

VI-1-7 放射線管理施設の説明書

VI-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

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	2
2.2.1 最終ヒートシンクの確保の監視に必要なパラメータの計測	2
2.2.2 燃料プールの監視に必要なパラメータの計測	2
2.2.3 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定	2
2.2.4 重大事故等時における周辺モニタリング設備	3
2.2.5 重大事故等時における気象観測設備	3
2.2.6 重大事故等時における緊急時対策所内外のモニタリング設備	4
3. 放射線管理用計測装置の構成	5
3.1 プロセスモニタリング設備	5
3.1.1 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置	5
3.1.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置	9
3.2 エリアモニタリング設備	16
3.2.1 緊急時対策所の線量当量率を計測する装置	16
3.2.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置	18
3.3 固定式周辺モニタリング設備	24
3.3.1 モニタリングポスト	24
3.4 移動式周辺モニタリング設備	26
3.4.1 可搬式モニタリングポスト	26
3.4.2 GM汚染サーベイメータ	28
3.4.3 NaIシンチレーションサーベイメータ	29
3.4.4 $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータ	30
3.4.5 電離箱サーベイメータ	31
3.5 可搬式気象観測装置	32
3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存	34
3.6.1 計測結果の指示又は表示	34
3.6.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存	34
3.6.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存	34
3.7 その他	39
3.7.1 海上モニタリングについて	39
3.7.2 放射線計測器の保有等について	39
4. 放射線管理用計測装置の計測範囲及び警報動作範囲	40
4.1 放射線管理用計測装置の計測範囲	40
4.2 放射線管理用計測装置の警報動作範囲	40

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63条、第65条、第67条、第68条、第69条、第73条、第75条及び第76条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置の構成、計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。あわせて、技術基準規則第34条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録、保存及び外部電源が喪失した場合の計測についても説明する。

なお、技術基準規則第34条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置のうち設計基準対象施設としてのみ使用する計測装置の構成、計測範囲及び技術基準規則第47条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置の警報機能に関しては、周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率を計測するための固定式周辺モニタリング設備の伝送系以外の要求事項に変更がないため、今回の申請において当該部以外の変更は行わない。

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

2. 基本方針

2.1 設計基準対象施設に関する計測

周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率を計測するための固定式周辺モニタリング設備は、非常用ディーゼル発電設備に接続するとともに、モニタリングポスト用無停電電源装置（1号機設備、1、2、3号機共用（以下同じ。））及びモニタリングポスト用発電機（1号機設備、1、2、3号機共用（以下同じ。））を有し、電源の供給元の切替時に発生する短時間の停電時においても電源を供給できる設計とする。指示値は中央制御室（「1、2号機共用」（以下同じ。））及び緊急時対策所へ表示し、中央制御室及び緊急時対策所までの伝送は多様性を有する設計とする。

管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率を計測するためのエリアモニタリング設備のうち、原子炉建物放射線モニタ（燃料取替階エリア）、プロセスモニタリング設備のうち、燃料取替階放射線モニタは、外部電源が喪失した場合でも計測できるよう、非常用ディーゼル発電設備から給電できる設計とする。

技術基準規則第34条及びその解釈に基づき、計測装置の計測結果は、中央制御室に原則表示し、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とする。ただし、断続的な試料の分析を行う場合は、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。また、モニタリングポスト（1号機設備、1、2、3号機共用（以下同じ。））の計測結果は、中央制御室及び緊急時対策所に表示し、中央制御室の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。

2.2 重大事故等対処設備に関する計測

2.2.1 最終ヒートシンクの確保の監視に必要なパラメータの計測

技術基準規則第 63 条, 第 65 条, 第 67 条及び第 68 条並びにその解釈に基づき, 炉心の著しい損傷が発生した場合に, 原子炉格納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における放射性物質を含む気体の排気を検出及び放射性物質濃度を計測するための設備として, 格納容器フィルタベント系の第 1 ベントフィルタ出口側配管近傍に第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ) 及び第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) を設け, 計測結果は中央制御室に表示し, 緊急時対策所にて記録及び保存できる設計とする。また, 直流電源が必要な場合には, 常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

2.2.2 燃料プールの監視に必要なパラメータの計測

技術基準規則第 69 条及びその解釈に基づき, 燃料貯蔵設備に係る重大事故等時*に燃料プールの上部線量当量率の監視に必要な設備として, 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) 及び燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) を設置し, 燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり計測可能な設計とし, 計測結果は中央制御室に表示し, 緊急時対策所にて記録及び保存できる設計とする。また, 直流電源が必要な場合には, 常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

注記* : 燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり。

- a. 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 37 条 3-1(a) 及び(b) で定義する想定事故 1 (使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより, 使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し, 蒸発により水位が低下する事故) 及び想定事故 2 (サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し, 使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故) において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下
- b. 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合

2.2.3 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定

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, 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル), 格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ), 第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ), 第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ), 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) 及び燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) 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。) の故障により, 当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において, 当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設ける設計とする。

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, 格納容器破損防止対策及び使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷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, 格納容器破損防止対策及び使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷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を計測する装置は, 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格納容器内の線量当量率, 最終ヒートシンクの確保の監視及び燃料プールの監視に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に, 代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

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(計測可能範囲)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保安規定に定めて管理する。

原子炉格納容器内の線量当量率, 最終ヒートシンクの確保の監視及び燃料プールの監視に必要なパラメータは, 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, 格納容器破損防止対策及び使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷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表示し, 緊急時対策所にて記録及び保存できる設計とする。

重大事故等の対応に必要なパラメータは, SPDSデータ収集サーバ, SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム(SPDS) (「1, 2, 3号機共用(SPDSデータ収集サーバは1, 2号機共用)」(以下同じ。))に電磁的に記録, 保存し, 電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また, 記録は必要な容量を保存できる設計とする。

2.2.4 重大事故等時における周辺モニタリング設備

技術基準規則第75条及びその解釈に基づき, 重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し, 及び測定し, 並びにその結果を記録するために, 移動式周辺モニタリング設備を保管する。

移動式周辺モニタリング設備の計測範囲は, 重大事故等時の放射線量を計測可能な設計とし, 現場にて指示又は表示する設計とする。また, 測定結果は記録及び保存できる設計とする。なお, 移動式周辺モニタリング設備のうち, 可搬式モニタリングポストは, 固定式周辺モニタリング設備の機能が喪失しても, 代替しうる原子力災害対策特別措置法第10条第1項及び第15条第1項に定められた事象の判断に必要な十分な個数を含み, 原子炉格納施設を囲む8方位における放射線量の測定が可能な個数を保管する。

固定式周辺モニタリング設備は, 重大事故等時, 全交流電源が喪失した場合においても, 代替電源設備である常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)から電源供給ができる設計とする。また, 発電所の周辺海域の海上モニタリングを行うために海上を移動できる設備として使用する小型船舶を保管する。

2.2.5 重大事故等時における気象観測設備

技術基準規則第75条及びその解釈に基づき, 重大事故等が発生した場合に発電所において, 風向, 風速その他の気象条件を測定し, 及びその結果を記録するための設備として, 可

搬式気象観測装置を設ける設計とする。

2.2.6 重大事故等時における緊急時対策所内外のモニタリング設備

技術基準規則第76条及びその解釈に基づき、緊急時対策所内外の放射線量を監視、計測及び記録するために緊急時対策所内に可搬式エリア放射線モニタ及び緊急時対策所近傍に可搬式モニタリングポストを設け、計測結果を記録及び保存できる設計とする。

3. 放射線管理用計測装置の構成

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置における検出器から測定値の指示、表示及び記録に至るシステム構成及び電源構成については、「3.1 プロセスモニタリング設備」、「3.2 エリアモニタリング設備」、「3.3 固定式周辺モニタリング設備」、「3.4 移動式周辺モニタリング設備」、「3.5 可搬式気象観測装置」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置による計測結果の表示、記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」にてとりまとめる。

3.1 プロセスモニタリング設備

3.1.1 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置

(1) 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）

格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）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、格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録及び保存する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図3-1「格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の概略構成図」及び図3-2「検出器の構造図（格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）」参照。）

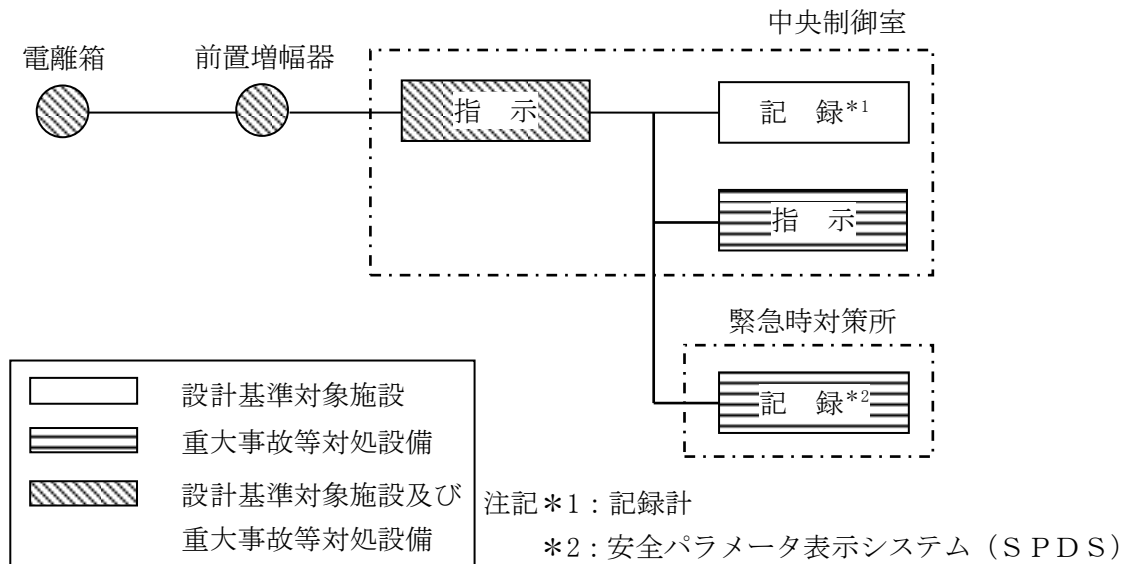


図3-1 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の概略構成図

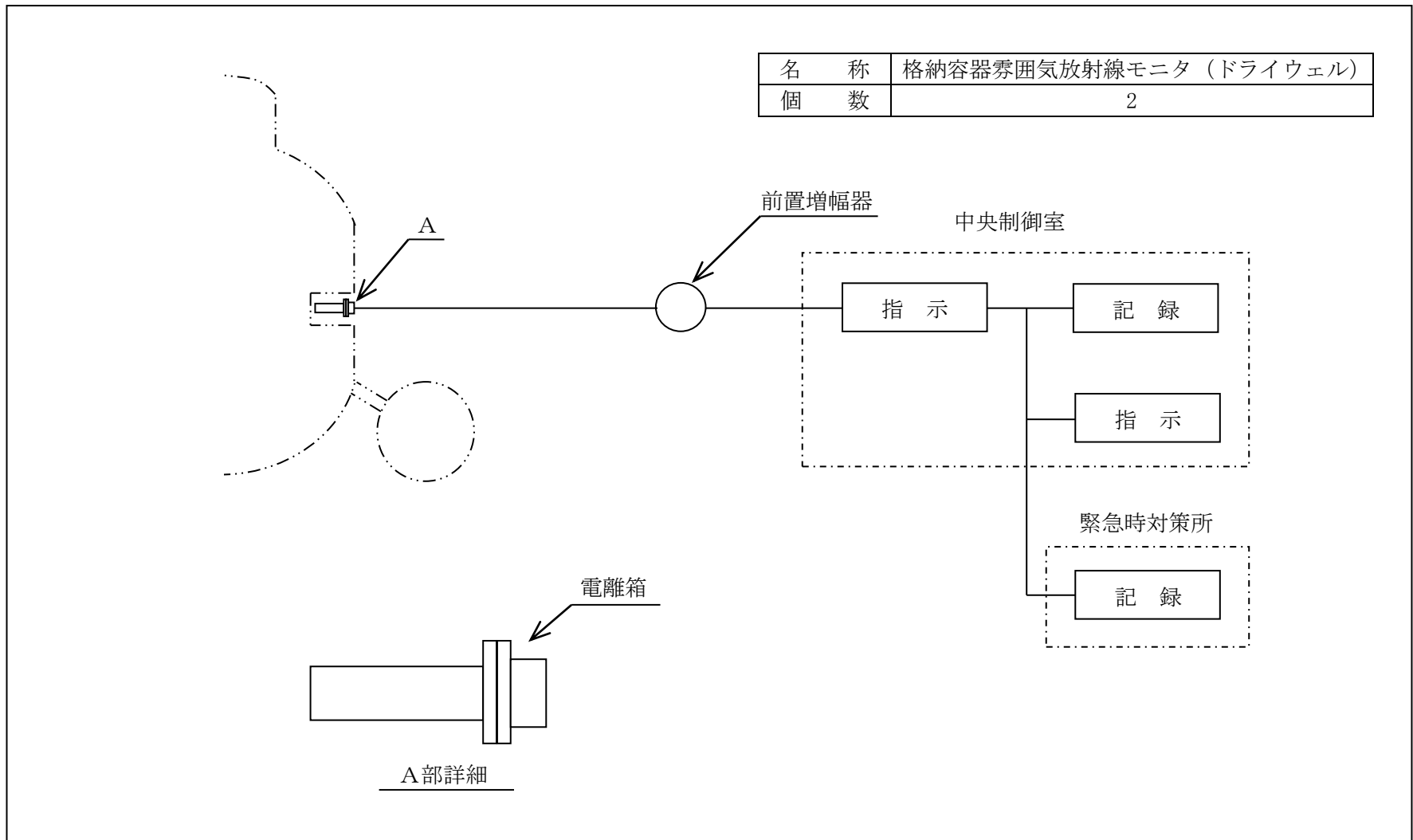


図 3-2 検出器の構造図 (格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル))

(2) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ)

格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ) 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、格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ) の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録及び保存する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3-3「格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ) の概略構成図」及び図3-4「検出器の構造図 (格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ))」参照。)

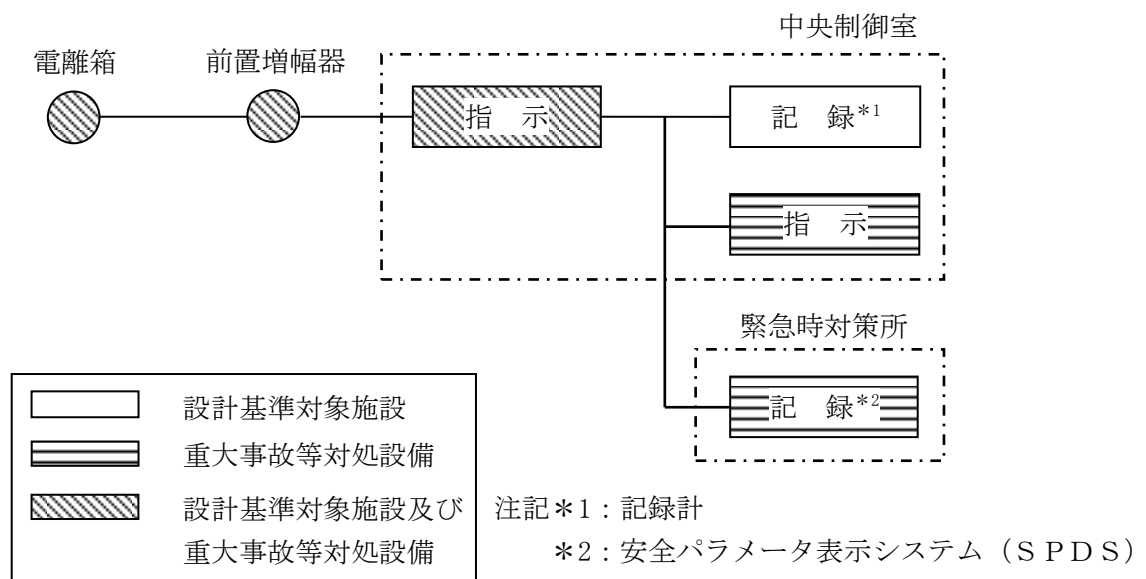


図3-3 格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ) の概略構成図

名 称	格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ)
個 数	2

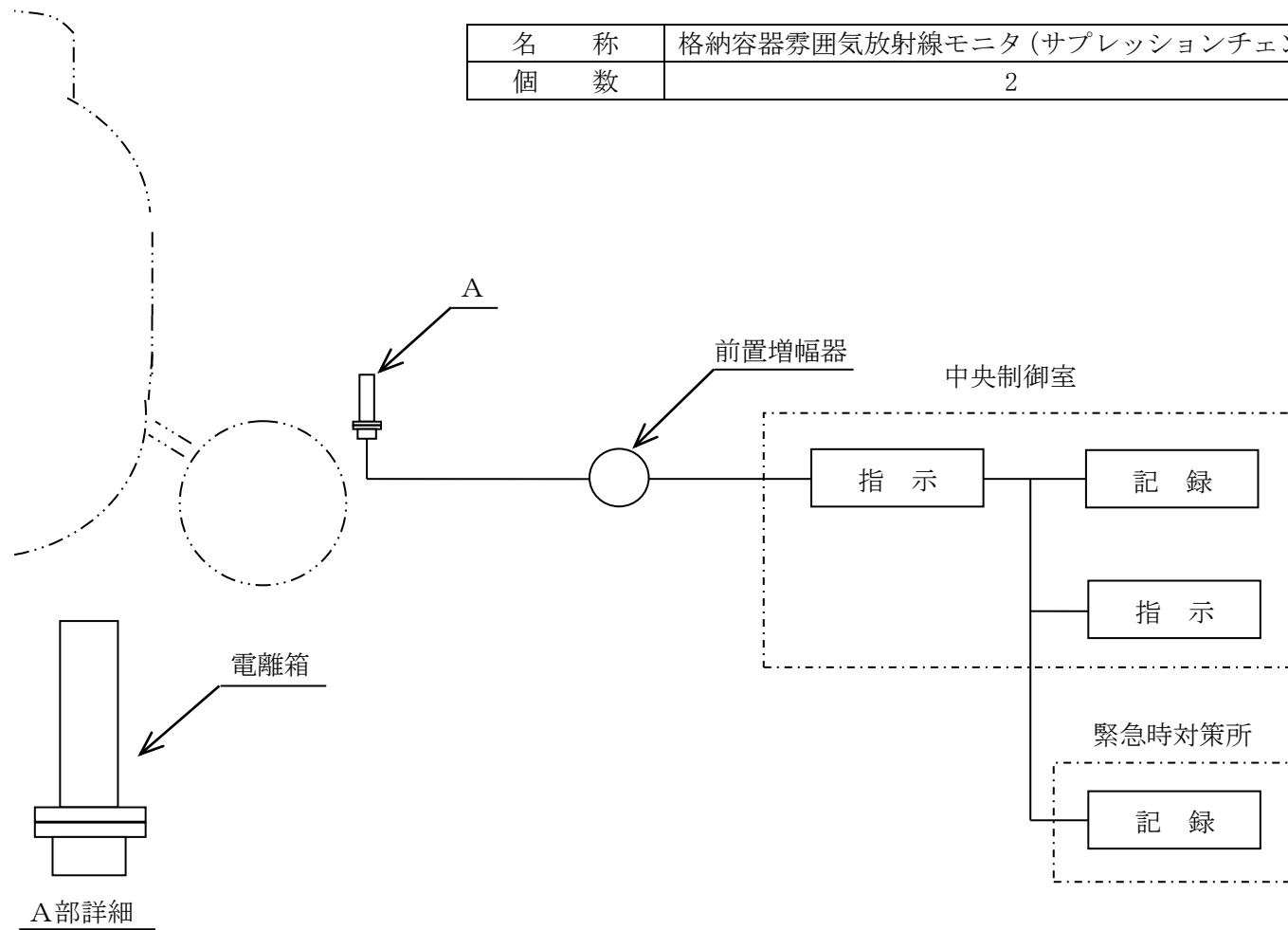


図 3-4 検出器の構造図 (格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ))

3.1.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置

(1) 燃料取替階放射線モニタ

設計基準対象施設に関する計測として、管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率を計測するための燃料取替階放射線モニタは、外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電設備からの給電により、使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測することができる。（図3-5「燃料取替階放射線モニタの概略電源系統図（交流電源）」参照。）

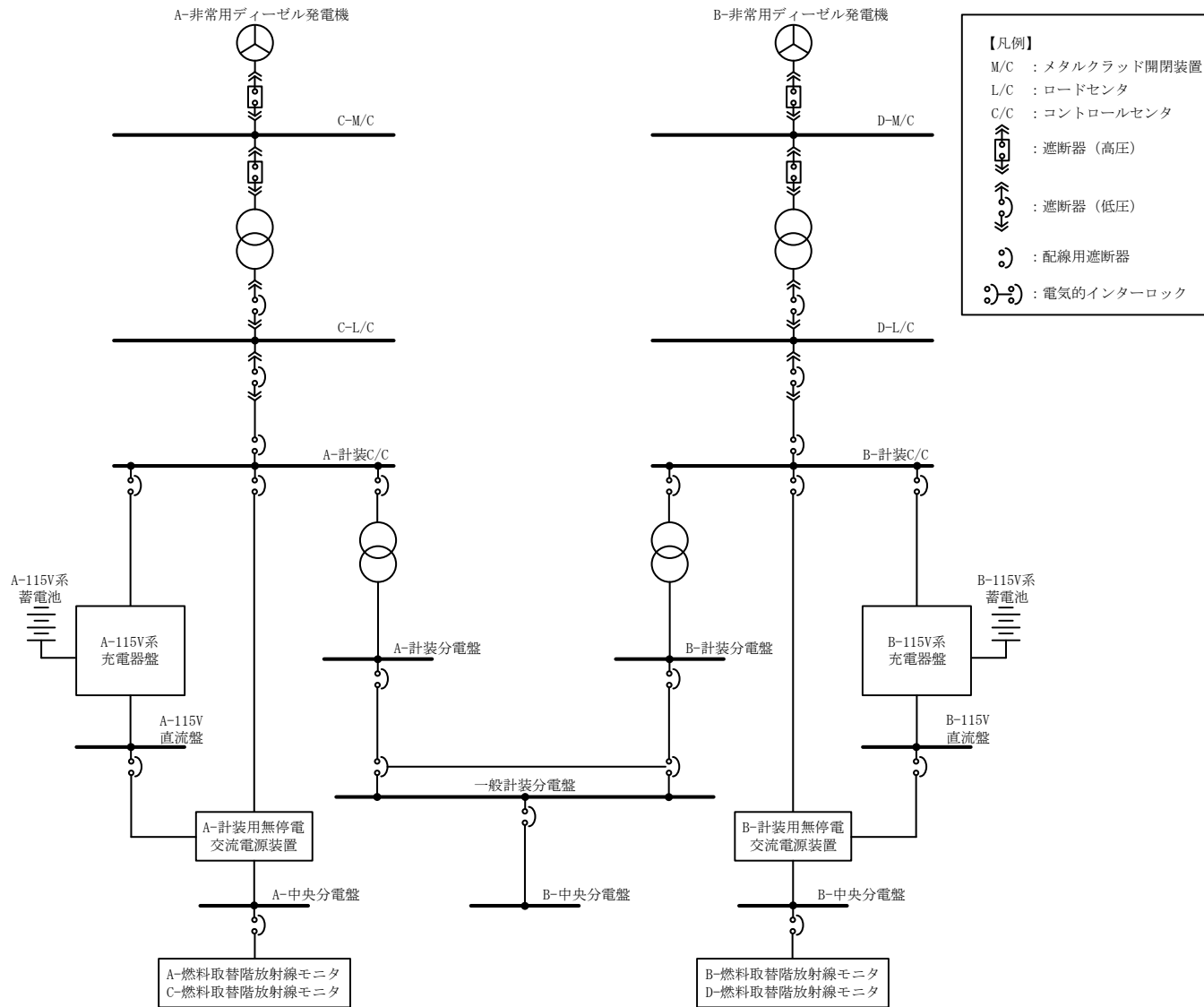


図 3-5 燃料取替階放射線モニタの概略電源系統図 (交流電源)

(2) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）

第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図3-6「第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）の概略構成図」及び図3-7「検出器の構造図（第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）」参照。）

直流電源が必要な場合には、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電が可能である。（図3-10「第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の概略電源系統図（直流電源）」参照。）

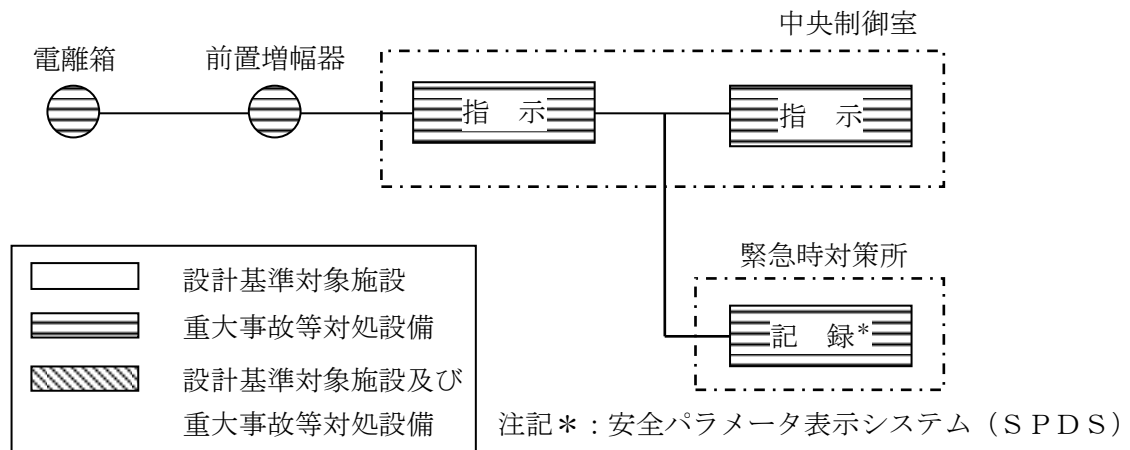


図3-6 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）の概略構成図

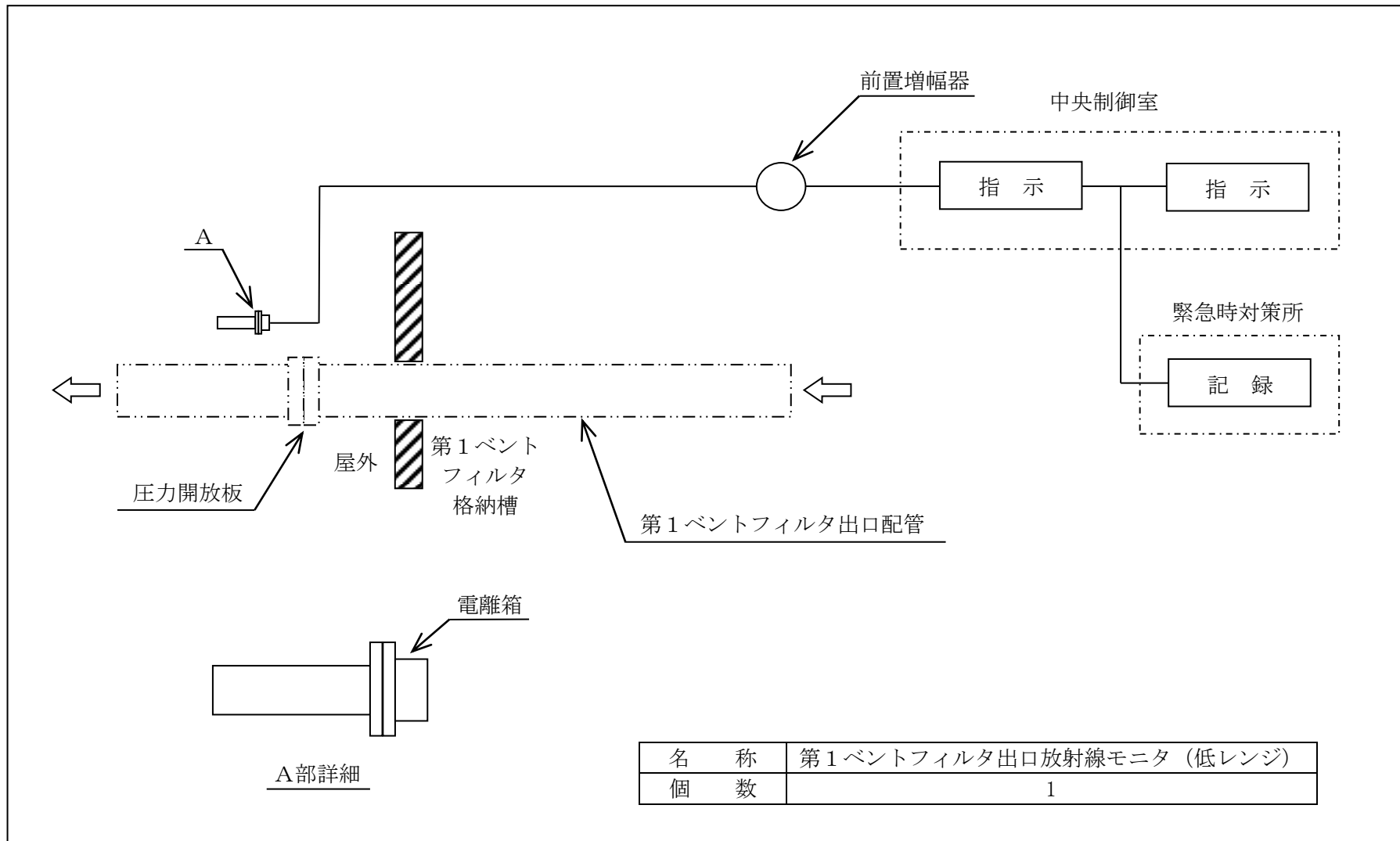


図 3-7 検出器の構造図 (第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ))

(3) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）

第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口配管の圧力開放板前に2個を設置している。

第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図3-8「第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の概略構成図」及び図3-9「検出器の構造図（第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）」参照。）

直流電源が必要な場合には、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電が可能である。（図3-10「第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の概略電源系統図（直流電源）」参照。）

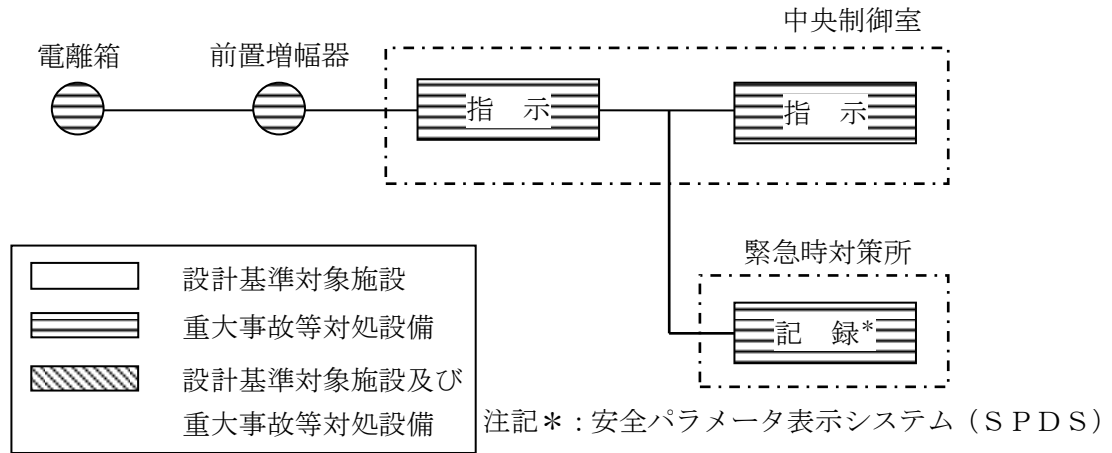


図3-8 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の概略構成図

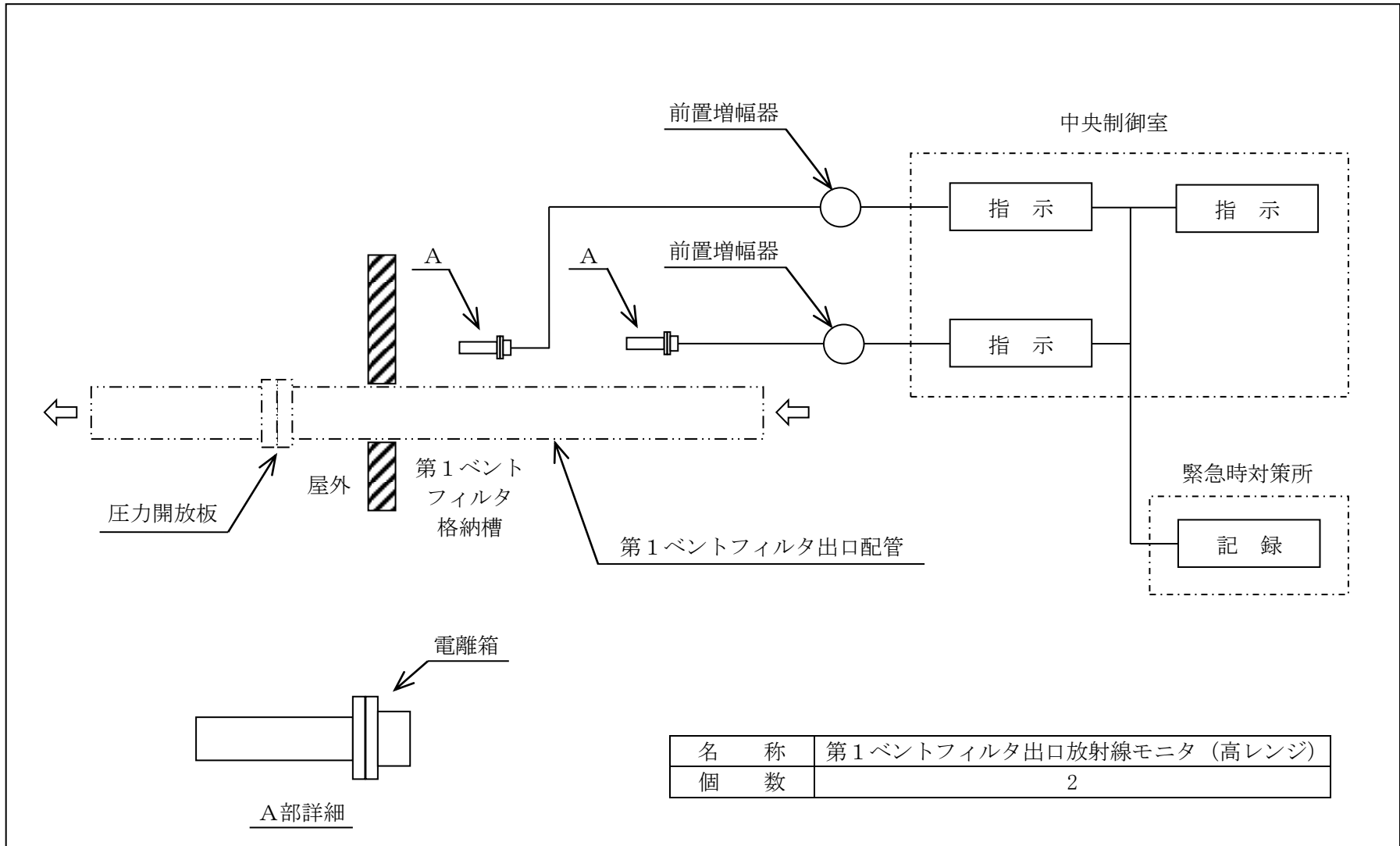


図3-9 検出器の構造図 (第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ))

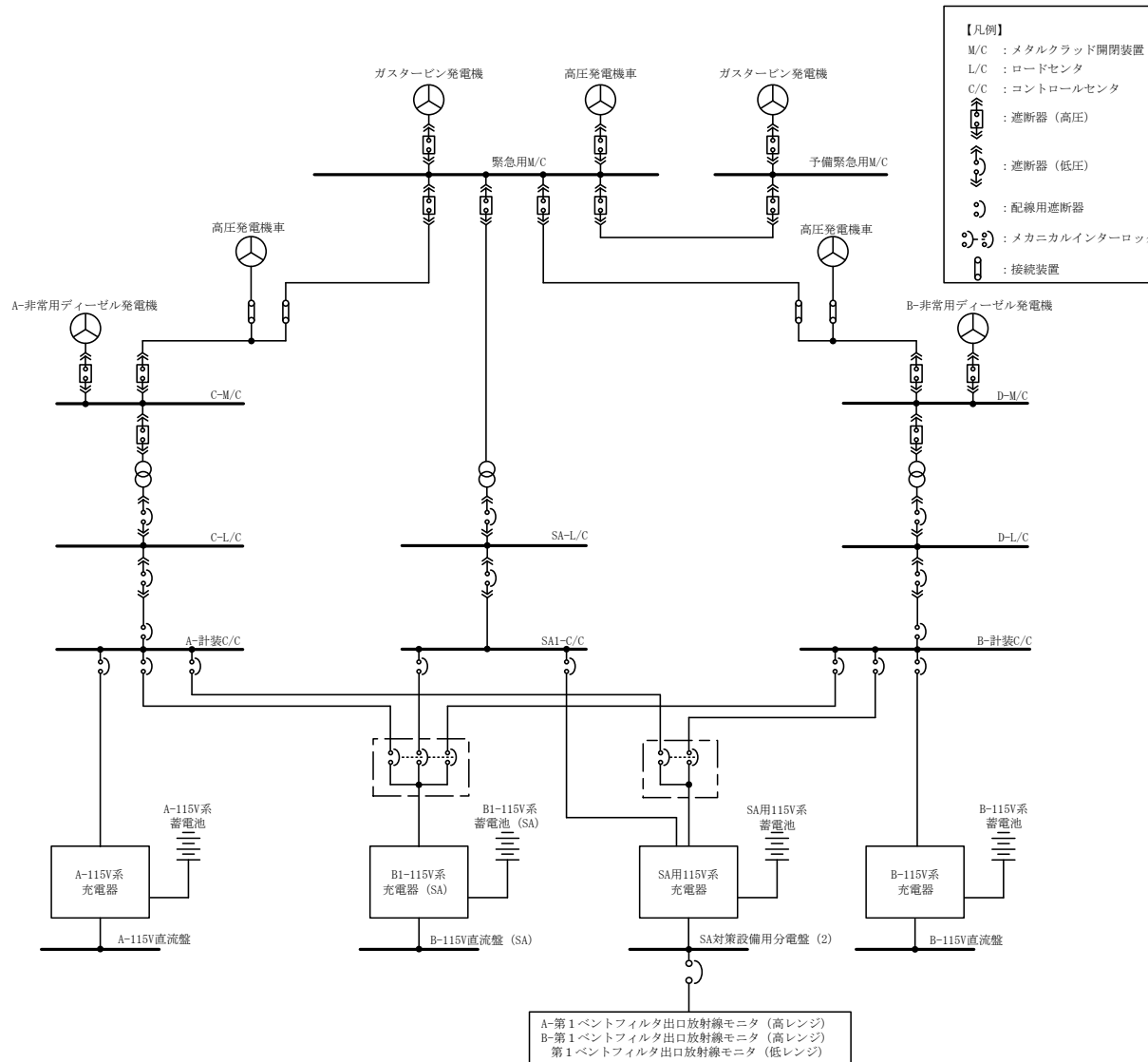


図 3-10 第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ) 及び第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) の概略電源系統図 (直流電源)

3.2 エリアモニタリング設備

3.2.1 緊急時対策所の線量当量率を計測する装置

(1) 可搬式エリア放射線モニタ

重大事故等時に使用する可搬式エリア放射線モニタは、緊急時対策所内の線量当量率を半導体式を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を測定装置にて線量当量率へ変換する処理を行った後、線量当量率を表示する。計測結果は電磁的に記録し、保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

なお、重大事故等時に使用する資機材として、可搬式エリア放射線モニタを中央制御室に配備する。(図3-11「可搬式エリア放射線モニタの概略構成図」及び図3-12「検出器の構造図(可搬式エリア放射線モニタ)」参照。)

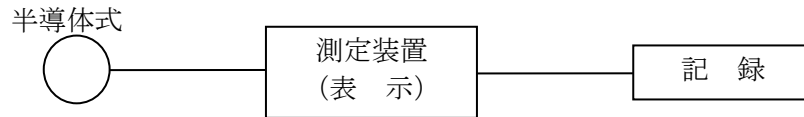
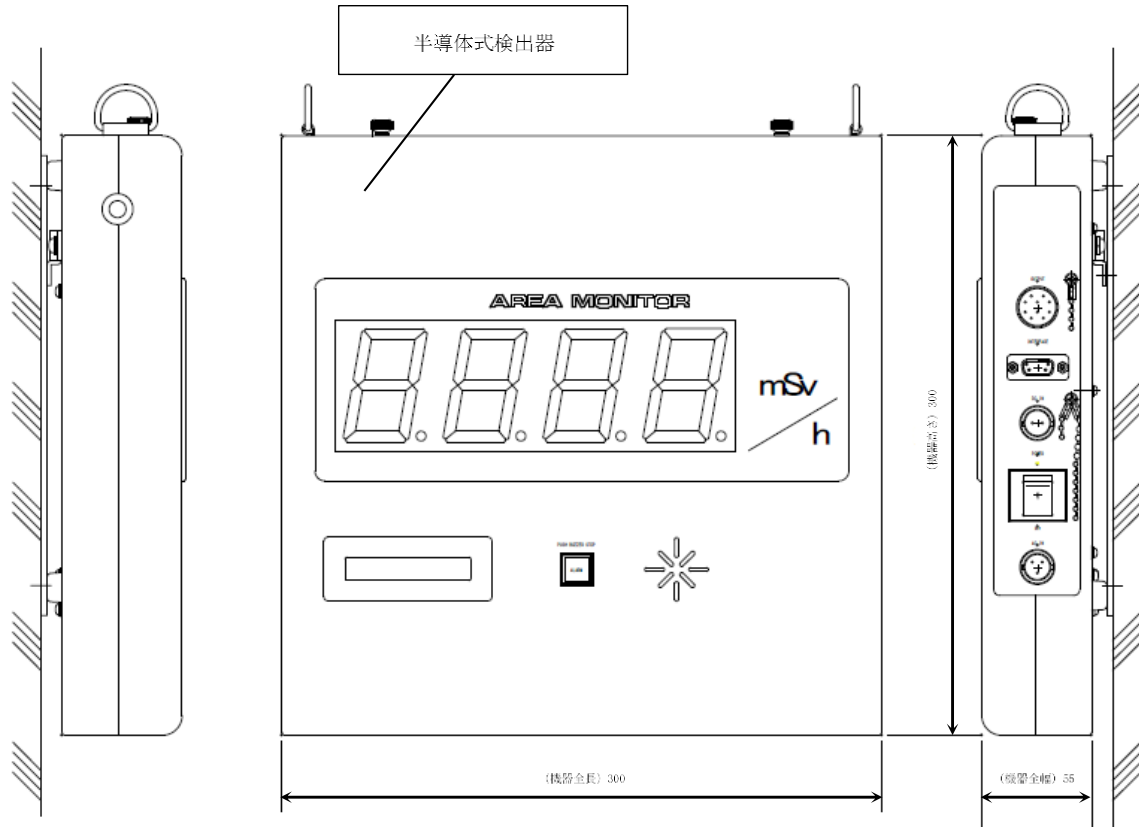


図 3-11 可搬式エリア放射線モニタの概略構成図



名 称	可搬式エリア放射線モニタ
個 数	1 (予備 1)

図 3-12 検出器の構造図 (可搬式エリア放射線モニタ)

3.2.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置

(1) 原子炉建物放射線モニタ（燃料取替階エリア）

設計基準対象施設に関する計測として、管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率を計測するための原子炉建物放射線モニタ（燃料取替階エリア）は、外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電設備からの給電により、使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測することができる。

