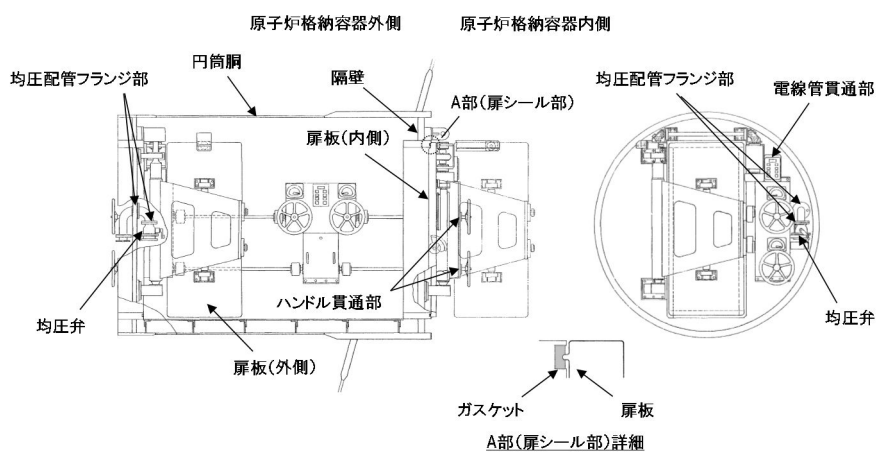
図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1/5)



機器搬入用ハッチ



サプレッション・チェンバアクセスハッチ



所員用エアロック

図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (2/5)