（図3-13「原子炉建物放射線モニタ（燃料取替階エリア）の概略電源系統図（交流電源）」参照。）

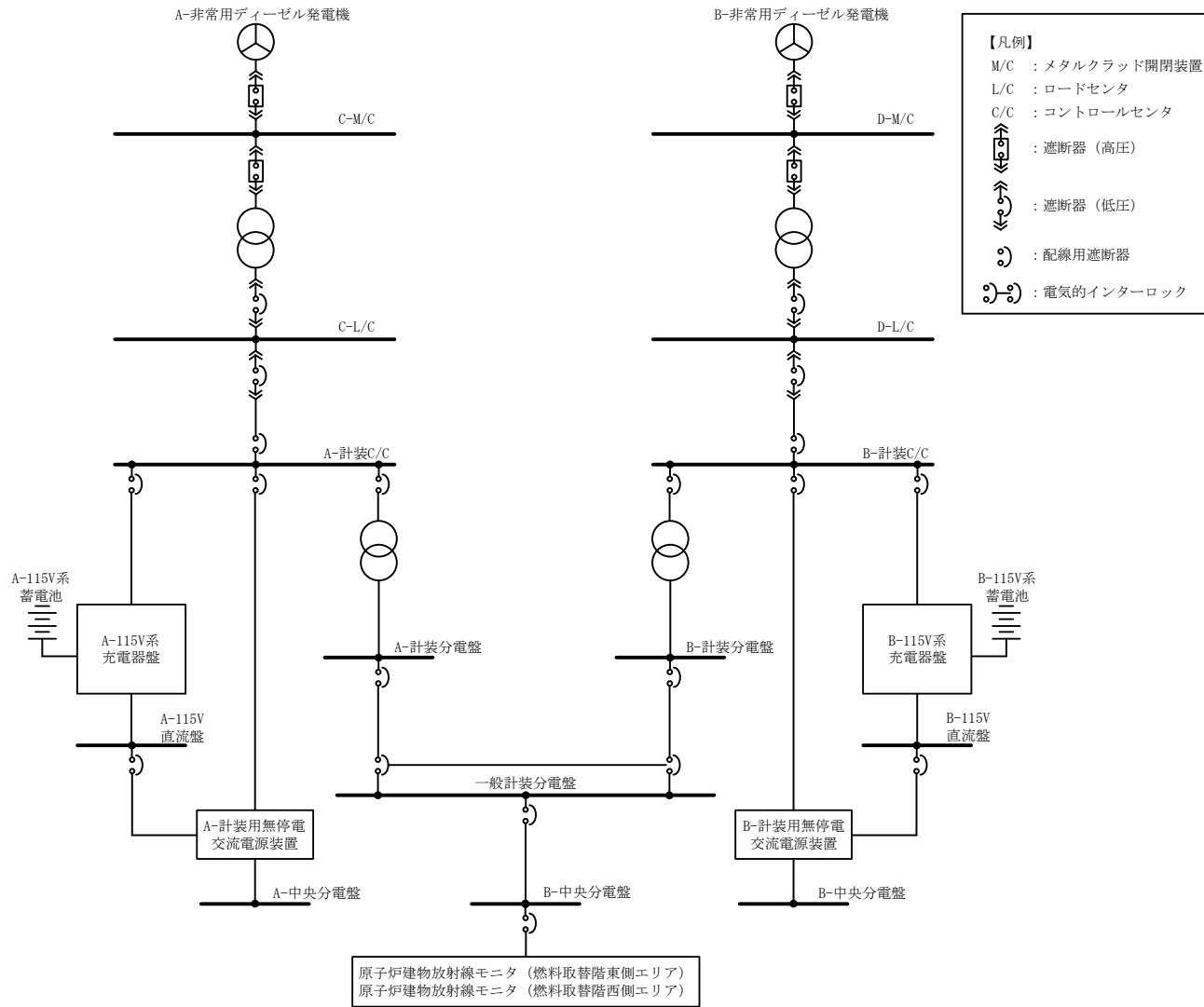


図 3-13 原子炉建物放射線モニタ（燃料取替階エリア）の概略電源系統図（交流電源）

(2) 燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）

燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図3-14「燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）の概略構成図」及び図3-16「検出器の構造図（燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）」参照。）

直流電源が必要な場合には、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電が可能である。（図3-17「燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の概略電源系統図（直流電源）」参照。）

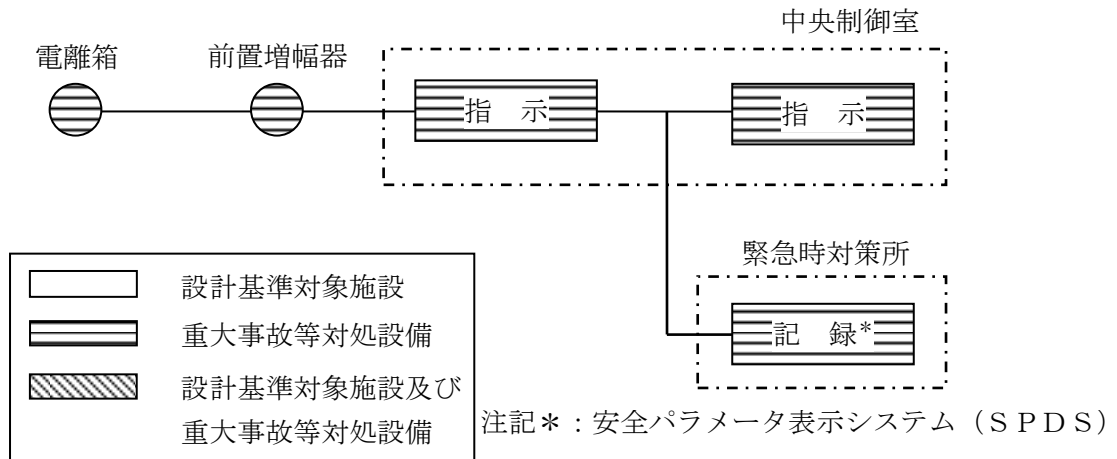


図3-14 燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）の概略構成図

(3) 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図3-15「燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の概略構成図」及び図3-16「検出器の構造図（燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）」参照。）

直流電源が必要な場合には、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電が可能である。（図3-17「燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の概略電源系統図（直流電源）」参照。）

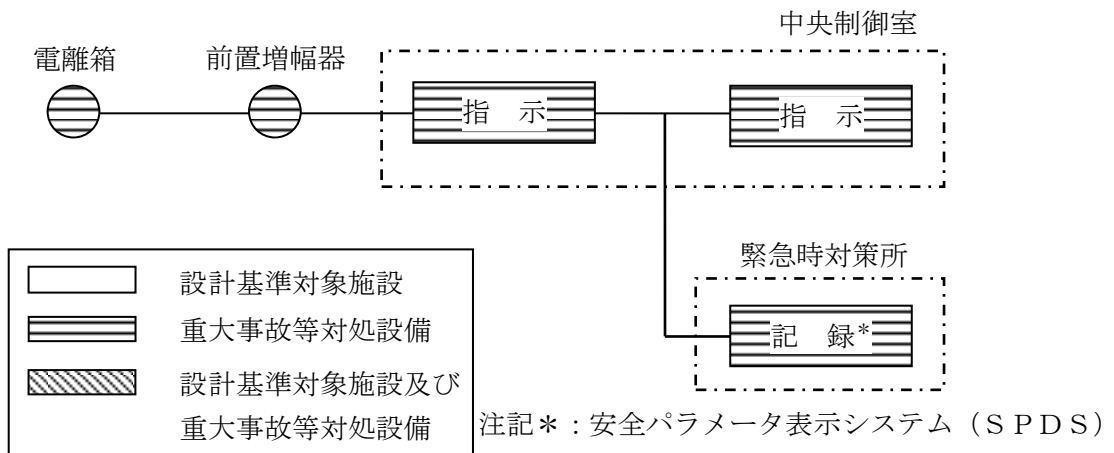


図3-15 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の概略構成図

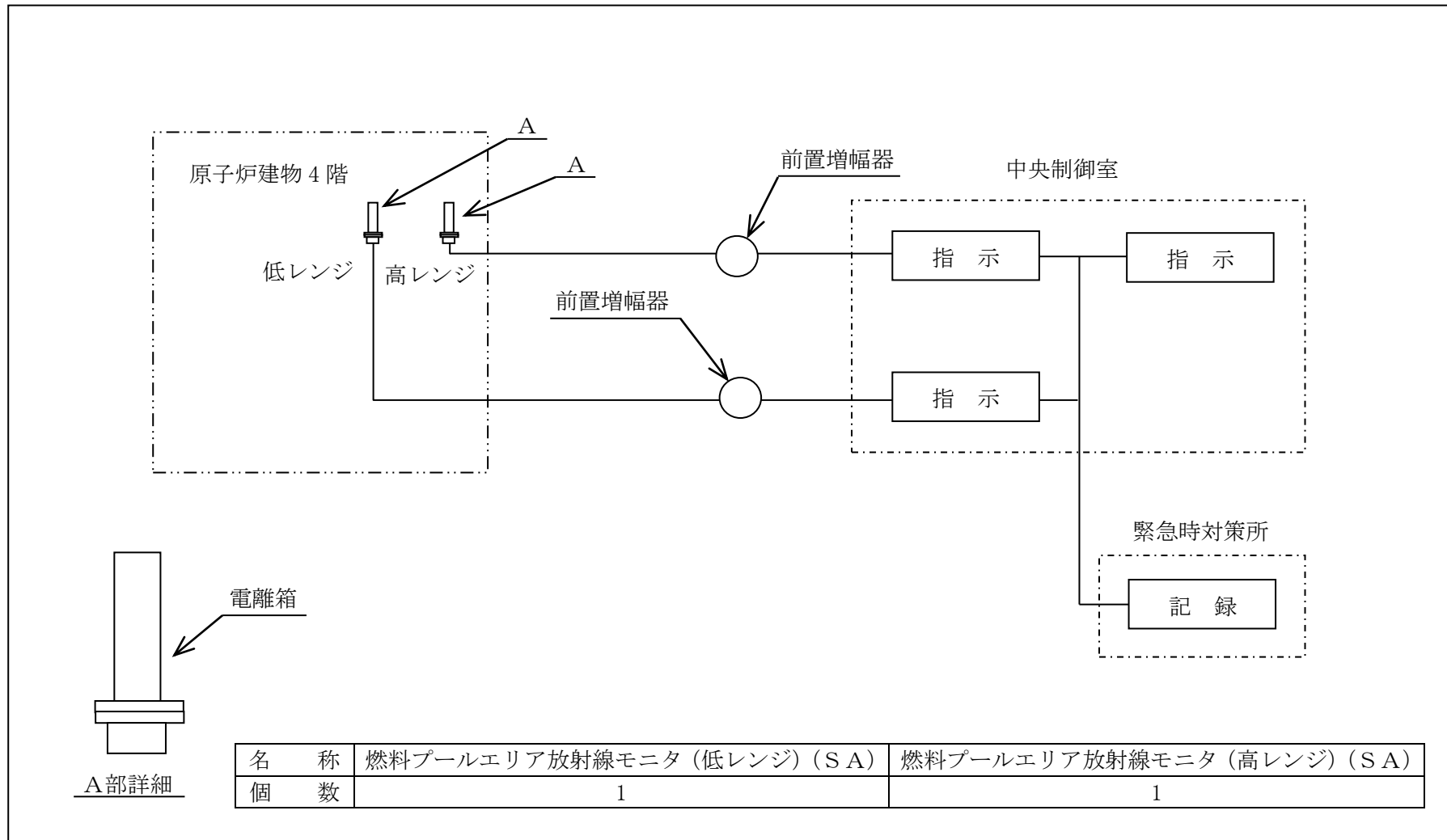


図 3-16 検出器の構造図 (燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (S A) 及び燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (S A))

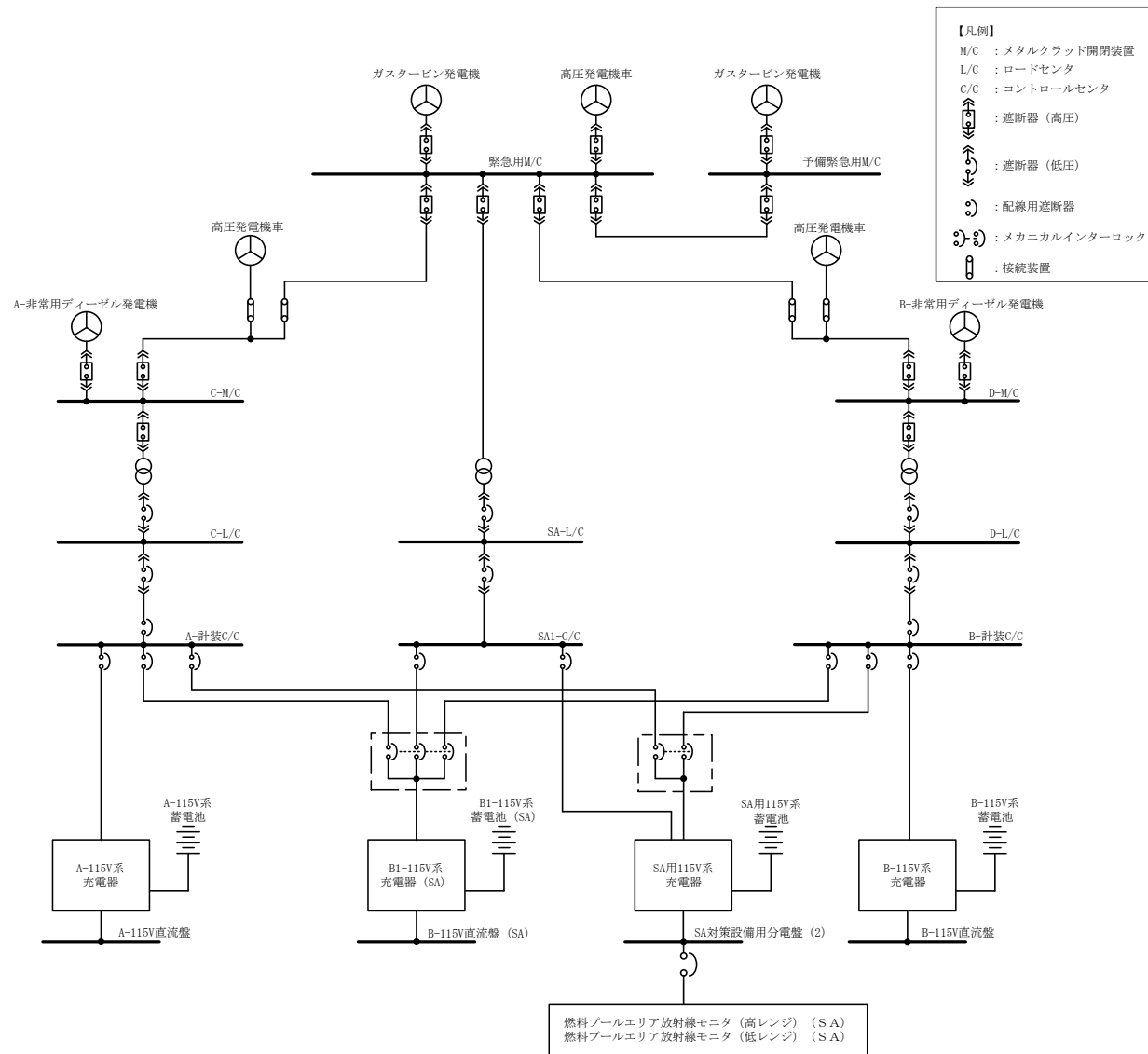


図 3-17 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) 及び燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) の概略電源系統図 (直流電源)

3.3 固定式周辺モニタリング設備

周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率を監視，測定及び記録するために設置する固定式周辺モニタリング設備は，設計基準対象施設として，非常用ディーゼル発電設備により，電源復旧までの間，電源を供給できる設計とし，さらに，モニタリングポスト用無停電電源装置及びモニタリングポスト用発電機を有し，電源の供給元の切替時に発生する短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。重大事故等が発生した場合，全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備から計装分電盤を介して電源供給ができる設計とする。

なお，設計基準対象施設として，中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策所までのデータ伝送系は多様性を有する設計とする。指示値は中央制御室及び緊急時対策所に表示し，監視できる設計とする。計測結果は，中央制御室の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。記録及び保存については，「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。（図3-18「固定式周辺モニタリング設備の概略構成図」及び図3-19「固定式周辺モニタリング設備の概略電源系統図」参照。）

3.3.1 モニタリングポスト

モニタリングポストは，検出器に入射したガンマ線を電気信号として測定装置へ出力し，空気吸収線量率の計測値を表示する。

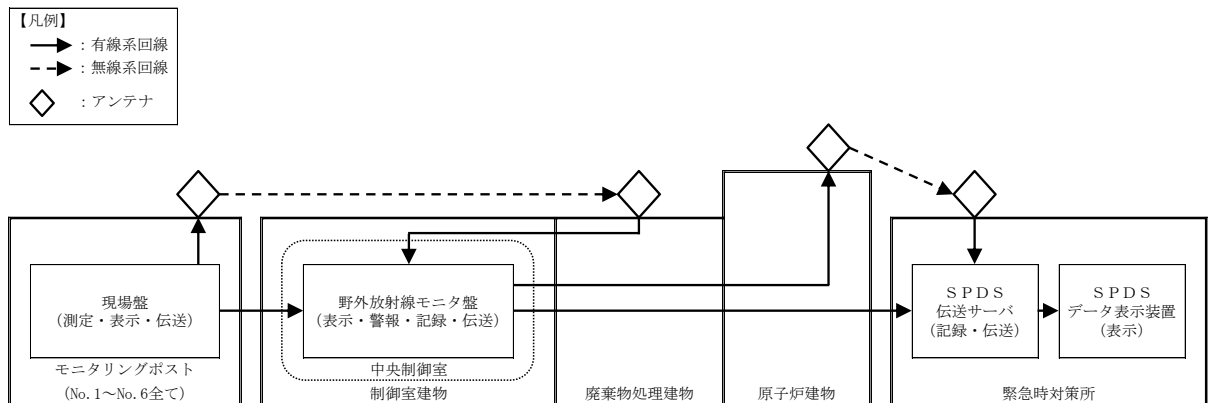


図3-18 固定式周辺モニタリング設備の概略構成図

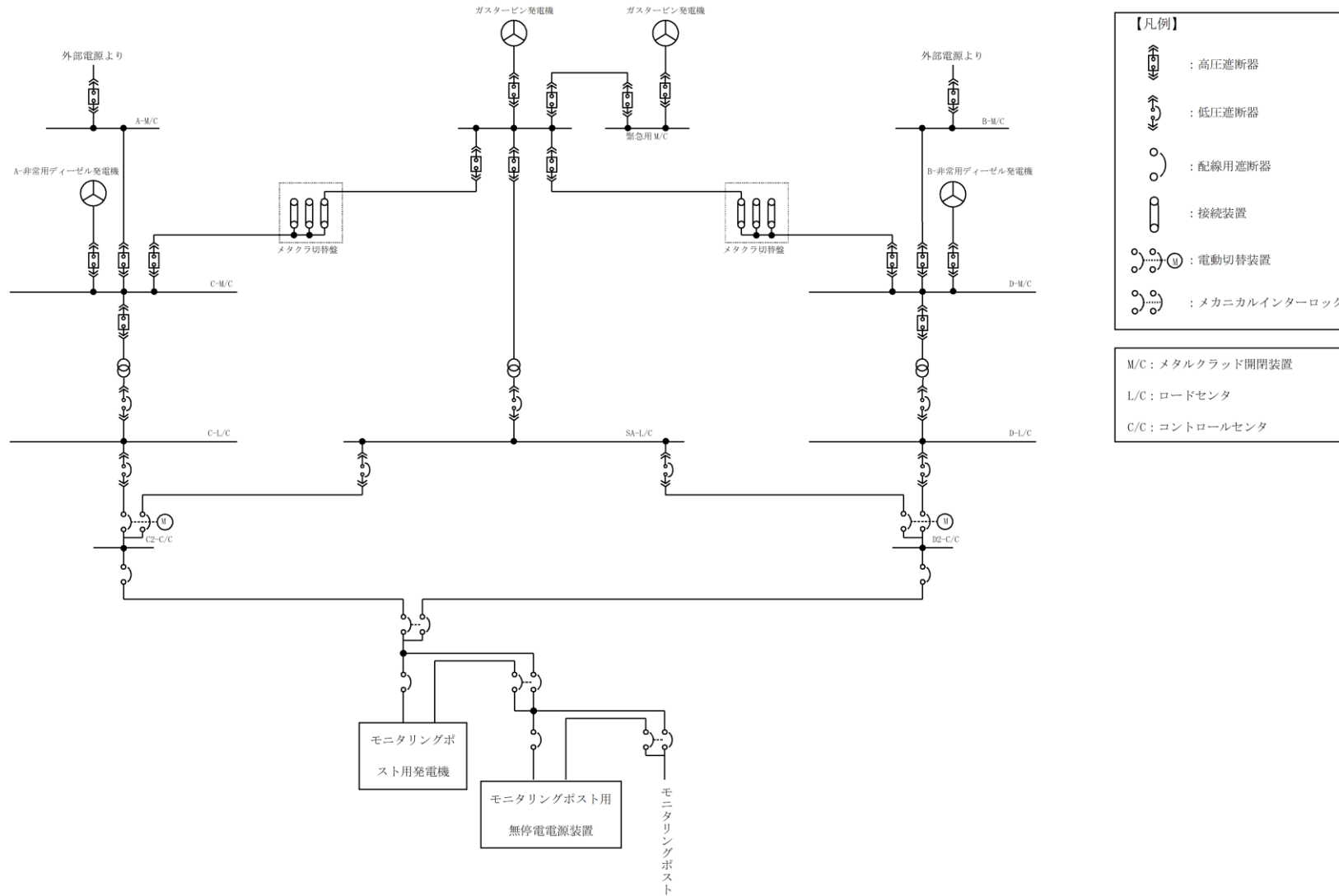


図 3-19 固定式周辺モニタリング設備の概略電源系統図

3.4 移動式周辺モニタリング設備

3.4.1 可搬式モニタリングポスト

重大事故等が発生した場合に、固定式周辺モニタリング設備が機能喪失した場合の代替測定装置及び発電用原子炉施設周囲の空間線量率の監視、測定及び記録するための可搬式モニタリングポストは、2種類の検出器を用いて空気吸収線量率を測定する。

NaI(Tl)シンチレーションは、検出器に入射したガンマ線により発生した光電子を光電子増倍管にて電気信号に変換、増幅した後、測定装置にて空気吸収線量率へ変換し表示する。

半導体式は、検出器に入射した放射線を電気信号へと変換した後、測定装置にて空気吸収線量率へ変換し表示する。また、表示される測定値は電磁的に記録し、保存する。

なお、測定値は伝送装置（衛星系回線）により、緊急時対策所へ伝送でき、緊急時対策所にて電磁的に記録し、保存できる設計とする。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

可搬式モニタリングポストは、重大事故等対処設備として、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視するために必要な個数である10台及び故障時のバックアップ用として予備2台を屋外に保管する。（図3-20「可搬式モニタリングポストの概略構成図」、図3-21「可搬式モニタリングポストの伝送概略図」及び図3-22「検出器の構造図（可搬式モニタリングポスト）」参照。）

NaI(Tl)シンチレーション
(光電子増倍管を含む。)

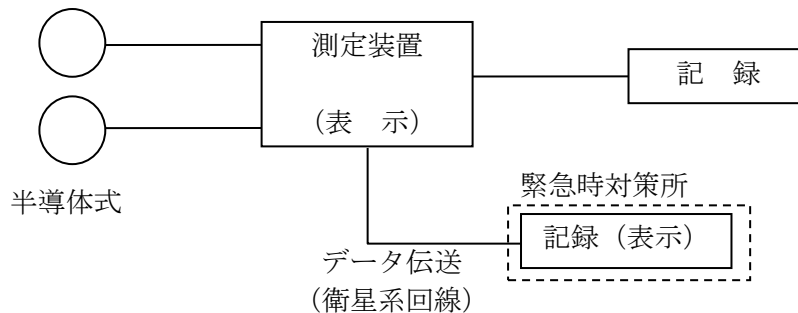


図3-20 可搬式モニタリングポストの概略構成図

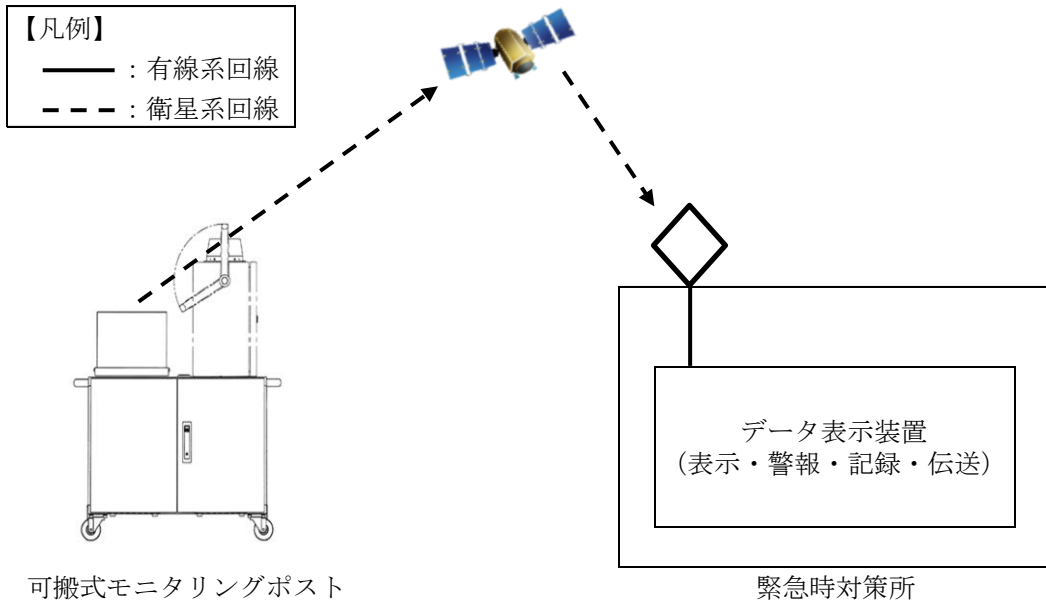
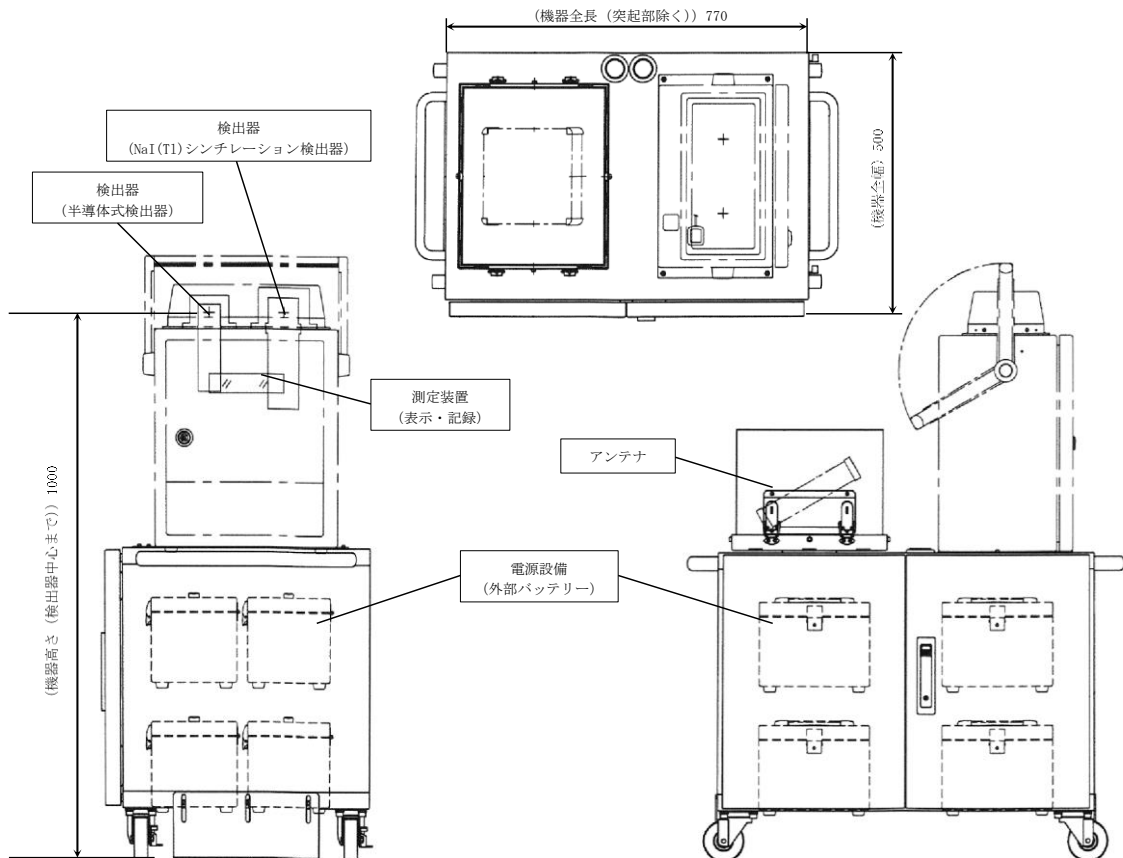


図 3-21 可搬式モニタリングポストの伝送概略図



名称	可搬式モニタリングポスト
個数	10 (予備 2)

図 3-22 検出器の構造図 (可搬式モニタリングポスト)

3.4.2 GM汚染サーベイメータ

重大事故等が発生した場合に、空气中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度を監視、測定及び記録するためのGM汚染サーベイメータは、ベータ線をGM管で検出し、ベータ線の入射によりGM管内に封入された不活性ガスが電離され、発生した電気信号を測定装置にて計数率に変換して指示する。測定結果は従事者が記録し、保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

GM汚染サーベイメータは、2台に予備1台を含めた合計3台を緊急時対策所に保管する。(図3-23「GM汚染サーベイメータの概略構成図」及び図3-24「検出器の構造図(GM汚染サーベイメータ)」参照。)

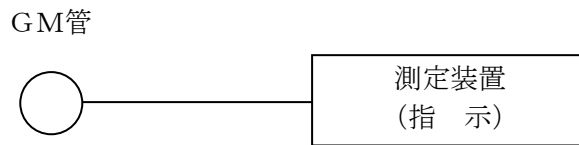
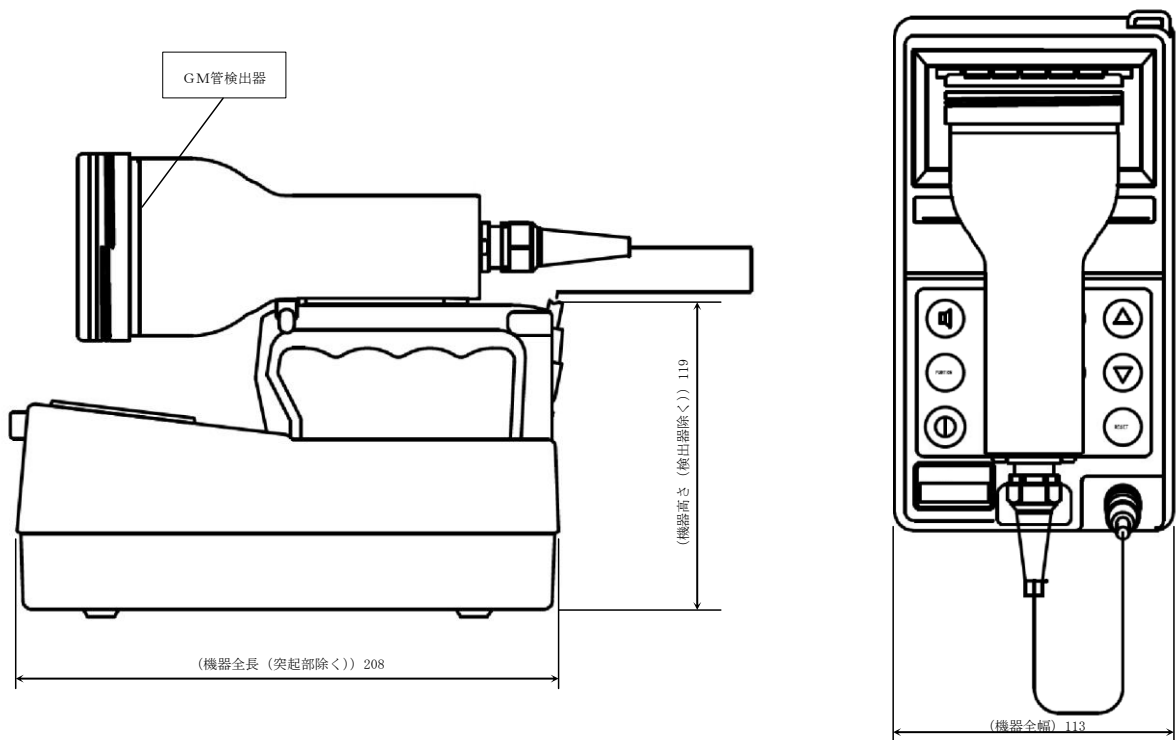


図3-23 GM汚染サーベイメータの概略構成図



名 称	GM汚染サーベイメータ
個 数	2 (予備 1)

図3-24 検出器の構造図 (GM汚染サーベイメータ)

3.4.3 NaIシンチレーションサーベイメータ

重大事故等が発生した場合に、空气中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度を監視、測定及び記録するためのNaIシンチレーションサーベイメータは、NaI(Tl)シンチレーション検出器に入射したガンマ線により発生した光電子を光電子増倍管にて電気信号に変換、増幅した後、測定装置にて計数率に変換して指示する。測定結果は従事者が記録し、保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

NaIシンチレーションサーベイメータは、2台に予備1台を含めた合計3台を、緊急時対策所に保管する。(図3-25「NaIシンチレーションサーベイメータの概略構成図」及び図3-26「検出器の構造図(NaIシンチレーションサーベイメータ)」参照。)

NaI(Tl)シンチレーション
(光電子増倍管を含む。)

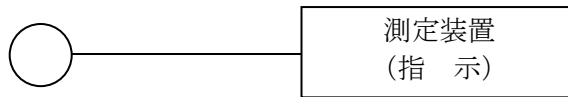
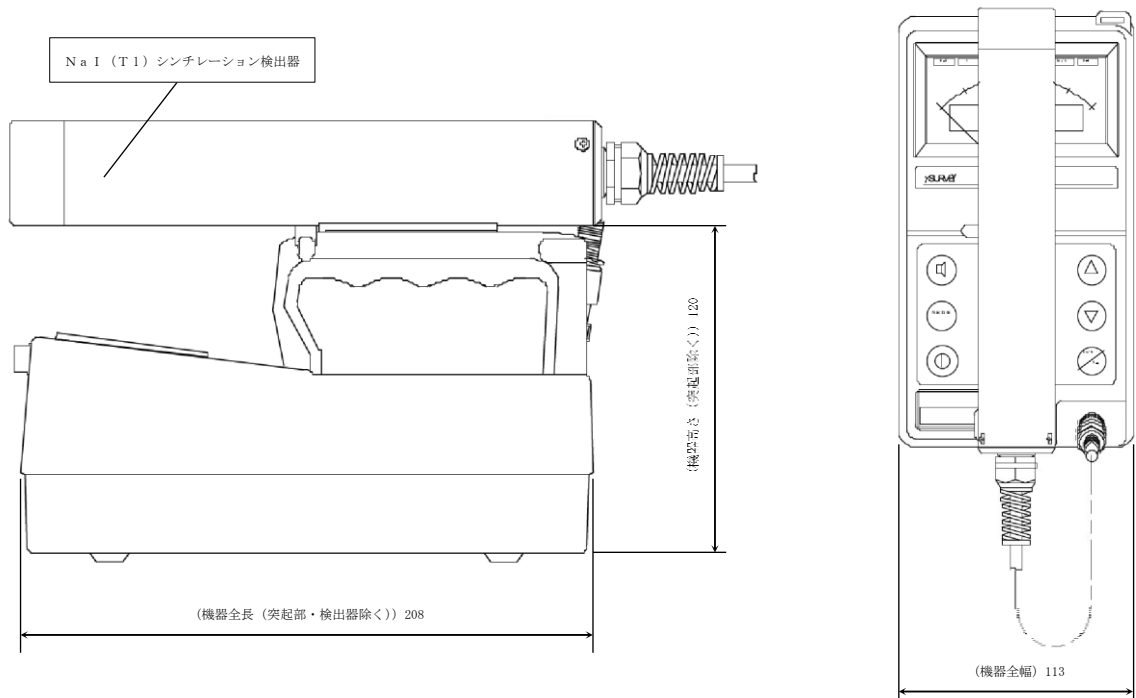


図3-25 NaIシンチレーションサーベイメータの概略構成図



名称	NaIシンチレーションサーベイメータ
個数	2 (予備1)

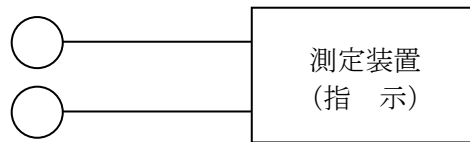
図3-26 検出器の構造図(NaIシンチレーションサーベイメータ)

3.4.4 $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータ

重大事故等が発生した場合に、空气中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度を監視、測定及び記録するための $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータは、ZnS (Ag) シンチレーション及びプラスチックシンチレーションに入射したアルファ線及びベータ線により発生した光電子を光電子増倍管にて電気信号に変換、増幅した後、電気信号を測定装置にて計数率に変換して指示する。測定結果は従事者が記録し、保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

$\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータは、1台に予備1台を含めた合計2台を、緊急時対策所に保管する。(図3-27「 $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータの概略構成図」及び図3-28「検出器の構造図($\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータ)」参照。)

ZnS (Ag) シンチレーション
(光電子増倍管を含む。)



プラスチックシンチレーション
(光電子増倍管を含む。)

図3-27 $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータの概略構成図

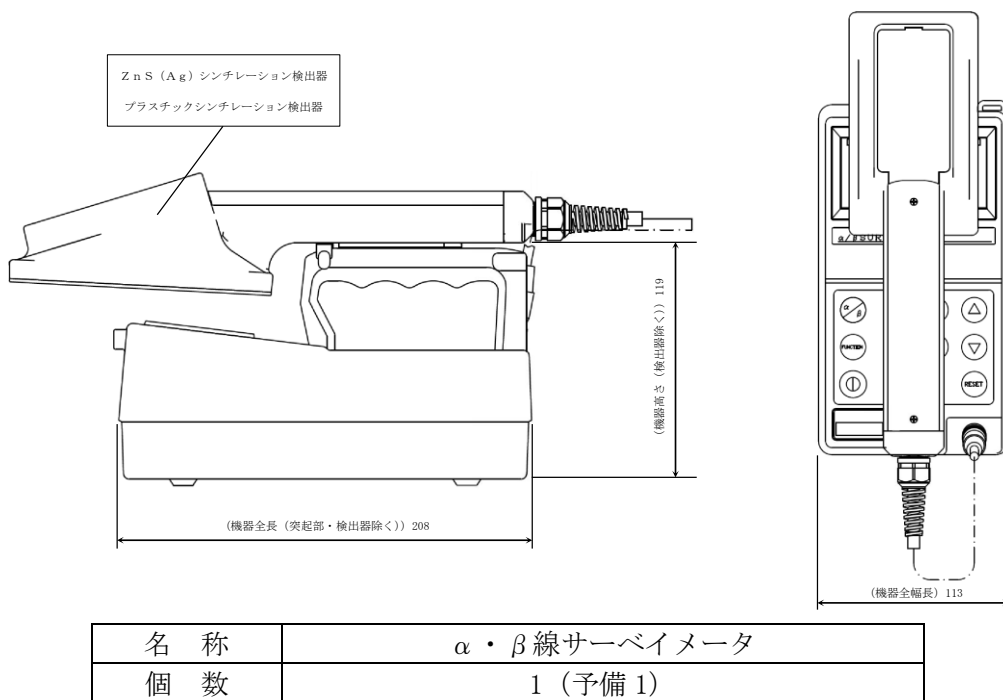


図3-28 検出器の構造図 ($\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータ)

3.4.5 電離箱サーベイメータ

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の線量当量率を監視、測定及び記録するための電離箱サーベイメータは、電離箱に入射したガンマ線を電離箱を用いて電気信号として検出し、検出した電気信号を測定装置にて線量当量率へ変換し、指示する。測定結果は従事者が記録し、保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

電離箱サーベイメータは、2 台に予備 1 台を含めた合計 3 台を、緊急時対策所に保管する。（図 3-29「電離箱サーベイメータの概略構成図」及び図 3-30「検出器の構造図（電離箱サーベイメータ）」参照。）

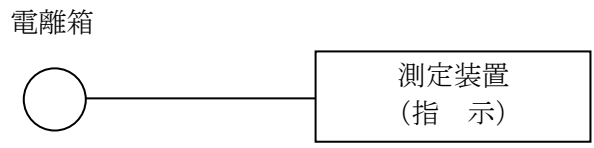
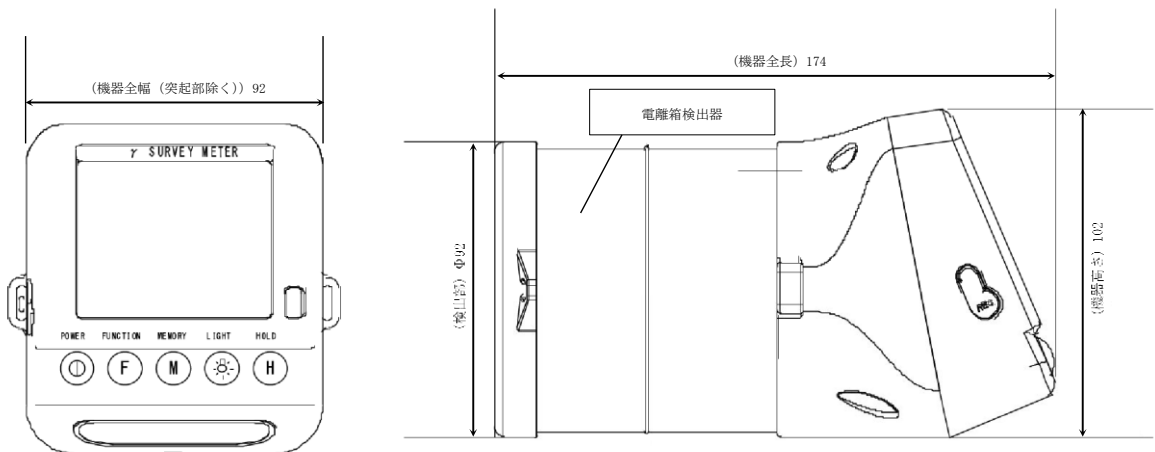


図 3-29 電離箱サーベイメータの概略構成図



名 称	電離箱サーベイメータ
個 数	2 (予備 1)

図 3-30 検出器の構造図（電離箱サーベイメータ）

3.5 可搬式気象観測装置

重大事故等が発生した場合に、気象観測設備（1号機設備，1，2，3号機共用（以下同じ。））が機能喪失した場合の代替及び発電用原子炉施設周囲の風向・風速その他の気象条件の監視，測定及び記録するための可搬式気象観測装置を設ける。

なお，測定値は伝送装置（衛星系回線）により，緊急時対策所へ伝送でき，緊急時対策所にて電磁的に記録し，保存できる設計とする。記録及び保存については，「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

可搬式気象観測装置は，1台に予備1台を含めた合計2台を，屋外に保管する。（図3-31「可搬式気象観測装置の概略構成図」，図3-32「可搬式気象観測装置の伝送概略図」，図3-33「可搬式気象観測装置の構造図」参照。）

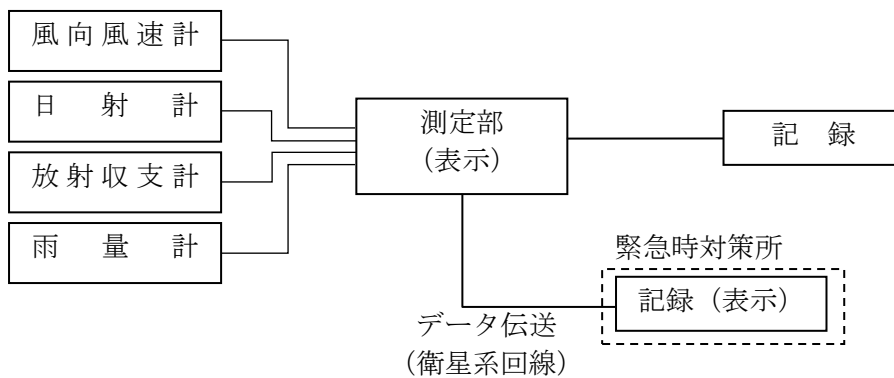


図 3-31 可搬式気象観測装置の概略構成図

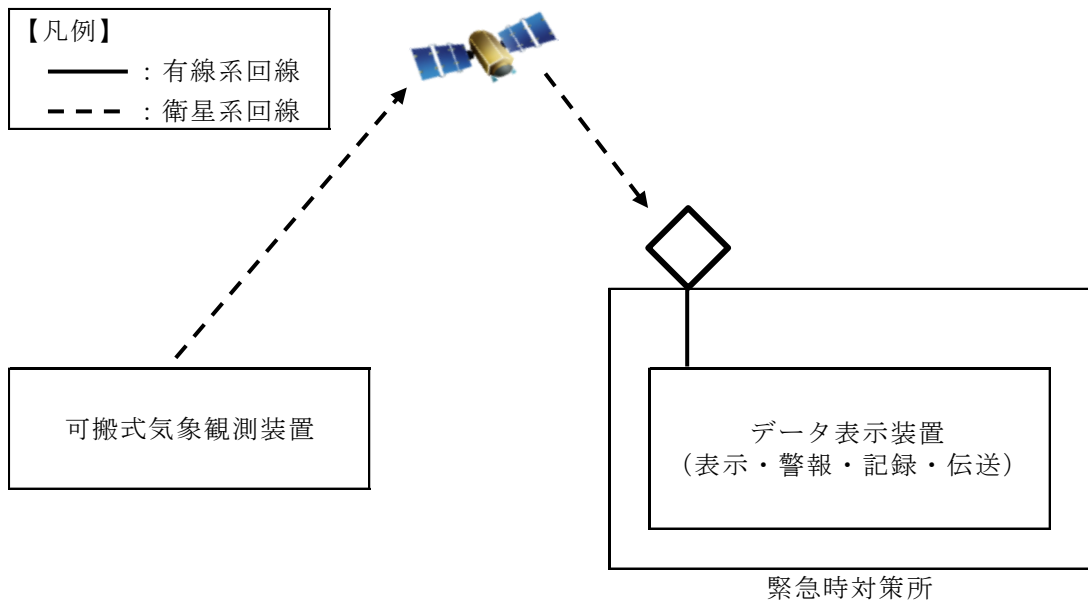
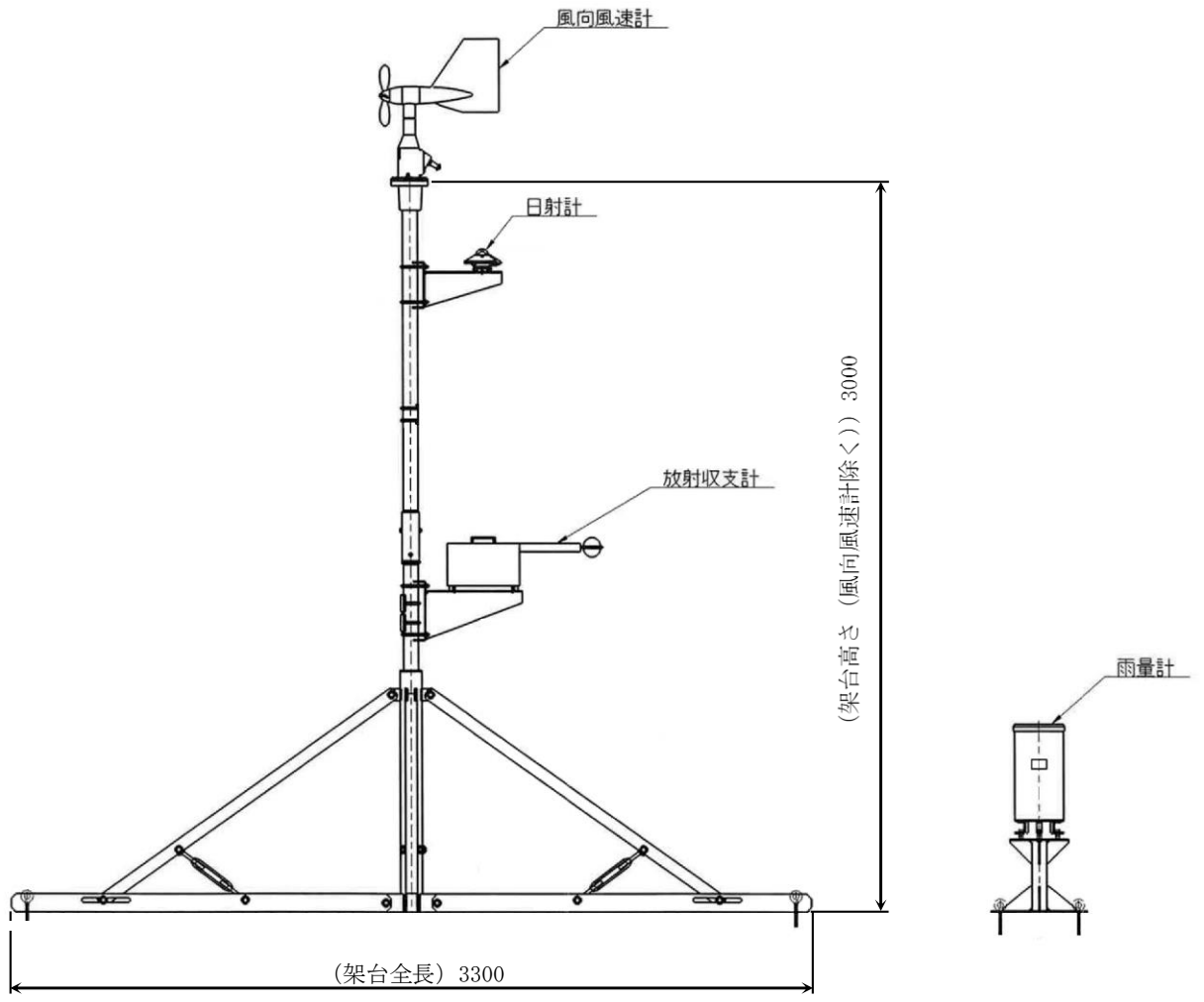