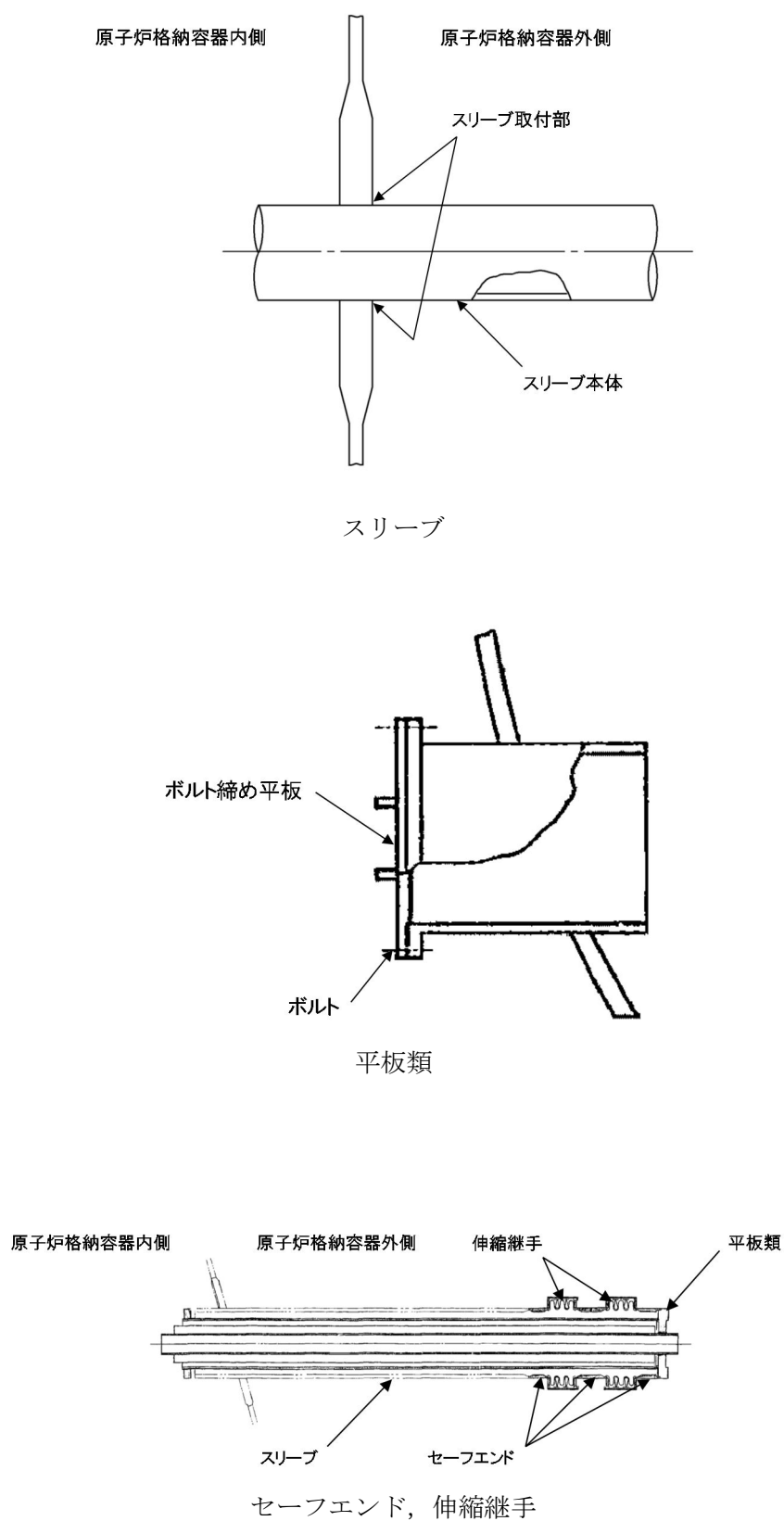


図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (3/5)