図 3-32 可搬式気象観測装置の伝送概略図



名 称	可搬式気象観測装置
個 数	1 (予備 1)

図 3-33 可搬式気象観測装置の構造図

3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存

3.6.1 計測結果の指示又は表示

プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備、固定式周辺モニタリング設備の計測結果は、中央制御室あるいは緊急時対策所に指示又は表示し、記録する設計とする。移動式周辺モニタリング設備については、現場にて指示又は表示し、記録する設計とする。更に、移動式周辺モニタリング設備のうち、可搬式モニタリングポストの計測結果は、緊急時対策所に表示し、記録する設計とする。表 3-1「放射線管理用計測装置の計測結果の指示、表示及び記録」に放射線管理用計測装置の計測結果の指示、表示及び記録場所を示す。

3.6.2 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中央制御室に、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。

一次冷却材の放射性物質の濃度及び移動式周辺モニタリング設備（放射能観測車（1 号機設備、1、2、3 号機共用、屋内に保管（以下同じ。））による周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度については、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。

モニタリングポストの計測結果は、中央制御室及び緊急時対策所に表示し、中央制御室の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。

記録を保存する計測項目と計測装置等を表 3-2「記録を保存する計測項目と計測装置等」に示す。

3.6.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

重大事故等時における各計測装置の計測結果は、計測装置に応じた記録方法により記録し、保存できる設計とする。

格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）、格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッションチェンバ）、第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）、第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の計測結果は、安全パラメータ表示システム（SPDS）に電磁的に記録、保存し、電源喪失においても保存した記録が失われないとともに、帳票として出力し保存できる設計とする。

また、その計測結果は、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 分とするとともに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。

可搬式エリア放射線モニタの計測結果は電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。

可搬式モニタリングポストによる計測結果は、プラント状態を適切に把握するためにデータ収集周期を 10 分とする。記録の保存容量は外部支援を受けるまでの期間、記録できるように 7 日間以上可搬式モニタリングポストの記録装置に電磁的に記録し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、計測結果は伝送装置（衛星系回線）により、緊急時対策所へ伝送でき、緊急時対策所にて電磁的に記録し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。

GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、 $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメ

ータ及び電離箱サーバイメータによる測定は、従事者が測定結果を記録し、保存できる設計とする。

可搬式気象観測装置による計測結果は、データ収集周期を10分とする。記録の保存容量は外部支援を受けるまでの期間、記録できるように7日間以上電磁的に記録し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、計測結果は伝送装置（衛星系回線）により、緊急時対策所へ伝送でき、緊急時対策所にて電磁的に記録し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。

表 3-1 放射線管理用計測装置の計測結果の指示、表示及び記録

放射線管理用計測装置		指示又は表示	記録
プロセスモニタリング設備	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	中央制御室*	中央制御室 (記録計) 緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ)	中央制御室*	中央制御室 (記録計) 緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	中央制御室*	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)	中央制御室*	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
エリアモニタリング設備	可搬式エリア放射線モニタ	緊急時対策所	緊急時対策所 (電磁的記録)
	燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA)	中央制御室*	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA)	中央制御室*	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
固定式周辺モニタリング設備	モニタリングポスト	中央制御室	中央制御室 (記録計) 緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
移動式周辺モニタリング設備	可搬式モニタリングポスト	現場	現場 (電磁的記録)
		緊急時対策所	緊急時対策所 (電磁的記録)
	GM汚染サーベイメータ	現場	現場 (従事者が記録)
	NaIシンチレーションサーベイメータ	現場	現場 (従事者が記録)
	$\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータ	現場	現場 (従事者が記録)
電離箱サーベイメータ	現場	現場 (従事者が記録)	
—	可搬式気象観測装置	現場	現場 (電磁的記録)
		緊急時対策所	緊急時対策所 (電磁的記録)

注記* : 中央制御室待避室も含む。

表 3-2 記録を保存する計測項目と計測装置等(1/2)

計測項目	計測装置等
一次冷却材の放射性物質の濃度	試料放射能測定装置
原子炉格納容器内の放射性物質の濃度及び線量当量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ)
	ドライウエル内漏えい検出ダスト放射線モニタ
主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度	主蒸気管放射線モニタ
	排ガス除湿冷却器出口放射線モニタ
排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度	排気筒低レンジ放射線モニタ
	非常用ガス処理系排ガス低レンジ放射線モニタ 試料放射能測定装置
排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	液体廃棄物処理排水放射線モニタ 試料放射能測定装置
放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	該当なし
管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率	燃料取替階放射線モニタ
	原子炉建物放射線モニタ（燃料取替階エリア）

表 3-2 記録を保存する計測項目と計測装置等(2/2)

計測項目	計測装置等
周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質の濃度	モニタリングポスト
周辺監視区域に隣接する地域における放射性物質の濃度	放射能観測車 試料放射能測定装置
敷地内における風向及び風速	気象観測設備 風向 (EL 28.5m, 65m, 130m)
	気象観測設備 風速 (EL 28.5m, 65m, 130m)

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に関わるその他の計測項目については、添付書類 VI-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」及び添付書類 VI-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」に示す。

3.7 その他

3.7.1 海上モニタリングについて

「3.4 移動式周辺モニタリング設備」の設備にて、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺における放射性物質の濃度及び線量当量率を測定する際、周辺海域においても測定するために、小型船舶を保管する。小型船舶の保管場所は図3-34「小型船舶の保管場所」に示すとおりとする。

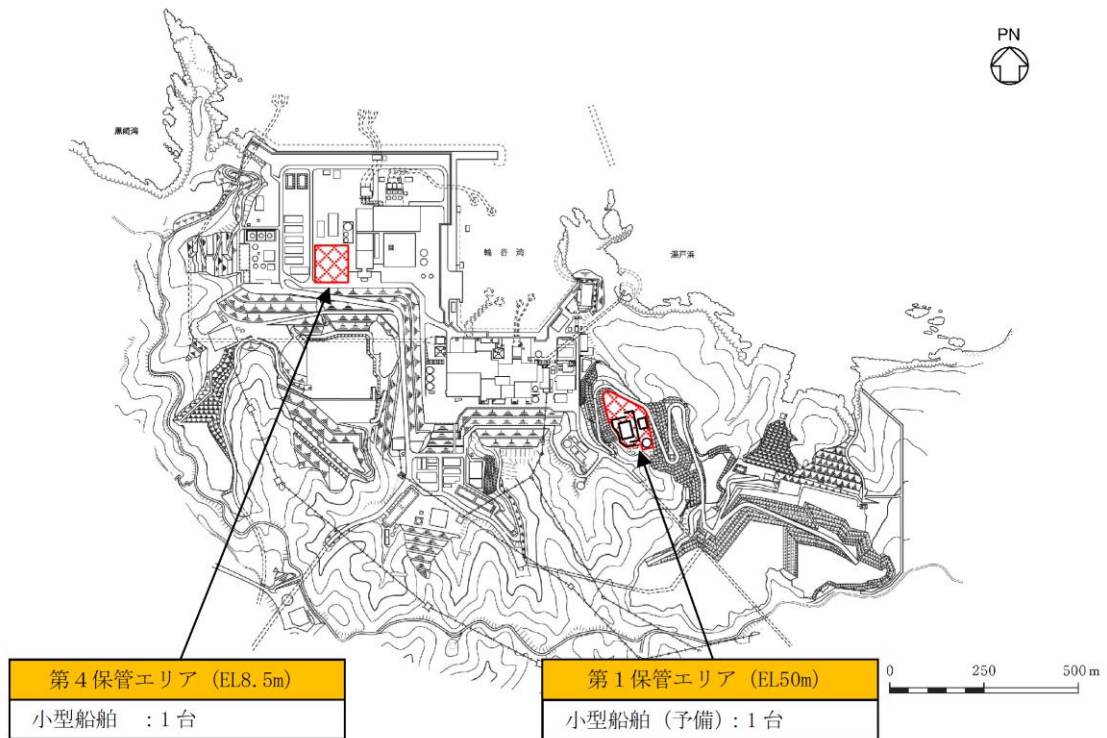


図3-34 小型船舶の保管場所

3.7.2 放射線計測器の保有等について

重大事故等が発生した場合、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）のモニタリングを拡充する場合に備えて、放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する計測器を重大事故等対処設備以外にも保有しておくとともに、他の機関とも適切な連携を構築する。

4. 放射線管理用計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

4.1 放射線管理用計測装置の計測範囲

放射線管理用計測装置の計測範囲は、バックグラウンドレベルを包絡し、監視上必要な線量当量率を考慮し、設定する。

監視上必要な線量当量率の考慮として、以下に示すものが挙げられる。

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」昭和56年7月23日原子力安全委員会決定、(以下「事故時放射線計測指針」という。)にて測定上限値の要求があるものについては、これを満足する設計とする。

計測対象の監視範囲が広い場合には、複数のものによりオーバーラップさせて計測が可能となるように設計する。

各放射線管理用計測装置の計測範囲を表4-1「放射線管理用計測装置の計測範囲」に示す。

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格納容器内の線量当量率、最終ヒートシンクの確保の監視及び燃料プールの監視に必要なパラメータを計測すること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、添付書類VI-1-1-7「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「3.3 計測制御系統施設」に示す。

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(計測可能範囲)、パラメータの計測が困難となった場合のパラメータの推定の対応手段等、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保安規定に明確にし、確実に運用及び遵守できるよう手順として定めて管理する。

4.2 放射線管理用計測装置の警報動作範囲

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する設計とす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る必要はない。

表 4-1 放射線管理用計測装置の計測範囲(1/3)

(プロセスモニタリング設備)

名 称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	設計基準事故及び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。計測上限値は「事故時放射線計測指針(放射能障壁の健全性の把握)」を満足するように設定する。
格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	設計基準事故及び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。計測上限値は「事故時放射線計測指針(放射能障壁の健全性の把握)」を満足するように設定する。
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(低レンジ)	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	格納容器ベント実施時(炉心損傷していない場合)に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大線量当量率(約 $6.5 \times 10^{-2} \text{mSv/h}$) を計測できる範囲として設定する。 計測上限値は、重大事故等時における計測に対して第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ)の計測下限値とオーバーラップするよう設定する。
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	格納容器ベント実施時(炉心損傷している場合)に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大線量当量率(約 $1.6 \times 10^1 \text{Sv/h}$) を計測できる範囲として設定する。 計測下限値は、重大事故等時における計測に対して第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(低レンジ)の計測上限値とオーバーラップするよう設定する。

表 4-1 放射線管理用計測装置の計測範囲(2/3)

(エリアモニタリング設備)

名 称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
可搬式エリア放射線モニタ	0.001～ 999.9mSv/h	計測下限値は、作業従事者に対する放射線防護の観点より管理区域境界における線量当量率限度（遮蔽区分Aの上限線量当量率）から計測できるように設定する。計測上限値は、緊急時対策所における線量当量率を計測できる範囲として設定する。また、重大事故等時の緊急時対策所における加圧判断に必要な線量当量率の上昇を有意に検知できる範囲を包絡するように設定する。
燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	重大事故等時における燃料プールの変動範囲について線量当量率を監視可能である。計測上限値は、重大事故等時における計測に対して燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の計測下限値とオーバーラップするよう設定する。
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）	$10 \sim 10^8$ mSv/h	重大事故等時における燃料プールの変動範囲について線量当量率を監視可能である。計測下限値は、重大事故等時における計測に対して燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）の計測上限値とオーバーラップするよう設定する。

表 4-1 放射線管理用計測装置の計測範囲(3/3)
(移動式周辺モニタリング設備)

名 称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
可搬式モニタリングポスト	10~10 ⁹ nGy/h	計測下限値は、平常時におけるバックグラウンドレベルを包絡するように設定する。計測上限値は、「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。
GM汚染サーベイメータ	0~100kmin ⁻¹	計測下限値は、通常運転時のバックグラウンドレベルを包絡するように設定する。計測上限値は、放射性物質の放出があった場合にバックグラウンドレベルからの指示上昇を有意に検知できる範囲を包絡するように設定する。
Na I シンチレーションサーベイメータ	0~30ks ⁻¹	計測下限値は、通常運転時のバックグラウンドレベルを包絡するように設定する。計測上限値は、放射性物質の放出があった場合にバックグラウンドレベルからの指示上昇を有意に検知できる範囲を包絡するように設定する。
α・β線サーベイメータ	0~100kmin ⁻¹	計測下限値は、通常運転時のバックグラウンドレベルを包絡するように設定する。計測上限値は、放射性物質の放出があった場合にバックグラウンドレベルからの指示上昇を有意に検知できる範囲を包絡するように設定する。
電離箱サーベイメータ	0.001~300mSv/h	計測下限値は、作業従事者に対する放射線防護の観点より管理区域境界における線量当量率限度（遮蔽区分Aの上限線量当量率）から計測できるように設定する。計測上限値は、「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。

VI-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

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 施設の詳細設計方針	1
3.1 出入管理設備	1
3.1.1 中央制御室チェンジングエリア	1
3.1.2 緊急時対策所チェンジングエリア	2
3.2 放射能測定装置，小型船舶及び環境試料分析装置	2
3.2.1 環境試料の種類及び測定頻度	2
3.2.2 放射能測定装置及び小型船舶	2
3.2.3 環境試料分析装置	3

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8条、第74条、第76条及びそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる放射線管理施設のうち、管理区域、中央制御室（「1，2号機共用」（以下同じ。））及び緊急時対策所の出入管理設備について説明するものである。また、技術基準規則第75条及びその解釈並びに設置（変更）許可を受けた放出管理目標値の管理状況の確認に関わる環境試料分析装置について説明する。併せて環境試料の放射能測定に用いる放射能測定装置及び小型船舶についても説明する。

なお、設計基準対象施設として使用する出入管理設備、環境試料分析装置に関しては、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、重大事故等対処設備として使用する出入管理設備、放射能測定装置、小型船舶及び環境試料分析装置について説明する。

2. 基本方針

技術基準規則第74条及び第76条並びにそれらの解釈に基づき、重大事故等が発生し中央制御室及び緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室及び緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行う区画を含む出入管理設備を設置する。

技術基準規則第75条及びその解釈に基づき、重大事故等が発生した場合において、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電所から放出される放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射能測定装置、小型船舶及び環境試料分析装置を配備する。

3. 施設の詳細設計方針

3.1 出入管理設備

3.1.1 中央制御室チェンジングエリア

中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染持ち込みを防止するため、タービン建物内、かつ中央制御室正圧化バウンダリに隣接した場所にチェンジングエリアを設置する。

中央制御室チェンジングエリアの設置場所及び配置を図3-1「中央制御室チェンジングエリア設置場所及び配置」に示す。チェンジングエリア内は、防護具を脱衣する脱衣エリア、放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア及び運転員等に放射性物質による汚染が確認された場合にウェットティッシュによる拭取りや簡易シャワーで除染を行う除染エリアで構成される。なお、除染で発生した汚染水は、排水を受ける資機材及びウエスで受け、使用したウエスは固体廃棄物として処理する。

チェンジングエリアはチェンジングエリア用資機材で区画し、GM汚染サーベイメータ、除染用資機材、チェンジングエリア用照明を配備し、チェンジングエリア用資機材、防護

具，GM汚染サーベイメータ，除染用資機材，チェンジングエリア用照明は，迅速な対応を行うためにチェンジングエリア設置場所付近に保管する。

チェンジングエリア用照明の電源，照度については，添付書類VI-1-1-13「非常用照明に関する説明書」に示す。

3.1.2 緊急時対策所チェンジングエリア

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，緊急時対策所正圧化バウンダリの境界にチェンジングエリアを設置する。緊急時対策所チェンジングエリアの設置場所及び配置を図3-2「緊急時対策所チェンジングエリア設置場所及び配置」に示す。チェンジングエリア内は，防護具を脱衣する脱衣エリア，放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア及び要員等に放射性物質による汚染が確認された場合にウェットティッシュによる拭取りや簡易シャワーで除染を行う除染エリアで構成される。なお，除染で発生した汚染水は，排水を受ける資機材及びウエスで受け，使用したウエスは固体廃棄物として処理する。

チェンジングエリアは速やかな設置作業を可能とするよう，平常時から養生シートによりあらかじめ養生しておくとともに，チェンジングエリア用資機材，除染用資機材，GM汚染サーベイメータを配備し，チェンジングエリア用資機材，防護具，除染用資機材，GM汚染サーベイメータは，迅速な対応を行うために緊急時対策所内に保管する。

3.2 放射能測定装置，小型船舶及び環境試料分析装置

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電所から放出される放射性物質の濃度を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するため，放射能測定装置，小型船舶及び環境試料分析装置を配備する。放射能測定装置，小型船舶及び環境試料分析装置は，重大事故等時に迅速に対応するために緊急時対策所又は第1保管エリア及び第4保管エリアに保管する。（図3-3「放射能測定装置，小型船舶及び環境試料分析装置の保管場所」参照。）

3.2.1 環境試料の種類及び測定頻度

採取する環境試料の種類及び測定頻度は表3-1「環境試料の種類及び測定頻度」に示す。

3.2.2 放射能測定装置及び小型船舶

環境試料の放射性物質の濃度を測定するために放射能測定装置及び小型船舶を配備する。空気中の放射性物質の濃度を測定するために，可搬式ダスト・よう素サンプラ（個数2（予備1））により環境試料を採取した後，NaIシンチレーションサーベイメータにて γ 線，GM汚染サーベイメータにて β 線， $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータにより α 線及び β 線を監視・測定する。また，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

海水，排水に含まれる放射性物質の濃度を測定するために，採取用資機材により海水，

排水を採取した後、NaIシンチレーションサーベイメータにて γ 線、GM汚染サーベイメータにて β 線、 $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータにより α 線及び β 線を監視・測定する。また、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。なお、周辺海域においては小型船舶を使用する。

土壌に含まれる放射性物質の濃度を測定するために、土壌を採取した後、NaIシンチレーションサーベイメータにて γ 線、GM汚染サーベイメータにて β 線、 $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータにより α 線及び β 線を監視・測定する。また、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

上記の放射能測定装置及び小型船舶の種類並びに使用目的を表3-2「放射能測定装置及び小型船舶の種類並びに使用目的」に示す。

放射能測定装置の計測範囲及び計測結果の記録については、添付書類VI-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。

3.2.3 環境試料分析装置

海水、排水に含まれる放射性物質濃度測定の前処理を行うための環境試料分析装置の種類及び使用目的は表3-3「環境試料分析装置の種類及び使用目的」に示す。

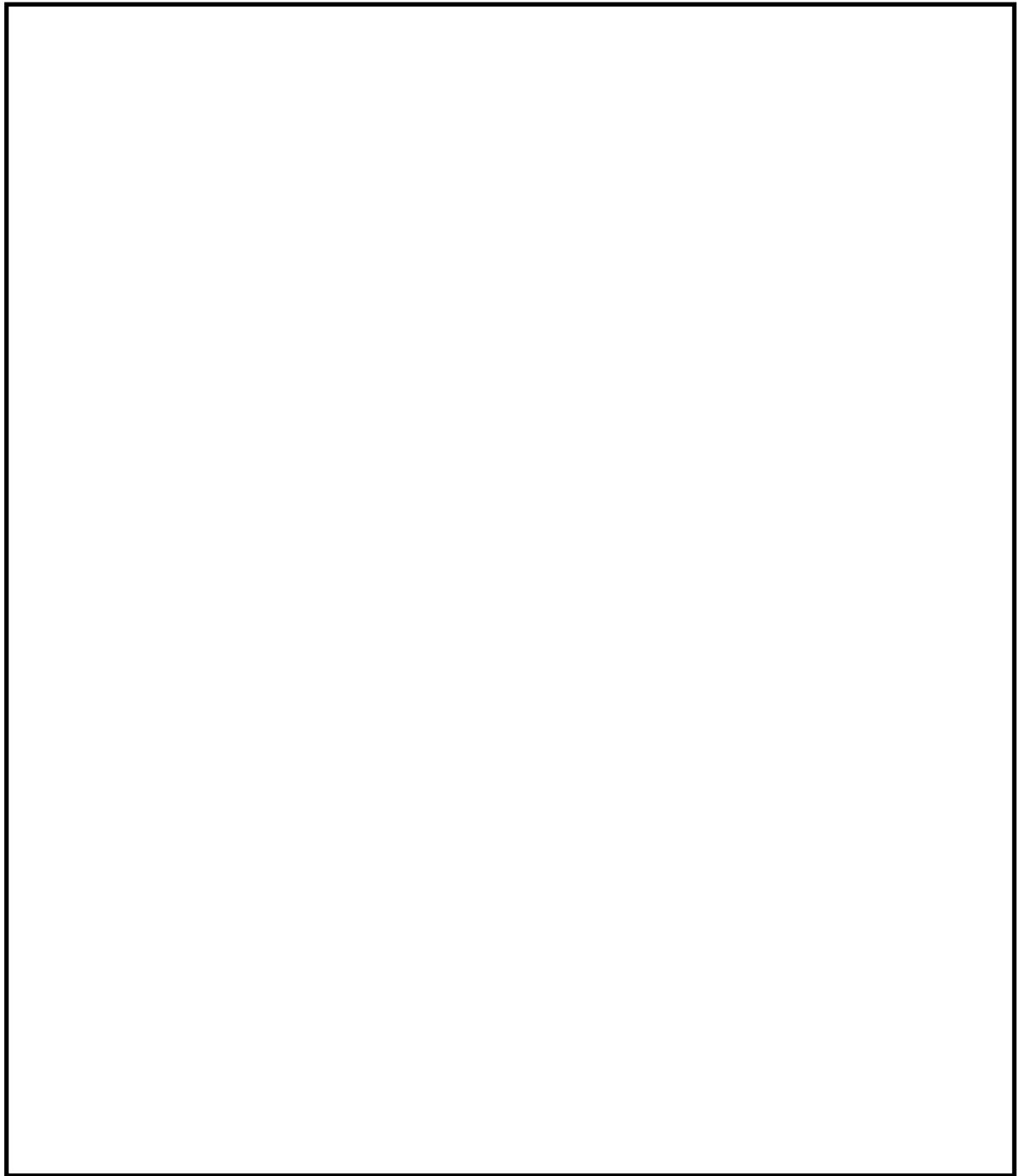


図 3-1 中央制御室チェンジングエリア設置場所及び配置

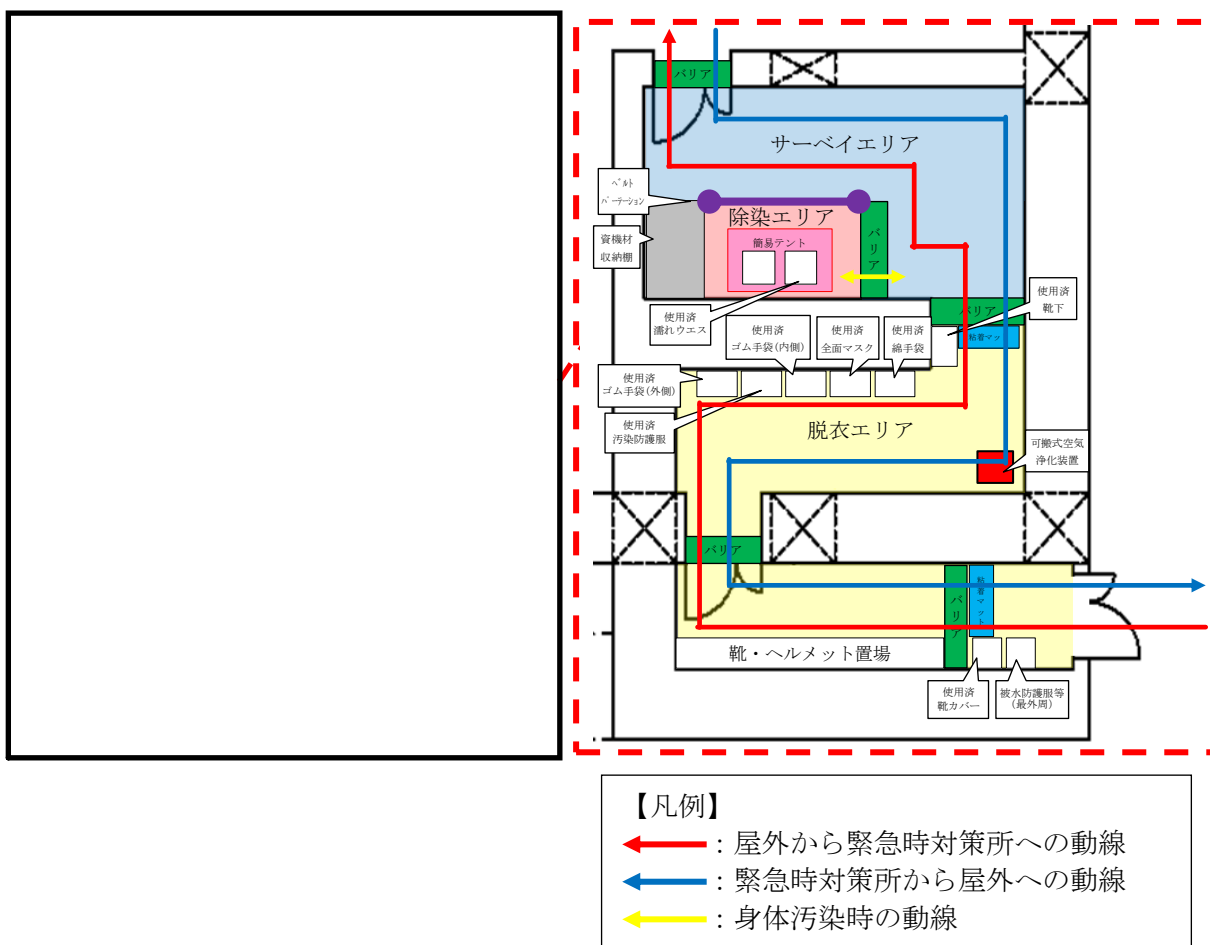


図 3-2 緊急時対策所チェンジングエリア設置場所及び配置

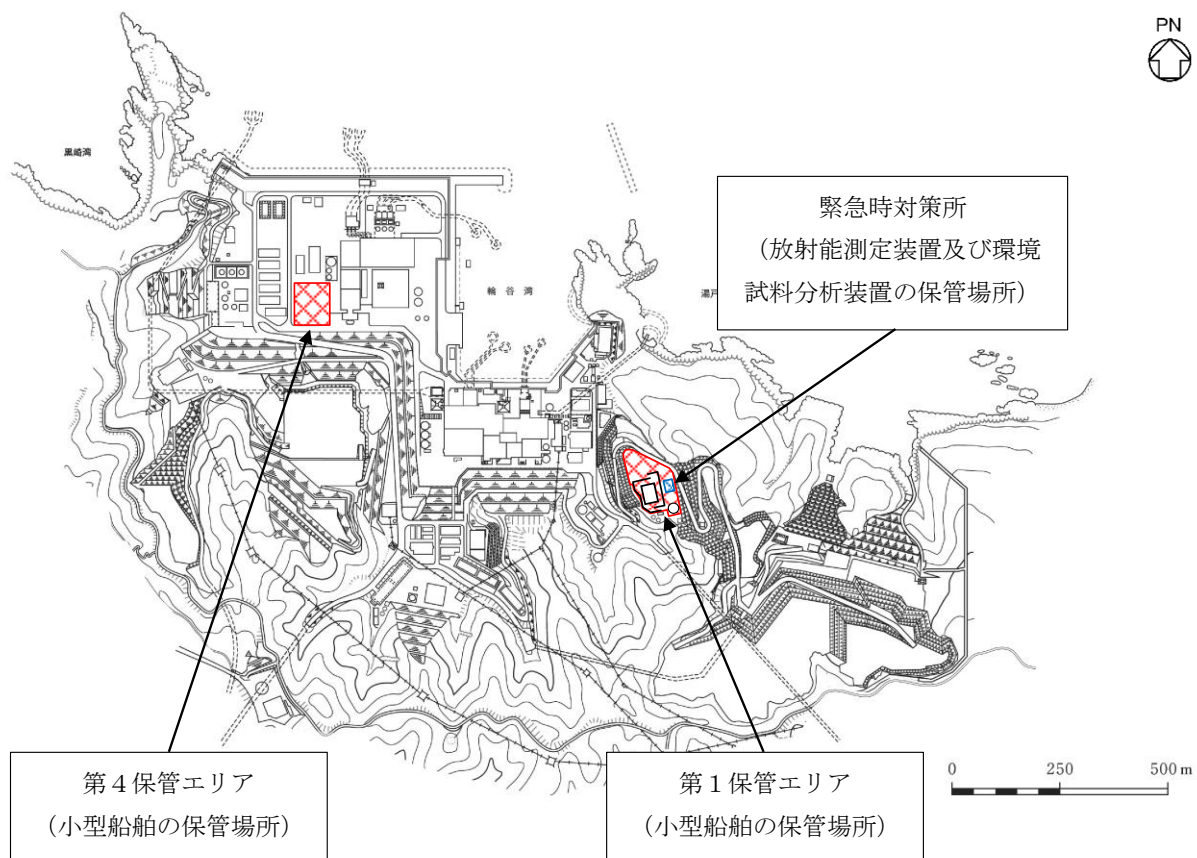


図 3-3 放射能測定装置, 小型船舶及び環境試料分析装置の保管場所

表 3-1 環境試料の種類及び測定頻度

種 類	頻 度
空気中の放射性ダスト及び放射性よう素, 海水, 排水, 土壌	1 回/日以上*

注記* : 測定頻度は発電所の状態及び放射性物質濃度の放出状況を考慮し変更する。

表 3-2 放射能測定装置及び小型船舶の種類並びに使用目的

種 類	使用目的
可搬式ダスト・よう素サンプラ	放射性物質採取
N a I シンチレーションサーベイメータ	放射性よう素測定 全 γ 放射能測定
GM汚染サーベイメータ	全 β 放射能測定
α ・ β 線サーベイメータ	全 α 放射能測定 全 β 放射能測定
小型船舶	放射性物質採取

表 3-3 環境試料分析装置の種類及び使用目的

種 類	使用目的
ろ過装置 (ろ紙含む。)	海水, 排水のろ過

VI-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. 中央制御室の居住性に関する基本方針	1
2.1 基本方針	1
2.2 適用基準, 適用規格等	2
3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置	5
3.1 換気設備	5
3.2 生体遮蔽装置	8
3.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	8
3.4 資機材, 要員の交替等	8
3.5 可搬型照明	9
3.6 代替電源	9
4. 中央制御室の居住性評価	10
4.1 線量評価	10
4.1.1 評価方針	10
4.1.2 評価条件及び評価結果	35
4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価	48
4.2.1 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価方針	48
4.2.2 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価結果	49
4.2.3 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価方針	49
4.2.4 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価結果	51
4.2.5 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価方針	52
4.2.6 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価結果	54
4.3 中央制御室の居住性評価のまとめ	55
5. 熱除去の評価	56
5.1 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の熱除去の評価	56
5.1.1 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽における入射線量の設定方法	56
5.1.2 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の温度上昇の計算方法	56
5.2 原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の熱除去の評価	56

5.2.1	原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽における入射線量の設定方法	56
5.2.2	原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の温度上昇の計算方法	57
5.3	温度上昇のまとめ	57
別添 1	空気流入率試験について	
別添 2	中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ除去性能の維持について	
別添 3	運転員の交替要員体制について	
別添 4	中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における原子炉建物ブローアウトパ ネルの取扱いについて	
別添 5	中央制御室待避室遮蔽に係るストリーミングの考慮について	

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（「1,2 号機共用」（以下同じ。））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. 中央制御室の居住性に関する基本方針

2.1 基本方針

- (1) 原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、中央制御室の気密性、遮蔽その他の適切な放射線防護装置、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護装置を講じる。
- (2) 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。

中央制御室は、以下の設備により居住性を確保する。

a. 換気設備

(a) 中央制御室空調換気系

- イ. 中央制御室送風機
- ロ. 中央制御室非常用再循環送風機
- ハ. 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ
- ニ. 中央制御室空調換気系（中央制御室外気取入ダクト）
- ホ. 中央制御室給気外側隔離弁（CV246-17）
- ヘ. 中央制御室給気内側隔離弁（CV264-18）
- ト. 中央制御室排気内側隔離弁（AV264-5）
- チ. 中央制御室排気外側隔離弁（AV264-6）
- リ. 中央制御室非常用再循環装置入口隔離弁（AV-264-7(A/B)）
- ヌ. 中央制御室外気取入調節弁（MV264-1）

(b) 中央制御室空気供給系

- イ. 中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）
- ロ. 中央制御室空気供給系配管

b. 生体遮蔽装置

- (a) 中央制御室遮蔽（「1 号機設備，1，2 号機共用」（以下同じ。））
- (b) 中央制御室待避室遮蔽
- (c) 原子炉二次遮蔽

(d) 補助遮蔽

また、その他の居住性に係る設備として、計測制御系統施設の可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、中央制御室内及び中央制御室待避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範囲にあることを正確に把握する。さらに、計測制御系統施設のLEDライト（三脚タイプ）により、炉心の著しい損傷が発生した場合に必要な照度を確保する。なお、中央制御室空調換気系及びLEDライト（三脚タイプ）は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

これら居住性を確保するための設備及び防護具の配備、着用等運用面の対策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、その結果から、中央制御室の居住性確保について評価する。

設計基準事故時における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「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）」（平成21・07・27 原院第1号平成21年8月12日）（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に従って放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。

炉心の著しい損傷が発生した場合における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「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」（令和3年6月23日 原規技発第2106233号 原子力規制委員会決定）（以下「審査ガイド」という。）を参照して、放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。

また、居住性評価のうち中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価に当たっては、「労働安全衛生法（昭和47年法律第57号）事務所衛生基準規則」（昭和47年9月30日労働省令第43号）（以下「事務所衛生基準規則」という。）、「労働安全衛生法（昭和47年法律第57号）酸素欠乏症等防止規則」（昭和47年9月30日労働省令第42号）（以下「酸素欠乏症等防止規則」という。）及び「鉱山保安法（昭和24年法律第70号）鉱山保安法施行規則」（平成16年9月27日経済産業省令第96号）（以下「鉱山保安法施行規則」という。）の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し、許容基準を満足できることを評価する。

2.2 適用基準、適用規格等

中央制御室の居住性に適用する基準、規格等は、以下のとおりとする。

- ・ 解釈
- ・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成17年12月16日 平成17・12・15 原院第5号）
- ・ 被ばく評価手法（内規）
- ・ 鉱山保安法施行規則

- ・酸素欠乏症等防止規則
- ・事務所衛生基準規則
- ・発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和 51 年 9 月 28 日 原子力委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- ・被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について（（原子力安全委員会了承，平成元年 3 月 27 日）一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日）
- ・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，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- ・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，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- ・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）（平成 21 年 6 月 23 日制定）
- ・技術基準規則
- ・Compilation of Fission Product Yields (NEDO-12154-1, M.E.Meek and B.F.Rider, Vallecitos Nuclear Center, 1974)
- ・空気調和・衛生工学便覧 第 14 版（平成 22 年 2 月）
- ・沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について HLR-021 訂 9 株式会社日立製作所，平成 16 年 1 月
- ・「放射線施設のしゃへい計算 実務マニュアル 2015」のデータ集「放射線施設の遮蔽計算実務（放射線）データ集 2015」（公益財団法人原子力安全技術センター）
- ・ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995
- ・ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients" , 1996
- ・空気調和・衛生工学会規格 SHASE-S116-2003(2004)
- ・審査ガイド
- ・JENDL-3.2 に基づく O R I G E N 2 用ライブラリ：ORLIBJ32（JAERI-Data/Code 99-003（1999 年 2 月））
- ・BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays - Containment Systems Experiment Interim Report" , February 1970
- ・L.Soffer, et al., "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", NUREG-1465, February 1995
- ・NUPEC 平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成 10 年 3 月）

- NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99
- NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks:Quantification of Major Input Parameters” ,February 1994
- R. G. 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors”
- Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” , March 2007
- Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System” , March 2007
- R. K. HILLIARD, A. K. POSTMA, J. D. McCORMACK and L. F. COLEMAN, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment” ,Nuclear Technology, Vol.10, p.499-519, April 1971
- NUREG-0800 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System” ,Rev. 1,3/2007.
- JAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」
- 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
- 2013 年改定 建築工業標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会
- K. Shibata, et al., “Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3 : JENDL-3.3” , J.Nucl.Sci.Technol., 39, 1125 (2002)
- 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)

3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置

中央制御室は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室の気密性並びに中央制御室空調換気系及び中央制御室遮蔽、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の機能とあいまって事故後 30 日間で 100mSv を超えない設計とする。

また、炉心の著しい損傷の発生を想定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し、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室の気密性並びに中央制御室空調換気系、中央制御室空気供給系、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の機能とあいまって事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

さらに、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度は、事故対策のための活動に支障がない濃度の維持及び抑制ができる設計とする。

中央制御室の居住性を確保するための設備及び防護具の配備、着用等運用面の対策を以下のとおり講じる。

3.1 換気設備

中央制御室は、以下の設備により換気を行う設計とする。

(1) 換気設備

- a. 中央制御室空調換気系
- b. 中央制御室空気供給系

設計基準事故時は、外気を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通した系統隔離運転とし、フィルタを通らない空気流入により放射性物質が中央制御室内に取り込まれた場合においても、運転員を放射性物質による外部被ばく及び内部被ばくから防護することで、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合には、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタにより放射性物質を低減した外気を用いて中央制御室バウンダリ内を正圧化することにより、フィルタを通らない放射性物質を含む外気の中央制御室へのインリークを防ぐことができる設計とし、運転員を放射性物質による外部被ばく及び内部被ばくから防護することで、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。また、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室空調換気系は外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離する

とともに、中央制御室待避室を中央制御室空気供給系で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。

中央制御室空調換気系は、設計上の空気の流入率を 0.5 回/h を維持する設計とする。

中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通らない中央制御室内への空気流入率は、試験結果を踏まえ、基準地震動 S_s による地震力によるせん断ひずみを上回る建物の最大せん断ひずみが許容限界に達した場合における空気流入率の増加を考慮しても、0.5 回/h を下回るように維持及び管理を行う。空気流入率試験結果の詳細については、別添 1「空気流入率試験について」に示す。

耐震に関する気密性の維持の基本方針を添付書類 VI-2-1「耐震設計の基本方針」に示す。また、中央制御室内への空気流入率の増加の詳細については、添付書類 VI-2-8-4-3「中央制御室遮蔽の耐震性に関する説明書」に示す。

重大事故等が発生した場合における炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に、運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設置する。

炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合には、中央制御室待避室内に待避可能とし、中央制御室空気供給系により 10 時間正圧化する設計とする。

中央制御室と大気及び、中央制御室と中央制御室待避室との間の正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握するため、中央制御室差圧計及び待避室差圧計を使用する。

中央制御室は、中央制御室内へのフィルタを通らない放射性物質のインリークを防ぐため設計上の圧力値を大気に対して 20Pa [gage] 以上に設定する。

また、中央制御室待避室は、待避室内への放射性物質の流入を防ぐため設計上の圧力値を中央制御室に対して 10Pa 以上に設定する。

中央制御室空調換気系は、外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電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、非常用ディーゼル発電設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用し、非常用ディーゼル発電設備が使用できない場合は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電できる設計とする。

中央制御室空調換気系は、中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対しても中央制御室空調換気系の外気取入れを手動で遮断し、系統隔離運転に切り替えることにより、運転員その他従事者を外部からの自然現象等から防護できる設計とする。

また、中央制御室空調換気系は、系統隔離運転による酸欠防止を考慮して外気取入れの再開が可能な設計とするが、設計基準事故時の被ばく評価期間であり、かつ、火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物の継続時間を上回る 30 日間の中央制御室への空調換気系による空気の取り込みを一時的に停止した場合においても、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を確保できる設計とする。

さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合は、中央制御室空調換気系の加圧運転により、炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく評価期間である7日間における中央制御室の正圧化においても、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を確保できる設計とする。

(2) 中央制御室空調換気系粒子用高効率フィルタ

粒子用高効率フィルタのろ材は、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。

粒子用高効率フィルタによる微粒子の除去効率は、99.9%以上となるよう設計する。この除去効率（設計値）は、適切に維持及び管理を行う。

上記の粒子用高効率フィルタ除去効率が、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室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

中央制御室を設置している制御室建物は、原子炉建物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

粒子用高効率フィルタの保持容量は約13000gである。（別添2参照）

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（原子炉格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオにおいて大気中へ放出され、粒子用高効率フィルタに流入するエアロゾルの量を評価したところ、約 $3.2 \times 10^{-3} \text{g}$ となった。これは、安定核種も考慮して、保守的に格納容器フィルタベント系による除去効果を見逃して評価したものである。また、微粒子は格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物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、全量が粒子用高効率フィルタに捕集されるものとした。

以上のとおり、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価条件下においても粒子用高効率フィルタには、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99.9%以上は確保できる。

(3) 中央制御室空調換気系チャコールフィルタ

チャコールフィルタによる有機よう素及び無機よう素の除去効率は95%以上となるよう設計する。この除去効率（設計値）は、適切に維持及び管理を行う。

上記のチャコールフィルタ除去効率は、炉心の著しい損傷が発生した場合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

中央制御室を設置している制御室建物は、原子炉建物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. 吸着容量

チャコールフィルタの吸着容量は約 2600g である。（別添 2 参照）

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（原子炉格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオにおいて大気中へ放出され、チャコールフィルタに流入するよう素は約 $1.7 \times 10^{-1} \text{g}$ である。これは、「(2) 中央制御室空調換気系粒子用高効率フィルタ」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、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価条件下においても、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、有機よう素及び無機よう素に対するフィルタ除去効率 95%以上は確保できる。

3.2 生体遮蔽装置

中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽は、中央制御室にとどまる運転員を放射線から防護するために十分な遮蔽厚さを有する設計とし、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の熱除去の評価については、「5. 熱除去の評価」に示す。

3.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

計測制御系統施設の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が設計基準事故時及び重大事故等時の対策のための活動に支障がない範囲にあることを把握できるようにする。

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 VI-1-5-4 「中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

3.4 資機材、要員の交替等

資機材は、運転員の人員を考慮した数量の防護具類を配備し、原子炉格納容器内のガンマ線線量率等により炉心損傷が予想される事態になった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合は、運転員の被ばく低減のため、当直副長の指示により全面マスク等を着用する。

炉心損傷が予測される事態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合は、運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、また、長期的な保安の観点から運転員の交替要員体制を整備する。具体的には、通常時と同様の勤務形態を継続する。運転員の交替要員体制の詳細については、別添3「運転員の交替要員体制について」に示す。

また、運転員の当直交替に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリアにおける汚染管理を行うことで運転員の被ばく低減を図る。

チェンジングエリアの詳細については添付書類VI-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。

3.5 可搬型照明

計測制御系統施設のLEDライト（三脚タイプ）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監視操作に必要な照度を確保する。また、チェンジングエリア用照明により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。

LEDライト（三脚タイプ）及びチェンジングエリア用照明の詳細については、添付書類VI-1-1-13「非常用照明に関する説明書」に示す。

3.6 代替電源

中央制御室空調換気系は、外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電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、非常用ディーゼル発電設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用し、非常用ディーゼル発電設備が使用できない場合は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電できる設計とする。

LEDライト（三脚タイプ）は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ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電できる設計とする。

代替電源の詳細については、添付書類VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」に示す。

4. 中央制御室の居住性評価

中央制御室の居住性について、「被ばく」及び「酸素濃度及び二酸化炭素濃度」の観点から評価する。

4.1 線量評価

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中央制御室の居住性に係る被ばく評価を実施し、中央制御室が居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足することを示す。

評価対象は、「島根原子力発電所第2号機中央制御室」とする。中央制御室の遮蔽構造を図4-1に、設計基準事故時に期待する換気設備の系統図を図4-2に、炉心の著しい損傷が発生した場合に期待する換気設備の系統図を図4-3に示す。

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は、被ばく評価手法（内規）に基づき実施する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価は、審査ガイドに基づき実施する。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中央制御室の居住性に係る被ばく評価の判断基準は、それぞれの評価期間において、運転員の実効線量が100mSvを超えないこととする。

発災プラントとしては、島根原子力発電所第2号機を想定する。

4.1.1 評価方針

(1) 評価の概要

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評価事象を選定し、そのソースタームの設定により、被ばく経路ごとに中央制御室の居住性を確保するための設備及び運用面の対策を考慮した線量評価を行い、中央制御室に入り、とどまる運転員の実効線量の計算結果を、居住性に係る被ばく評価の判断基準と比較する。具体的な居住性に係る被ばく評価の手順は以下のとおりであり、図4-4に示す。

- a. 評価事象は、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合について運転員の線量結果が厳しくなるよう選定する。
- b. 評価事象に対して、原子炉施設に滞留する又は放出される放射性物質によって、中央制御室に入り、とどまる運転員の放射線被ばくをもたらす経路を選定する。
- c. 評価事象に対して、建物内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量を計算する。
- d. 原子炉建物内の放射性物質の存在量分布から線源強度を計算する。
- e. 発電所敷地内の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。
- f. 中央制御室内及び入退域時の運転員の被ばくを計算する。

設計基準事故時の評価では、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を計算し、これを運転員の中央制御室内の滞在時間及び入退域に要する時間の割合で配分して計算する。

炉心の著しい損傷が発生した場合の評価では、中央制御室滞在及び入退域ごとの被ばく線量を計算し、これを合算することで評価期間中の積算線量を計算する。

(a) 中央制御室内での被ばく

- イ. d. の結果を用いて、建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。
- ロ. c. 及び e. の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽及び補助遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。
炉心の著しい損傷が発生した場合の評価においては、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくについても計算する。
- ハ. c. 及び e. の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質の濃度を、中央制御室空調換気系による室内放射性物質の低減効果を考慮して計算し、放射性物質による被ばく（ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく）を計算する。

(b) 入退域時の被ばく

- イ. d. の結果を用いて、建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを計算する。
- ロ. c. 及び e. の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく）を計算する。
炉心の著しい損傷が発生した場合の評価においては、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくについても計算する。
- g. f. の被ばく経路ごとの線量を合算し、判断基準と比較する。

(2) 評価事象の選定

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉施設の構造及び特性並びに安全上及び原子炉格納容器破損防止の諸対策の観点から、評価事象を選定する。具体的には以下のとおりとする。

a. 設計基準事故時

設置許可を受けた際の評価において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主として MS に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する知見から、沸騰水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を「設計基準事故」と選定し、想定された事象が生じた場合、炉心の熔融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じず、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認している。

この評価結果を参考に、それらの設計基準事故の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事象として、原子炉格納容器内放出に係る事故は「原子炉冷却材喪失」を、原子炉格納容器外放出に係る事故は「主蒸気管破断」を選定し、被ばく評価手法（内規）

に従い、中央制御室の重要性に鑑みて、設計基準事故より放射性物質の放出量が多くなる仮想事故相当のソースタームを想定する。なお、これらの事故は個別に評価する。

また、評価期間は、被ばく評価手法（内規）に従い事故後 30 日間とする。

b. 炉心の著しい損傷が発生した場合

「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」第 37 条の「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」の想定する格納容器破損モードのうち、2 号機において中央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を想定する。

中央制御室等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としては、炉心損傷が早く、また、原子炉格納容器内の圧力が高く推移する「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」したシーケンスを想定する。本発電用施設では、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、残留熱代替除去系を整備する。したがって 2 号機においては、炉心の著しい損傷が発生した場合、残留熱代替除去系を用いて事故を収束する事となる。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、残留熱代替除去系を使用せず、格納容器フィルタベント系*を用いた格納容器ベントを実施した場合を想定する。

また、評価期間は、解釈に従い事故後 7 日間とする。

注記*：サブプレッションチェンバの排気ラインを使用した場合を想定する。

評価事象に係る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共通の条件を表 4-1 に示す。

(3) 被ばく経路の選定

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員は、中央制御室にとどまり必要な操作、措置を行う。このとき、大気中に放出された放射性物質が中央制御室内に取り込まれることなどにより、中央制御室内に滞在している運転員は被ばくする。また、運転員の当直交替に伴い入退域の移動が生じ、この入退域時にも運転員は被ばくする。

以上より、運転員の被ばく経路は、以下の被ばく経路①～被ばく経路⑤を考慮する。また、評価事象ごとの対象とする被ばく経路は、それぞれの事故の形態、規模、事象進展、運転員の交替要員体制等を考慮して選定する。

運転員の被ばく経路及び中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージを図 4-5 及び図 4-6 に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

想定事故時に建物内に放出された放射性物質から直接的に施設周辺に到達してくるガンマ線（以下「直接ガンマ線」という。）及び空気中で散乱されて施設周辺に到達してくるガンマ線（以下「スカイシャインガンマ線」という。）が、中央制御室遮蔽及び補助遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。

(b) 被ばく経路② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が大気中を拡散して生じる放射性雲からのガンマ線（以下「クラウドシャインガンマ線」という。）及び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（以下「グランドシャインガンマ線」という。）が、中央制御室遮蔽及び補助遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。ただし、グランドシャインガンマ線が中央制御室遮蔽及び補助遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量は、設計基準事故においては、炉心溶融に至っておらず、放射性物質の大気中への放出の規模を踏まえると、線量への寄与はわずかと考えられるため考慮しない。

(c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が、中央制御室内に取り込まれて中央制御室内の運転員に与える線量（ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく）。

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量及び吸入摂取による内部被ばく線量。ただし、グランドシャインガンマ線が入退域時の運転員に与える線量は、設計基準事故時においては、炉心溶融に至っておらず、放射性物質の大気中への放出の規模を踏まえると、線量への寄与はわずかと考えられるため考慮しない。

(4) 建物内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算

建物内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算は、設計基準事故及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、それぞれの事故の形態、規模により、運転員の被ばくへの影響度合いを考慮して適切に設定する。

a. 事故発生直前の状態

設計基準事故時の評価においては、事象発生直前まで、原子炉は定格出力の 105%で長期間にわたって運転されていたものとする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合

の評価においては、事象発生直前まで、原子炉は定格出力で長時間にわたって運転されていたものとする。炉内内蔵量計算条件を表 4-2 に示す。

(a) 設計基準事故時

原子炉冷却材喪失時においては炉心内に蓄積する放射性物質の放出を考慮する。評価で使用する炉内内蔵量は、原子炉は事故発生直前まで定格出力の約 105% (熱出力 2,540MW) で十分長時間 (2000 日) 運転していたものとし、以下の式により算出する。事故発生直前の炉内内蔵量を表 4-3 に示す。

$$q_0^i = 3.2 \times 10^{14} \cdot P_o \cdot Y_i \cdot \left\{ 1 - e^{-\lambda_R^i \cdot T_{OP}} \right\} \dots \dots \dots (4. 1)$$

ここで、

q_0^i : 核種 i の炉内内蔵量 (Bq)

P_o : 原子炉熱出力 (MWt)

T_{OP} : 原子炉運転時間 (s)

Y_i : 核種 i の核分裂収率 (%)

λ_R^i : 核種 i の崩壊定数 (s^{-1})

また、主蒸気管破断時においては、原子炉を停止したときにピンホールを有する燃料棒から原子炉圧力の低下に伴い、冷却材中に放出される放射性物質の放出を考慮する。評価で使用する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 7.4×10^{13} 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、放射性よう素の 2 倍の放出があるものとし、以下の式により算出する。燃料棒からの追加放出量を表 4-4 に示す。

$$\text{放射性ハロゲン等} : q_f^i = Q_{I131} \cdot \frac{Y_i}{Y_{I131}} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_R^i \cdot T_{OP}}}{1 - e^{-\lambda_{I131} \cdot T_{OP}}} \dots \dots \dots (4. 2)$$

$$\text{放射性希ガス} : q_f^i = 2 \cdot Q_{I131} \cdot \frac{Y_i}{Y_{I131}} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_R^i \cdot T_{OP}}}{1 - e^{-\lambda_{I131} \cdot T_{OP}}} \dots \dots \dots (4. 3)$$

ここで、

q_f^i : 核種 i の追加放出量 (Bq)

Q_{I131} : I-131 の追加放出量 (Bq)

Y_i : 核種 i の核分裂収率 (%)

Y_{I131} : I-131 の核分裂収率(%)

λ_R^i : 核種 i の崩壊定数(s^{-1})

λ_{I131} : I-131 の崩壊定数(s^{-1})

T_{OP} : 原子炉運転時間(s)

上記のうち、 λ_R^i は、「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」(原子力安全委員会了承、平成元年3月27日)一部改訂平成13年3月29日)記載値を用いる。 Y_i は、「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」(原子力安全委員会了承、平成元年3月27日)一部改訂平成13年3月29日)及び「Compilation of Fission Product Yields (NEDO-12154-1, M.E.Meek and B.F.Rider, Vallecitos Nuclear Center, 1974)」の記載値を用いる。

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合

事故発生直前まで、原子炉は定格熱出力で長期間にわたって運転されていたものとする。事故直前の炉内内蔵量は、電力共同研究報告書「立地審査指針改訂に伴うソースタームに関する研究(BWR)(平成24年度最終報告書)」に記載される単位熱出力当たりの炉内内蔵量に対し、原子炉熱出力2,436MWを掛け合わせて計算する。

同報告書において、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価で使用する単位熱出力当たりの炉内内蔵量は、ウラン燃料の9×9燃料炉心を条件に、燃焼計算コード「ORIGEN2」コードにより算出している。事故発生直前の炉内内蔵量を表4-5に示す。

計算に当たっては、9×9燃料炉心の代表的な燃焼度、比出力、初期濃縮度及び運転履歴を考慮している。

- ・燃焼度 : 55000Mwd/t (燃焼期間は、5サイクルの平衡炉心を想定)
- ・比出力 : 26MW/t
- ・初期濃縮度 : 3.8%
- ・核データライブラリ : JENDL3.2(BWR STEP-3 VR=0%, 60Gwd/t)

b. 評価の対象とする放射性核種

(a) 設計基準事故時

イ. 原子炉冷却材喪失

運転員の被ばくに有意に寄与すると考えられる放射性希ガス(以下「希ガス」という。)及び放射性よう素(以下「よう素」という。)を対象とする。よう素は、有機よう素及び無機よう素を考慮する。

ロ. 主蒸気管破断

運転員の被ばくに有意に寄与すると考えられる希ガス及び放射性ハロゲン等（以下「ハロゲン」という。）を対象とする。よう素は、有機よう素及び無機よう素を考慮する。

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合

(a)に加え、炉心損傷を想定していることを踏まえ、粒子状放射性物質も含めた放射性核種を対象とする。よう素は、有機よう素、無機（元素状）よう素及び粒子状よう素を考慮する。

c. 大気中への放出過程

対象核種ごとに、大気中への放出過程上における放射性物質の低減効果を適切に考慮し、大気中への放出量を計算する。

(5) 建物内の線源強度の計算

建物内の放射性物質の存在量分布から計算する線源強度及びその計算結果を用いた被ばく経路①（中央制御室滞在時における建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく）及び被ばく経路④（入退域時における建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく）の計算については、設計基準事故時においては被ばく評価手法（内規）に従い、炉心の著しい損傷が発生した場合については審査ガイドを参照する。

(6) 大気拡散の計算

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（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。

a. 大気拡散評価モデル

放出点から放出された放射性物質が大気中を拡散して評価点に到達するまでの計算は、ガウスプルームモデルを適用する。

(a) 相対濃度

相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに評価点ごとに以下の式*1のとおり計算する。

$$\chi / Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi / Q)_i \cdot \delta_i^d \cdots \cdots \cdots \quad (4. 4)$$

ここで、

χ / Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi / Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m³)

δ_i^d : 時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき $\delta_i^d = 1$
 : 時刻 i において風向が他の方位にあるとき $\delta_i^d = 0$

(高所放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2 \cdot \pi \cdot \Sigma_{y_i} \cdot \Sigma_{z_i} \cdot U_i} \cdot \left\{ \exp\left(\frac{-(z-H)^2}{2 \cdot \Sigma_{z_i}^2}\right) + \exp\left(\frac{-(z+H)^2}{2 \cdot \Sigma_{z_i}^2}\right) \right\} \dots \dots \dots (4.5)$$

$$\Sigma_{y_i} = \sqrt{\sigma_{y_i}^2 + \frac{C \cdot A}{\pi}}, \quad \Sigma_{z_i} = \sqrt{\sigma_{z_i}^2 + \frac{C \cdot A}{\pi}}$$

(地上放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \Sigma_{y_i} \cdot \Sigma_{z_i} \cdot U_i} \dots \dots \dots (4.6)$$

ここで、

- U_i : 時刻 i の放出源を代表する風速(m/s)
- Σ_{y_i} : 時刻 i の建物の影響を加算した濃度の水平方向 (y 方向) の拡がりのパラメータ (m)
- Σ_{z_i} : 時刻 i の建物の影響を加算した濃度の垂直方向 (z 方向) の拡がりのパラメータ (m)
- z : 評価点の高さ (m)
- H : 放出源の高さ (m)
- σ_{y_i} : 時刻 i の濃度の y 方向の拡がりパラメータ (m)
- σ_{z_i} : 時刻 i の濃度の z 方向の拡がりパラメータ (m)
- C : 形状係数 (-)
- A : 建物の風向方向の投影面積*2 (m²)

上記のうち、気象項目（風向、風速及び σ_{yi} 、 σ_{zi} を求めるために必要な大気安定度）については、「b. 気象データ」に示すデータを、建物の投影面積については「e. 建物投影面積」に示す値を、形状係数については「f. 形状係数」に示す値を用いることとし、これらは設計基準事故及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の条件である。実効放出継続時間及び放出源高さは事故シーケンスに応じて求める条件であることから、個別に設定する。

σ_{yi} 及び σ_{zi} については、気象指針における相関式を用いて計算する。

注記*1：本被ばく評価では放射性物質の実効放出継続時間が8時間を超える場合においても、保守的に短時間放出の場合の式を適用する。

*2：すべて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。

(b) 相対線量

クラウドシャインガンマ線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を毎時刻の気象項目と実効放出継続時間をもとに、評価点ごとに以下の式で計算する。

$$D/Q = (K_1/Q) E \mu_0 \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz'$$

..... (4. 7)

ここで、

D/Q : 評価地点(x, y, 0)における相対線量(μ Gy/Bq)

(K_1/Q) : 単位放出率当たりの空気カーマ率への換算係数* $(\frac{\text{dis}\cdot\text{m}^3\cdot\mu\text{Gy}}{\text{MeV}\cdot\text{Bq}\cdot\text{s}}) / (\text{Bq/s})$

E : ガンマ線の実効エネルギー(MeV/dis)

μ_0 : 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_0 , μ , α , β , γ , については、0.5MeVのガンマ線に対する値*を用い、以下のとおりとする。

$$\mu_0 = 3.84 \times 10^{-3} \text{ (m}^{-1}\text{)}, \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2} \text{ (m}^{-1}\text{)}$$

$$\alpha = 1.000, \quad \beta = 0.4492, \quad \gamma = 0.0038$$

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点(x', y', z')における濃度(Bq/m³)

注記*：「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和51年9月28日 原子力委員会決定、一部改訂 平成13年3月29日）」

b. 気象データ

2009年1月～2009年12月の1年間における気象データを使用する。なお、当該データの使用に当たっては、風向、風速データが不良標本の棄却検定により、過去10年間の気象データ（2008年1月～2008年12月、2010年1月～2018年12月）と比較して異常でないことを確認している。

c. 相対濃度及び相対線量の評価点

相対濃度及び相対線量の評価点は以下とする。なお、すべての放出源において建物巻き込みの影響があるものとして評価を行うため、相対濃度及び相対線量の評価点高さは、各放出源高さと同じとする。

(a) 中央制御室内滞在時

設計基準事故時において中央制御室空調換気系は、通常時の中央制御室給気隔離弁を部分閉止し、外気取り入れを実施しつつ、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外気連続少量取入モードに事故発生 15 分後に切り替わることを前提とする。炉心の著しい損傷が発生した場合において中央制御室空調換気系は、事故発生 2 時間後から外気取り入れを実施しつつ、チャコールフィルタを介して中央制御室バウンダリ内を正圧に保つ加圧運転モードを使用することを前提としている。中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、中央制御室空調換気系の効果を考慮するものとし、相対濃度の評価点は中央制御室空調換気系外気取入口を代表とする。

また、相対線量の評価点は中央制御室が属する建物の屋上面を代表面として選定し、中央制御室中心とする。

(b) 入退域時

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視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、入退域時の評価点は、線量結果が厳しくなるよう、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合におけるそれぞれの運転員の入退域時の屋外アクセスルート中において、設計基準事故時においては 1 号機タービン建物入口を、炉心の著しい損傷が発生した場合においては、1 号機タービン建物入口が使用不能となることを想定し、原子炉建物に近い 2 号機原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口を代表評価点とする。

設計基準事故時の放射性物質の放出源と評価点の位置関係を図 4-7 及び図 4-8 に示し、炉心の著しい損傷が発生した場合の放射性物質の放出源と評価点の位置関係を図 4-9～図 4-11 に示す。

d. 評価対象方位

中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建物の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著になると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建物及び評価点との位置関係によっては、建物の影響を考慮して拡散の計算を行う。

中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建物及び評価点との位置関係について、以下の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物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。放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。

- (a) 放出源の高さが建物の高さの 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 と建物の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図 4-12 の領域 A, n ）の中にある場合
- (c) 評価点が、巻き込みを生じる建物の風下にある場合

設計基準事故時の被ばく評価における想定放出源である「排気筒（非常用ガス処理系用）」及び「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル」、炉心の著しい損傷が発生した場合の想定放出源である「格納容器フィルタベント系排気管」、「排気筒（非常用ガス処理系用）」及び「原子炉建物」は、上記の条件に該当することから、建物巻き込みの影響があるものとして評価を行う。

巻き込みを生じる代表建物として、各放出源から最も近く、影響が最も大きいと考えられる建物を選定する。「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル」、「格納容器フィルタベント系排気管」及び「原子炉建物」は原子炉建物を、「排気筒（非常用ガス処理系用）」は、タービン建物をそれぞれ選定する。そのため評価対象とする方位は、放出された放射性物質が原子炉建物又はタービン建物の巻き込み現象の影響を受けて拡散する方位及び原子炉建物又はタービン建物の巻き込み現象の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届く方位の両方に該当する方位とする。具体的には、全 16 方位のうち以下の(d)～(f)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。

- (d) 放出点が評価点の風上にあること。
- (e) 放出点から放出された放射性物質が、原子炉建物又はタービン建物の風下側に巻き込まれるような範囲に放出点が存在すること。
- (f) 原子炉建物又はタービン建物の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

上記選定条件(f)の条件に該当する風向の方位の選定には、評価点から原子炉建物又はタービン建物を見込む方位の範囲の両端が、それぞれの方位に垂直な投影形状の左右に $0.5L$ (L は、建物又は建物群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方。本評価では、代表建物である原子炉建物の高さ (48.8m) 又はタービン建物の高さ (33.1m) が該当する。) だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件(e)の条件に該当する風向の方位の選定には、放出点が評価点の風上となる範囲が対象となるが、放出点は原子炉建物又はタービン建物に近接し、 $0.5L$ の拡散領域の内部にあるため、放出点が風上となる 180° を対象とする。その上で、選定条件(f)の条件に該当する風向の方位の選定として、評価点から原子炉建物又はタービン建物+ $0.5L$ を含む方位を対象とする。

設計基準事故時の各放出源について、選定条件(d)～(f)の条件にすべて該当し、評価対象とする風向を図 4-13～図 4-18 に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合の放出源について、選定条件(d)～(f)の条件にすべて該当し、評価対象とする風向を図4-19～図4-27に示す。

e. 建物投影面積

建物投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、すべて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。

原子炉建物及びタービン建物の投影面積を図4-28に示す。

f. 形状係数

建物の形状係数は1/2*とする。

g. 累積出現頻度

中央制御室の居住性に係る被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%*に当たる値を用いる。

注記*：気象指針を基に設定

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共通の大気拡散評価条件を表4-6に示す。

(7) 線量計算

設計基準事故時の線量計算に当たっては、交替要員体制を考慮し、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を運転員の中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し、実効線量を評価する。

一方、炉心の著しい損傷が発生した場合の線量計算に当たっては、運転員の勤務体制(4直2交替)を想定し、班ごとに評価期間中(事故発生から7日間)の被ばく線量を評価する。班ごとの評価期間中の積算線量は、被ばく経路ごとに、評価期間中の中央制御室滞在及び入退域ごとの被ばく線量を評価し、合算することで算出する。想定する勤務体系を表4-7に示す。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの移動を考慮して、1回あたりの入退域時間を15分間と仮定し、線量結果が厳しくなるよう、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合におけるそれぞれの運転員の入退域時の屋外アクセスルート中において、設計基準事故時には1号機タービン建物入口を、炉心の著しい損傷が発生した場合においては2号機原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口を代表評価点とし、建物入口に15分間滞在するものとする。

a. 中央制御室内での被ばく

- (a) 被ばく経路① 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（原子炉建物内及びタービン建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく）

原子炉建物内及びタービン建物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、建物の配置及び形状等から評価する。

イ. 評価条件

(イ) 線源強度

設計基準事故時における想定事故時の線源強度は、次のとおりとする。

- ① 原子炉冷却材喪失時においては、事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に放出され、原子炉建物原子炉棟（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。この原子炉建物原子炉棟（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。計算対象とする核種及び原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内への放出量の計算条件は、大気中への放出量の計算条件と同じとする。原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内へ放出された放射性物質に対しては、崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去を考慮する。

主蒸気管破断時においては、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、全量がタービン建物から漏えいすることなく、保守的にタービン建物（地上階以上の管理区域）内の自由空間内に均一に分布するものとする。このタービン建物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。計算対象とする核種及びタービン建物内への放出量の計算条件は、タービン建物からの漏えいを無視すること以外は、大気中への放出量の計算条件と同じとする。ここで、タービン建物内に移行した放射性物質は、崩壊による減衰を考慮する。

- ② 事故後 30 日間の積算線源強度は、建物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。

一方、炉心の著しい損傷が発生した場合における想定事故時の線源強度は、次のとおりとする。

- ① 炉心の著しい損傷が発生した場合に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に放出され、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の自由空間内に均一に分布

するものとする。この原子炉建物原子炉棟（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。

計算対象とする核種及び原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内への放出量の計算条件は、大気中への放出量の計算条件と同じとする。原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内へ放出された放射性物質に対しては、崩壊による減衰及び非常用ガス処理系により大気へ放出される効果を考慮する。

- ② 原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内におけるガンマ線積算線源強度は、原子炉建物内の放射性物質のガンマ線エネルギーを、エネルギー範囲によって区分し、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時間ごとに評価する。

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 MATXS LIB-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 MATXS LIB based on JENDL-3.3", JAERI-Data/Code 2003-011 (2003)

(ロ) 幾何条件

設計基準事故時における原子炉冷却材喪失時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の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図 4-29 に示す。

なお、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価モデルは、入退域時の評価点を除き、原子炉冷却材喪失時と同一である。炉心の著しい損傷が発生した場合の入退域時の評価点を図 4-30 に示す。

直接ガンマ線の線源範囲は、原子炉建物の 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、原子炉建物燃料取替階のみ^{*2} とする。

制御室建物は中央制御室遮蔽及び補助遮蔽を、原子炉建物は保守的に建物外壁のみを考慮する。ここで、建物外壁は、各階ごとに東西南北をそれぞれ最小厚さで代表する。なお、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（原子炉建物：mm，制御室建物：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。

*2：原子炉建物燃料取替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、建物天井から放射さ

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。

設計基準事故時における主蒸気管破断時の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図 4-31 に示す。

直接ガンマ線の線源範囲は、タービン建物のグラウンドレベル以上*3 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。スカイシャインガンマ線の線源範囲は、タービン建物 3 階以上のみ*4 とする。

制御室建物は中央制御室遮蔽及び補助遮蔽を、タービン建物は保守的に建物外壁のみを考慮する。ここで、建物外壁は、各階ごとに東西南北をそれぞれ最小厚さで代表する。なお、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（タービン建物：□ mm，制御室建物：□ mm）を引いた値とする。

*3：グラウンドレベル以下は外壁厚さが厚く、地面にも遮られるため十分無視できる。

*4：タービン建物 3 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、建物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。

(ハ) 評価点

設計基準事故時の原子炉冷却材喪失時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の室内作業時及び入退域時の評価点は、線量結果が厳しくなるよう、原子炉建物に最も近接する図 4-29 及び図 4-30 に示す位置とした。

また、設計基準事故時の主蒸気管破断時における室内作業時及び入退域時の評価点は、線量結果が厳しくなるよう、線源領域であるタービン建物に近接する図 4-31 に示す位置とした。

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室内作業時の評価点高さは、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価ともに、天井高さとする。

(ニ) 解析コード

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。なお、評価に用いる解析コード「QAD-CGGP2R」、「ANISN」及び「G33-GP2R」の検証、妥当性評価については、添付書類 VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

(b) 被ばく経路② (クラウドシャインガンマ線)

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は、放射性物質の放出量、大気拡散の効果並びに中央制御室遮蔽及び補助遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し、以下により計算する。

イ. 線量計算

(イ) 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。

$$H_{\gamma} = \int_0^T K \cdot D / Q \cdot Q_{\gamma}(t) \cdot F \, dt \quad \dots \dots \dots (4. 8)$$

ここで、

- H_{γ} : 時刻 T までの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく (Sv)
- K : 空気カーマから実効線量への換算係数(1Sv/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 : 遮蔽厚さにおける減衰率(-)
- T : 計算対象期間(s)

注記* : 「「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, 平成 13 年 3 月 29 日一部改訂」に基づき設定。以降, 空気カーマから実効線量への換算係数は同様の設定

(ロ) 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。

① 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。

$$H_{\gamma 1} = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma 1}}{V} \cdot E_{\gamma} \cdot \frac{\alpha}{u} \cdot \left\{ 1 - e^{-\mu \frac{\alpha}{2}} \right\} \cdot F \quad \dots (4. 9)$$

ここで、

- $H_{\gamma 1}$: 放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく線量(Sv)
- $Q_{\gamma 1}$: 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 0.5MeV 換算値)

- V : 半球状雲の体積(m³)
 E_γ : ガンマ線エネルギー(0.5MeV)
 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(1m/s)
 μ : 空気に対するガンマ線のエネルギー吸収係数
 (3.9×10⁻³m⁻¹)
 F : 遮蔽厚さにおける減衰率

② 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。

$$H_{\gamma 2} = \int_0^T K \cdot D / Q \cdot Q_{\gamma 2}(t) \cdot F \, dt \dots \dots \dots (4. 10)$$

ここで、

- H_{γ2} : 時刻 T までの放射性物質からの直接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(K=1Sv/Gy)
 D/Q : 相対線量(Gy/Bq)
 Q_{γ2}(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 0.5MeV 換算値)
 F : 遮蔽厚さにおける減衰率(-)
 T : 計算対象期間(s)

(ハ) 炉心の著しい損傷が発生した場合

炉心の著しい損傷が発生した場合のクラウドシャインガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量の評価方法は、設計基準事故時の原子炉冷却材喪失と同様である。

(c) 被ばく経路③ 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく(中央制御室内に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、中央制御室内に取り込まれ、中央制御室内に滞在している運転員の被ばくをもたらす。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による内部被ばく線量は以下により評価する。

イ. 中央制御室内の放射性物質濃度計算

(イ) 計算式

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下の式を用いて、中央制御室空調換気系等を考慮した評価を実施する。なお、室内雰囲気中での放射性物質は一様混合し、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。

i. 設計基準事故

$$\frac{d(V \cdot C_i(t))}{dt} = (1 - \eta) \cdot C_i^0(t) \cdot f_1 + C_i^0(t) \cdot f_2 - C_i(t) \cdot (f_1 + f_2 + \eta \cdot F_F) - \lambda_i \cdot V \cdot C_i(t) \quad (4. 11)$$

ここで、

V : 中央制御室内バウンダリ容積(m³)

$C_i(t)$: 時刻 t における中央制御室内の核種 i の濃度(Bq/m³)

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空調換気系取入口での核種 i の濃度(Bq/m³)

$$C_i^0(t) = Q_i(t) \cdot \chi / Q$$

$Q_i(t)$: 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/m³)

f_1 : 中央制御室への外気取込量(m³/s)

f_2 : 中央制御室への外気リークイン量(m³/s)

F_F : 再循環フィルタを通る流量(m³/s)

λ_i : 核種 i の崩壊定数(s⁻¹)

ii. 炉心の著しい損傷が発生した場合

炉心の著しい損傷が発生し、格納容器ベントを実施した場合においては、運転員は格納容器ベント後 10 時間中央制御室待避室内に待避することからこの期間の評価点は中央制御室待避室内とする。なお、中央制御室待避室内の放射性物質濃度は、中央制御室空気供給系により正圧化を開始する時点の中央制御室内濃度と同一になるものとする。

① 中央制御室待避室の正圧化を実施していない期間

$$m_{0k}(t) = m_{1k}(t)$$

$$m_{1k} = \frac{M_{1k}(t)}{V_1}$$

$$\frac{dM_{1k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{1k}(t) - (G_1 + \alpha) \cdot \frac{M_{1k}(t)}{V_1} + \left(1 - \frac{E_k}{100}\right) \cdot G_1 \cdot S_k(t) + \alpha \cdot S_k(t) \cdots \cdots (4. 12)$$

$$S_k(t) = (\chi/Q) \cdot q_k(t)$$

ここで、

$m_{0k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射能濃度 (Bq/m³)

$m_{1k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m³)

$M_{1k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能量 (Bq)

V_1 : 中央制御室バウンダリ内容積 (m³)

λ_k : 核種 k の崩壊定数 (1/s)

G_1 : 中央制御室空調換気系外気取込み風量 (m³/s)

E_k : 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタの除去効率 (%)

$S_k(t)$: 時刻 t における核種 k の外気の放射能濃度 (Bq/m³)

α : 中央制御室空バウンダリへの空気流入量 (m³/s)
(= 空気流入率 × 中央制御室バウンダリ内容積)

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)

$q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の放出率 (Bq/s)

② 中央制御室待避室の正圧化を実施する期間

$$m_{0k} = \frac{M_{0k}(t)}{V_0}$$

$$\frac{dM_{0k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{0k}(t) - \frac{G_0}{V_0} \cdot M_{0k}(t) \cdots \cdots (4. 13)$$

ここで、

$m_{0k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射能濃度 (Bq/m³)

$M_{0k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射能量 (Bq)

V_0 : 中央制御室待避室バウンダリ体積 (m³)

λ_k : 核種 k の崩壊定数 (1/s)

G_0 : 中央制御室空気供給系の空気供給量 (m³/s)

(ロ) 事故時運転

原子炉冷却材喪失時においては、原子炉棟排気放射線高又は換気系放射線高の信号で、中央制御室の通常時換気系の隔離弁が閉止され、フィルタを介して室内空気を再循環する中央制御室非常用再循環送風機が起動する設計となっており、事故後、酸素又は二酸化炭素濃度が許容濃度を逸脱するおそれがある場合には、運転員による外気連続少量取入れモード操作により隔離弁が開き、フィルタ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通常時換気系の隔離弁を閉止し、中央制御室非常用再循環送風機を起動する。

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、設計基準事故時の被ばく評価上は、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、外気連続少量取入モードが作動するものと仮定する。外気連続少量取入モード作動開始時間は、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、その間は通常運転により外気を取り込むものと仮定する。

炉心の著しい損傷が発生した場合においては、中央制御室を正圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計を評価で考慮する。中央制御室空調換気系の加圧運転モードは、排気隔離弁を閉、給気隔離弁を開とし、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを介して外気を取り込むことにより、中央制御室バウンダリ内部の正圧化と再循環により放射性物質を中央制御室非常用再循環処理装置フィルタで低減する運転モードである。これによって、中央制御室バウンダリ内は正圧化されているため、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通らない空気流入はないと考える。中央制御室空調換気系は、全交流電力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替電源設備からの給電が可能な設計となっていることから、被ばく評価上は、炉心の著しい損傷が発生した場合においては事象発生後2時間後から中央制御室空調換気系が作動するものと仮定する。また、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室空調換気系は外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離するとともに、中央制御室待避室を中央制御室空気供給系で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計を評価で考慮する。

(ハ) 中央制御室バウンダリ体積

中央制御室バウンダリ体積のうち中央制御室内の放射性物質による外部被ばくの影響を受ける区画の体積は 2440m³ とする。なお、中央制御室内の放射性物質の濃度の計算に使用する中央制御室バウンダリ体積は、中央制御室、運転員控室等の中央制御室空調換気系の処理対象となる区画の体積を合計した値に基づくものとし、設計基準事故では保守的に切り上げて 18000m³ を使用*し、炉心の著しい損傷が発生した場合では設計値 17150m³ を使用する。

また、中央制御室待避室バウンダリ体積は、区画の体積を基に、保守的に切り上げて 30m³ とする*。バウンダリ体積を図 4-32 に示す。

注記*：設計基準事故時の評価においてはバウンダリ体積が増加すると、中央制御室へのインリーク量（流量換算）が増加するのに対し、再循環流量は一定のため、室内の放射性物質がフィルタで除去されにくくなり、評価上保守的となる。中央制御室待避室内に取り込まれた放射性物質からの影響は、中央制御室待避室バウンダリ体積が大きくなるほど室内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの影響が大きくなるため、評価上保守的となる。

(ニ) フィルタ除去効率

① 設計基準事故時

中央制御室非常用再循環処理装置のチャコールフィルタの効率は、設計上 95%以上期待できるが、評価上は 95%とする。

② 炉心の著しい損傷が発生した場合

i. 中央制御室非常用再循環処理装置のチャコールフィルタの効率は、設計上 95%以上期待できるが、評価上は 95%とする。

ii. 中央制御室非常用再循環処理装置の粒子用高効率フィルタの効率は、設計上 99.9%以上期待できるが、評価上保守的に 99.9%とする。

(ホ) 中央制御室非常用再循環処理装置流量

中央制御室非常用再循環処理装置の流量は設計上期待できる値として 32000m³/h とする。

(ヘ) 空気流入量

中央制御室への中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通らない空気流入量は、換気率換算で設計上期待できる値として 0.5 回/h とする。ただし、中央制御室を正圧化している期間は、中央制御室へのインリークはないものとする。

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共通の中央制御室内放射性物質濃度評価条件を表 4-8 に示す。

ロ. 線量計算

中央制御室内の放射能濃度により，以下の式を用いて外部被ばく及び内部被ばく線量を計算する。

(イ) 中央制御室内の放射性物質による外部被ばく

中央制御室は，体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。評価に当たり想定した評価モデルを図 4-33 に示す。

$$H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_{\gamma} \cdot C_{\gamma}(t) \cdot \left\{ 1 - e^{-\mu \cdot r} \right\} dt \quad \dots \dots \dots (4. 14)$$

ここで，

H_{γ} : 時刻 T までの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量(Sv)

E_{γ} : ガンマ線エネルギー(0.5MeV)

$C_{\gamma}(t)$: 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 0.5MeV 換算値)

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)

$$r = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V}{2 \cdot \pi}}$$

V : ガンマ線による全身に対する外部被ばく線量評価時の自由体積(m³)

T : 評価期間(s)

なお，設計基準事故時の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空調換気系取入口付近を風速 1m/s の速度で通過する間，中央制御室空調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空調換気系取入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。

(ロ) 中央制御室内の放射性物質の吸入による内部被ばく

設計基準事故時における中央制御室内の放射性物質の吸入による内部被ばくは、次式で計算する。なお、マスクの着用は考慮しない。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H_\infty \cdot C_I(t) dt \dots \dots \dots (4. 15)$$

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(m³/s)
(成人活動時の呼吸率 1.2m³/h)
- H_∞ : よう素(I-131)を1Bq吸入した場合の成人の実効線量
(2.0×10⁻⁸Sv/Bq)
- $C_I(t)$: 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)
- T : 評価期間(s)

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内の放射性物質の吸入による内部被ばくは、次式で計算する。内部被ばくの評価に当たってはマスクの着用による防護効果を考慮する。

$$H = \sum_k \int_0^T R \cdot H_k \cdot C_k(t) dt \cdot \frac{1}{PF} \dots \dots \dots (4. 16)$$

ここで、

- H : 放射性物質の吸入による内部被ばく線量(Sv)
- R : 呼吸率(m³/s) (成人活動時の呼吸率 1.2m³/h)
- H_k : 核種 k の吸入摂取の実効線量への換算係数(Sv/Bq)
- $C_k(t)$: 時刻 t における核種 k の室内の放射能濃度(Bq/m³)
- T : 評価期間(s)
- PF : マスクの防護係数(-)

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④

入退域時における建物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方法は、「被ばく経路①建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(原子炉建物及びタービン建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく)」と同様である。ただし、入退域時は屋外を移動するため、中央制御室遮蔽のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。

設計基準事故時の評価では、評価点を1号機タービン建物入口とし、評価点高さは地上2mの位置とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価では、評価点を2号機原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口とし、評価点高さは地上2mの位置とする。

(b) 被ばく経路⑤

入退域時における大気中へ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及び放射性物質の吸入による内部被ばくは、放射性物質の放出量、大気拡散の効果等から、以下により計算する。なお、入退域時は屋外を移動するため、中央制御室遮蔽のガンマ線の遮蔽効果を考慮せず、評価点は、設計基準事故時の評価では1号機タービン建物入口、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価では、2号機原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口とする。

イ. 線量計算

(イ) 放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

大気中へ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は、以下により計算する。

$$H_{\gamma} = \int_0^T K \cdot D / Q \cdot Q_{\gamma}(t) dt \dots\dots\dots (4.17)$$

ここで、

H_{γ} : 時刻Tまでの放射性物質からの直接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(1Sv/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0.5MeV換算値)

T : 評価期間(s)

(ロ) 放射性物質の吸入による内部被ばく

設計基準事故時における大気中へ放出された放射性物質の吸入による内部被ばくは、次式で計算する。なお、マスクの着用は考慮しない。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H_{\infty} \cdot \chi / Q \cdot Q_I(t) dt \dots\dots\dots (4.18)$$

ここで、

H_I : 時刻Tまでの放射性物質の吸入による内部被ばく(Sv)

R : 呼吸率(m³/s) (成人活動時の呼吸率1.2m³/h)

H_{∞} : よう素(I-131)を1Bq吸入した場合の成人の実効線量

$(2.0 \times 10^{-8} \text{Sv/Bq})$

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性物質の放出率 (Bq/s)
(I-131 等価量-成人実効線量係数換算)

T : 評価期間 (s)

炉心の著しい損傷が発生した場合における大気中へ放出された放射性物質の吸入による内部被ばくは、次式で計算する。内部被ばくの評価に当たってはマスクの着用による防護効果を考慮する。

$$H = \sum_k \int_0^T R \cdot H_k \cdot \chi/Q \cdot Q_k(t) dt \cdot \frac{1}{PF} \dots \dots (4.19)$$

ここで、

H : 放射性物質の吸入による内部被ばく線量 (Sv)

R : 呼吸率 (m^3/s) (成人活動時の呼吸率 $1.2 \text{m}^3/\text{h}$)

H_k : 核種 k の吸入摂取時の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)

χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)

$Q_k(t)$: 時刻 t における大気への放射能放出率 (Bq/s)

T : 評価期間 (s)

PF : マスクの防護係数 (-)

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共通の線量計算条件を表 4-9 に示す。

(8) 線量の合算及び判断基準との比較

被ばく経路ごとの線量を合算し、居住性に係る被ばく評価の判断基準 100mSv と比較する。

4.1.2 評価条件及び評価結果

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通の条件は、「4.1.1 評価方針」に示すとおりであるが、各々の評価事象の選定等に起因して、大気中への放射性物質の放出過程、中央制御室内の滞在期間及び中央制御室空調換気系の起動時間等の条件が異なる。

したがって、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、それぞれ共通条件に加えて個別の条件を考慮して、線量を評価する。

4.1.2.1 設計基準事故時における線量評価

設計基準事故時における線量評価においては、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通条件に加えて、以下の条件を考慮する。

(1) 大気中への放出量の評価

a. 原子炉冷却材喪失

希ガス及びよう素の大気放出過程を図 4-34 及び図 4-35 に示す。放射性物質の大気中への放出量評価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 2,540MW）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、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉内内蔵量に対して希ガス 100%、よう素 50%の割合とする。
- (c) 原子炉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) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉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を見ないものとする。
- (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を見ないものとする。
- (f) 原子炉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棟換気系は、原子炉水位低（レベル 3）、格納容器圧力高、原子炉棟排気放射線高又は燃料取替階放射線高のいずれかの信号により非常用ガス処理系に切り替えられる。原子炉棟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見ないし、崩壊のみを考える。なお、非常用ガス処理系は、事故発生後、瞬時に起動するものとする。
- (h) 原子炉格納容器冷却系の作動により、原子炉格納容器内圧力が低下するため原子炉格納容器から原子炉棟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

により原子炉格納容器外へ導かれたサブ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、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) 非常用ガス処理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、99.97%以上であるが、ここでは余裕をとり、よう素の除去効率を99%とする。
- (j) 非常用ガス処理系による原子炉棟内空気の換気率は、設計で定められた値(1回/d)とする。
- (k) 原子炉格納容器から原子炉棟内に漏えいした放射性物質は、非常用ガス処理系で処理された後、排気筒(非常用ガス処理系用)から大気中へ放出されるものとする。

b. 主蒸気管破断

希ガス及びハロゲン等の大気放出過程を図4-36及び図4-37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	$1.1 \times 10^4 \text{kg}$
水	$1.6 \times 10^4 \text{kg}$

- (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 $1.4 \times 10^3 \text{Bq/g}$ 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 $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ 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、逃がし安全弁等を通じて崩壊熱相当の蒸気がサブ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圧力容器気相体積の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、大気中に地上放出されるものとする。

なお、タービン建物内で、床、壁等に沈着することによる除去効果は考慮しない。

大気中への放出量評価条件の詳細について、表 4-10 及び表 4-11 に示す。

また、これらの条件による大気中への放出量評価結果を表 4-12 に示す。

(2) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

a. 原子炉冷却材喪失

(a) 実効放出継続時間は、希ガスについてガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算値及びよう素について I-131 等価量（成人実効線量係数換算）について計算した結果より、30 日間の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値に保守性を見込んで、希ガス 24 時間、よう素 24 時間とする。

(b) すべての放射性物質は、排気筒（非常用ガス処理系用）によって、排気筒高さから放出されるとする。放出源高さは、排気筒高さである地上 110m とする。なお、放出源高さは放出エネルギーによる影響は考慮しない。

b. 主蒸気管破断

(a) 実効放出継続時間は、希ガス及びハロゲン等についてガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算値及びよう素について I-131 等価量（成人実効線量係数換算）について計算した結果より、30 日間の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値に保守性を見込んで、希ガス及びハロゲン等 1 時間、よう素 1 時間とする。

(b) すべての放射性物質は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル*から放出されるとする。放出源高さは、保守的に地上 0m とする。

注記*：評価結果が保守的となるよう、評価点に最も近い原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを選定

大気拡散評価条件の詳細について、表 4-13 に示す。

また、これらの条件による相対濃度及び相対線量の評価結果を表 4-14 及び表 4-15 に示す。

(3) 線量評価

運転員の勤務形態としては4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。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。運転員交替考慮条件を表4-16に示す。

① 中央制御室内での被ばく評価方法

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。ただし、被ばく評価手法（内規）に基づき、主蒸気管破断時の主蒸気隔離弁閉止前に放出される半球状雲による線量（クラウドシャインガンマ線及び室内に取り込まれた放射性物質による被ばく）は、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質に起因するため、滞在時間割合を掛け合わせない。

30日間の積算線量×直交替による滞在時間割合*

注記*：実際の交替勤務（4直2交替）の30日間勤務での平均的な滞在割合（0.25）を使用する。

② 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物出入口に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日間の積算線量×入退域所要時間割合*

注記*：実際の交替勤務（4直2交替）の30日間勤務での平均的な滞在時間割合（約0.010417）を使用する。

なお、被ばく評価手法（内規）に基づき、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲）による線量については、入退域時の線量としては評価しない。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建物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