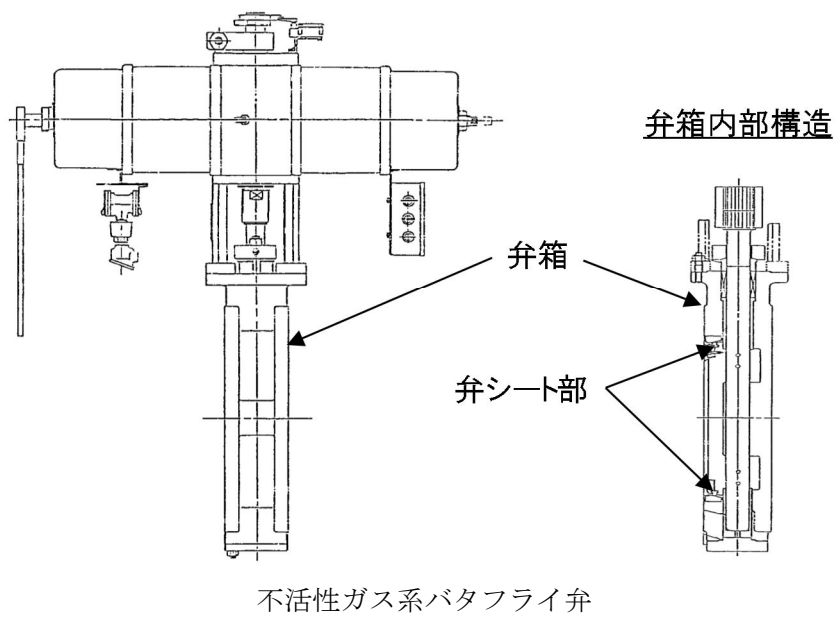
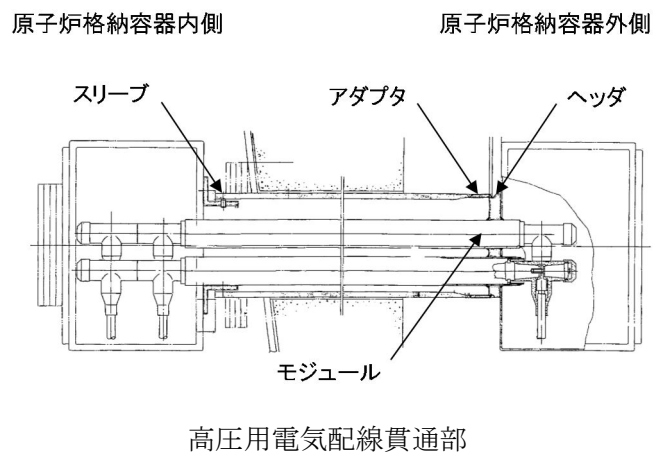
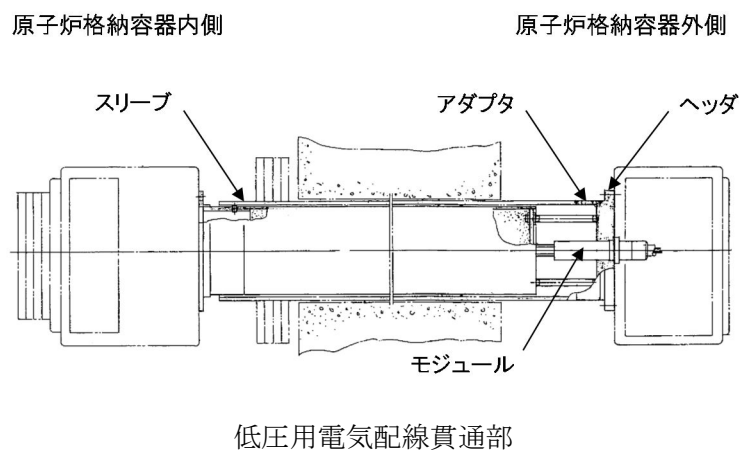