原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断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4-17及び及び表4-18に示す。

(b) 被ばく経路② 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
クラウドシャインガンマ線による外部被ばく評価に使用する中央制御室遮蔽及び補助遮蔽によるコンクリート減衰率(F)は、以下とする。

コンクリート厚さの減衰率は、「放射線施設のしゃへい計算 実務マニュアル2015」のデータ集である「放射線施設の遮蔽計算実務（放射線）データ集 2015」

(公益財団法人原子力安全技術センター) に記載される普通コンクリートの無限媒質中の点等方線源からの光子の実効線量透過率を使用する。

中央制御室遮蔽及び補助遮蔽での減衰効果は、以下の条件により求める。

項 目	数 値
コンクリート厚さ	□ cm*
コンクリート密度	2.1g/cm ³
ガンマ線エネルギー	1.5MeV

注記*：評価で考慮する壁は、公称値からマイナス側許容差

(□ mm) を引いた値とする。

これらより、被ばく評価に使用する中央制御室遮蔽及び補助遮蔽の厚さにおける減衰率は、 $F=3.9 \times 10^{-2}$ とする。

(c) 被ばく経路③ 外気から室内に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に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた希ガスのガンマ線による外部被ばく及びよう素の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価する。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下に示す中央制御室空調換気系等の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室空調換気系等条件を表 4-19 に示す。また、中央制御室空調換気系の運転モードを図 4-38 に示す。事故時運転モードは、外気連続少量取入を想定する。

イ. 事故時運転への切り替えは、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、中央制御室空調換気系による外気連続少量取入モードが作動するものと仮定する。外気連続少量取入モード作動開始時間は、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、その間は通常運転により外気を取り込むものと仮定する。

ロ. 「3.4 資機材、要員の交替等」に示すとおり、事故の状況に応じて全面マスクを着用することとしているが、設計基準事故時においては、保守的に評価期間中マスク着用は行わないものとして評価する。

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 建物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

評価期間中に建物内に存在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評価手法は、被ばく経路①と同様であるが、入退域時は屋外を移動するため、中央制御室遮蔽のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線による入退域時の外部被ばくの評価手法は、被ばく経路②と同様であるが、入退域時は中央制御室遮蔽外を移動するため、中央制御室遮蔽を含めた建物壁のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。また、放射性物質の吸入による内部被ばく評価手法は、被ばく経路③と同様であるが、入退域時は中央制御室外を移動するため、大気中の放射性物質の吸入摂取による内部被ばくを計算する。

(4) 被ばく評価結果

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結果を表 4-20 及び表 4-21 に示す。被ばく評価結果は、実効線量で原子炉冷却材喪失において約 12mSv、主蒸気管破断において約 0.42mSv であり、居住性に係る被ばく評価の判断基準 100mSv を超えない。

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)
約 1.2×10^1	約 4.2×10^{-1}

4.1.2.2 炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価

炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価においては、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通条件に加えて、以下の条件を考慮する。

(1) 大気中への放出量の評価

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。放射性物質の大気放出過程を図 4-39～図 4-42 に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を表 4-22 に示す。また、各放出源からの放出時間帯を示すタイムチャートを図 4-43 に示す。

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、4.1.1(2)項の想定事象で示した事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を想定し、原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい及び原子炉格納容器からベントライン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解析結果の原子炉格納容器内圧力及び温度の変化を図 4-44 及び図 4-45 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、原子炉格納容器への放出割合、原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい割合及び格納容器フィルタベント系への放出割合のトレンドに対して NUREG-1465*1 の知見を適用して使用する*2。

注記*1：NUREG-1465” Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plant” ,1995

*2：それぞれの割合は、停止時炉内内蔵量に対する割合

b. よう素の化学形態

よう素の化学形態は、下記を使用する。

	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*：R.G.1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Lighth Water Nuclear Power Reactors”

c. 原子炉格納容器内での自然沈着

CSE 実験^{*1} 及び Standard Review Plan 6.5.2^{*2} に基づき、無機よう素の原子炉格納容器内での自然沈着率を 9×10^{-4} (1/s) と設定し、カットオフ DF200 後は自然沈着の効果を見込まない評価とする。本事故シーケンスでは、原子炉格納容器内の無機よう素の存在量が 1/200 になる時間は、事故後 6.9 時間となるため、6.9 時間までは自然沈着率 9×10^{-4} (1/s) を適用し、それ以降は無機よう素の自然沈着がないものとして評価する。

注記 * 1 : R. K. HILLIARD, A. K. POSTMA, J. D. McCORMACK and L. F. COLEMAN, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nuclear Technology, Vol. 10, p.499-519, April 1971

*2 : Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

d. サプレッションチェンバのプール水による除去

サプレッションチェンバのプール水による無機よう素の除染係数は、NUREG-0800*を参考として DF=5 を仮定する。

注記 * : NUREG-0800 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, Rev.1, 3/2007.

e. 格納容器フィルタベント系による除去性能

格納容器フィルタベント系による放射性物質の除染係数は、下記を使用する。

	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、原子炉建物から大気中への放出量及び格納容器フィルタベント系を経由した放出量を表 4-23 に示す。

(2) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

a. 実効放出継続時間は、大気への放出量評価結果より、7 日間の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値として、以下とする。

- ・原子炉建物漏えい時 : 1 時間
- ・排気筒 (非常用ガス処理系用) 放出時 : 30 時間
- ・格納容器フィルタベント系排気筒放出時 : 1 時間

b. 放出源高さは、事故シーケンスに応じて、排気筒 (非常用ガス処理系用) 放出時は排気筒高さ、格納容器フィルタベント系排気筒放出時は排気口高さ、原子炉建物漏えい時は地上とする。なお、放出源高さは放出エネルギーによる影響は考慮しない。

大気拡散評価条件の詳細について、表 4-24 に示す。

また、これら条件による相対濃度及び相対線量の評価結果を表 4-25 に示す。

(3) 線量評価

運転員勤務体系としては、4 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 4-7 に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建物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

炉心の著しい損傷が発生した場合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 4-26 に示す。

(b) 被ばく経路② 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
(クラウドシャインガンマ線)

中央制御室遮蔽及び補助遮蔽厚さ (コンクリート 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。

被ばく評価に使用する減衰率(F)を下表に示す。

(単位：-)

	対象核種	原子炉建物からの放出	格納容器フィルタベント系からの放出
コンクリートの減衰率	希ガス	1×10^{-2}	7×10^{-4}
	希ガス以外	2×10^{-2}	2×10^{-2}

(c) 被ばく経路② 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
(グラウンドシャインガンマ線)

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ガンマ)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、地表沈着効果並びに中央制御室遮蔽及び補助遮蔽による減衰効果を考慮して評価する。

イ. 地表面沈着濃度の計算

(イ) 計算式

$$\frac{d S_o^i(t)}{d t} = - \lambda_i \cdot S_o^i(t) + V_G \cdot \chi / Q \cdot f \cdot Q_i(t) \dots \dots \dots (4. 20)$$

ここで、

$S_o^i(t)$: 時刻 t における核種 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 の大気への放出率 (Bq/s)

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (s⁻¹)

(ロ) 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。地表面への沈着速度の条件を表 4-27 に示す。

沈着速度については、有機よう素は NRPB-R322*1 を参考として 0.001cm/s、有機よう素以外は NUREG/CR-4551*2 を参考として 0.3cm/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 0.004cm/s、有機よう素以外は 1.2cm/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

ロ. 線量計算

(イ) 線源強度

炉心の著しい損傷が発生した場合に、大気中へ放出され建物屋上に沈着した放射性物質と地表面に沈着した放射性物質を線源とし、線源は建物屋上及び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 4-28 に示すように、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。

(ロ) 幾何条件

グラウンドシャインガンマ線評価モデルを図 4-46 に示す。グラウンドシャインガンマ線の線源は、中央制御室と隣接建物の屋上に沈着した放射性物質である。この線源の大きさは 800m×800m* とする。なお、地表面の線源は、建物の床・天井・壁で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。

中央制御室遮蔽及び補助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 (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 400m 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 400m まで線源領域とし、全体の線源領域として 800m×800m を設定した。

(ハ) 評価点

評価点は、図 4-46 に示したとおり、屋上沈着線源に対して、それぞれ多くの線源と距離が近い位置を評価点として設定する。評価点高さは天井高さとする。

(ニ) 解析コード

グラウンドシャインガンマ線は、「QAD-CGGP2R」コードを用い評価する。

(d) 被ばく経路③ 外気から室内に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に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた希ガス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の和として実効線量を評価する。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下に示す中央制御室空調換気系の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室空調換気系等条件を表 4-29 に示す。また、空調運用タイムチャートを図 4-43 に示す。

イ. 中央制御室非常用再循環送風機の起動時間については、全交流電力電源喪失及び電源回復操作並びに現場での手動によるダンパ開操作を想定した起動遅れ（事故発生後 120 分）を考慮し、流量 17500m³/h の外気取り込み及び 32000m³/h の再循環フィルタ流量を想定する。

ロ. 格納容器ベントの 15 分前に系統隔離運転に切り替え、格納容器ベントの 10 時間後に加圧運転を再開することを想定する。

ハ. 「3.4 資機材、要員の交替等」に示すとおり、炉心損傷が予測される状態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合は、全面マスク等を着用するため、一部の期間についてマスク着用しているものとして評価する。このとき、マスクの防護係数は 50 とする。

ニ. 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。ベント実施時には中央制御室待避室内に待避する。また、中央制御室待避室内は中央制御室空気供給系により 10 時間正圧化する。

被ばく評価に使用する中央制御室待避室遮蔽による減衰率は、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。

(単位：－)

	対象核種	中央制御室待避室遮蔽 (鉛 <input type="text"/> cm)
	減衰率	希ガス
	希ガス以外	6.4×10^{-1}

b. 入退域時の被ばく

- (a) 被ばく経路④ 建物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

炉心の著しい損傷が発生した場合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 4-30 に示す。

- (b) 被ばく経路⑤ 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
(グランドシャインガンマ線)

入退域時における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)による外部被ばくの評価方法は、被ばく経路②と同様であるが、入退域時は中央制御室遮蔽外を移動するため、中央制御室遮蔽を含めた建物壁のガンマ線の遮蔽効果は考慮しない。異なる条件を以下に示す。

イ. 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 4-31 に示すように、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。

ロ. 各建物によるグランドシャインガンマ線の遮蔽効果を期待しない。

ハ. 評価点は図 4-47 に示す線源領域の中心上とする。

(4) 被ばく評価結果

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果を表 4-32 (マスク着用あり) 及び表 4-33 (マスク着用なし) に示す。炉心の著しい損傷が発生した場合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 4-34 (マスク着用あり) 及び表 4-35 (マスク着用なし) に示す。

これに示すように、炉心の著しい損傷が発生した場合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最大約 51mSv 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 100mSv 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)							合計
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	
A班	約 12	約 9		約 8	約 6			約 35
B班		約 34	約 10				約 7	約 51
C班	約 8				約 7	約 6		約 22
D班			約 13	約 9		約 5	約 4	約 32
合計	約 20	約 43	約 23	約 17	約 13	約 11	約 11	約 138

(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	約 271	約 21		約 9	約 7			約 309
B班		約 44	約 14				約 7	約 65
C班	約 13				約 8	約 6		約 28
D班			約 24	約 12		約 5	約 4	約 46
合計	約 285	約 64	約 39	約 21	約 15	約 12	約 11	約 447

4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価

4.2.1 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価方針

(1) 評価の概要

技術基準規則第 38 条第 5 項の解釈 15 に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として、中央制御室空調換気系は、外気から遮断する系統隔離運転とすることができる。

系統隔離運転により、中央制御室への空気の入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確認する。

本評価における滞在人数、体積、評価期間等は、被ばく評価条件を参考に、保守的な結果となるよう設定する。また、酸素消費量、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、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 4-36 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、「酸素欠乏症等防止規則」に定める許容酸素濃度 18vol%以上及び「事務所衛生基準規則」に定める許容二酸化炭素濃度 0.5vol%以下を設計値とする。

(3) 酸素及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室内の事故時の滞在人数、酸素消費量、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、中央制御室空調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）（以下「J E A C 4 6 2 2-2009」という。）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 4-37 に示す。評価式を以下に示す。

$$C_{\infty} = C_0 + \frac{M}{N \cdot V} \dots \dots \dots (4. 21)$$

ここで、

- M : 室内二酸化炭素発生量 (m³/h)
- V : 中央制御室バウンダリ体積 (m³)
- C_∞ : 平衡状態における二酸化炭素濃度 (—)
- C₀ : 初期二酸化炭素濃度 (—)
- N : 空気流入率 (回/h)

M, C_∞, C₀については、酸素の場合、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。

4.2.2 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価結果

(1) 酸素濃度

計算の結果、中央制御室空調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酸素濃度は 20.6vol%となり、「酸素欠乏症等防止規則」における許容基準濃度である 18vol%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

計算の結果、中央制御室空調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 0.28vol%となり、「事務所衛生基準規則」に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である 0.5vol%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。

4.2.3 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価方針

(1) 評価の概要

技術基準規則第 74 条の解釈に規定する「運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な設備」として、中央制御室空調換気系は、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタにより放射性物質を浄化した外気を供給することで中央制御室バウンダリ内を正圧化する加圧運転を行うことができる。

中央制御室を正圧化した場合の室内の酸素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、体積、評価期間等は、被ばく評価条件を参考に、保守的な結果となるよう設定する。また、酸素消費量、二酸化炭素吐出し量等は、設計基準事故時の評価と同様に、中央制御室内にとどまる運転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、設計基準事故時の評価と同様に、表 4-36 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。

(3) 酸素及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室内の事故時の滞在人数、酸素消費量、二酸化炭素吐出し量等は、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、中央制御室空調換気系により中央制御室を正圧化した場合の酸素及び二酸化炭素濃度の評価を以下の J E A C 4 6 2 2-2009 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。

ただし、本評価においては、事故後 2 時間のファンの停止を想定するため、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。

$$C = C_0 + \frac{2M}{V} \dots \dots \dots (4. 22)$$

ここで、

- C : 2 時間後の二酸化炭素濃度 (vol%)
- M : 室内二酸化炭素発生量 (m³/h)
- V : 中央制御室バウンダリ体積 (m³)
- C₀ : 外気の二酸化炭素濃度 (vol%)

M, C₀, Cについては、酸素の場合、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。

事故後 2 時間以降は、ファンの運転による空気の供給を想定するため、以下の計算式により酸素及び二酸化炭素濃度を計算する。

$$C_{\infty} = C_0 + \frac{M}{L} \dots \dots \dots (4. 23)$$

ここで、

- M : 室内二酸化炭素発生量 (m³/h)
- C_∞ : 平衡状態における二酸化炭素濃度 (vol%)
- C₀ : 外気の二酸化炭素濃度 (vol%)
- L : 中央制御室バウンダリ内の正圧化に必要な空気供給量 (m³/h)

M, C_∞, C₀については、酸素の場合、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。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 4-37 に示す。

a. 中央制御室バウンダリ内の正圧維持

(a) 目標圧力の設定

中央制御室は、配置上、風の影響を受けない屋内に設置されているため、中央制御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制御室建物の設計最高温度 40℃、隣接区画を外気の設計最低温度-8.7℃と仮定すると、中央制御室の階層高さは最大約 5.2m 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。

$$\begin{aligned}
 \Delta P &= \{ (-8.7^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) - (40^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) \} \\
 &\quad \times (\text{高低差}) \dots\dots\dots (4.24) \\
 &= (1.335 - 1.127) \times 5.2 \\
 &= 1.09 \text{ (kg/m}^2\text{)} \\
 &\rightarrow 1.09 \times 9.8 \\
 &\approx 11 \text{ (Pa)}
 \end{aligned}$$

計算の結果，温度の影響を無視できる圧力差は約 11Pa であるが，余裕を見込み，目標圧力は 20Pa[gage]に設定する。

(b) 中央制御室バウンダリ内の正圧化に必要な空気供給量

中央制御室バウンダリ内を正圧化するために必要な空気供給量は，中央制御室気密性能試験結果（17160m³/h）に基づき，17500m³/h に設定するとともに，17160m³/h 以上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。

4.2.4 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価結果

(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，20.9vol%となる。

b. 2 時間～7 日間

計算の結果，中央制御室空調換気系加圧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 20.9vol%となり，「酸素欠乏症等防止規則」における許容基準濃度である 18vol%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，0.04vol%となる。

b. 2 時間～7 日間

計算の結果，中央制御室空調換気系加圧運転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 0.04vol%となり，「事務所衛生基準規則」に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である 0.5vol%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。

4.2.5 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価方針

(1) 評価の概要

中央制御室空気供給系による正圧化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、体積、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、中央制御室空気供給系の使用時における中央制御室待避室内にとどまる運転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 4-36 に示すとおり、中央制御室待避室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。

中央制御室空気供給系による正圧化は、希ガス等の放射性物質を含む外気が中央制御室待避室内に侵入しないように実施する防護措置であり、中央制御室空気供給系による正圧化時は、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、中央制御室空気供給系使用時の酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度は、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」に定める酸素濃度及び二酸化炭素濃度許容基準（19vol%以上及び1vol%以下）を準拠する。

(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正圧化し、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。

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を表 4-38 に示す。

なお、被ばく評価にて、格納容器フィルタベント系使用開始から 10 時間まで中央制御室空気供給系にて正圧化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、正圧化時間は 10 時間とする。

10 時間連続で中央制御室空気供給系にて正圧化する場合において、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。

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屋内に設置されているため、中央制御室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制御室建物の設計最高温度 40℃、隣接区画を外気の設計最低温度-8.7℃と仮定すると、中央制御室待避室の天井高さが約 2.5m 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。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{ (-8.7^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) - (40^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) \} \\ &\quad \times (\text{高低差}) \dots\dots\dots (4. 25) \\ &= (1.335 - 1.127) \times 2.5 \\ &= 0.52 (\text{kg/m}^2) \\ &\rightarrow 0.52 \times 9.8 \\ &\approx 6 (\text{Pa}) \end{aligned}$$

計算の結果，温度の影響を無視できる圧力差は約 6Pa であるが，余裕を見込み，目標圧力は 10Pa[gage]に設定する。

(b) 必要最低換気量

中央制御室待避室内に供給する換気量は，次項に示す酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な最低換気流量である 11.4m³/h に設定するとともに，11.4m³/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。

$$Q = \frac{k}{P_1 - P_0} \dots\dots\dots (4. 26)$$

ここで，

- Q : 必要換気流量(m³/h)
- k : 酸素消費量(m³/h)
- P₁ : 初期酸素濃度(-)
- P₀ : 許容酸素濃度(-)

計算の結果，必要な最低換気流量は 5.6m³/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。

$$L = \frac{M}{C - C_0} \dots\dots\dots (4. 27)$$

ここで，

- L : 必要換気流量(m³/h)
- M : 二酸化炭素発生量(m³/h)
- C : 許容二酸化炭素濃度(-)
- C₀ : 初期二酸化炭素濃度(-)

計算の結果，必要な最低換気流量は 11.4m³/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の計算

中央制御室空気供給系使用時における酸素濃度及び二酸化炭素濃度は、J E A C 4 6 2 2-2009 の中央制御室の二酸化炭素濃度計算式 (4. 28) を展開した式 (4. 29) により計算する。

$$V \frac{dC}{dt} = C_0 \cdot N \cdot V + M - C \cdot N \cdot V \quad \dots \dots \dots (4. 28)$$

$$= (C_0 - C) \cdot N \cdot V + M$$

$$= (C_0 - C) \cdot L + M$$

$$C = - \left(C_0 - C' + \frac{M}{L} \right) \cdot e^{-\frac{L}{V}t} + C_0 + \frac{M}{L} \quad \dots \dots \dots (4. 29)$$

ここで、

M : 室内酸素消費量(m³/h)

V : 室内体積(m³)

C : 室内空気酸素濃度 (Vol%)

C₀ : 外気又は空気ポンベの酸素濃度 (Vol%)

C' : 空気ポンベに切り替えた際の酸素濃度 (Vol%)

N : 空気流入率(回/h)

L : 換気量(=N×V) (m³/h)

t : 時間(h)

M, C, C₀, C' については、二酸化炭素の場合、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、室内酸素消費量を二酸化炭素発生量と置き換える。

4.2.6 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価結果

(1) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量

中央制御室空気供給系の流量を 11.4m³/h とすれば、中央制御室空気供給系による正圧化 10 時間後の酸素濃度は 20.0vol%，二酸化炭素濃度は 0.99vol% となり、中央制御室待避室内の正圧維持並びに「鉱山保安法施行規則」に定める酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容濃度である 19vol% 以上及び 1vol% 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

4.2.5 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 9.8m³[normal] のもので、使用量を 8.0m³[normal]/本とした場合、約 15 本程度となる。なお、中央制御室

待避室内を正圧化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る。

4.3 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。

5. 熱除去の評価

遮蔽体の熱除去の評価は、遮蔽体中の温度上昇が厳しい箇所を想定し、伝熱理論に基づいた解析手法により評価する。想定シナリオは「4.1 線量評価」と同じとする。

5.1 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の熱除去の評価

5.1.1 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽における入射線量の設定方法

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の表面に入射するガンマ線としては、直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線、クラウドシャインガンマ線及びグラウンドシャインガンマ線が考えられる。このうち、中央制御室遮蔽を透過するガンマ線はクラウドシャインガンマ線及びグラウンドシャインガンマ線が支配的であることから、熱除去の評価に用いる遮蔽体表面の入射線量として、クラウドシャインガンマ線及びグラウンドシャインガンマ線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し中央制御室及び中央制御室待避室遮蔽を代表させる。

なお、評価対象は、遮蔽性能維持の観点で温度制限値が厳しいコンクリートで代表する。

5.1.2 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の温度上昇の計算方法

中央制御室遮蔽は主にコンクリート、中央制御室待避室遮蔽は鉄及び鉛で構成されているが、評価上、コンクリートのみとして評価する。入射線量から遮蔽体表面の7日間積算のガンマ線発熱量を求め、温度上昇を次式から算出する。

入射線量、ガンマ線発熱量及び温度上昇を表5-1及び表5-2に示す。

$$\Delta T = Q \times 1000 / (c \cdot \rho)$$

ΔT : 温度上昇(°C)

Q : 7日間積算のガンマ線発熱量(kJ/cm³)

c : コンクリートの比熱(1.05(kJ/(kg・°C))*)

ρ : コンクリートの密度(2.1(g/cm³))

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

5.2 原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の熱除去の評価

5.2.1 原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽における入射線量の設定方法

原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽に入射するガンマ線の線源として、原子炉格納容器から原子炉建物(二次格納施設)内に移行した放射性物質を想定した原子炉二次遮蔽への入射線

量を代表して評価する。評価結果を基に、原子炉二次遮蔽への入射線量を 470Gy/7 日間と設定する。

5.2.2 原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の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。入射線量（470Gy/7 日間）から、原子炉二次遮蔽表面の 7 日間積算のガンマ線発熱量を求めると、約 $1.0 \times 10^{-3} \text{kJ/cm}^3$ となり、これによる温度上昇は、「5.1.2 中央制御室遮蔽の温度上昇の計算方法」と同様の式により算出する。

5.3 温度上昇のまとめ

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、中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽で 0.01°C 以下、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽で約 0.5°C となり「遮蔽設計基準等に関する現状調査報告（1977 年、日本原子力学会）」において示されているガンマ線に対するコンクリート温度制限値（内部最高温度 177°C / 周辺最高温度 149°C ）以下であることを確認した。なお、本温度評価は、保守的にコンクリートの断熱状態を仮定した評価である。

表 4-1 評価事象に係る条件

項目	評価条件	選定理由	備考
事故の 評価期間	[設計基準事故時] 事故後 30 日間	被ばく評価手法（内規） に基づき設定	被ばく評価手法（内規） 解説 3.2 評価期間は、事 故発生後 30 日間とす る。
	[炉心の著しい損傷が発 生した場合] 事故後 7 日間	解釈に基づき評価期間を 設定	解釈 第 74 条 1 b) ④ 判断 基準は、運転員の実効線 量が 7 日間で 100mSv を 超えないこと。
評価事象	[設計基準事故時] 原子炉冷却材喪失 （仮想事故相当） 外部電源喪失を考慮す る。	設置許可を受けた際の評 価結果を参考に、それら の設計基準事故の中から 放射性物質の放出の拡大 の可能性のある事故とし て、原子炉格納容器内放 出に係る事故は「原子炉 冷却材喪失」を、原子炉 格納容器外放出に係る事 故は「主蒸気管破断」を 選定し、これらの事故に ついて放射性物質の放出 量がより多くなる仮想事 故相当のソースタームを 想定。 大気中への放射性物質の 放出量の観点から、外部 電源がない場合の方がよ り厳しい。	被ばく評価手法（内規） 4.1 原子炉冷却材喪失及 び主蒸気管破断を対象と する。原子炉冷却材喪失 及び主蒸気管破断は、一 方の事故で包絡できる場 合は、いずれかで代表し てもよい。 4.1.2(5) 事象発生と同 時に、外部電源は喪失す ると仮定する。
	[設計基準事故時] 主蒸気管破断 （仮想事故相当） 外部電源喪失を考慮す る。		
	[炉心の著しい損傷が発 生した場合] 大破断 LOCA 時に非常 用炉心冷却系の機能及び 全交流動力電源の喪失を 考慮する。	被ばく評価においては、 中央制御室の居住性評価 結果を厳しくする観点か ら、残留熱代替除去系を 使用せず、格納容器ベン トを実施した場合を想定 する。	解釈 1 b) ① 設置許可基準規 則解釈第 37 条の想定す る原子炉格納容器破損モ 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 事故シーケンスを想定す ること。

表 4-2 炉内内蔵量計算条件

項目	評価条件	選定理由	備考
炉心熱出力	<p>[設計基準事故時] 2,540MWt (100% (2,436MWt) ×1.05)</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 2,436MWt</p>	<p>[設計基準事故時] 定格値に余裕を見た値を設定</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 定格値</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 4.1.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。</p> <p>審査ガイド 4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。</p>
運転時間	<p>[設計基準事故時] 原子炉運転時間： 2000日 サイクル数（バッチ数）： 5</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 1 サイクル：10000h 2 サイクル：20000h 3 サイクル：30000h 4 サイクル：40000h 5 サイクル：50000h</p>	<p>[設計基準事故時] 炉内への放射能蓄積が平衡に達する時間に十分な余裕を見て設定</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 1 サイクル 13 か月（395日）を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 解析 4.1 「十分長時間運転」とは、原子炉内の出力分布、核分裂生成物の蓄積状況、温度分布等の解析に影響を与える各種の状態量が、運転サイクル等を考慮してほぼ平衡に達している状態をいう。</p>
取替炉心の燃料装荷割合	<p>[設計基準事故時] —</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 1 サイクル：0.229(200本) 2 サイクル：0.229(200本) 3 サイクル：0.229(200本) 4 サイクル：0.229(200本) 5 サイクル：0.084(72本)</p>	<p>[設計基準事故時] —</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定</p>	—

表 4-3 炉内内蔵量（原子炉冷却材喪失）（設計基準事故時）

核種グループ	炉内内蔵量(Bq) (gross 値)
希ガス	約 2.4×10^{19}
よう素	約 2.3×10^{19}

表 4-4 追加放出量（主蒸気管破断）（設計基準事故時）

核種グループ	追加放出量(Bq) (gross 値)
希ガス	約 1.5×10^{15}
ハロゲン等	約 1.1×10^{15}

表 4-5 炉内内蔵量（炉心の著しい損傷が発生した場合）

核種グループ	炉内内蔵量(Bq) (gross 値)
希ガス類	約 1.6×10^{19}
よう素類	約 2.1×10^{19}
Cs 類	約 8.3×10^{17}
Te 類	約 5.9×10^{18}
Ba 類	約 1.8×10^{19}
Ru 類	約 1.8×10^{19}
Ce 類	約 5.5×10^{19}
La 類	約 4.1×10^{19}

表 4-6 大気拡散評価条件 (1/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	<p>気象指針を参考として、放射性雲は風下に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、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次のガウスプルームモデルを適用して計算する。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)a. ・放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び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。</p>
気象資料	<p>島根原子力発電所における1年間の気象資料 (2009.1~2009.12)</p> <p>(地上風を代表する地上20m(標高28.5m)の気象データ)</p>	<p>建物影響を受ける大気拡散評価を行う場合は保守的に地上20m(標高28.5m)の気象データを使用 過去10年間の気象状態と比較して異常がなく、気象データの代表性が確認された2009年1月~2009年12月の1年間の気象データを使用</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。 5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ(地上10m高さで測定)を採用するのは保守的かつ適切である。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)a. ・風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。</p>

表 4-6 大気拡散評価条件 (2/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針を参考として、年間の相対濃度又は相対線量を昇順に並べ替え、累積出現頻度が 97%に当たる値を設定	被ばく評価手法 (内規) 5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる相対濃度とする。 審査ガイド 4.2(2)c. ・評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。
建物影響	考慮する。	放出点から近距離の建物の影響を受けるため、建物による巻き込み現象を考慮	被ばく評価手法 (内規) 5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。 審査ガイド 4.2(2)a. ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所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。

表 4-6 大気拡散評価条件 (3/7)

項目	評価条件	選定理由	備考													
<p>巻き込みを生じる代表建物</p>	<p>原子炉建物又はタービン建物</p>	<p>放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建物として選定 また、建物投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため、単独建物として設定</p>	<p>被ばく評価手法 (内規) 5.1.2(3)a)2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱い建屋等、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として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える。</p> <p>5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表 5.1 に示す建屋を選定することは適切である。</p> <p>表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1" data-bbox="1129 1086 1433 1451"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">BWR 型 原子炉 施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉建屋 (建屋影響がある場合)</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋又はタービン建屋 (結果が厳しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PWR 型 原子炉 施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉格納容器 (原子炉格納施設)、原子炉格納容器 (原子炉格納施設) 及び原子炉建屋</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>原子炉格納容器 (原子炉格納施設)、原子炉格納容器 (原子炉格納施設) 及び原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table> <p>審査ガイド 4.2(2)b. ・巻き込みを生じる代表建屋 2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、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。</p>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型 原子炉 施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋 (建屋影響がある場合)	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋 (結果が厳しい方で代表)	PWR 型 原子炉 施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器 (原子炉格納施設)、原子炉格納容器 (原子炉格納施設) 及び原子炉建屋	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器 (原子炉格納施設)、原子炉格納容器 (原子炉格納施設) 及び原子炉建屋
原子炉施設	想定事故	建屋の種類														
BWR 型 原子炉 施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋 (建屋影響がある場合)														
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋 (結果が厳しい方で代表)														
PWR 型 原子炉 施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器 (原子炉格納施設)、原子炉格納容器 (原子炉格納施設) 及び原子炉建屋														
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器 (原子炉格納施設)、原子炉格納容器 (原子炉格納施設) 及び原子炉建屋														

表 4-6 大気拡散評価条件 (4/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
放射性物質濃度の評価点*	<p>○設計基準事故</p> <p>【中央制御室内】 中央制御室中心 中央制御室空調換気系取入口</p> <p>【入退域時】 1号機タービン建物入口</p> <p>○炉心の著しい損傷が発生した場合</p> <p>【中央制御室内】 中央制御室中心 中央制御室空調換気系取入口</p> <p>【入退域時】 2号機原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口</p>	<p>【中央制御室内】 中央制御室内の放射性物質濃度評価においては、換気設備による外気取入れ運転を前提とすることから、中央制御室空調換気系取入口を代表点として設定</p> <p>大気中へ放出された放射性物質による被ばく評価においては、中央制御室が属する建物の屋上面を代表面として選定し、建物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物表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様であるので、中央制御室中心を代表点として設定</p> <p>【入退域時】 入退域時の移動経路に従った適切な評価点を設定</p>	<p>被ばく評価手法 (内規)</p> <p>【中央制御室内】 5.1.2(3)b)3) i) 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物表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同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。</p> <p>【入退域時】 7.5.1(5)a)、7.5.2(5)a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に、15分間滞在するとする。 7.5.1(5)b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。</p> <p>審査ガイド</p> <p>【中央制御室内】 4.2(2)b).</p> <p>・放射性物質濃度の評価点 3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の属する建物表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同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、例えば原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】 —</p>

注記* : 評価点高さは、放出源高さと同じとする。

表 4-6 大気拡散評価条件 (5/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
着目方位	【設計基準事故時】 (原子炉冷却材喪失) 中央制御室中心 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW (9 方位) 中央制御室空調換気系 外気取入口 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW (9 方位) 1 号機タービン建物入 口 ENE, E, ESE, SE (4 方位) (主蒸気管破断) 中央制御室中心 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE (6 方位) 中央制御室空調換気系 外気取入口 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE (7 方位) 1 号機タービン建物入 口 ENE, E, ESE (3 方位)	原子炉建物の建物後流で の巻き込みが生じる条件 としては、放出点と巻き 込みが生じる建物及び評 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 質は建物の風下側で巻き 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) 放出源の高さが建物 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に ついて、放出源の位置 が風向と建物の投影形 状に応じて定まる一定 の範囲の中にある場合 (c) 評価点が巻き込みを 生じる建物の風下側に ある場合	被ばく評価手法 (内規) 5.1.2(3)c)1) 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、図 5.4 に 示すように、代表建屋の 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。 審査ガイド 4.2(2)a. ・原子炉制御室/緊急時 制御室/緊急時対策所の 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、図 5 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。
	【炉心の著しい損傷が 発生した場合】 (原子炉建物漏えい) 中央制御室中心 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE (6 方位) 中央制御室空調換気系 外気取入口 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE (7 方位) 2 号機原子炉建物原子 炉補機冷却系熱交換器 室入口 SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE (9 方位)	建物風下側の巻き込み による拡がりを考慮し、 以下の i)~iii)の条件に 該当する方位を選定し、 建物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選 定 i) 放出点が評価点の風上 にあること ii) 放出点から放出され た放射性物質が、建物の 風下側に巻き込まれる ような範囲に放出点 が存在すること iii) 建物の風下側で巻き 込まれた大気が評価点 に到達すること	

表 4-6 大気拡散評価条件 (6/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
着目方位	(排気筒 (非常用ガス処理系用)) 中央制御室中心 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW (9 方位) 中央制御室空調換気系 外気取入口 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW (9 方位) 2号機原子炉建物原子 炉補機冷却系熱交換器 室入口 SSE, S, SSW (3 方位) (格納容器フィルタベン ト系からの放出) 中央制御室中心 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE (6 方位) 中央制御室空調換気系 外気取入口 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE (7 方位) 2号機原子炉建物原子 炉補機冷却系熱交換器 室入口 SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE (9 方位)		

表 4-6 大気拡散評価条件 (7/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
建物投影面積	原子炉建物： 2600m ² タービン建物： 2100m ²	建物投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、対象となる複数の方位の投影面積の中で最小面積（放出源と評価点の位置関係より対象となる建物の短手方向）をすべての方位の計算の入力として共通に適用する。	被ばく評価手法（内規） 5.1.2(3)d)1) 図 5.9 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。 5.1.2(3)d)2) 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。 審査ガイド 4.2(2)b. ・建物投影面積 1) 図 10 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。 2) 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。
形状係数	1/2	気象指針を参考として設定	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(2)b) 形状係数 c の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる。 審査ガイド —

表 4-7 運転員交替考慮条件 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

	中央制御室の滞在時間
1直	8:00~21:15
2直	21:00~8:15

	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	1直		2直	2直		
B班		2直	2直				1直
C班	2直				1直	1直	
D班			1直	1直		2直	2直

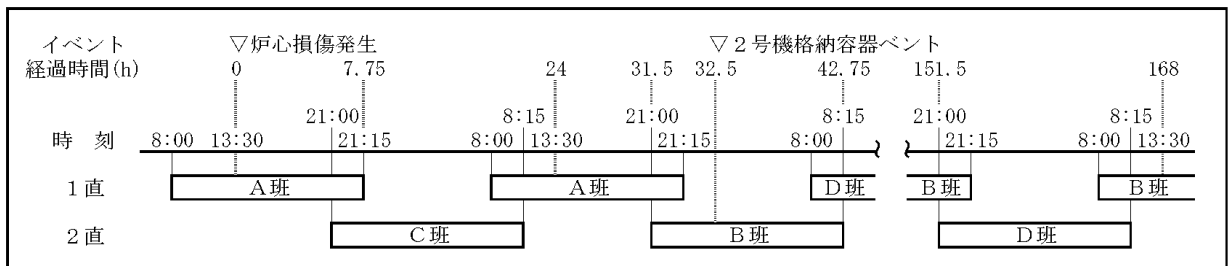


表 4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (1/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
中央制御室 空調換気系 の風量	[設計基準事故] (事故後 0~15 分) 通常運転		被ばく評価手法 (内規)
	外気取入量 (21000m ³ /h) 再循環フィルタ流量 (0m ³ /h)		7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、次の a) 及び b) の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。
	(事故後 15 分~) 外気連続少量取入 外気取入量 (3500m ³ /h) 再循環フィルタ流量 (32000m ³ /h)	設計基準事故後、中央制御室空調換気系設備による外気連続取り入れを前提として、さらに、換気設備を通らずに直接室内に流入することを考慮する。	a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取り入れること b) 中央制御室内に直接、流入すること
	[炉心の著しい損傷が発生した場合] (事故後 0~2 時間) 停止		7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のための手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで 10 分以上の時間的余裕を見込んで計算する。
	外気取入量 (0m ³ /h) 再循環フィルタ流量 (0m ³ /h)		審査ガイド 4.2(2)e.
	(事故時 2~32.3 時間) 加圧運転	炉心の著しい損傷が発生した場合には、中央制御室バウンダリ内を正圧に保つ加圧運転モードを使用することで、換気設備を経由しない空気流入を防止できる設計としていることを考慮する。ただし、全交流動力電源喪失により中央制御室空調換気系が停止している期間については換気設備を通らずに直接室内に流入することを考慮する。	・原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。
	外気取入量 (17500m ³ /h) 再循環フィルタ流量 (32000m ³ /h)		一 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること (外気取入)
	(事故後 32.3~42.5 時間) 系統隔離運転		二 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に直接流入すること (空気流入)
	外気取入量 (0m ³ /h) 再循環フィルタ流量 (32000m ³ /h)		・原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。
	(事故後 42.5 時間~) 加圧運転		
外気取入量 (17500m ³ /h) 再循環フィルタ流量 (32000m ³ /h)			

表 4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (2/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
中央制御室 バウンダリ 体積	<p>[設計基準事故時] 18000m³</p> <p>[炉心の著しい損傷が 発生した場合] 17150m³</p>	<p>[設計基準事故時] 設計値(中央制御室 換気空調設備の処理対 象エリアの合計値)を 基に設定</p> <p>[炉心の著しい損傷が 発生した場合] 設計値を使用</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込 み空気放射能濃度に基づき、空調シ ステムの設計に従って中央制御室内 の放射能濃度を求める。 7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区 画の容積は、中央制御室バウンダリ 内体積(容積)とする。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室/緊急時制御室/緊 急時対策所内に取り込まれる放射 性物質の空気流入量は、空気流入 率及び原子炉制御室/緊急時制御 室/緊急時対策所バウンダリ体積 (容積)を用いて計算する。</p>

表 4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (3/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積	中央制御室：2440m ³ 中央制御室待避室：30m ³	設計値を基に設定	被ばく評価手法（内規） 7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は，中央制御室バウンダリ内体積（容積）とする。 7.3.4(3)b) ガンマ線による被ばくの計算では，中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて，階層間の天井等による遮へいがあるので，中央制御室の容積から除外してもよい。 審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は，空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
中央制御室空調換気系チャコールフィルタによる除去効率	95%	設計値を基に設定	被ばく評価手法（内規） 7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率は，設計値又は管理値を用いる。 審査ガイド 4.2(1)a. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は，使用条件での設計値を基に設定する。 なお，フィルタ効率の設定に際し，ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室空調換気系粒子用高効率フィルタによる除去効率	[炉心の著しい損傷が発生した場合] 99.9%	設計値を基に設定	被ばく評価手法（内規） 7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき，空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。 審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては，非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。 4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については，非常用電源の作動状態を基に設定する。
中央制御室非常用再循環処理装置フィルタのフィルタ流量	32000m ³ /h	設計上期待できる値を設定	被ばく評価手法（内規） 7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき，空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。 審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては，非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。 4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については，非常用電源の作動状態を基に設定する。

表 4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (4/4)

項目	評価条件	選 定 理 由	備 考
空気流入率	<p>[設計基準事故] 0.5回/h (9000m³/h)</p> <p>[炉心の著しい損傷が 発生した場合] 0.5回/h (8575m³/h)</p>	<p>空気流入率測定試験結果(0.082回/h)を基に、保守的に値を設定 空気流入率試験については別添1参照</p> <p>なお、中央制御室を正圧化している期間は、空気流入はないものとする。</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 2.定義 b)別添の「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」において定められた空気流入率に、中央制御室バウンダリ内体積(容積)を乗じたものである。</p> <p>7.3(1)なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。</p> <p>審査ガイド 4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。</p>

表 4-9 線量計算条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由	備考
線量換算 係数	[設計基準事故時] 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 ^{*1} に 基づく。	—
	[炉心の著しい損傷が発生し した場合] 成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) 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 Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71, 72 に基づく。	ICRP Publication 71 ^{*1} , 72 ^{*2} に基づく。	

注記*1: ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995

*2: ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996

表 4-9 線量計算条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由	備考
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 安全評価審査指針* ¹ 及び ICRP Publication 71* ² に 基づく。	被ばく評価手法 (内規) 7.3.3(4) 吸入摂取による 運転員の内部被ばく線 量は、次のとおり計算す る。 $H_I = \int_0^T RH_{\infty} C_I(t) dt$ H_I : よう素の吸入摂取の 内部被ばくによる実 効線量(Sv) R : 呼吸率 (成人活動 時) (m ³ /s) H_{∞} : よう素 (I-131) 吸 入摂取時の成人の実 効線量への換算係数 (Sv/Bq) $C_I(t)$: 時刻 t における中 央制御室内の放射 能濃度 (I-131 等 価量) (Bq/m ³) T : 計算期間 (30 日間) (s)

注記*1 : 「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, 平成13年3月29日一部改訂

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

表 4-9 線量計算条件 (3/3)

項目	評価条件	選定理由	備考
マスクによる防護係数	<p>[設計基準事故] 考慮しない。</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 入退域時：50 中央制御室滞在時：50</p>	<p>設計基準事故時においては、保守的にマスクの着用を考慮しない。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においては、性能上期待できる値を考慮する。</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 7.3.3(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p>審査ガイド （解釈より抜粋） 第74条（原子炉制御室） ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p>
安定よう素剤の服用	考慮しない。	保守的に考慮しないものとした。	—

表 4-10 大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）（設計基準事故時）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
原子炉格納容器内に放出される放射性物質	炉内内蔵量に対して 希ガス：100% よう素：50%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.1(2)b) 事故発生後，原子炉格納容器内に放出された放射性物質の量は，炉心内蓄積量に対して希ガス 100%，よう素 50%の割合とする。
よう素の形態	無機よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.1.1(2)c) 原子炉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。
原子炉格納容器内での無機よう素の沈着する割合	50% (有機よう素及び希ガスは，沈着効果は無視)	同上	4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち，無機よう素は，50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し，原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは，この効果は無視する。
サプレッションチェンバ内のプール水への分配係数	無機よう素：100 有機よう素：0 希ガス：0	同上	4.1.1(2)e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は，分配係数で 100 とする。有機よう素及び希ガスは，この効果は無視する。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/d 一定	設計上定められた最大値で一定として設定	4.1.1(2)f) 希ガス及びよう素は，原子炉格納容器からの漏えいを計算する。原子炉格納容器からの漏えいは，原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。
非常用ガス処理系の起動時間	事故直後	通常運転時に作動している原子炉建物の常用換気系は，原子炉水位低（レベル3），格納容器圧力高，原子炉棟排気放射線高又は燃料取替階放射線高の信号により非常用ガス処理系に切り替えられる。	4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用換気系等（フィルタを含む。）は，起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。

表 4-10 大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）（設計基準事故時）（2/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
非常用ガス処理系の容量	1.0回/d	設計上期待できる値を設定	4.1.1(2)g 非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。
非常用ガス処理系フィルタ装置のよう素除去効率	99%	設計値（99.97%以上）に余裕を見込んだ値として設定	4.1.1(2)g フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
原子炉建物内での沈着による除去効果	沈着による除去効果は無視し、崩壊のみを考慮	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.1(2)g 原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。
原子炉格納容器内での放射性物質の自然崩壊	考慮する。	漏えいまでの自然崩壊を考慮	—
再循環水の漏えいによる寄与	評価を省略する。	非常用炉心冷却系により原子炉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、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く、有意な寄与はないためその評価を省略する。	4.1.1(2)h ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、ECCSの再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。
放出位置	排気筒 （非常用ガス処理系用）	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.1(2)i 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。

表 4-11 大気中への放出量評価条件（主蒸気管破断）（設計基準事故時）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質濃度	I-131 を $1.4 \times 10^3 \text{Bq/g}$ とし、それに応じ他のハロゲン等の組成を拡散組成として考慮 蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とする。	運転上許容される最大値として設定	4.1.2(7)b 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とする。
燃料棒から追加放出される放射性物質質量	I-131 を $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ とし、それに応じ他のハロゲン等及び希ガスの組成を平衡創生として考慮 希ガスについてはハロゲン等の 2 倍とする。	先行炉等での実測値に基づく値に安全余裕を見込んで設定	4.1.2(7)c 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 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だ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の 2 倍の放出量とする。
主蒸気隔離弁閉止前に破断口より放出される追加放出された核分裂生成物の量	追加放出された放射性物質の 1%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)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% が破断口から放出する。
主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの追加放出	主蒸気隔離弁閉止直後にすべて原子炉冷却材中に放出	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)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は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。
よう素の形態	有機よう素：10% 無機よう素：90%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)f 燃料棒から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。
有機よう素が気相部に移行する割合	10% なお、希ガスはすべて瞬時に気相部へ移行	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)f 有機よう素のうち 10% は瞬時に気相部に移行する。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。
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のキャリアオーバー割合	2%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)f 残りのよう素及びその他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。

表 4-11 大気中への放出量評価条件（主蒸気管破断）（設計基準事故時）（2/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
冷却材流出量	蒸気：11ton 水：16ton	内規に示されたたと おりの条件による 事故解析結果	4.1.2(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管 1 本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定する。 (3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉する。 (4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考えない。 (5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定する。 (6) 事象発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれる。
放射性物質の大気拡散	主蒸気隔離弁閉止前の蒸気雲の大きさ 半球状雲の体積： $2.11 \times 10^6 \text{m}^3$ 半球状雲の直径：200m 移動速度：1m/s	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、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とする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。
主蒸気隔離弁の漏えい率	120%/d (一定)	弁 1 個当たりの漏えい率（設計漏えい率の上限値 10%/d（1 個あたり））に 4 倍の余裕を取り、更に 1 個開を仮定して設定した値	4.1.2(7)h) 主蒸気隔離弁は、1 個が閉止しないとすると。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。
原子炉圧力容器からサブプレッションチェンバへの換気率	原子炉圧力容器気相体積の 100 倍/d	崩壊熱相当の蒸気がサブプレッションチェンバ内のプール水中に移行する割合を等価的に表した値	4.1.2(7) i) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションプールに移行する。
タービン建物内で床・壁等に沈着する割合	0%	保守的に仮定	—

表 4-12 大気中への放出量評価結果（事故後 30 日間積算）（設計基準事故）

想定事象	核分裂生成物		放出量(Bq)
原子炉冷却材喪失	希ガス (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)		約 2.0×10^{16}
	よう素 (I-131 等価量-成人実効線量係数換 算)		約 6.8×10^{13}
主蒸気管破断	希ガス及びハロゲン等 (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)	主蒸気隔離弁 閉止前	約 1.3×10^{13}
		主蒸気隔離弁 閉止後	約 2.0×10^{13}
	よう素 (I-131 等価量-成人 実効線量係数換算)	主蒸気隔離弁 閉止前	約 2.8×10^{11}
		主蒸気隔離弁 閉止後	約 4.6×10^{11}

表 4-13 大気拡散評価条件（設計基準事故時）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
実効放出 継続時間	<p>【原子炉冷却材喪失】 希ガス：24時間 よう素：24時間</p> <p>【主蒸気管破断】 希ガス及びハロゲン等 ：1時間 よう素：1時間</p>	<p>事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値に保守性を見込んだ値として設定</p>	<p>解説 5.13(3) 実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。</p> <p>実効放出継続時間が8時間を超える場合は、長時間放出とみなして計算する。</p>
放出源及び 放出源高さ	<p>【原子炉冷却材喪失】 放出源：排気筒（非常用ガス処理系用） 放出源高さ：110m</p> <p>【主蒸気管破断】 放出源：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル 放出源高さ：0m</p>	<p>原子炉冷却材喪失は、排気筒（非常用ガス処理系用）から放出、主蒸気管破断は、保守的に地上放出として設定</p> <p>なお、放出源高さは放出エネルギーによる影響は考慮しない。</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】 4.1.1(2)j 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。</p> <p>【主蒸気管破断】 4.1.2(2)g 隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。</p>
大気拡散評価地点及び評価距離	<p>【原子炉冷却材喪失】 中央制御室中心 評価距離：180m 中央制御室空調換気系外気取入口 評価距離：160m 1号機タービン建物入口 評価距離：255m</p> <p>【主蒸気管破断】 中央制御室中心 評価距離：90m 中央制御室空調換気系外気取入口 評価距離：75m 1号機タービン建物入口 評価距離：180m</p>	<p>放出源から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離として設定</p>	—

表 4-14 相対濃度及び相対線量の評価結果* (原子炉冷却材喪失) (設計基準事故)

評価対象	評価点	評価距離 (m)	相対濃度 λ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室中心	180	—	2.6×10^{-18}
	中央制御室空調換 気系外気取入口	160	3.0×10^{-4}	—
入退域時	1号機タービン建 物入口	255	1.8×10^{-4}	1.9×10^{-18}

注記* : 被ばく評価には有効数字2桁(3桁目を切り上げ)の相対濃度及び相対線量を用いる。

表 4-15 相対濃度及び相対線量の評価結果* (主蒸気管破断) (設計基準事故)

評価対象	評価点	評価距離 (m)	相対濃度 λ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室中心	90	—	5.2×10^{-18}
	中央制御室空調換 気系外気取入口	75	1.3×10^{-3}	—
入退域時	1号機タービン建 物入口	180	5.0×10^{-4}	2.5×10^{-18}

注記* : 被ばく評価には有効数字2桁(3桁目を切り上げ)の相対濃度及び相対線量を用いる。

表 4-16 運転員交替考慮条件（設計基準事故時）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
中央制御室 滞在時間割合	0.25	運転員の勤務形態として4直2交替とし、事故時には放射線管理上の措置として被ばく線量の平均化が図られることを仮定した滞在時間割合として設定	7.1.1(1)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
入退域所要時間 割合	0.010417	運転員の勤務形態として4直2交替とし、事故時には放射線管理上の措置として被ばく線量の平均化が図られることを仮定した入退域所要時間割合として設定 周辺監視区域境界から1号機タービン建物入口までの移動を考慮して、建物入口に15分間とどまるものとして評価	7.4.1(1)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。 7.4.1(1)e)1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。

表 4-17 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の原子炉建物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	9.2×10^{16}	22	1.5	3.8×10^{19}
2	0.02	1.7×10^{15}	23	1.66	4.2×10^{18}
3	0.03	5.3×10^{17}	24	2.0	8.4×10^{18}
4	0.045	7.4×10^{14}	25	2.5	2.3×10^{19}
5	0.06	0.0	26	3.0	7.9×10^{17}
6	0.07	0.0	27	3.5	2.2×10^{16}
7	0.075	0.0	28	4.0	0.0
8	0.1	4.6×10^{21}	29	4.5	0.0
9	0.15	9.2×10^{17}	30	5.0	0.0
10	0.2	3.7×10^{19}	31	5.5	0.0
11	0.3	3.9×10^{20}	32	6.0	0.0
12	0.4	4.3×10^{20}	33	6.5	0.0
13	0.45	1.0×10^{19}	34	7.0	0.0
14	0.51	2.1×10^{19}	35	7.5	0.0
15	0.512	1.5×10^{18}	36	8.0	0.0
16	0.6	1.4×10^{20}	37	10.0	0.0
17	0.7	4.6×10^{20}	38	12.0	0.0
18	0.8	2.9×10^{20}	39	14.0	0.0
19	1.0	1.1×10^{20}	40	20.0	0.0
20	1.33	4.7×10^{19}	41	30.0	0.0
21	1.34	3.8×10^{16}	42	50.0	0.0

表 4-18 主蒸気管破断（仮想事故）時のタービン建物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	1.5×10^{14}	22	1.5	3.6×10^{15}
2	0.02	1.4×10^{13}	23	1.66	5.2×10^{15}
3	0.03	6.1×10^{14}	24	2.0	5.7×10^{15}
4	0.045	1.5×10^{16}	25	2.5	2.1×10^{16}
5	0.06	0.0	26	3.0	1.5×10^{15}
6	0.07	0.0	27	3.5	6.8×10^{13}
7	0.075	0.0	28	4.0	2.0×10^{13}
8	0.1	9.4×10^{17}	29	4.5	7.4×10^{11}
9	0.15	1.2×10^{16}	30	5.0	0.0
10	0.2	2.6×10^{17}	31	5.5	0.0
11	0.3	2.0×10^{17}	32	6.0	0.0
12	0.4	3.9×10^{17}	33	6.5	0.0
13	0.45	8.2×10^{15}	34	7.0	0.0
14	0.51	2.4×10^{15}	35	7.5	0.0
15	0.512	1.1×10^{15}	36	8.0	0.0
16	0.6	6.3×10^{16}	37	10.0	0.0
17	0.7	4.6×10^{16}	38	12.0	0.0
18	0.8	4.8×10^{16}	39	14.0	0.0
19	1.0	1.9×10^{16}	40	20.0	0.0
20	1.33	1.9×10^{16}	41	30.0	0.0
21	1.34	8.5×10^{13}	42	50.0	0.0

表 4-19 中央制御室空調換気系等条件（設計基準事故時）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
非常時運転モードへの切替時間	15分	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見込んだ後に、系統隔離運転に切り替わるものとして設定	7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで 10 分以上の時間的余裕を見込んで計算する。

表 4-20 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		原子炉冷却材喪失（単位：mSv）		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値
中央制御室内	① 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 8.3×10^{-4}	約 8.3×10^{-4}
	② 大気中へ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被ばく	—	約 5.1×10^{-1}	約 5.1×10^{-1}
	③ 室内に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	約 7.9×10^0	約 1.8×10^0	約 9.7×10^0
	小計（①+②+③）	約 7.9×10^0	約 2.3×10^0	約 1.0×10^1
入退域時	④ 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	—	約 7.5×10^{-2}	約 7.5×10^{-2}
	⑤ 大気中に放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 8.5×10^{-1}	約 4.0×10^{-1}	約 1.3×10^0
	小計（④+⑤）	約 8.5×10^{-1}	約 4.8×10^{-1}	約 1.3×10^0
合計（①+②+③+④+⑤）		約 8.7×10^0	約 2.8×10^0	約 1.2×10^1

表 4-21 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		主蒸気管破断（単位：mSv）		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値
中央制御室内	① 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 4.7×10^{-5}	約 4.7×10^{-5}
	② 大気中へ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被ばく	—	約 1.5×10^{-3}	約 1.5×10^{-3}
	③ 室内に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	約 3.9×10^{-1}	約 9.0×10^{-3}	約 4.0×10^{-1}
	小計（①+②+③）	約 3.9×10^{-1}	約 1.1×10^{-2}	約 4.0×10^{-1}
入退域時	④ 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	—	約 1.8×10^{-4}	約 1.8×10^{-4}
	⑤ 大気中に放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 1.6×10^{-2}	約 5.2×10^{-4}	約 1.7×10^{-2}
	小計（④+⑤）	約 1.6×10^{-2}	約 7.0×10^{-4}	約 1.7×10^{-2}
合計（①+②+③+④+⑤）		約 4.0×10^{-1}	約 1.1×10^{-2}	約 4.2×10^{-1}

表 4-22 大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（1/7）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
発災 プラント	島根原子力発電所第2号機	単独号機発災を想定	4.2(3)h. ・同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。
評価事象	「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」（格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを実施した場合を想定）	審査ガイドに示されたとおり，運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故シナリオとして設定	4.1(2)a. ・原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価で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又は対策要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ナリオ（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働いたため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	2,436MW	定格熱出力	—
初期濃縮度	3.8%	9×9燃料炉心のU-235初期濃縮度	—
炉心比出力	26MW/t	熱出力に基づく炉心比出力	—
運転時間	1サイクルあたり 10000時間（約417日）	1サイクル13か月（395日）を考慮して設定	—
取替炉心の装荷割合	1サイクル：0.229 2サイクル：0.229 3サイクル：0.229 4サイクル：0.229 5サイクル：0.084	取替燃料炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

表 4-22 大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（2/7）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
炉内内蔵量	<p>希ガス類 : 約 1.6×10^{19}Bq ヨウ素類 : 約 2.1×10^{19}Bq Cs 類 : 約 8.3×10^{17}Bq Te 類 : 約 5.9×10^{18}Bq Ba 類 : 約 1.8×10^{19}Bq Ru 類 : 約 1.8×10^{19}Bq Ce 類 : 約 5.5×10^{19}Bq La 類 : 約 4.1×10^{19}Bq （核種毎の炉内内蔵量を核種類ごとに集約して記載）</p>	<p>「単位熱出力当たりの炉内内蔵量（Bq/MW）」×「2,436MW（定格熱出力）」 （単位熱出力当たりの炉内内蔵量（Bq/MW）は、BWR 共通条件として、島根 2 号機と同じ装荷燃料（9×9 燃料（A 型））、運転時間（10000 時間）で算出した ABWR のサイクル末期の値を使用）</p>	<p>4.3.(1)a. ・希ガス類、ヨウ素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及び La 類を考慮する。</p>
放出開始時間	<p>原子炉格納容器漏えい： 事故発生直後（なお、放射性物質は、MAAP 解析に基づき事故発生約 0.08 時間後から漏えい） 格納容器ベント： 事故発生から約 32.5 時間後 原子炉建物からの漏えい： 事故発生直後 非常用ガス処理系による放出： 事故発生から 70 分後</p>	<p>原子炉格納容器漏えい：MAAP 解析に基づく。 格納容器ベント： MAAP 解析に基づく。 原子炉建物からの漏えい：MAAP 解析に基づく。 非常用ガス処理系による放出：非常用ガス処理系の起動時間及び原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の負圧達成時間を基に設定</p>	<p>4.3.(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。</p>

表 4-22 大気中への放出量評価条件 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (3/7)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
原子炉格納容器内 pH制御の効果	考慮しない。	原子炉格納容器内 pH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定	4.3(1)a. ・なお、原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	原子炉格納容器内 pH制御の効果に期待しないため、R.G.1.195*1に基づき設定	同上
原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率 (希ガス、エアロゾル及び有機よう素)	MAAP解析にて以下のように開口面積を格納容器圧力の範囲で設定し、設定した開口面積と格納容器圧力に応じた漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd以下：0.9Pdで0.5%/d 1Pd超過：2Pdで1.3%/dに相当する開口面積	原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.9Pdで0.5%/d) 及びAECの式等に基づき設定	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率 (無機よう素)	事故発生 0~12時間後： 0.5%/d一定 12~168時間後： 1.3%/d一定	原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.9Pdで0.5%/d) 及びAECの式等に基づき設定 (格納容器圧力が最初に0.9Pdに達した以降は、1.3%/dの漏えい率を設定)	

表 4-22 大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（4/7）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
原子炉格納容器内での除去効果（エアロゾル）	M A A P 解析に基づく（沈着，サプレッションチェンバのプール水でのスクラビング及びドライウェルスプレイ）	M A A P の F P 挙動モデル	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器内での除去効果（有機よう素）	考慮しない。	保守的に設定	—
原子炉格納容器内での除去効果（無機よう素）	自然沈着率： 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）	C S E 実験 ^{*2} 及び Standard Review Plan 6.5.2 ^{*3} に基づき設定	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
	サプレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果：5	Standard Review Plan 6.5.5 ^{*4} に基づき設定	—

表 4-22 大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（5/7）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
停止時炉内内蔵量に対する原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい割合	希ガス類 : 約 4.2×10^{-3} よう素類 : 約 2.8×10^{-4} Cs 類 : 約 4.2×10^{-6} Te 類 : 約 8.5×10^{-7} Ba 類 : 約 3.4×10^{-7} Ru 類 : 約 4.2×10^{-8} La 類 : 約 3.4×10^{-9} Ce 類 : 約 8.5×10^{-9}	M A A P 解析結果及び NUREG-1465 ^{*5} の知見に基づき設定 よう素類については、よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされ方の違いを考慮	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	希ガス : 1 粒子状物質 : 10 無機よう素 : 1 有機よう素 : 1	粒子状物質に対して、格納容器の漏えい孔における捕集効果を考慮 ^{*6}	—

表 4-22 大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（6/7）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
原子炉建物から大気への漏えい率（原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）負圧維持期間以外）	無限大 回/日（地上放出） （原子炉格納容器から原子炉建物へ漏えいした放射性物質は、即座にすべて大気へ漏えいするものとして評価）	保守的に設定	—
原子炉建物から大気への放出率 原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）負圧維持期間）	非常用ガス処理系の定格風量 4400m ³ /h による換気率（約 1(回/日)）により排気筒（非常用ガス処理系用）から屋外に放出	公称値に基づき設定（非常用ガス処理系のファン容量）	4.3(3)a. 非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR）の作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
非常用ガス処理系の起動時間及び原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）負圧達成時間	非常用ガス処理系起動時間：事故発生から 60 分後 原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）負圧達成時間：事故発生から 70 分後	起動操作時間（60 分）＋負圧達成時間（10 分）（起動に伴い原子炉建物は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として 10 分を想定）	
非常用ガス処理系の運転時間	事故発生から 70 分後～168 時間後	運用を基に設定	
非常用ガス処理系のフィルタ除去効率	考慮しない。	保守的に設定	4.3(3)b. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建物の急激な圧力上昇等による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの開放がないため。	—

表 4-22 大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（7/7）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
格納容器フィルタベント系への放出割合	希ガス類 : 約 9.0×10^{-1} よう素類 : 約 3.3×10^{-2} Cs 類 : 約 6.8×10^{-6} Te 類 : 約 1.4×10^{-6} Ba 類 : 約 5.4×10^{-7} Ru 類 : 約 6.8×10^{-8} La 類 : 約 5.4×10^{-9} Ce 類 : 約 1.4×10^{-8}	M A A P 解析結果及び NUREG-1465 ^{*5} の知見に基づき設定 よう素類については、よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされ方の違いを考慮	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
格納容器フィルタベント系の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル : 1000	設計値に基づき設定	—
事故の評価期間	7 日間	審査ガイドに示す 7 日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定	3. (解釈) 第 74 条 (原子炉制御室) 1 b) ④ 判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

注記*1: R. G. 1. 195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors”

*2: R. K. HILLIARD, A. K. POSTMA, J. D. McCORMACK and L. F. COLEMAN, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nuclear Technology, Vol. 10, p. 499-519, April 1971

*3: Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

*4: Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

*5: NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, 1995

*6: 「原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について」 東北電力株式会社, 東京電力ホールディングス株式会社, 中部電力株式会社, 北陸電力株式会社, 中国電力株式会社, 日本原子力発電株式会社, 電源開発株式会社, 2019 年 12 月

表 4-23 大気中への放出量評価結果（事故後 7 日間積算）
 （炉心の著しい損傷が発生した場合）

核種類	放出放射能量(Bq) (gross 値)	
	格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建物からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 5.1×10^{18}	約 2.3×10^{16}
よう素類	約 4.2×10^{15}	約 1.9×10^{15}
Cs 類	約 5.5×10^9	約 3.4×10^{12}
Te 類	約 4.4×10^9	約 3.2×10^{12}
Ba 類	約 3.8×10^9	約 3.1×10^{12}
Ru 類	約 8.4×10^8	約 5.5×10^{11}
Ce 類	約 5.3×10^8	約 3.4×10^{11}
La 類	約 1.2×10^8	約 9.1×10^{10}

表 4-24 大気拡散評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
実効放出 継続時間	原子炉建物漏えい時：1時間 排気筒（非常用ガス処理系 用）放出時：30時間 格納容器フィルタベント系排 気管放出時：1時間	大気への放出量 評価結果より、 7日間の放射性 物質の全放出量 を1時間当たり の最大放出量で 除した値として 設定	4.2(2)c. ・相対濃度は、短時間放出又は長 時間放出に応じて、毎時刻の気象 項目と実効的な放出継続時間を基 に評価点ごとに計算する。
放出源及び 放出源高さ	原子炉建物漏えい（地上放 出）：地上0m 排気筒（非常用ガス処理系 用）からの放出：地上110m 格納容器フィルタベント系排 気管からの放出：地上50m	格納容器フィル タベント系排気 筒及び排気筒 （非常用ガス処 理系用）からの 放出は、実際の 高さを設定 原子炉建物から の漏えいは、保 守的に地上放出 として設定 放出エネルギー による影響は考 慮しない。	4.3(4)b. 放出源高さは、 4.1(2)a で選定した事故シーケ ンスに応じた放出口からの放出を仮 定する。4.1(2)a で選定した事故 シーケンスのソースターム解析結 果を基に、放出エネルギーを考慮 してもよい。
大気拡散評価地 点及び評価距離	原子炉建物漏えい 中央制御室中心 評価距離：100m 中央制御室空調換気系外気 取入口 評価距離：85m 2号機原子炉補機冷却系熱 交換器室入口 評価距離：45m 排気筒（非常用ガス処理系 用）からの放出 中央制御室中心 評価距離：180m 中央制御室空調換気系外気 取入口 評価距離：160m 2号機原子炉補機冷却系熱 交換器室入口 評価距離：80m 格納容器フィルタベント系排 気管からの放出 中央制御室中心 評価距離：115m 中央制御室空調換気系外気 取入口 評価距離：100m 2号機原子炉補機冷却系熱 交換器室入口 評価距離：55m	放出源から評価 点までの距離 は、保守的な評 価となるように 水平距離として 設定	—

表 4-25 相対濃度及び相対線量の評価結果（炉心の著しい損傷が発生した場合）*

放出源	評価点	相対濃度 (s/m ³)	相対線量 (Gy/Bq)
原子炉建物中心	中央制御室中心	1.1×10^{-3}	5.2×10^{-18}
	中央制御室空調換気系外気取入口	1.2×10^{-3}	—
	2号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
排気筒（非常用ガス処理系用）	中央制御室中心	2.8×10^{-4}	2.6×10^{-18}
	中央制御室空調換気系外気取入口	2.9×10^{-4}	—
	2号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口	1.3×10^{-4}	1.1×10^{-18}
格納容器フィルタベント系排気管	中央制御室中心	4.9×10^{-4}	5.1×10^{-18}
	中央制御室空調換気系外気取入口	5.9×10^{-4}	—
	2号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}

注記*：被ばく評価には有効数字2桁（3桁目を切り上げ）の相対濃度及び相対線量を用いる。

表 4-27 地表面への沈着速度の条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
地表面への沈着速度	エアロゾル：1.2cm/s 無機よう素：1.2cm/s 有機よう素： 4.0×10 ⁻³ cm/s 希ガス：沈着なし	線量目標値評価指針* ¹ を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度（0.3cm/s）の4倍を設定 エアロゾル及び無機よう素の乾性沈着速度は NUREG/CR-4551* ² より設定 有機よう素の乾性沈着速度は NRPB-R322* ³ より設定	4.2.(2)d 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。

注記*1：発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（原子力安全委員会）

*2：米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”

*3：英国 NRPB-R322-Atomosphere Dispersion Modelling Liaison Com Report

表 4-29 中央制御室空調換気系等条件 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室空調換気系の起動時間	事象発生から 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	4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。
中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンプ) の空気供給量	事故発生から 0～約 32.25 時間後： 0m ³ /h 約 32.25～約 42.5 時間後*： 11m ³ /h 約 42.5～168 時間後： 0m ³ /h	設計値を基に設定	4.2(2)e. ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。

注記*：格納容器ベントの実施に伴い評価期間中に放出される放射性物質のうち、大部分が放出される期間（数時間）に余裕を持たせ、中央制御室空気供給系による正圧化時間をベント前 15 分～ベント後 10 時間と設定

表 4-30 直接ガンマ線及びブサイシヤインガンマ線評価用線源強度 (入退域時) *

群	エネ ル シ ャ ル 入域 (0eV)	ガンマ線源線源強度 (-)															
		1日		2日		3日		4日		5日		6日		7日			
		A班	C班	A班	B班	D班	B班	D班	A班	C班	A班	C班	D班	B班	B班		
1	0.01	4.8×10 ¹⁶	1.2×10 ¹⁷	2.6×10 ¹⁷	3.0×10 ¹⁷	1.9×10 ¹⁷	1.0×10 ¹⁷	3.3×10 ¹⁷	3.3×10 ¹⁶	3.3×10 ¹⁶	3.7×10 ¹⁶	1.2×10 ¹⁶	1.1×10 ¹⁵	3.5×10 ¹⁵	2.0×10 ¹⁵	1.1×10 ¹⁴	3.1×10 ¹⁴
2	0.02	5.4×10 ¹⁶	1.4×10 ¹⁷	2.8×10 ¹⁷	3.3×10 ¹⁷	2.4×10 ¹⁷	1.1×10 ¹⁷	3.6×10 ¹⁷	3.7×10 ¹⁶	3.7×10 ¹⁶	4.1×10 ¹⁶	1.2×10 ¹⁶	1.1×10 ¹⁵	3.9×10 ¹⁵	2.2×10 ¹⁵	1.2×10 ¹⁵	4.4×10 ¹⁴
3	0.03	6.0×10 ¹⁶	1.6×10 ¹⁷	3.3×10 ¹⁷	3.8×10 ¹⁷	2.4×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁷	4.1×10 ¹⁷	3.8×10 ¹⁶	3.8×10 ¹⁶	4.2×10 ¹⁶	1.2×10 ¹⁶	1.0×10 ¹⁵	4.2×10 ¹⁵	2.0×10 ¹⁵	1.0×10 ¹⁵	4.3×10 ¹⁴
4	0.045	7.0×10 ¹⁶	2.2×10 ¹⁷	5.7×10 ¹⁷	7.0×10 ¹⁷	4.6×10 ¹⁷	2.6×10 ¹⁷	8.5×10 ¹⁷	8.5×10 ¹⁶	8.5×10 ¹⁶	9.9×10 ¹⁶	2.7×10 ¹⁶	1.6×10 ¹⁵	9.1×10 ¹⁴	5.2×10 ¹⁴	2.8×10 ¹⁴	8.0×10 ¹³
5	0.06	3.0×10 ¹⁵	7.9×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁶	1.3×10 ¹⁶	7.1×10 ¹⁵	3.4×10 ¹⁵	1.8×10 ¹⁵	9.7×10 ¹⁴	9.7×10 ¹⁴	5.5×10 ¹⁴	3.0×10 ¹⁴	1.8×10 ¹⁴	1.0×10 ¹⁴	5.6×10 ¹³	3.1×10 ¹³	1.0×10 ¹³
6	0.07	2.0×10 ¹⁵	5.3×10 ¹⁵	9.0×10 ¹⁵	9.0×10 ¹⁵	4.7×10 ¹⁵	2.3×10 ¹⁵	1.2×10 ¹⁵	6.5×10 ¹⁴	6.5×10 ¹⁴	3.7×10 ¹⁴	2.0×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁴	6.9×10 ¹³	2.1×10 ¹³	1.1×10 ¹³	6.8×10 ¹²
7	0.075	9.9×10 ¹⁶	3.2×10 ¹⁷	8.3×10 ¹⁷	1.0×10 ¹⁸	6.8×10 ¹⁷	3.9×10 ¹⁷	2.2×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁷	7.4×10 ¹⁶	4.0×10 ¹⁶	2.4×10 ¹⁶	1.4×10 ¹⁶	7.7×10 ¹⁵	4.2×10 ¹⁵	1.2×10 ¹⁵
8	0.1	4.9×10 ¹⁷	1.6×10 ¹⁸	4.1×10 ¹⁸	5.1×10 ¹⁸	3.4×10 ¹⁸	1.9×10 ¹⁸	1.1×10 ¹⁸	6.3×10 ¹⁷	6.3×10 ¹⁷	3.7×10 ¹⁷	2.0×10 ¹⁷	1.2×10 ¹⁷	6.8×10 ¹⁶	3.9×10 ¹⁶	2.1×10 ¹⁶	5.9×10 ¹⁵
9	0.15	2.6×10 ¹⁵	6.0×10 ¹⁵	9.0×10 ¹⁵	8.6×10 ¹⁵	4.5×10 ¹⁵	2.1×10 ¹⁵	1.1×10 ¹⁵	6.0×10 ¹⁴	6.0×10 ¹⁴	3.4×10 ¹⁴	1.8×10 ¹⁴	1.1×10 ¹⁴	6.2×10 ¹³	3.1×10 ¹³	1.8×10 ¹³	6.6×10 ¹²
10	0.2	3.2×10 ¹⁷	8.3×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁸	1.0×10 ¹⁸	3.7×10 ¹⁷	9.9×10 ¹⁶	3.2×10 ¹⁶	9.7×10 ¹⁵	9.7×10 ¹⁵	4.2×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵	4.6×10 ¹⁴	2.4×10 ¹⁴	1.1×10 ¹⁴	4.5×10 ¹³	4.5×10 ¹³
11	0.3	6.4×10 ¹⁷	1.7×10 ¹⁸	2.5×10 ¹⁸	2.1×10 ¹⁸	7.3×10 ¹⁷	2.0×10 ¹⁷	6.3×10 ¹⁶	1.9×10 ¹⁶	1.9×10 ¹⁶	8.3×10 ¹⁵	2.8×10 ¹⁵	1.6×10 ¹⁵	9.2×10 ¹⁴	4.9×10 ¹⁴	2.2×10 ¹⁴	9.0×10 ¹³
12	0.4	5.2×10 ¹⁶	7.1×10 ¹⁶	1.3×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁷	9.3×10 ¹⁶	5.3×10 ¹⁶	3.0×10 ¹⁶	1.7×10 ¹⁶	1.7×10 ¹⁶	6.1×10 ¹⁵	1.2×10 ¹⁵	7.2×10 ¹⁴	4.5×10 ¹⁴	2.4×10 ¹⁴	7.7×10 ¹³	3.3×10 ¹³
13	0.45	2.6×10 ¹⁶	2.2×10 ¹⁷	3.6×10 ¹⁷	3.6×10 ¹⁷	2.0×10 ¹⁷	9.8×10 ¹⁶	5.3×10 ¹⁶	2.7×10 ¹⁶	2.7×10 ¹⁶	1.5×10 ¹⁶	7.3×10 ¹⁵	4.2×10 ¹⁵	2.3×10 ¹⁵	8.1×10 ¹⁴	4.4×10 ¹⁴	1.6×10 ¹⁴
14	0.51	8.5×10 ¹⁶	2.2×10 ¹⁷	3.6×10 ¹⁷	3.6×10 ¹⁷	2.0×10 ¹⁷	9.8×10 ¹⁶	5.3×10 ¹⁶	2.7×10 ¹⁶	2.7×10 ¹⁶	1.5×10 ¹⁶	7.3×10 ¹⁵	4.2×10 ¹⁵	2.3×10 ¹⁵	8.1×10 ¹⁴	4.4×10 ¹⁴	1.6×10 ¹⁴
15	0.52	2.8×10 ¹⁵	7.3×10 ¹⁵	1.2×10 ¹⁶	1.2×10 ¹⁶	6.6×10 ¹⁵	3.3×10 ¹⁵	1.8×10 ¹⁵	9.1×10 ¹⁴	9.1×10 ¹⁴	4.9×10 ¹⁴	2.4×10 ¹⁴	1.4×10 ¹⁴	7.5×10 ¹³	2.7×10 ¹³	1.5×10 ¹³	5.2×10 ¹²
16	0.6	1.2×10 ¹⁷	3.2×10 ¹⁷	5.4×10 ¹⁷	5.3×10 ¹⁷	2.9×10 ¹⁷	1.4×10 ¹⁷	7.7×10 ¹⁶	4.0×10 ¹⁶	4.0×10 ¹⁶	2.5×10 ¹⁶	1.1×10 ¹⁶	6.1×10 ¹⁵	3.3×10 ¹⁵	1.2×10 ¹⁵	6.5×10 ¹⁴	2.3×10 ¹⁴
17	0.7	1.4×10 ¹⁷	3.7×10 ¹⁷	6.1×10 ¹⁷	6.0×10 ¹⁷	3.3×10 ¹⁷	1.6×10 ¹⁷	8.8×10 ¹⁶	4.5×10 ¹⁶	4.5×10 ¹⁶	2.5×10 ¹⁶	1.2×10 ¹⁶	7.0×10 ¹⁵	3.8×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵	7.4×10 ¹⁴	2.6×10 ¹⁴
18	0.8	4.2×10 ¹⁶	1.2×10 ¹⁷	2.2×10 ¹⁷	2.3×10 ¹⁷	1.4×10 ¹⁷	7.4×10 ¹⁶	4.1×10 ¹⁶	2.2×10 ¹⁶	2.2×10 ¹⁶	1.2×10 ¹⁶	6.0×10 ¹⁵	3.5×10 ¹⁵	1.9×10 ¹⁵	6.5×10 ¹⁴	3.7×10 ¹⁴	1.3×10 ¹⁴
19	1.0	8.5×10 ¹⁶	2.3×10 ¹⁷	4.3×10 ¹⁷	4.7×10 ¹⁷	2.8×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁷	8.2×10 ¹⁶	4.4×10 ¹⁶	4.4×10 ¹⁶	2.4×10 ¹⁶	1.2×10 ¹⁶	7.0×10 ¹⁵	3.7×10 ¹⁵	1.3×10 ¹⁵	7.3×10 ¹⁴	2.5×10 ¹⁴
20	1.33	4.8×10 ¹⁶	1.0×10 ¹⁷	1.8×10 ¹⁷	1.2×10 ¹⁷	6.5×10 ¹⁶	3.3×10 ¹⁶	1.8×10 ¹⁶	9.4×10 ¹⁵	9.4×10 ¹⁵	5.1×10 ¹⁵	2.5×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁵	7.8×10 ¹⁴	2.7×10 ¹⁴	1.5×10 ¹⁴	5.3×10 ¹³
21	1.34	4.8×10 ¹⁵	3.1×10 ¹⁵	3.9×10 ¹⁵	3.6×10 ¹⁵	2.4×10 ¹⁵	9.9×10 ¹⁴	5.4×10 ¹⁴	2.9×10 ¹⁴	2.9×10 ¹⁴	1.6×10 ¹⁴	7.7×10 ¹³	4.5×10 ¹³	2.4×10 ¹³	8.1×10 ¹²	4.6×10 ¹²	1.6×10 ¹²
22	1.5	2.3×10 ¹⁶	5.0×10 ¹⁶	6.3×10 ¹⁶	5.8×10 ¹⁶	3.1×10 ¹⁶	1.6×10 ¹⁶	8.6×10 ¹⁵	4.6×10 ¹⁵	4.6×10 ¹⁵	2.5×10 ¹⁵	1.2×10 ¹⁵	7.1×10 ¹⁴	3.8×10 ¹⁴	1.3×10 ¹⁴	7.4×10 ¹³	2.6×10 ¹³
23	1.66	8.6×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁶	9.4×10 ¹⁵	6.5×10 ¹⁵	3.0×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵	7.7×10 ¹⁴	4.1×10 ¹⁴	4.1×10 ¹⁴	2.2×10 ¹⁴	1.1×10 ¹⁴	6.5×10 ¹³	3.4×10 ¹³	1.1×10 ¹³	6.4×10 ¹²	2.2×10 ¹²
24	2.0	1.8×10 ¹⁶	3.0×10 ¹⁶	2.0×10 ¹⁶	1.4×10 ¹⁶	6.4×10 ¹⁵	3.0×10 ¹⁵	1.6×10 ¹⁵	8.7×10 ¹⁴	8.7×10 ¹⁴	4.7×10 ¹⁴	2.3×10 ¹⁴	1.4×10 ¹⁴	7.3×10 ¹³	2.4×10 ¹³	1.4×10 ¹³	4.6×10 ¹²
25	2.5	5.9×10 ¹⁶	2.2×10 ¹⁷	2.2×10 ¹⁷	1.2×10 ¹⁷	6.6×10 ¹⁶	3.4×10 ¹⁶	1.9×10 ¹⁶	1.0×10 ¹⁶	1.0×10 ¹⁶	5.5×10 ¹⁵	2.7×10 ¹⁵	1.6×10 ¹⁵	8.5×10 ¹⁴	2.8×10 ¹⁴	1.6×10 ¹⁴	5.2×10 ¹³
26	3.0	1.5×10 ¹⁵	1.9×10 ¹⁵	3.7×10 ¹⁵	2.7×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁵	8.2×10 ¹⁴	4.6×10 ¹⁴	2.5×10 ¹⁴	2.5×10 ¹⁴	1.3×10 ¹⁴	6.7×10 ¹³	3.9×10 ¹³	2.1×10 ¹³	7.0×10 ¹²	4.0×10 ¹²	1.4×10 ¹²
27	3.5	1.8×10 ¹³	1.9×10 ¹³	1.1×10 ¹⁴	5.8×10 ¹³	3.9×10 ¹³	2.8×10 ¹³	2.2×10 ¹³	1.9×10 ¹³	1.9×10 ¹³	1.6×10 ¹³	1.5×10 ¹³	1.3×10 ¹³	1.1×10 ¹³	9.7×10 ¹²	8.3×10 ¹²	3.8×10 ¹²
28	4.0	1.5×10 ¹³	1.3×10 ¹³	1.1×10 ¹⁴	5.8×10 ¹³	3.9×10 ¹³	2.8×10 ¹³	2.2×10 ¹³	1.9×10 ¹³	1.9×10 ¹³	1.6×10 ¹³	1.5×10 ¹³	1.3×10 ¹³	1.1×10 ¹³	9.7×10 ¹²	8.3×10 ¹²	3.8×10 ¹²
29	4.5	7.7×10 ²	1.3×10 ³	8.9×10 ²	5.8×10 ²	3.9×10 ²	2.9×10 ²	2.4×10 ²	2.0×10 ²	2.0×10 ²	1.8×10 ²	1.7×10 ²	1.5×10 ²	1.3×10 ²	1.2×10 ²	1.0×10 ²	4.9×10 ¹
30	5.0	7.7×10 ²	1.3×10 ³	8.9×10 ²	5.8×10 ²	3.9×10 ²	2.9×10 ²	2.4×10 ²	2.0×10 ²	2.0×10 ²	1.8×10 ²	1.7×10 ²	1.5×10 ²	1.3×10 ²	1.2×10 ²	1.0×10 ²	4.9×10 ¹
31	5.5	7.7×10 ²	1.3×10 ³	8.9×10 ²	5.8×10 ²	3.9×10 ²	2.9×10 ²	2.4×10 ²	2.0×10 ²	2.0×10 ²	1.8×10 ²	1.7×10 ²	1.5×10 ²	1.3×10 ²	1.2×10 ²	1.0×10 ²	4.9×10 ¹
32	6.0	7.7×10 ²	1.3×10 ³	8.9×10 ²	5.8×10 ²	3.9×10 ²	2.9×10 ²	2.4×10 ²	2.0×10 ²	2.0×10 ²	1.8×10 ²	1.7×10 ²	1.5×10 ²	1.3×10 ²	1.2×10 ²	1.0×10 ²	4.9×10 ¹
33	6.5	8.8×10 ¹	1.5×10 ²	1.0×10 ²	6.7×10 ¹	4.5×10 ¹	3.3×10 ¹	2.7×10 ¹	2.3×10 ¹	2.3×10 ¹	2.1×10 ¹	1.9×10 ¹	1.7×10 ¹	1.4×10 ¹	1.2×10 ¹	1.0×10 ¹	5.7×10 ⁰
34	7.0	8.8×10 ¹	1.5×10 ²	1.0×10 ²	6.7×10 ¹	4.5×10 ¹	3.3×10 ¹	2.7×10 ¹	2.3×10 ¹	2.3×10 ¹	2.1×10 ¹	1.9×10 ¹	1.7×10 ¹	1.4×10 ¹	1.2×10 ¹	1.0×10 ¹	5.7×10 ⁰
35	7.5	8.8×10 ¹	1.5×10 ²	1.0×10 ²	6.7×10 ¹	4.5×10 ¹	3.3×10 ¹	2.7×10 ¹	2.3×10 ¹	2.3×10 ¹	2.1×10 ¹	1.9×10 ¹	1.7×10 ¹	1.4×10 ¹	1.2×10 ¹	1.0×10 ¹	5.7×10 ⁰
36	8.0	8.8×10 ¹	1.5×10 ²	1.0×10 ²	6.7×10 ¹	4.5×10 ¹	3.3×10 ¹	2.7×10 ¹	2.3×10 ¹	2.3×10 ¹	2.1×10 ¹	1.9×10 ¹	1.7×10 ¹	1.4×10 ¹	1.2×10 ¹	1.0×10 ¹	5.7×10 ⁰
37	10.0	2.7×10 ¹	4.6×10 ¹	3.1×10 ¹	2.1×10 ¹	1.4×10 ¹	1.0×10 ¹	8.3×10 ⁰	7.2×10 ⁰	6.5×10 ⁰	5.9×10 ⁰	5.3×10 ⁰	4.8×10 ⁰	4.2×10 ⁰	3.7×10 ⁰	1.7×10 ⁰	1.7×10 ⁰
38	12.0	1.4×10 ¹	2.3×10 ¹	1.6×10 ¹	1.0×10 ¹	6.9×10 ⁰	5.1×10 ⁰	4.2×10 ⁰	3.6×10 ⁰	3.2×10 ⁰	2.9×10 ⁰	2.6×10 ⁰	2.4×10 ⁰	2.1×10 ⁰	1.8×10 ⁰	8.7×10 ⁻¹	8.7×10 ⁻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	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	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	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	0.0	0.0	0.0