図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (4/5)

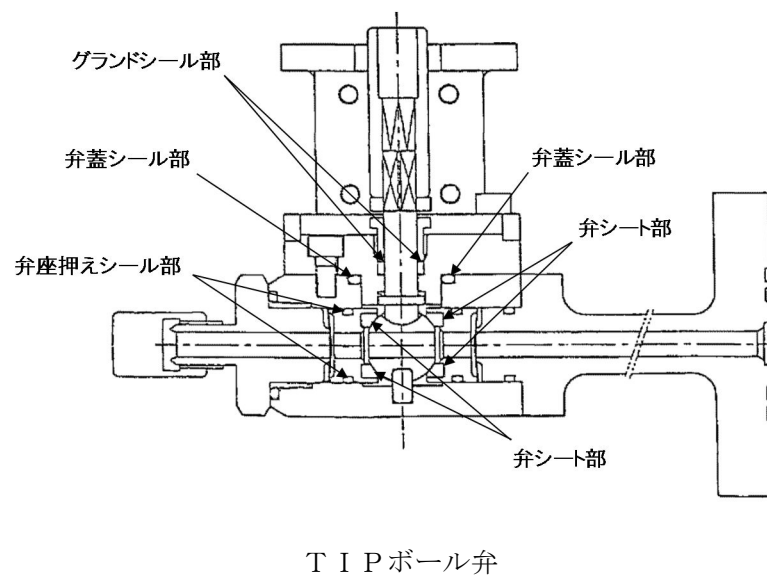


図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (5/5)

V-1-8-3 原子炉格納施設の基礎に関する説明書

目 次

1. 構造概要	1
2. 基礎スラブの設計	5

1. 構造概要

原子炉格納施設の基礎は、その上部構造である原子炉本体の基礎（以下「RPV 基礎」という。）、原子炉格納容器（以下「PCV」という。）、その周囲の 1 次遮蔽壁（以下「シェル壁（S/W）」という。）、原子炉建屋原子炉棟（以下「原子炉棟」という）の外壁（以下「内部ボックス壁（I/W）」という。）を支持する基礎スラブである。