注記*: 有効数字 3 桁目を四捨五入した値を記載

表 4-31 グラウンドシャインガンマ線評価価用線源強度 (入退域時) *

日 時	ガンマ線種別線源強度 (cm ⁻²)																								
	1日		2日		3日		4日		5日		6日		7日		8日		9日		10日		11日		12日		
	A/B/E	C/B/E	A/B/E	C/B/E	A/B/E	C/B/E	A/B/E	C/B/E	A/B/E	C/B/E	A/B/E	C/B/E	A/B/E	C/B/E	A/B/E	C/B/E	A/B/E	C/B/E	A/B/E	C/B/E	A/B/E	C/B/E	A/B/E	C/B/E	
入域	7.25 h	18.25 h	31.25 h	42.25 h	56.25 h	66.25 h	79.25 h	90.25 h	102.25 h	114.25 h	127.25 h	138.25 h	151.25 h	162.25 h											
退域	7.75 h	18.75 h	31.75 h	42.75 h	56.75 h	66.75 h	79.75 h	90.75 h	102.75 h	114.75 h	127.75 h	138.75 h	151.75 h	162.75 h											
0.01	2.2×10 ⁻⁶	4.0×10 ⁻⁶	3.4×10 ⁻⁶	4.9×10 ⁻⁶	4.4×10 ⁻⁶	4.8×10 ⁻⁶	4.4×10 ⁻⁶	4.9×10 ⁻⁶	3.2×10 ⁻⁶	3.5×10 ⁻⁶	2.7×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻⁶	2.3×10 ⁻⁶	2.1×10 ⁻⁶											
0.02	4.4×10 ⁻⁶	8.0×10 ⁻⁶	4.4×10 ⁻⁶	5.4×10 ⁻⁶	5.4×10 ⁻⁶	5.4×10 ⁻⁶	4.4×10 ⁻⁶	4.4×10 ⁻⁶	3.8×10 ⁻⁶	3.8×10 ⁻⁶	3.0×10 ⁻⁶	2.7×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻⁶	2.3×10 ⁻⁶											
0.03	4.4×10 ⁻⁶	8.0×10 ⁻⁶	4.4×10 ⁻⁶	5.4×10 ⁻⁶	5.4×10 ⁻⁶	5.4×10 ⁻⁶	4.4×10 ⁻⁶	4.4×10 ⁻⁶	3.8×10 ⁻⁶	3.8×10 ⁻⁶	3.0×10 ⁻⁶	2.7×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻⁶	2.3×10 ⁻⁶											
0.045	1.3×10 ⁻⁶	2.4×10 ⁻⁶	2.4×10 ⁻⁶	3.4×10 ⁻⁶	3.4×10 ⁻⁶	3.4×10 ⁻⁶	2.4×10 ⁻⁶	2.4×10 ⁻⁶	2.3×10 ⁻⁶	2.3×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻⁶											
0.06	6.0×10 ⁻⁵	1.1×10 ⁻⁶	9.4×10 ⁻⁵	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻⁶	9.0×10 ⁻⁵	8.1×10 ⁻⁵	7.4×10 ⁻⁵	6.7×10 ⁻⁵	6.1×10 ⁻⁵	5.6×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵											
0.07	4.0×10 ⁻⁵	7.3×10 ⁻⁵	6.3×10 ⁻⁵	7.3×10 ⁻⁵	7.3×10 ⁻⁵	7.3×10 ⁻⁵	6.0×10 ⁻⁵	6.0×10 ⁻⁵	5.4×10 ⁻⁵	5.4×10 ⁻⁵	4.5×10 ⁻⁵	4.1×10 ⁻⁵	3.7×10 ⁻⁵	3.4×10 ⁻⁵											
0.075	2.7×10 ⁻⁵	5.8×10 ⁻⁵	5.8×10 ⁻⁵	7.8×10 ⁻⁵	7.8×10 ⁻⁵	7.8×10 ⁻⁵	6.5×10 ⁻⁵	6.5×10 ⁻⁵	6.1×10 ⁻⁵	6.1×10 ⁻⁵	5.0×10 ⁻⁵	4.6×10 ⁻⁵	4.2×10 ⁻⁵	3.8×10 ⁻⁵											
0.1	1.4×10 ⁻⁶	2.7×10 ⁻⁶	2.7×10 ⁻⁶	3.9×10 ⁻⁶	3.9×10 ⁻⁶	3.9×10 ⁻⁶	2.7×10 ⁻⁶	2.7×10 ⁻⁶	2.7×10 ⁻⁶	2.7×10 ⁻⁶	2.0×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	1.2×10 ⁻⁶											
0.15	7.3×10 ⁻⁵	1.4×10 ⁻⁶	1.2×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.3×10 ⁻⁶	1.3×10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁶	8.4×10 ⁻⁷	7.5×10 ⁻⁷	6.8×10 ⁻⁷	6.3×10 ⁻⁷											
0.2	3.4×10 ⁻⁶	6.2×10 ⁻⁶	5.5×10 ⁻⁶	7.1×10 ⁻⁶	7.1×10 ⁻⁶	7.1×10 ⁻⁶	5.5×10 ⁻⁶	5.5×10 ⁻⁶	5.0×10 ⁻⁶	5.0×10 ⁻⁶	4.0×10 ⁻⁶	3.6×10 ⁻⁶	3.2×10 ⁻⁶	2.9×10 ⁻⁶											
0.3	6.8×10 ⁻⁶	1.2×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁷	1.4×10 ⁻⁷	1.4×10 ⁻⁷	1.4×10 ⁻⁷	1.0×10 ⁻⁷	1.0×10 ⁻⁷	9.0×10 ⁻⁸	9.0×10 ⁻⁸	7.0×10 ⁻⁸	6.0×10 ⁻⁸	5.7×10 ⁻⁸	5.2×10 ⁻⁸											
0.4	2.7×10 ⁻⁷	5.5×10 ⁻⁷	5.7×10 ⁻⁷	8.4×10 ⁻⁷	8.4×10 ⁻⁷	8.4×10 ⁻⁷	6.0×10 ⁻⁷	6.0×10 ⁻⁷	5.4×10 ⁻⁷	5.4×10 ⁻⁷	4.3×10 ⁻⁷	3.9×10 ⁻⁷	3.5×10 ⁻⁷	3.1×10 ⁻⁷											
0.45	1.4×10 ⁻⁷	2.7×10 ⁻⁷	2.9×10 ⁻⁷	4.2×10 ⁻⁷	4.2×10 ⁻⁷	4.2×10 ⁻⁷	3.1×10 ⁻⁷	3.1×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	2.2×10 ⁻⁷	1.9×10 ⁻⁷	1.7×10 ⁻⁷	1.5×10 ⁻⁷											
0.51	4.2×10 ⁻⁷	8.1×10 ⁻⁷	7.5×10 ⁻⁷	9.5×10 ⁻⁷	9.5×10 ⁻⁷	9.5×10 ⁻⁷	7.5×10 ⁻⁷	7.5×10 ⁻⁷	6.8×10 ⁻⁷	6.8×10 ⁻⁷	5.3×10 ⁻⁷	4.8×10 ⁻⁷	4.4×10 ⁻⁷	4.0×10 ⁻⁷											
0.512	1.4×10 ⁻⁶	2.7×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻⁶	3.2×10 ⁻⁶	3.2×10 ⁻⁶	3.2×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻⁶	2.2×10 ⁻⁶	2.2×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻⁶	1.2×10 ⁻⁶											
0.6	6.2×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻⁸	1.1×10 ⁻⁸	1.4×10 ⁻⁸	1.4×10 ⁻⁸	1.4×10 ⁻⁸	1.0×10 ⁻⁸	1.0×10 ⁻⁸	9.0×10 ⁻⁹	9.0×10 ⁻⁹	7.0×10 ⁻⁹	6.0×10 ⁻⁹	5.7×10 ⁻⁹	5.2×10 ⁻⁹											
0.7	7.1×10 ⁻⁷	1.3×10 ⁻⁸	1.2×10 ⁻⁸	1.6×10 ⁻⁸	1.6×10 ⁻⁸	1.6×10 ⁻⁸	1.2×10 ⁻⁸	1.2×10 ⁻⁸	1.1×10 ⁻⁸	1.1×10 ⁻⁸	8.9×10 ⁻⁹	8.0×10 ⁻⁹	7.2×10 ⁻⁹	6.3×10 ⁻⁹											
0.8	2.7×10 ⁻⁷	5.2×10 ⁻⁷	5.1×10 ⁻⁷	6.9×10 ⁻⁷	6.9×10 ⁻⁷	6.9×10 ⁻⁷	5.2×10 ⁻⁷	5.2×10 ⁻⁷	4.6×10 ⁻⁷	4.6×10 ⁻⁷	3.6×10 ⁻⁷	3.2×10 ⁻⁷	2.9×10 ⁻⁷	2.6×10 ⁻⁷											
1.0	5.4×10 ⁻⁷	1.0×10 ⁻⁸	1.0×10 ⁻⁸	1.4×10 ⁻⁸	1.4×10 ⁻⁸	1.4×10 ⁻⁸	1.0×10 ⁻⁸	1.0×10 ⁻⁸	9.0×10 ⁻⁹	9.0×10 ⁻⁹	7.0×10 ⁻⁹	6.0×10 ⁻⁹	5.7×10 ⁻⁹	5.2×10 ⁻⁹											
1.0	5.4×10 ⁻⁷	1.0×10 ⁻⁸	1.0×10 ⁻⁸	1.4×10 ⁻⁸	1.4×10 ⁻⁸	1.4×10 ⁻⁸	1.0×10 ⁻⁸	1.0×10 ⁻⁸	9.0×10 ⁻⁹	9.0×10 ⁻⁹	7.0×10 ⁻⁹	6.0×10 ⁻⁹	5.7×10 ⁻⁹	5.2×10 ⁻⁹											
1.33	3.2×10 ⁻⁷	5.1×10 ⁻⁷	3.2×10 ⁻⁷	3.8×10 ⁻⁷	3.8×10 ⁻⁷	3.8×10 ⁻⁷	3.2×10 ⁻⁷	3.2×10 ⁻⁷	2.9×10 ⁻⁷	2.9×10 ⁻⁷	2.2×10 ⁻⁷	1.9×10 ⁻⁷	1.7×10 ⁻⁷	1.5×10 ⁻⁷											
1.34	9.7×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	9.8×10 ⁻⁵	1.0×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	8.7×10 ⁻⁵	8.7×10 ⁻⁵	6.3×10 ⁻⁵	5.7×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵	4.6×10 ⁻⁵											
1.5	1.5×10 ⁻⁷	2.5×10 ⁻⁷	1.6×10 ⁻⁷	1.9×10 ⁻⁷	1.9×10 ⁻⁷	1.9×10 ⁻⁷	1.5×10 ⁻⁷	1.5×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻⁷	1.0×10 ⁻⁷	9.1×10 ⁻⁸	8.2×10 ⁻⁸	7.4×10 ⁻⁸											
1.66	3.6×10 ⁻⁶	5.2×10 ⁻⁶	2.9×10 ⁻⁶	3.8×10 ⁻⁶	3.8×10 ⁻⁶	3.8×10 ⁻⁶	2.9×10 ⁻⁶	2.9×10 ⁻⁶	2.6×10 ⁻⁶	2.6×10 ⁻⁶	2.0×10 ⁻⁶	1.7×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻⁶											
2.0	7.5×10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁷	1.4×10 ⁻⁷	1.4×10 ⁻⁷	1.4×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁷	1.0×10 ⁻⁷	1.0×10 ⁻⁷	7.5×10 ⁻⁸	6.7×10 ⁻⁸	6.0×10 ⁻⁸	5.5×10 ⁻⁸											
2.5	2.2×10 ⁻⁶	3.6×10 ⁻⁶	2.7×10 ⁻⁶	3.9×10 ⁻⁶	3.9×10 ⁻⁶	3.9×10 ⁻⁶	2.7×10 ⁻⁶	2.7×10 ⁻⁶	2.4×10 ⁻⁶	2.4×10 ⁻⁶	1.9×10 ⁻⁶	1.7×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻⁶											
3.0	2.7×10 ⁻⁴	5.4×10 ⁻⁴	5.4×10 ⁻⁴	7.5×10 ⁻⁴	7.5×10 ⁻⁴	7.5×10 ⁻⁴	5.4×10 ⁻⁴	5.4×10 ⁻⁴	4.9×10 ⁻⁴	4.9×10 ⁻⁴	3.8×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	3.0×10 ⁻⁴	2.7×10 ⁻⁴											
3.5	7.4×10 ⁻⁶	9.8×10 ⁻⁶	1.9×10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁶	9.8×10 ⁻⁷	9.8×10 ⁻⁷	9.2×10 ⁻⁷	9.2×10 ⁻⁷	7.2×10 ⁻⁷	6.4×10 ⁻⁷	5.7×10 ⁻⁷	5.1×10 ⁻⁷											
4.0	7.4×10 ⁻⁶	9.8×10 ⁻⁶	1.9×10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁶	9.8×10 ⁻⁷	9.8×10 ⁻⁷	9.2×10 ⁻⁷	9.2×10 ⁻⁷	7.2×10 ⁻⁷	6.4×10 ⁻⁷	5.7×10 ⁻⁷	5.1×10 ⁻⁷											
4.5	8.3×10 ⁻⁷	1.7×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.7×10 ⁻⁶	1.7×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	1.2×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻⁶	9.1×10 ⁻⁷	8.2×10 ⁻⁷											
5.0	8.3×10 ⁻⁷	1.7×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.7×10 ⁻⁶	1.7×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	1.2×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻⁶	9.1×10 ⁻⁷	8.2×10 ⁻⁷											
5.5	8.3×10 ⁻⁷	1.7×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.7×10 ⁻⁶	1.7×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	1.2×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻⁶	9.1×10 ⁻⁷	8.2×10 ⁻⁷											
6.0	8.3×10 ⁻⁷	1.7×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.7×10 ⁻⁶	1.7×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	1.2×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻⁶	9.1×10 ⁻⁷	8.2×10 ⁻⁷											
6.5	9.5×10 ⁻⁸	2.0×10 ⁻⁷	2.0×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	2.0×10 ⁻⁷	2.0×10 ⁻⁷	1.8×10 ⁻⁷	1.8×10 ⁻⁷	1.4×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁷	1.0×10 ⁻⁷											
7.0	9.5×10 ⁻⁸	2.0×10 ⁻⁷	2.0×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	2.0×10 ⁻⁷	2.0×10 ⁻⁷	1.8×10 ⁻⁷	1.8×10 ⁻⁷	1.4×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁷	1.0×10 ⁻⁷											
7.5	9.5×10 ⁻⁸	2.0																							

表 4-32 各班の 7 日間の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷が発生した場合）に係る被ばく評価結果の内訳（マスクの着用を考慮した場合）*1、*2

	実効線量 (mSv)							合計*4
	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	
A 班	1 直 約 12	1 直 約 9	—	2 直 約 8	2 直 約 6	—	—	35
B 班	—	2 直 約 34	2 直 約 10	—	—	—	1 直 約 7*3	51
C 班	2 直 約 8	—	—	—	1 直 約 7	1 直 約 6	—	22
D 班	—	—	1 直 約 13	1 直 約 9	—	2 直 約 5	2 直 約 4	32

注記*1：入退域時においてマスク（PF=50）の着用を考慮

*2：中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価

*3：8日目1直のB班の被ばく線量は、7日目1直のB班の被ばく線量に加えて整理している。

*4：線量基準値(100mSv/7日間)と比較する合計値については、小数第1位を切り上げた値を記載

表 4-33 各班の 7 日間の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷が発生した場合）に係る被ばく評価結果の内訳（マスクの着用を考慮しない場合）

	実効線量 (mSv)							合計*2
	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	
A 班	1 直 約 271	1 直 約 21	—	2 直 約 9	2 直 約 7	—	—	309
B 班	—	2 直 約 44	2 直 約 14	—	—	—	1 直 約 7*1	65
C 班	2 直 約 13	—	—	—	1 直 約 8	1 直 約 6	—	28
D 班	—	—	1 直 約 24	1 直 約 12	—	2 直 約 5	2 直 約 4	46

注記*1：8日目1直のB班の被ばく線量は、7日目1直のB班の被ばく線量に加えて整理している。

*2：線量基準値(100mSv/7日間)と比較する合計値については、小数第1位を切り上げた値を記載

表 4-34 中央制御室（炉心の著しい損傷が発生した場合）の運転員に及ぼす実効線量の内訳（マスクの着用を考慮した場合）*

		実効線量 (mSv)							合計
		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	
A班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	2.4×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁴	5.0×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶			3.5×10 ⁻⁴
		② 放射線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被ばく	1.7×10 ⁻¹	8.3×10 ⁻²		5.8×10 ⁻³	1.8×10 ⁻³		2.6×10 ⁻¹
		③ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	2.0×10 ⁻¹	1.4×10 ⁻¹		2.6×10 ⁻¹	2.1×10 ⁻¹		9.1×10 ⁻¹
		④ 室内に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 (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	7.3×10 ⁰	7.9×10 ⁰		2.1×10 ⁻¹	7.0×10 ⁻²		9.4×10 ⁰
	入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	7.6×10 ⁻¹	2.2×10 ⁰		4.7×10 ⁻¹	2.9×10 ⁻¹		1.1×10 ¹
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	3.6×10 ⁻²	1.4×10 ⁻¹		8.8×10 ⁻³	2.4×10 ⁻³		1.9×10 ⁻¹
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	2.3×10 ⁻²	8.7×10 ⁻²		7.3×10 ⁻³	2.2×10 ⁻³		1.2×10 ⁻¹
		⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	3.9×10 ⁰	6.2×10 ⁰		7.3×10 ⁰	6.1×10 ⁰		2.3×10 ¹
		小計 (①+②+③+④)	1.8×10 ⁻²	1.1×10 ⁻¹		1.5×10 ⁻²	5.0×10 ⁻³		1.5×10 ⁻¹
		小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	4.0×10 ⁰	6.5×10 ⁰		7.3×10 ⁰	6.1×10 ⁰		2.4×10 ¹
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	1.2×10 ¹	8.7×10 ⁰		7.8×10 ⁰	6.3×10 ⁰		3.4×10 ¹		
B班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	6.7×10 ⁻⁵	1.7×10 ⁻⁵					1.9×10 ⁻⁷
		② 放射線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被ばく	4.0×10 ⁰	2.0×10 ⁻²					4.4×10 ⁻⁴
		③ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	3.1×10 ⁻¹	3.0×10 ⁻¹					2.5×10 ⁻¹
		④ 室内に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 (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	8.5×10 ⁻¹	5.8×10 ⁻¹					1.6×10 ⁻²
	入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	2.1×10 ¹	7.1×10 ⁻²					1.7×10 ⁻³
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	2.6×10 ¹	9.7×10 ⁻¹					2.7×10 ⁻¹
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.3×10 ⁻¹	3.2×10 ⁻²					3.8×10 ⁻⁴
		⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	8.8×10 ⁻²	2.5×10 ⁻²					5.0×10 ⁻⁴
		小計 (①+②+③+④)	7.9×10 ⁰	8.7×10 ⁰					6.6×10 ⁰
		小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	1.2×10 ⁻¹	4.5×10 ⁻²					1.5×10 ⁻³
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	8.2×10 ⁰	9.8×10 ⁰					6.6×10 ⁰		
C班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	1.8×10 ⁻⁴						1.8×10 ⁻⁴
		② 放射線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被ばく	3.9×10 ⁻²						4.4×10 ⁻²
		③ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	2.2×10 ⁻¹						7.3×10 ⁻¹
		④ 室内に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 (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	8.4×10 ⁻¹						1.0×10 ⁰
	入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	6.6×10 ⁻¹						8.1×10 ⁻¹
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.1×10 ⁰						2.0×10 ⁻¹
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	4.1×10 ⁻¹						1.8×10 ⁰
		⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	4.8×10 ⁻³						9.6×10 ⁻²
		小計 (①+②+③+④)	9.0×10 ⁻²						6.0×10 ⁻²
		小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	7.1×10 ⁰						1.9×10 ¹
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	5.3×10 ⁻²						6.5×10 ⁻²		
D班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	8.4×10 ⁰						2.1×10 ¹
		② 放射線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被ばく	3.9×10 ⁻⁵						5.0×10 ⁻⁵
		③ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	4.5×10 ⁻²						5.8×10 ⁻²
		④ 室内に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 (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	3.0×10 ⁰						3.4×10 ⁰
	入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.1×10 ⁰						1.5×10 ⁰
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.9×10 ⁰						1.9×10 ⁰
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	3.4×10 ⁰						6.2×10 ⁰
		⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	3.4×10 ⁰						4.5×10 ⁰
		小計 (①+②+③+④)	6.9×10 ⁻²						8.7×10 ⁻²
		小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	4.9×10 ⁻²						6.4×10 ⁻²
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	9.4×10 ⁰						2.7×10 ¹		

注記* : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表 4-35 中央制御室（炉心の著しい損傷が発生した場合）の運転員に及ぼす実効線量の内訳（マスクの着用を考慮しない場合）*

		実効線量 (mSv)							合計	
		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日		
A班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	2.4×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁴	5.0×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶				3.5×10 ⁻⁴
		② 放射線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被ばく	1.7×10 ⁻¹	8.3×10 ⁻²	5.8×10 ⁻³	1.8×10 ⁻³				2.6×10 ⁻¹
		③ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	2.0×10 ⁻¹	2.4×10 ⁻¹	2.6×10 ⁻¹	2.1×10 ⁻¹				9.1×10 ⁻¹
		④ 室内に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 (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	2.7×10 ²	8.8×10 ⁰	9.9×10 ⁻¹	3.3×10 ⁻¹				2.8×10 ²
	入退域時	⑤ 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく 小計 (①+②+③+④)	2.6×10 ²	8.5×10 ⁰	9.7×10 ⁻¹	3.2×10 ⁻¹				2.7×10 ²
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.6×10 ⁰	3.4×10 ⁻¹	2.0×10 ⁻²	6.5×10 ⁻³				1.9×10 ⁰
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	2.7×10 ²	9.1×10 ⁰	1.3×10 ⁰	5.5×10 ⁻¹				2.8×10 ²
		⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	3.6×10 ⁻²	1.4×10 ⁻¹	8.8×10 ⁻³	2.4×10 ⁻³				1.9×10 ⁻¹
		合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	2.3×10 ⁻²	8.7×10 ⁻²	7.3×10 ⁻³	2.2×10 ⁻³				1.2×10 ⁻¹
		⑨ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	3.9×10 ⁰	6.2×10 ⁰	7.3×10 ⁰	6.1×10 ⁰				2.3×10 ¹
B班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	8.9×10 ⁻¹	5.4×10 ⁰	7.6×10 ⁻¹	2.5×10 ⁻¹				7.3×10 ⁰
		② 放射線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被ばく	4.8×10 ⁰	1.2×10 ¹	8.1×10 ⁰	6.3×10 ⁰				3.1×10 ¹
		③ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	2.7×10 ²	6.7×10 ⁻⁵	1.7×10 ⁻⁵	6.9×10 ⁰				3.1×10 ²
		④ 室内に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 小計 (①+②+③+④)	2.7×10 ²	6.7×10 ⁻⁵	1.7×10 ⁻⁵	6.9×10 ⁰				3.1×10 ²
	入退域時	⑤ 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	4.0×10 ⁰	4.0×10 ⁰	2.0×10 ⁻²					1.9×10 ⁻⁷
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	3.1×10 ⁻¹	3.0×10 ⁻¹	3.0×10 ⁻¹					4.4×10 ⁻⁴
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	2.5×10 ¹	3.0×10 ⁰	2.5×10 ⁰					2.5×10 ⁻¹
		⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	4.4×10 ⁰	4.4×10 ⁰	3.0×10 ⁰					9.4×10 ⁻²
		合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	2.1×10 ¹	2.9×10 ¹	3.4×10 ⁰					2.8×10 ¹
		⑨ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.3×10 ⁻¹	8.8×10 ⁻²	3.2×10 ⁻²					5.0×10 ⁻⁴
C班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	7.9×10 ⁰	7.9×10 ⁰	8.7×10 ⁰					6.6×10 ⁰
		② 放射線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被ばく	6.1×10 ⁰	2.3×10 ¹	2.1×10 ¹					1.1×10 ¹
		③ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	1.8×10 ⁻⁴	1.8×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻¹					7.0×10 ⁰
		④ 室内に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 小計 (①+②+③+④)	1.8×10 ⁻⁴	1.8×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻¹					7.0×10 ⁰
	入退域時	⑤ 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	3.9×10 ⁻²	3.9×10 ⁻²	2.2×10 ⁻¹					1.8×10 ⁻⁷
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	2.2×10 ⁻¹	2.2×10 ⁻¹	2.8×10 ⁻¹					2.8×10 ⁻³
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	3.3×10 ⁰	3.3×10 ⁰	6.7×10 ⁻¹					4.2×10 ⁰
		⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	3.2×10 ⁰	3.2×10 ⁰	6.7×10 ⁻¹					4.0×10 ⁰
		合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	1.8×10 ⁻⁴	1.8×10 ⁻⁴	1.2×10 ⁻³					2.0×10 ⁻¹
		⑨ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	9.0×10 ⁻²	9.0×10 ⁻²	1.3×10 ⁻²					5.0×10 ⁰
D班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	5.5×10 ⁻²	5.5×10 ⁻²	4.0×10 ⁻³					6.0×10 ⁻²
		② 放射線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被ばく	7.1×10 ⁰	7.1×10 ⁰	6.7×10 ⁰					1.9×10 ¹
		③ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	2.7×10 ⁰	2.7×10 ⁰	4.3×10 ⁻¹					3.2×10 ⁰
		④ 室内に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 小計 (①+②+③+④)	2.7×10 ⁰	2.7×10 ⁰	4.3×10 ⁻¹					3.2×10 ⁰
	入退域時	⑤ 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	9.9×10 ⁰	9.9×10 ⁰	7.1×10 ⁰					2.3×10 ¹
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.3×10 ¹	1.3×10 ¹	8.1×10 ⁰					2.8×10 ¹
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	3.9×10 ⁰	3.9×10 ⁰	3.9×10 ⁰					5.0×10 ⁻⁵
		⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	4.5×10 ⁻²	4.5×10 ⁻²	1.1×10 ⁻⁵					7.7×10 ⁻⁸
		合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	3.7×10 ⁻¹	3.7×10 ⁻¹	5.5×10 ⁻¹					5.8×10 ⁻²
		⑨ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.0×10 ¹	1.0×10 ¹	1.1×10 ¹					1.3×10 ¹

注記* : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表 4-36 酸素及び二酸化炭素許容濃度

項目	許容濃度	備考
酸素濃度 (中央制御室)	18vol%以上	「酸素欠乏症等防止規則」を準拠 (酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は、当該濃度以上の換気を要求)
二酸化炭素濃度 (中央制御室)	0.5vol%以下	「事務所衛生基準規則」を準拠 (労働者を常時就業させる室において、当該濃度以下とする換気を要求)
酸素濃度 (中央制御室待避室)	19vol%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、当該濃度以下とする通気の確保を要求)
二酸化炭素濃度 (中央制御室待避室)	1vol%以下	「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、当該濃度以下とする通気の確保を要求)

表 4-37 中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件

項目		評価条件		選定理由	備考
人数	設計基準事故時	9人		運転員の人数	—
	炉心の著しい損傷が発生した場合	9人		運転員の人数	—
評価期間	設計基準事故時	事故後 30日間		設計基準事故時の被ばく評価期間	—
	炉心の著しい損傷が発生した場合	事故後 7日間		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	設計基準事故時	0.01回/h		空気流入率試験結果(約0.082回/h)を基に保守的に設定	別添1参照
	炉心の著しい損傷が発生した場合	~2h	0回/h	全交流動力電源喪失によるファン停止を想定	—
		2h~	17160m ³ /h	気密性能試験結果に基づく正圧化に必要な空気供給量	—
中央制御室バウンダリ体積		17150m ³		中央制御室空調換気系の処理対象となる区画の体積	図4-32参照
初期酸素濃度		20.95vol%		「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気的主要成分組成より引用	—
初期二酸化炭素濃度		0.03vol%		「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気的主要成分組成より引用	—
酸素消費量		65.520/h		「空気調和・衛生工学便覧」の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		460/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

表 4-38 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の空気ボンベ使用時)

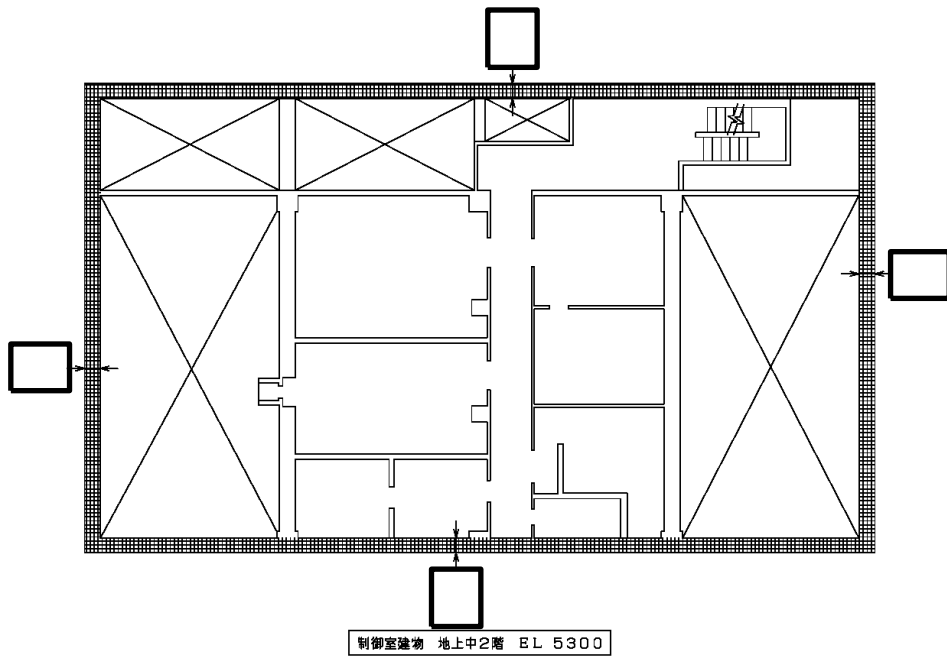
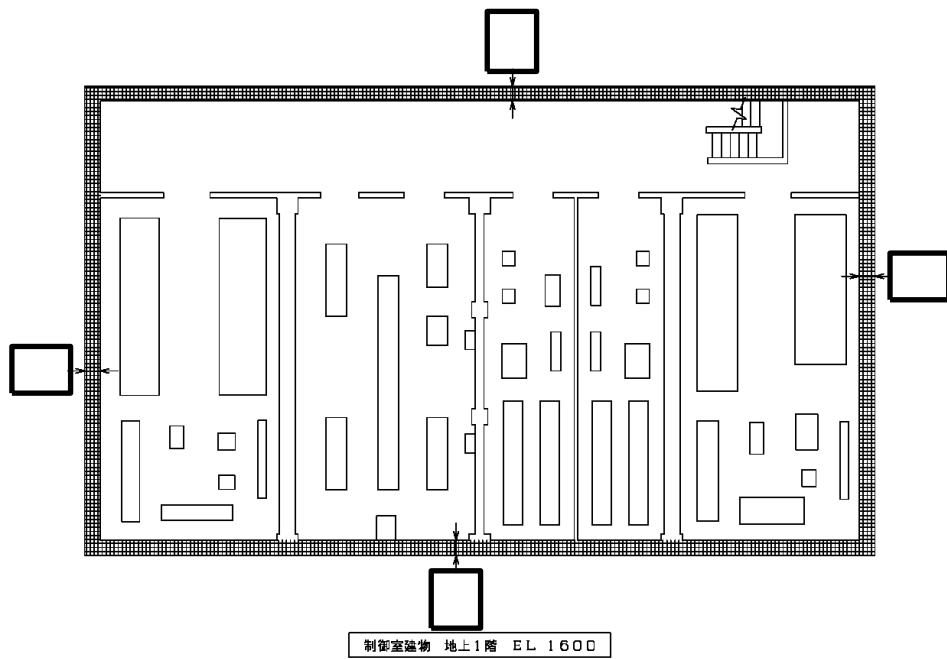
項目	評価条件	設定理由	備考
人数	5人	中央制御室待避室内にとどまる要員数	—
体積	24.4m ³	中央制御室待避室体積の設計値	図 4-32 参照
評価期間	10時間	被ばく評価上、中央制御室待避室内にとどまる期間	—
初期酸素濃度	20.95vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	—
初期二酸化炭素濃度	0.03vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	—
酸素消費量 (空気ボンベ使用時)	21.840/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「静座」より引用	1人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量 (空気ボンベ使用時)	220/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

表 5-1 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽のクラウドシャインガンマ線による温度上昇
(設計基準事故時)

想定事故シナリオ	入射線量(Gy)	ガンマ線発熱量 (kJ/cm ³)	温度上昇(°C)
原子炉冷却材喪失	約 5.3×10^{-2}	約 1.1×10^{-7}	約 5.0×10^{-5}
主蒸気管破断	約 1.2×10^{-4}	約 2.4×10^{-10}	約 1.1×10^{-7}

表 5-2 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽のクラウドシャインガンマ線及びグラウンド
シャインガンマ線による温度上昇 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

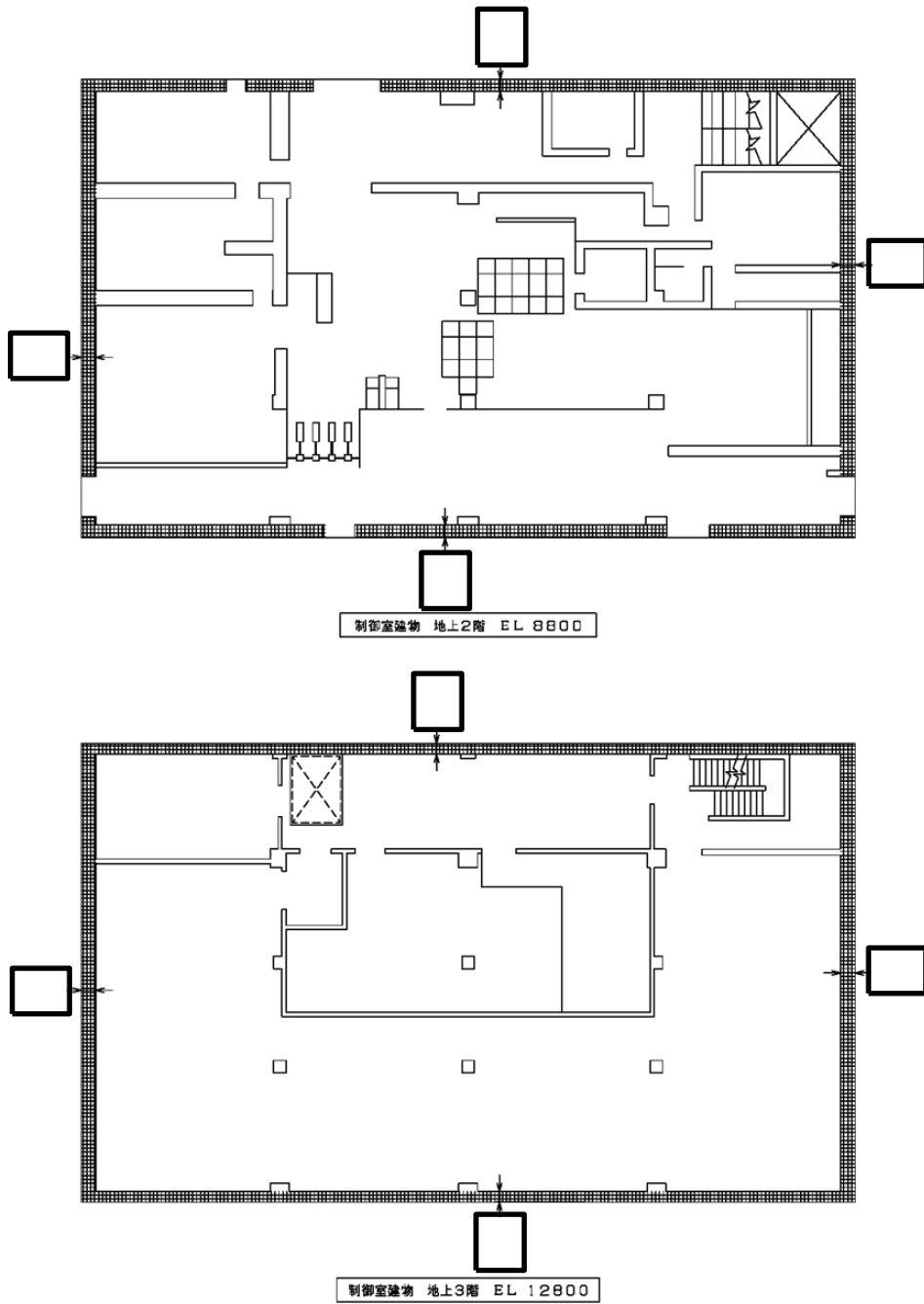
ガンマ線入射経路	入射線量(Gy)	ガンマ線発熱量 (kJ/cm ³)	温度上昇(°C)
①クラウドシャインガンマ線	約 4.2×10^0	約 8.8×10^{-6}	約 4.0×10^{-3}
②グラウンドシャインガンマ線	約 3.5×10^0	約 7.3×10^{-6}	約 3.3×10^{-3}
合計 (①+②)			約 7.3×10^{-3}








- 中央制御室遮蔽（壁）を示す。
- 中央制御室遮蔽（床）を示す。
- 中央制御室待避室遮蔽（壁）を示す。
- 中央制御室待避室遮蔽（床）を示す。
- 補助遮蔽（壁）を示す。

注1：寸法はmmを示す。
 注2：特記なき寸法は公称値を示す。
 注3：仕上等によるフカシは記載していない。

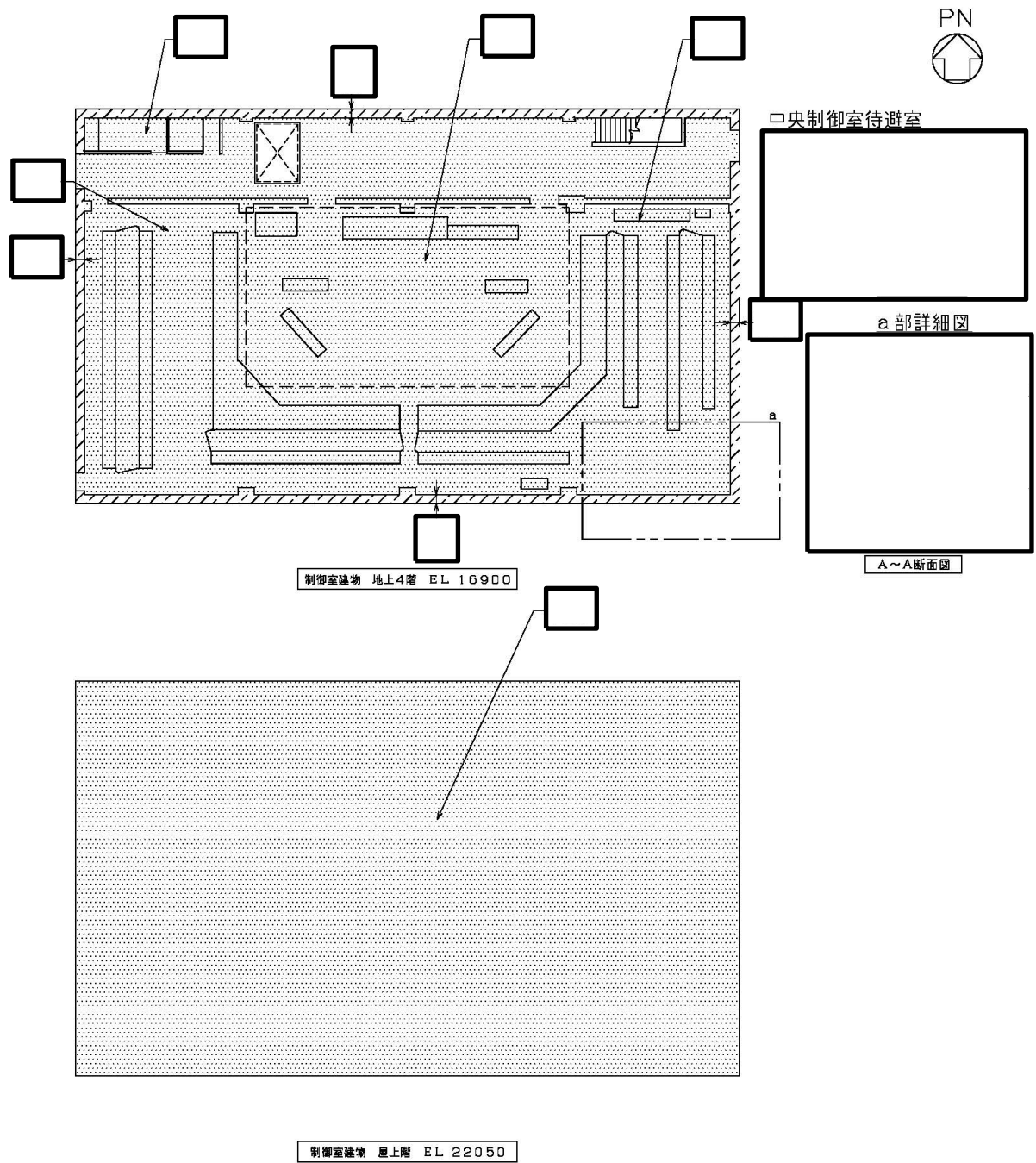
図 4-1 遮蔽構造図 (1/4)








-  中央制御室遮蔽（壁）を示す。
-  中央制御室遮蔽（床）を示す。
-  中央制御室待避室遮蔽（壁）を示す。
-  中央制御室待避室遮蔽（床）を示す。
-  補助遮蔽（壁）を示す。

注1：寸法はmmを示す。
 注2：特記なき寸法は公称値を示す。
 注3：仕上等によるフカシは記載していない。

図 4-1 遮蔽構造図 (2/4)



-  中央制御室遮蔽（壁）を示す。
-  中央制御室遮蔽（床）を示す。
-  中央制御室待避室遮蔽（壁）を示す。
-  中央制御室待避室遮蔽（床）を示す。
-  補助遮蔽（壁）を示す。

注1：寸法はmmを示す。
 注2：特記なき寸法は公称値を示す。
 注3：仕上等によるフカシは記載していない。

図 4-1 遮蔽構造図 (3/4)

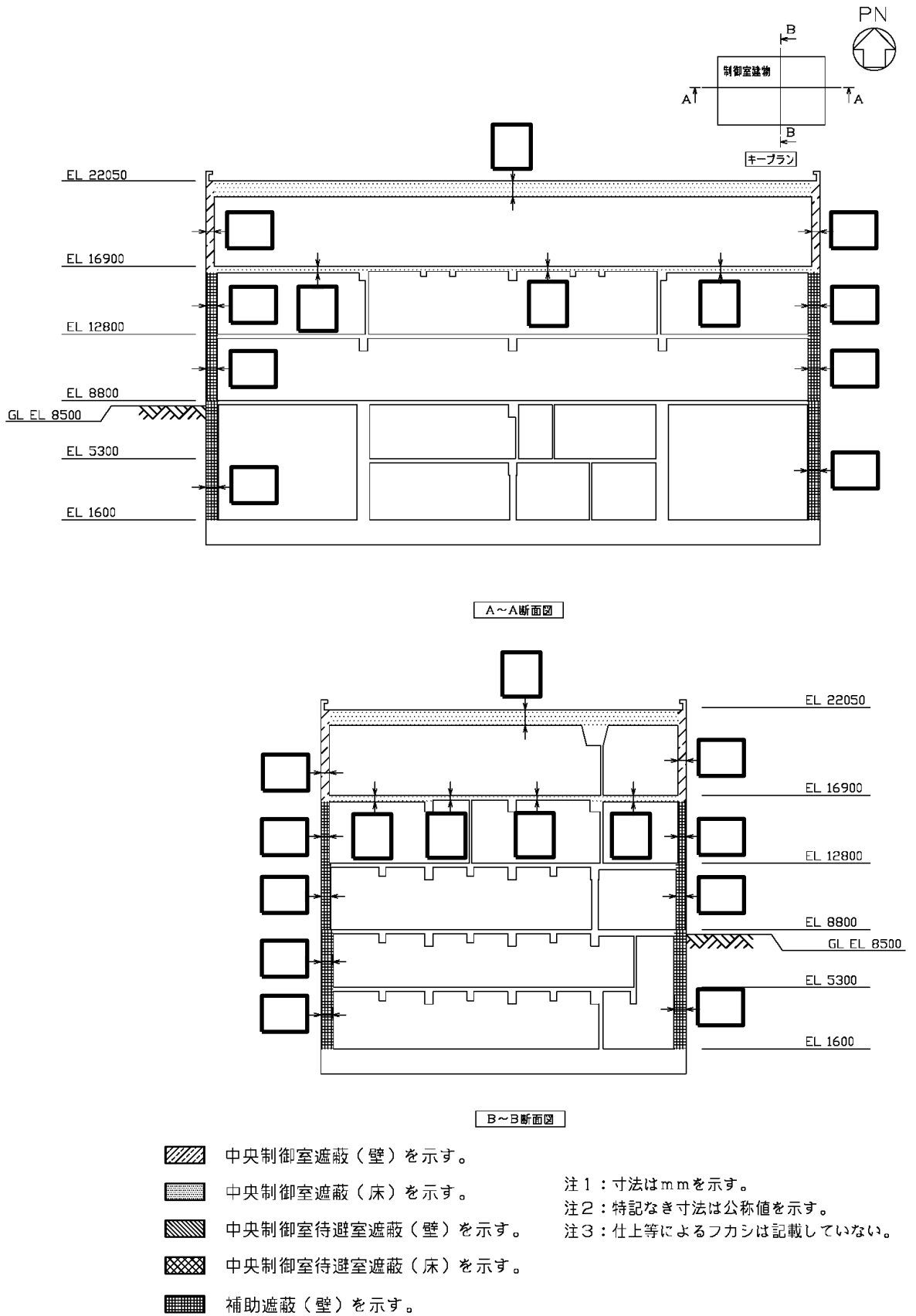


図 4-1 遮蔽構造図 (4/4)

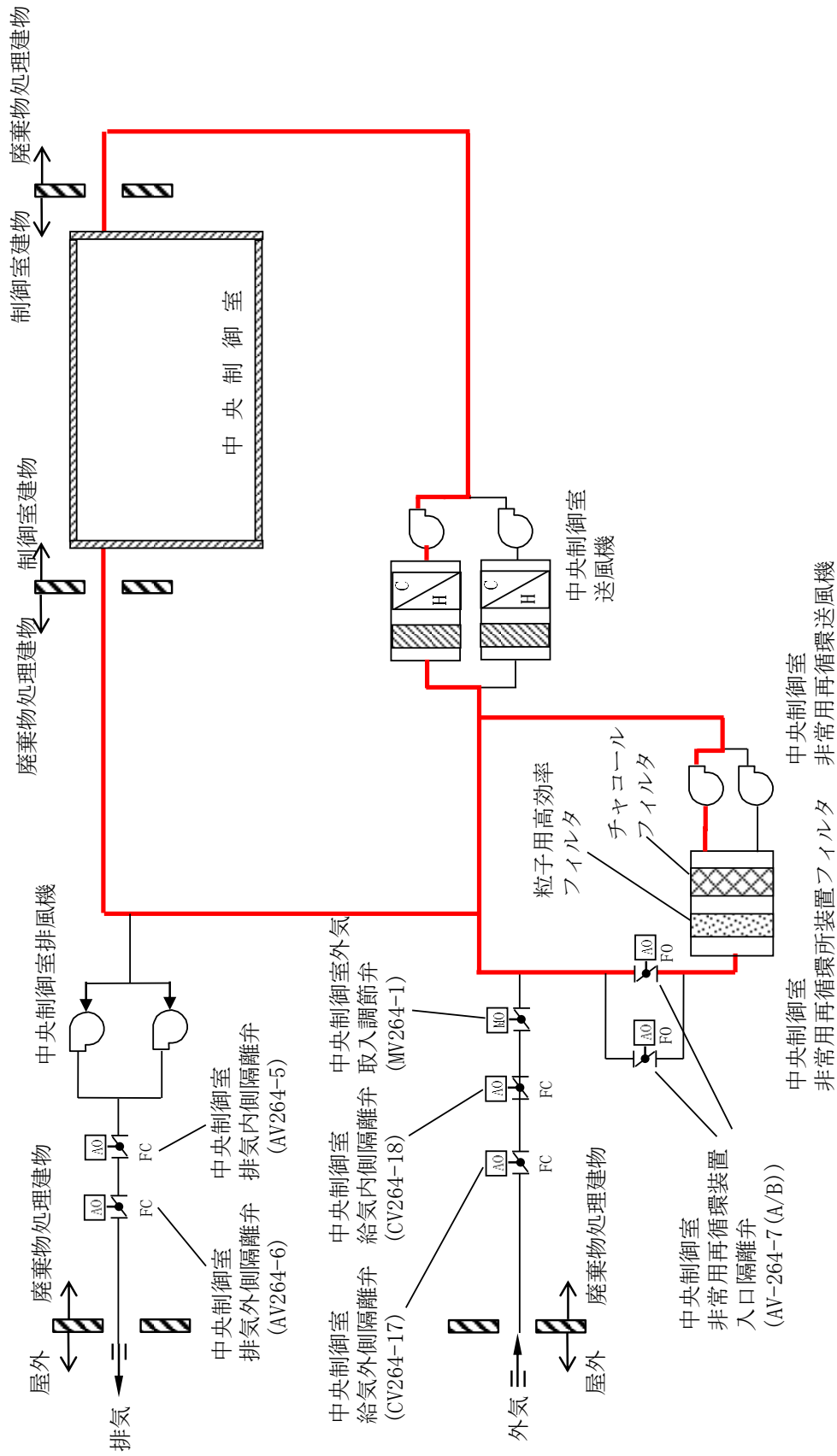


図 4-2 中央制御室空調換気系系統図

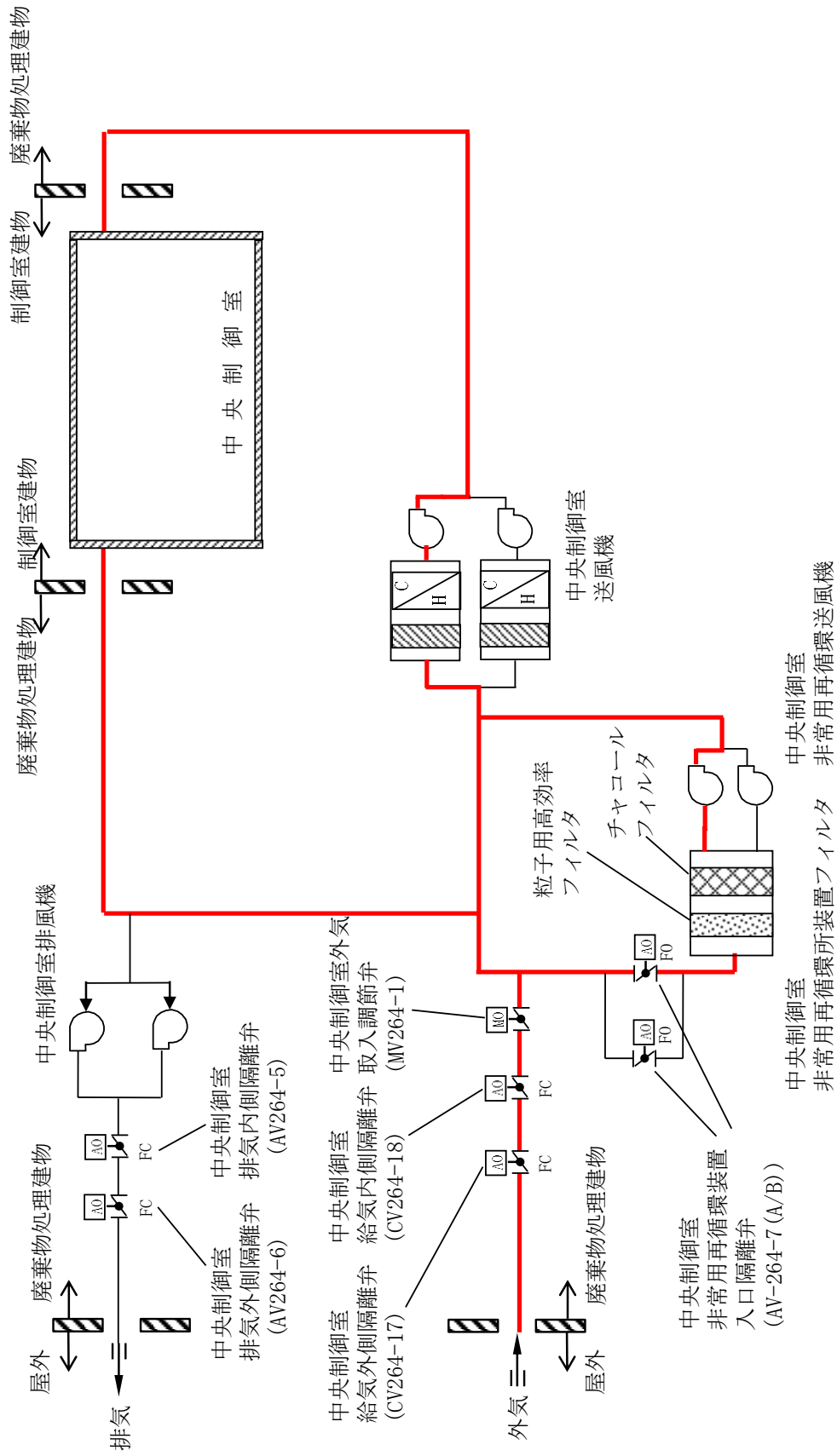


図 4-3 換気設備の系統図 (1/2)