原子炉格納施設の基礎を含む原子炉建屋基礎盤は、格納容器の圧力バウンダリとしての機能を有している PCV 底部に該当する部分（以下「原子炉格納容器底部コンクリートマット」という。）並びに、原子炉格納施設（二次格納施設）にあたる原子炉棟のうち、原子炉格納容器底部コンクリートマット以外の基礎（以下「原子炉棟基礎」という。）及び原子炉建屋付属棟の基礎（以下「付属棟基礎」という。）で構成される基礎スラブである。

原子炉棟基礎は、PCV 底部の圧力バウンダリを構成する原子炉格納容器底部コンクリートマットと一体となっている。その平面規模は、南北方向 45.5 m、東西方向 42.5 m、厚さは 5.0 m で、付属棟基礎と一体となっており、付属棟基礎を含む平面規模は、南北方向 68.5 m、東西方向 68.25 m となっている。

原子炉格納施設の基礎は、支持地盤である砂質泥岩上に人工岩盤を介して設置される鉄筋コンクリート構造物であり、コンクリートの設計基準強度は $F_c = 22.1 \text{ N/mm}^2$ (225 kgf/cm^2) とし、鉄筋は SD35 (SD345 相当) を用いる。

原子炉格納施設の基礎を含む原子炉建屋基礎盤の概略平面図及び概略断面図を図 1-1 及び図 1-2 に示す。

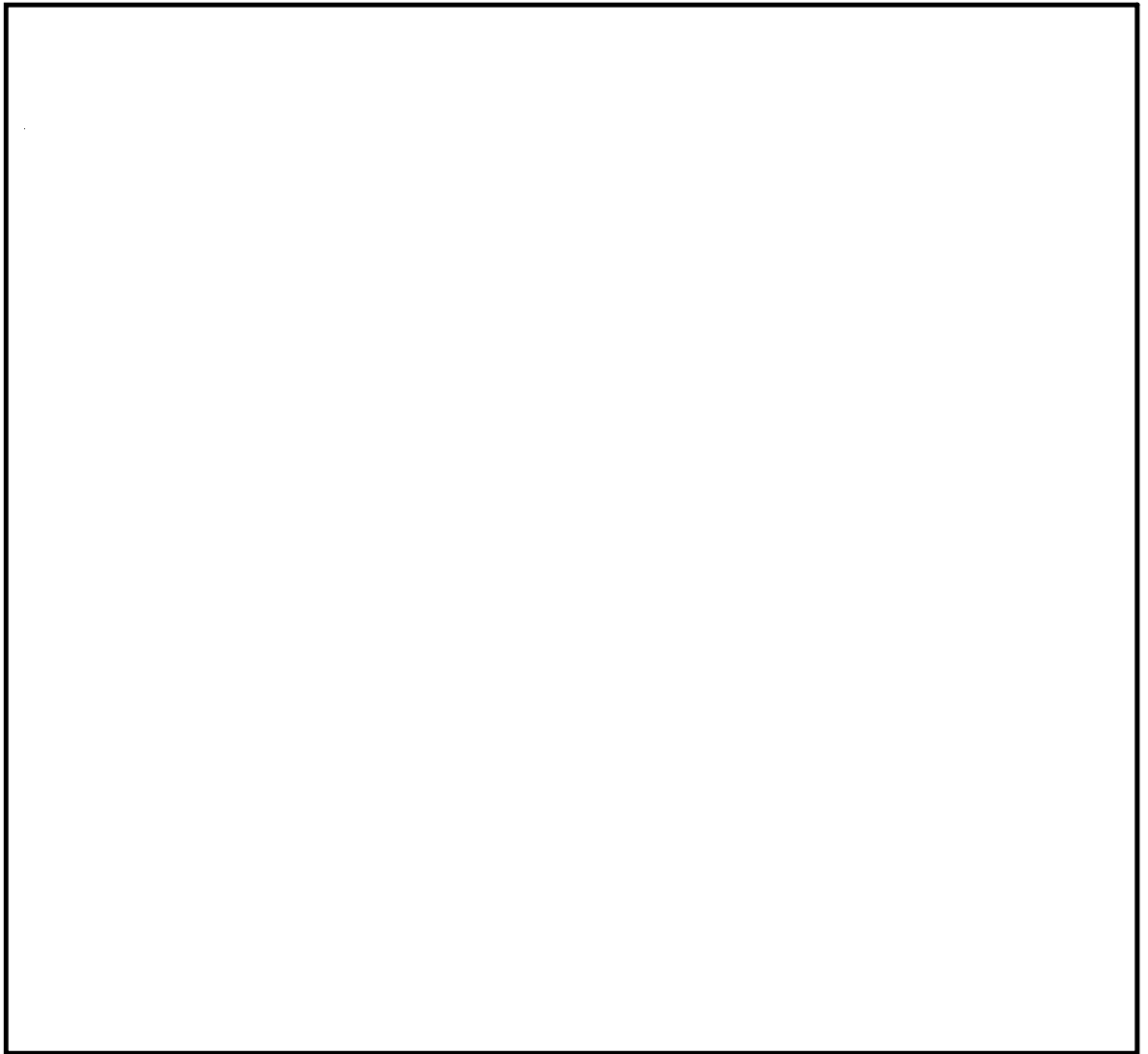


図 1-1 原子炉格納施設の基礎を含む原子炉建屋基礎盤の概略平面図 (EL. -4.0 m)

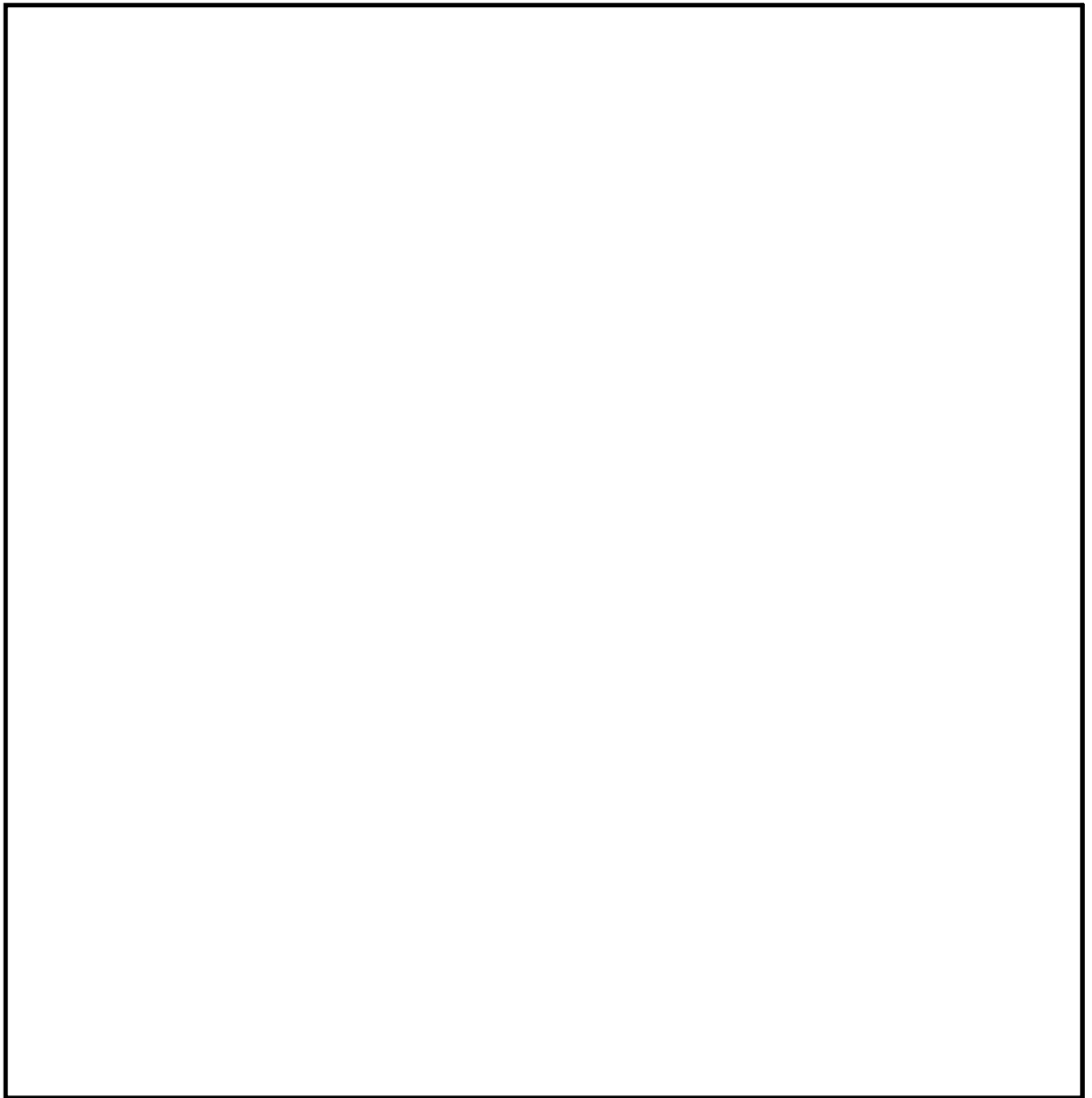


図 1-2 (1/2) 原子炉格納施設の基礎を含む概略断面図 (A-A 断面)

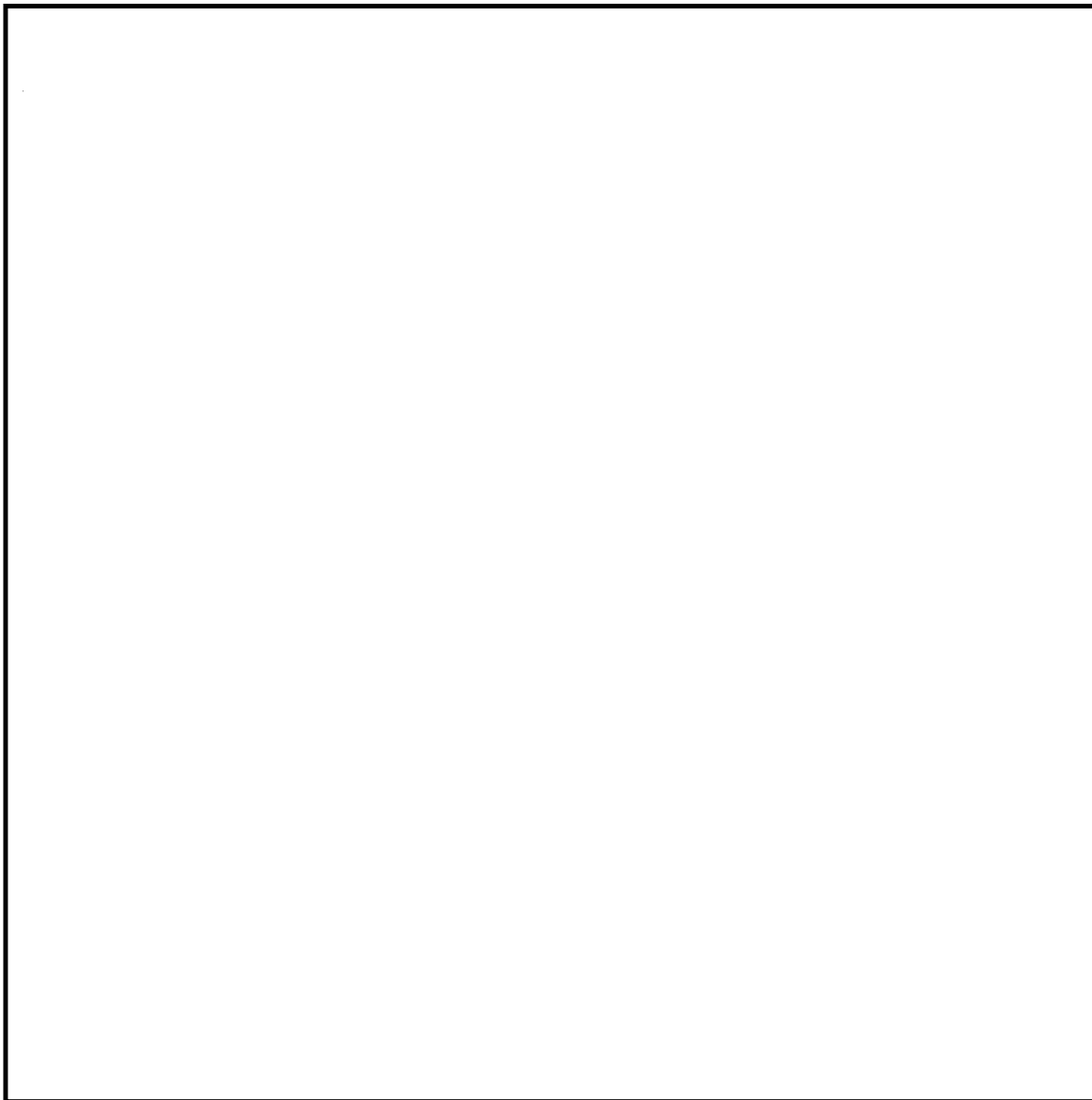


図 1-2 (2/2) 原子炉格納施設の基礎を含む概略断面図 (B-B 断面)

2. 基礎スラブの設計

今回、基準地震動の策定及び原子炉格納容器が重大事故等対処施設として申請範囲となったことに伴い、原子炉格納容器底部コンクリートマット並びに原子炉棟基礎及び付属棟基礎含む原子炉建屋基礎盤は、弾性設計用地震動 S_d による地震力または静的地震力のいずれか大きい方の地震力及び基準地震動による地震力に対して、また、重大事故等時の状態において、十分な強度を有すること及びそれを支持する地盤が十分な支持力を有することができる設計とする。

ここで、原子炉建屋基礎盤は、原子炉格納施設（二次格納施設）にあたる原子炉棟と付属棟で共有されていることから、以降、原子炉建屋基礎盤の基礎スラブとして検討を行う。

なお、原子炉格納容器底部コンクリートマットの基礎の健全性評価及び地盤の健全性評価の詳細については、V-2-9-1-1-1「原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書」に、原子炉棟基礎及び付属棟基礎の詳細については、V-2-9-1-13「原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書」において説明する。

V-1-8-4 圧力低減設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書

目 次

	頁
1. 概 要	1
2. 基本方針	2
2.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH.....	2
2.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH.....	2

1. 概 要

本書類は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第44条第1項第5号及び第54条第1項第1号並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）により、原子炉格納施設の「圧力低減設備その他の安全設備」のうちサプレッション・プールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプが、原子炉格納容器内の圧力、水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭（以下「有効 NPSH」という。）において、正常に機能することを説明するとともに、サプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプについても想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明するものである。

また、有効 NPSH 以外の温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して有効に機能を発揮することについては、添付書類「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

なお、設計基準対処施設に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請においては変更は行わない。

今回、新たに重大事故等対処設備として申請する「圧力低減設備その他の安全設備」のうちサプレッション・プールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転する代替循環冷却系ポンプ及びサプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器除熱のために運転する常設低圧代替注水系ポンプについて、想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明する。

2. 基本方針

2.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効NPSH

重大事故等時において，原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」としてサプレッション・プールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは，想定される原子炉格納容器内の圧力，水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響によるろ過装置の性能評価により想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能する設計とする。

2.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効NPSH

重大事故等時において，原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」として代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは，各水源タンク等の圧力，水位及び温度により想定される最も小さい有効NPSH において，正常に機能する設計とする。