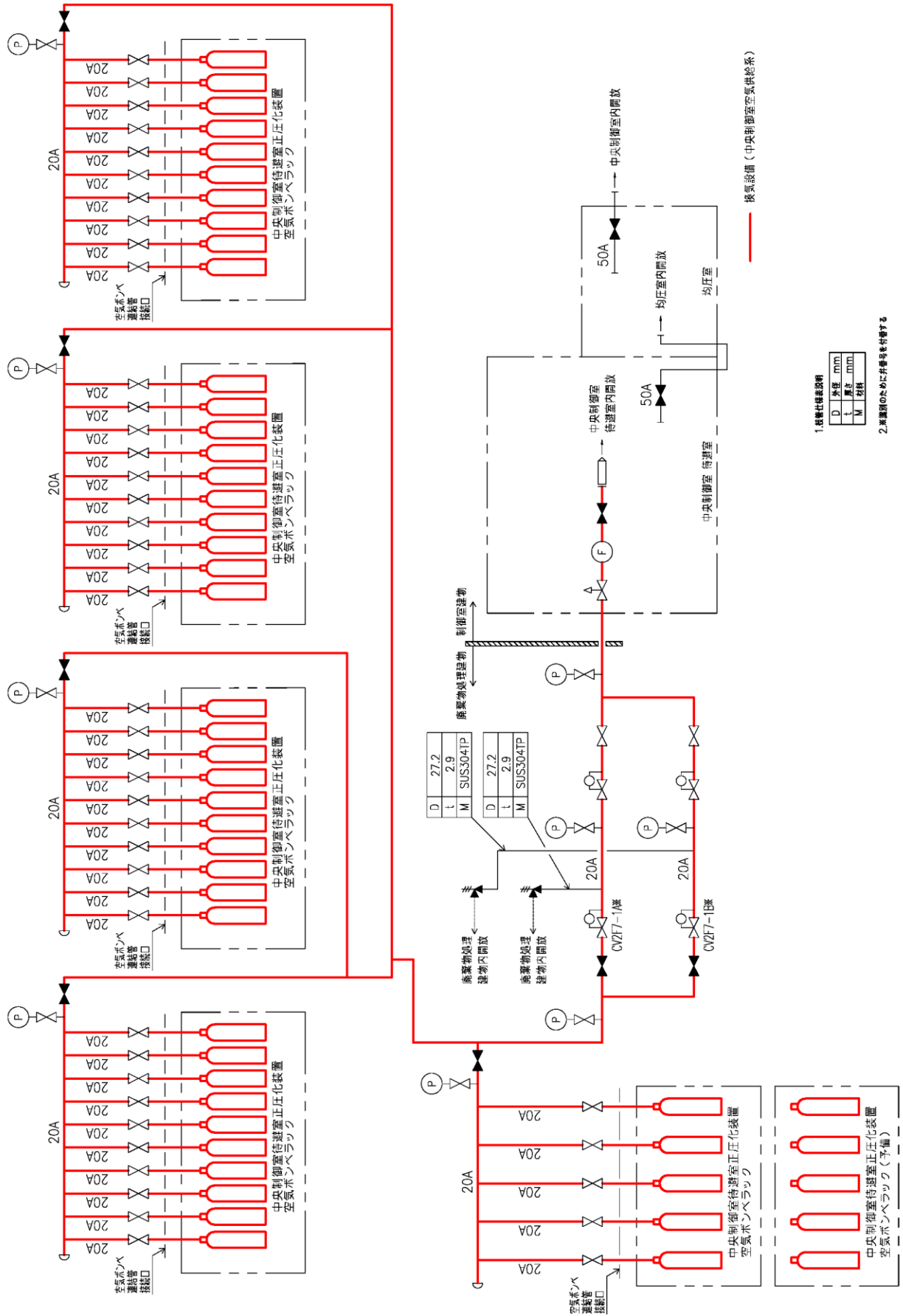
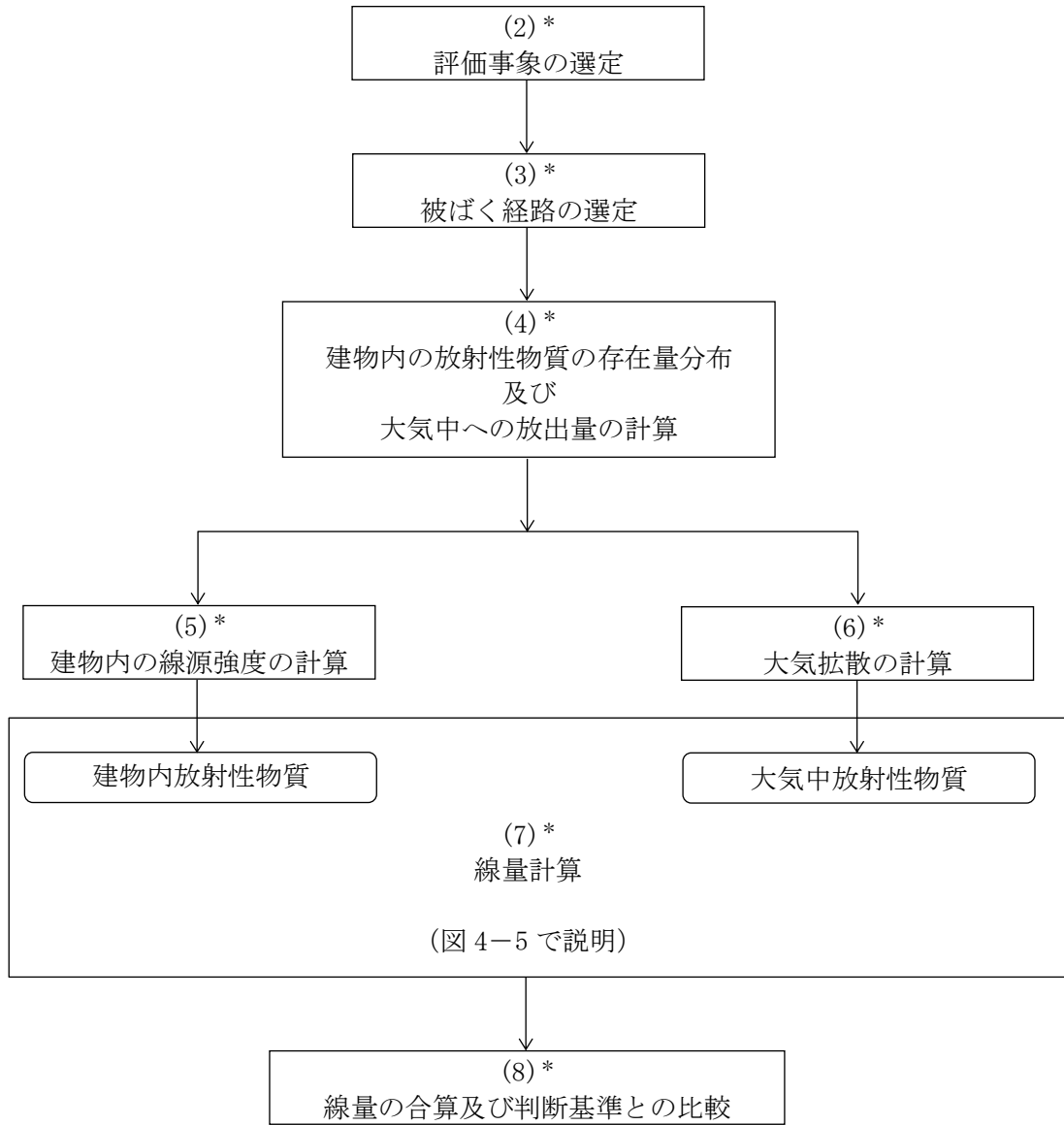


図 4-3 換気設備の系統図 (2/2)



注記* : 「4.1.1 評価方針」の項番号を示す。

図 4-4 居住性に係る被ばく評価の手順

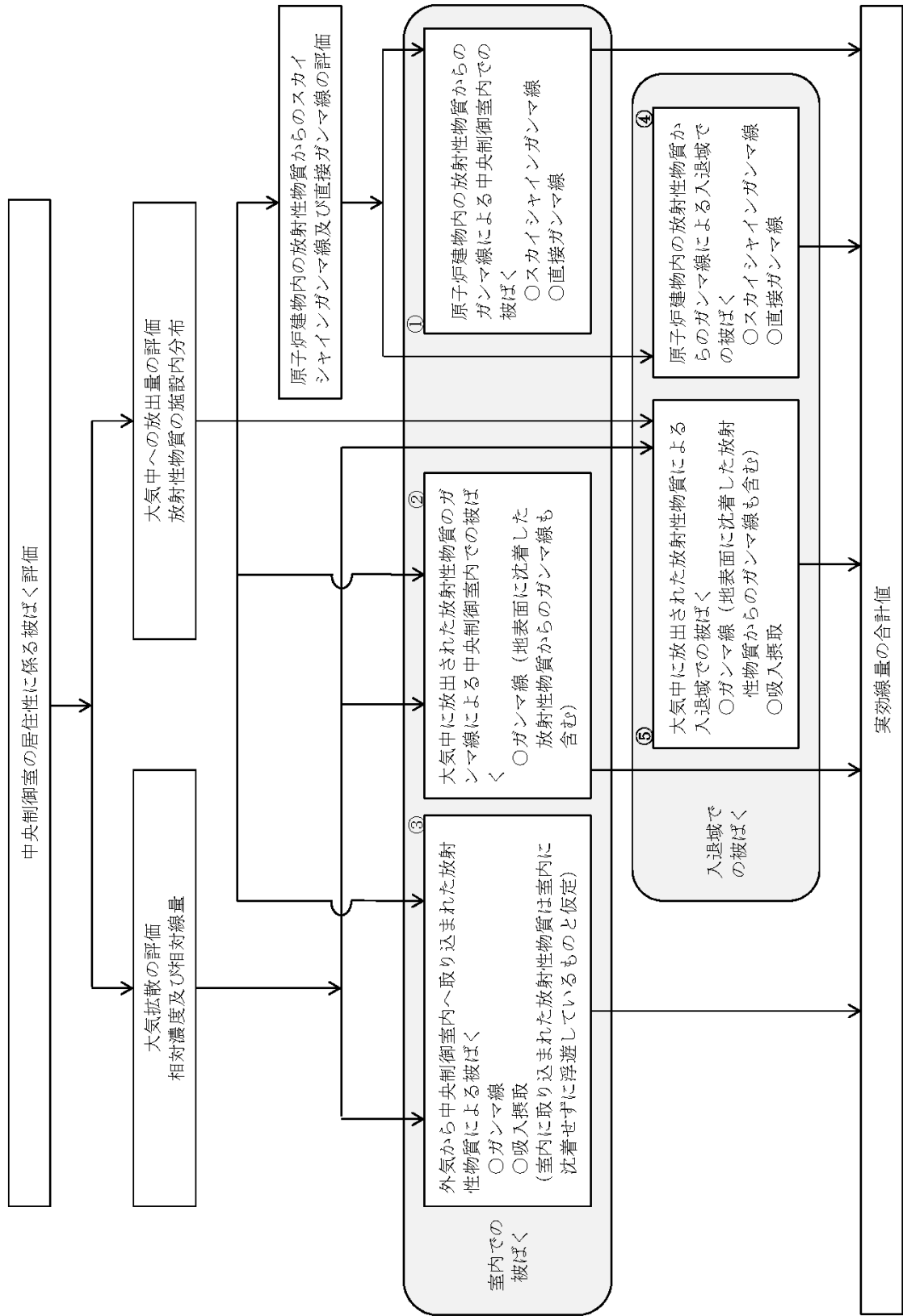


図 4-5 中央制御室の運転員の被ばく経路

室内作業時	① 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (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 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく)
	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 (吸入摂取による内部被ばく及び室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばく)
入退域時	④ 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (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)
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく (クラウドシャインガンマ線及び吸入摂取による内部被ばく)

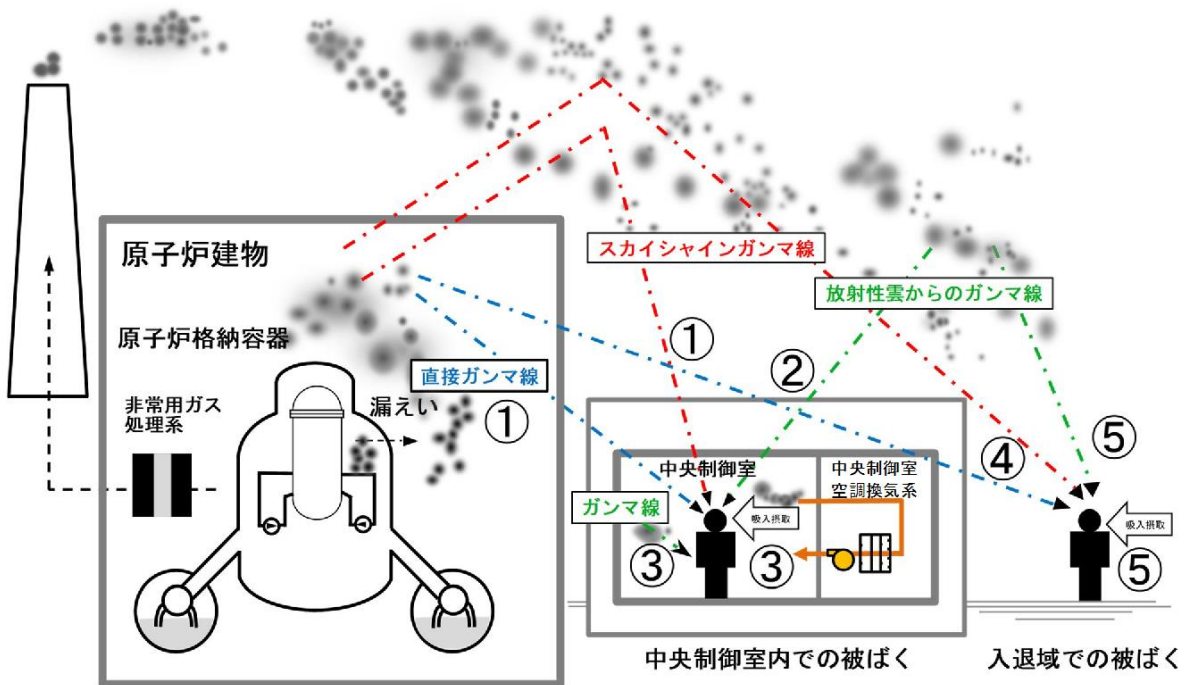


図 4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ (1/3)
(原子炉冷却材喪失)

室内作業時	① 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (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 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく)
	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 (吸入摂取による内部被ばく及び室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばく)
入退域時	④ 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (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)
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく (クラウドシャインガンマ線及び吸入摂取による内部被ばく)

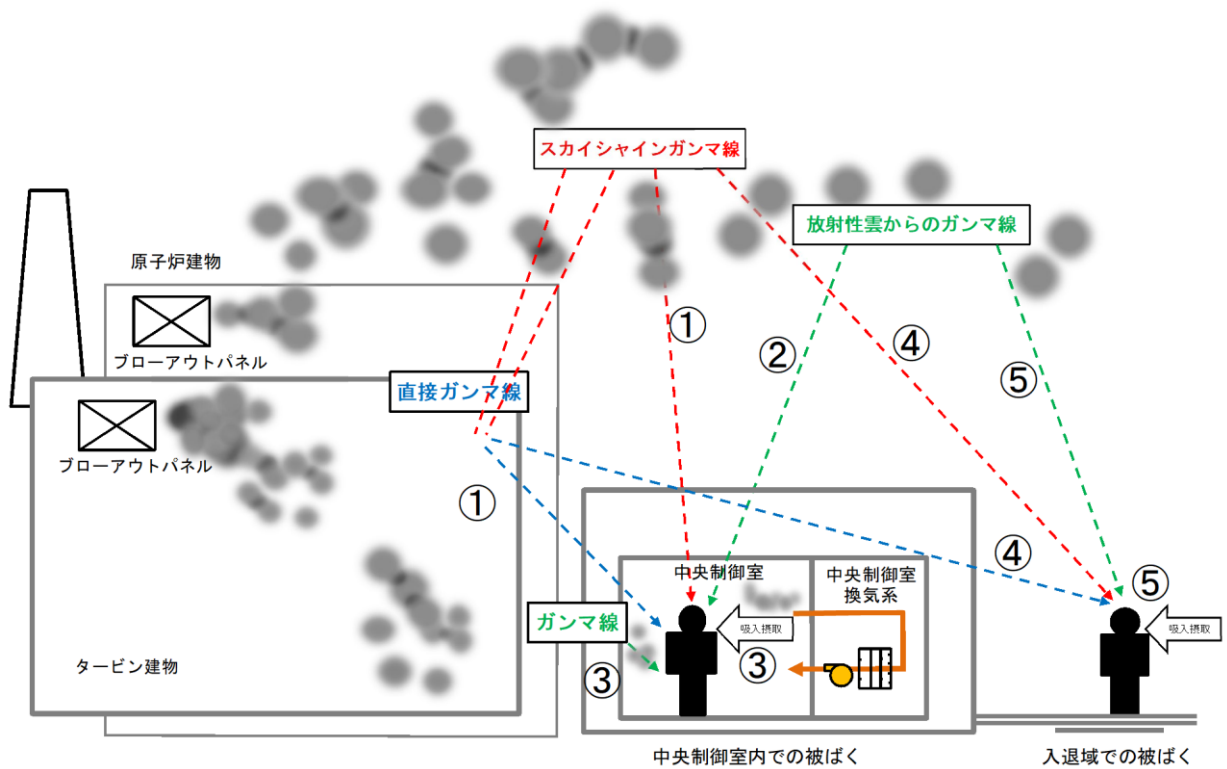


図 4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ (2/3)
(主蒸気管破断)

室内作業時	① 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (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 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく)
	③ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく (グラウンドシャインガンマ線による外部被ばく)
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく (吸入摂取による内部被ばく, 室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく)
入退域時	⑤ 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (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 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく (グラウンドシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく (吸入摂取による内部被ばく)

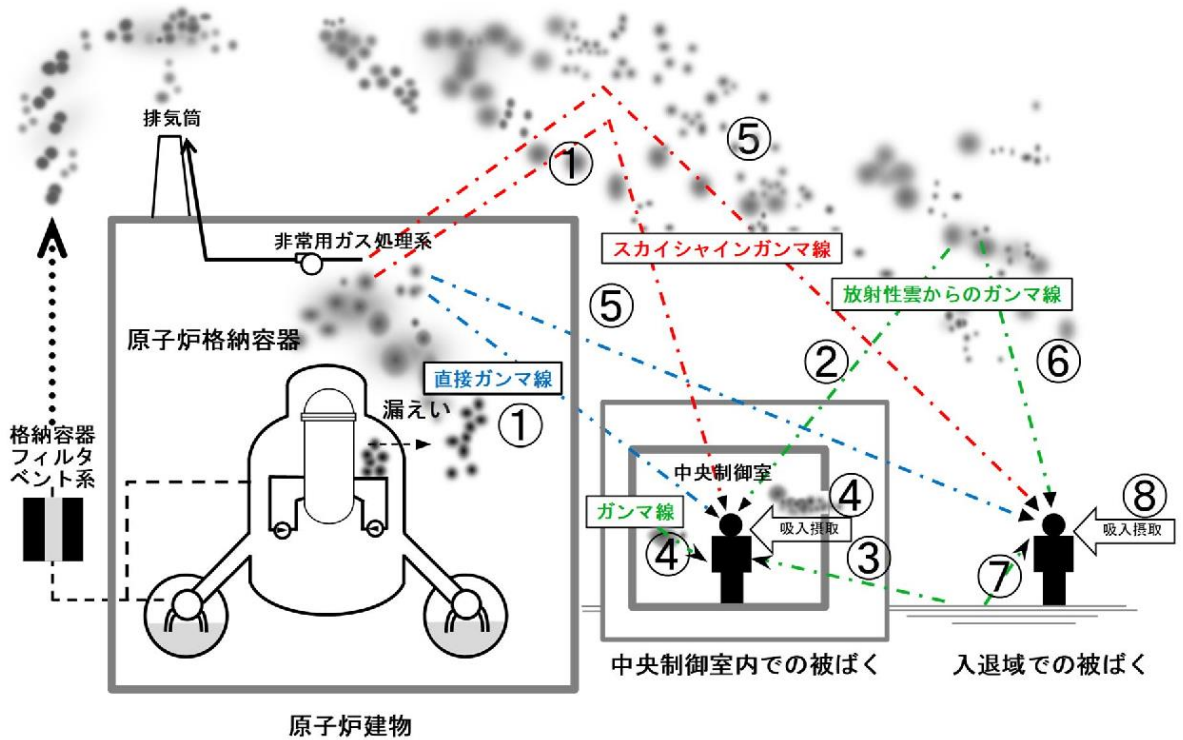


図 4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ (3/3)

(炉心の著しい損傷が発生した場合)

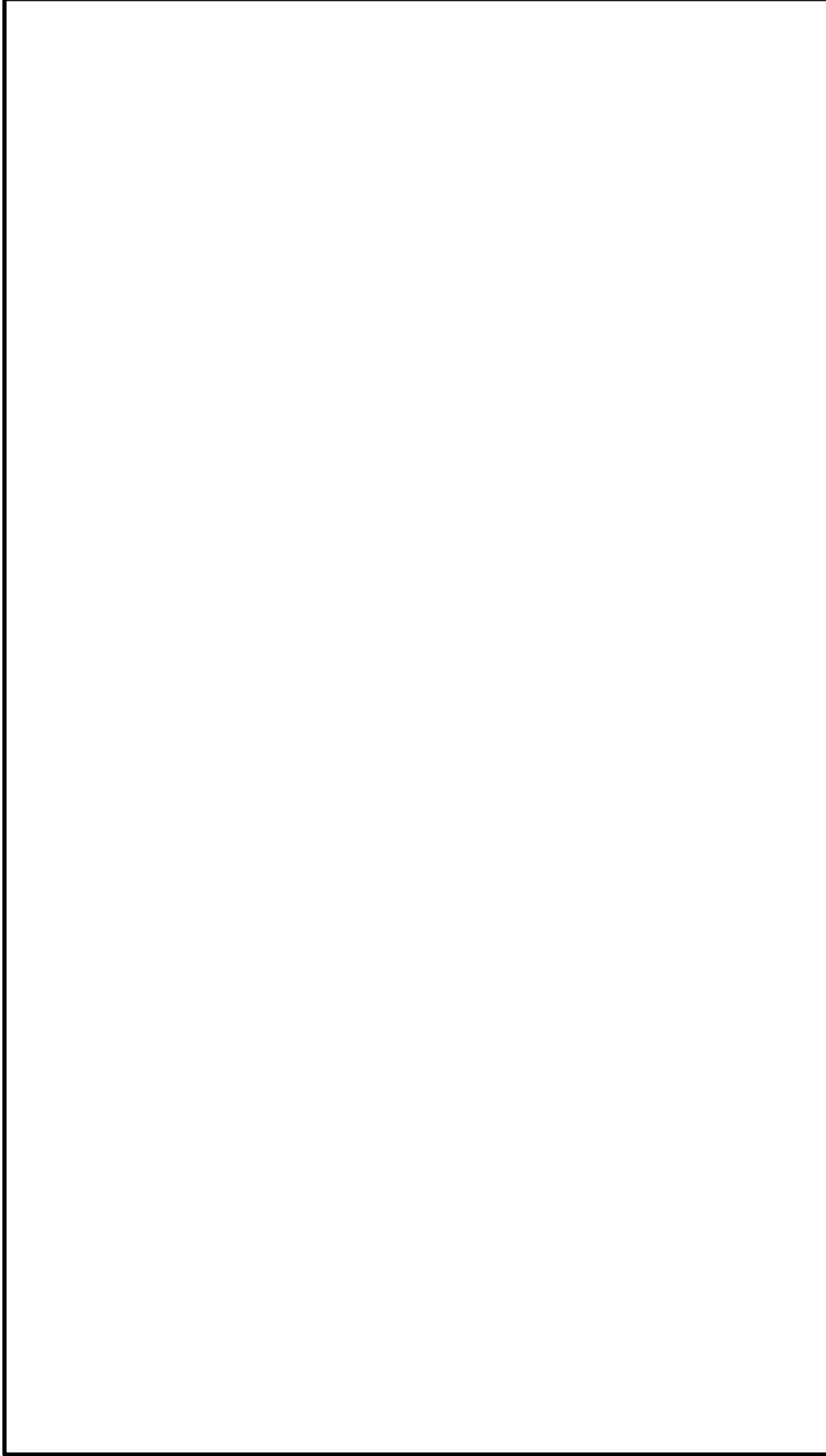


図 4-7 原子炉冷却材喪失時の放射性物質の放出源と評価点の位置関係 (設計基準事故時)

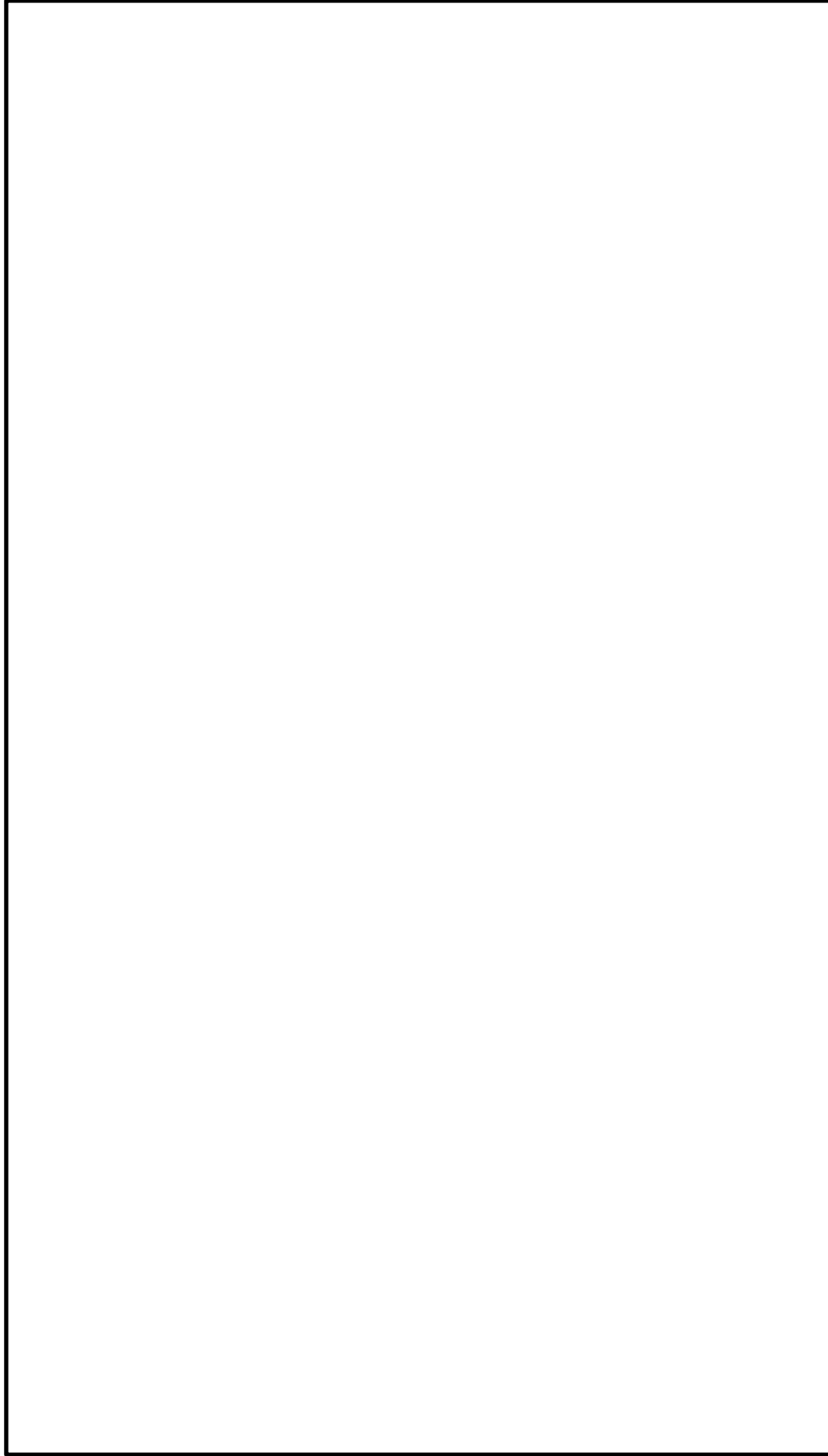


図 4-8 主蒸気管破断時の放射性物質の放出源と評価点の位置関係 (設計基準事故時)

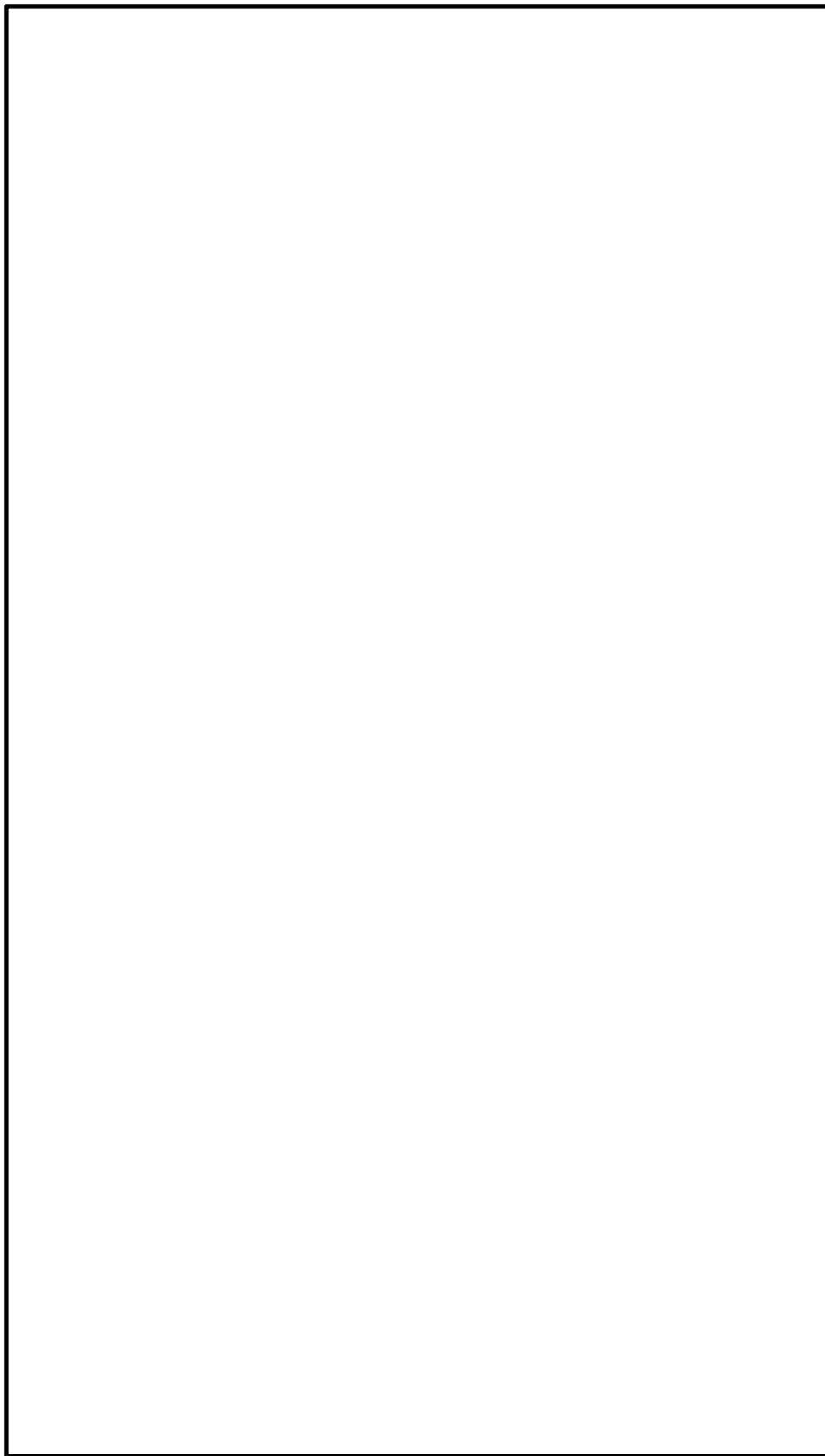


図 4-9 放射性物質の放出源と評価点（中央制御室空調気系外気取入口）の位置関係（炉心の著しい損傷が発生した場合）

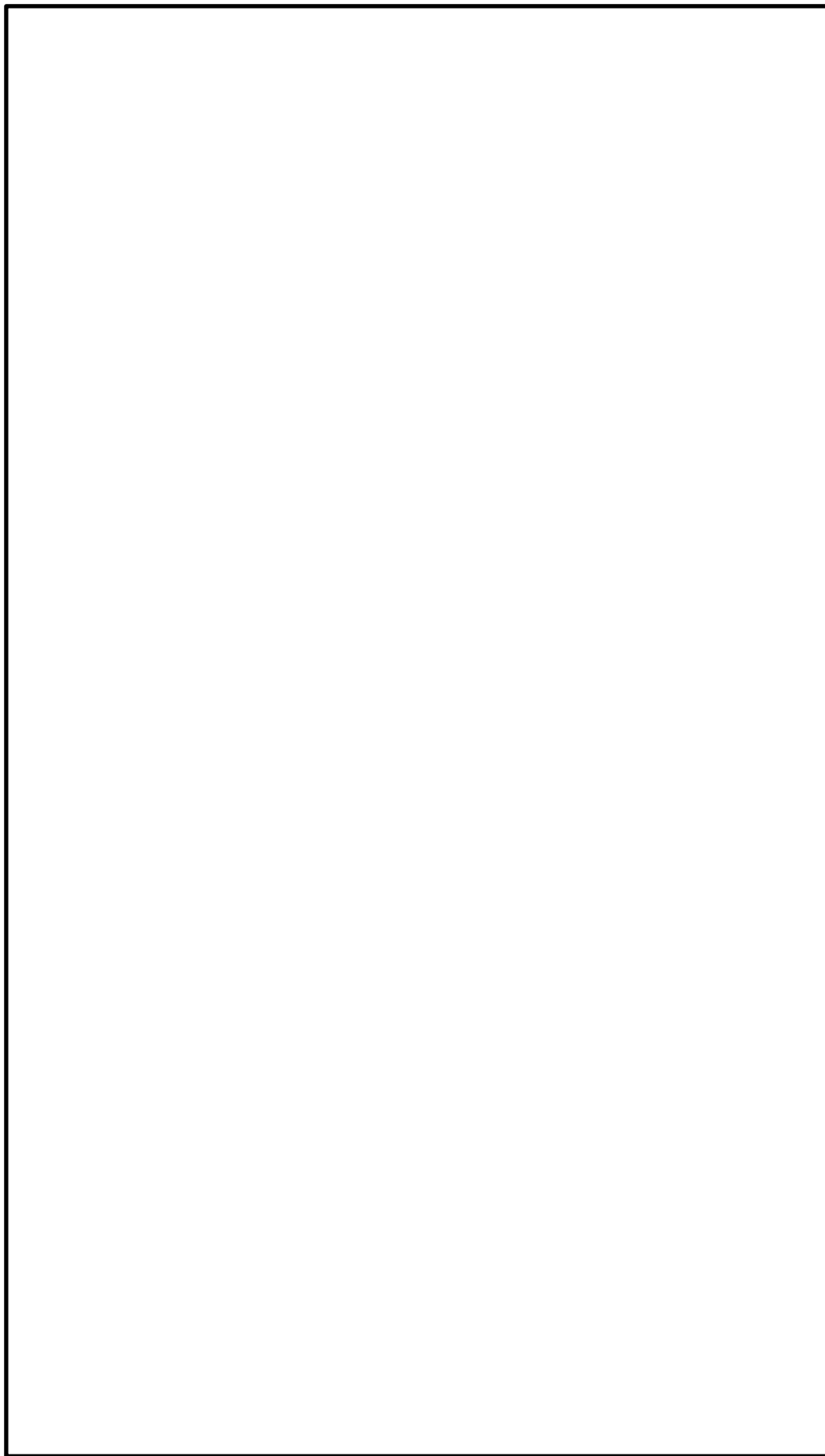


図 4-10 放射性物質の放出源と評価点（中央制御室中心）の位置関係（炉心の著しい損傷が発生した場合）

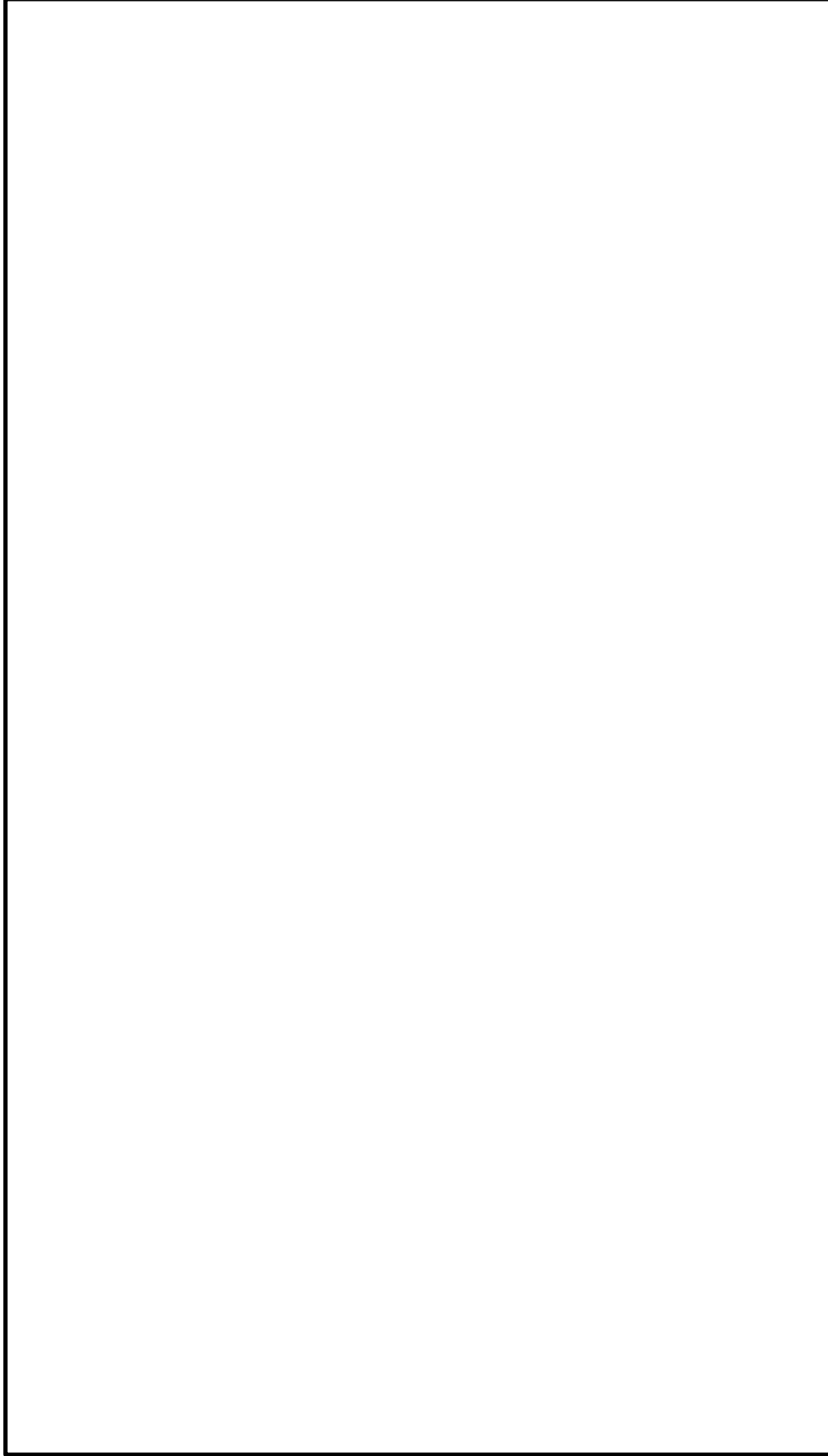
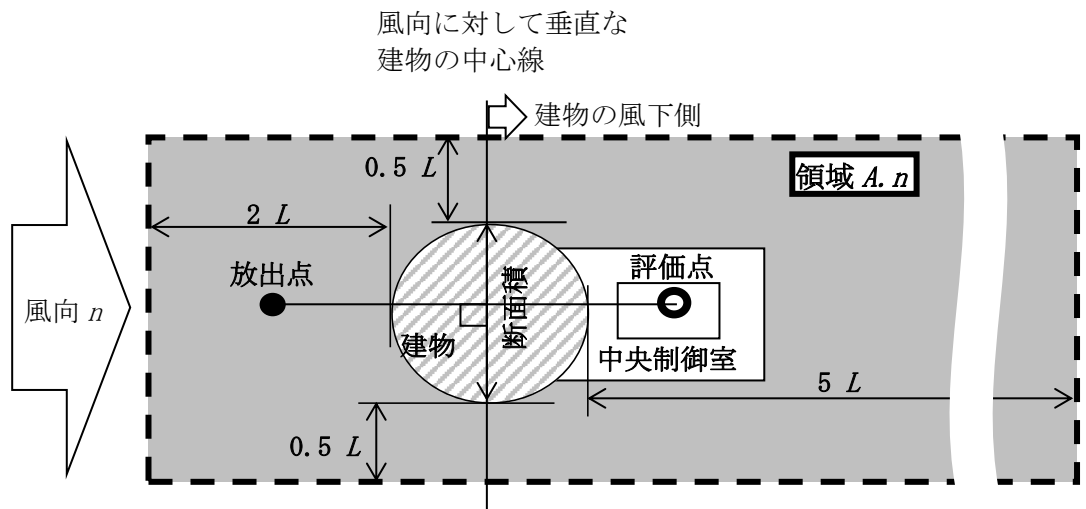


図 4-11 放射性物質の放出源と評価点（2号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口）の位置関係（炉心の著しい損傷が発生した場合）



注： L は風向に垂直な建物又は建物群の、投影面高さ又は投影幅の小さい方

図 4-12 建物影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

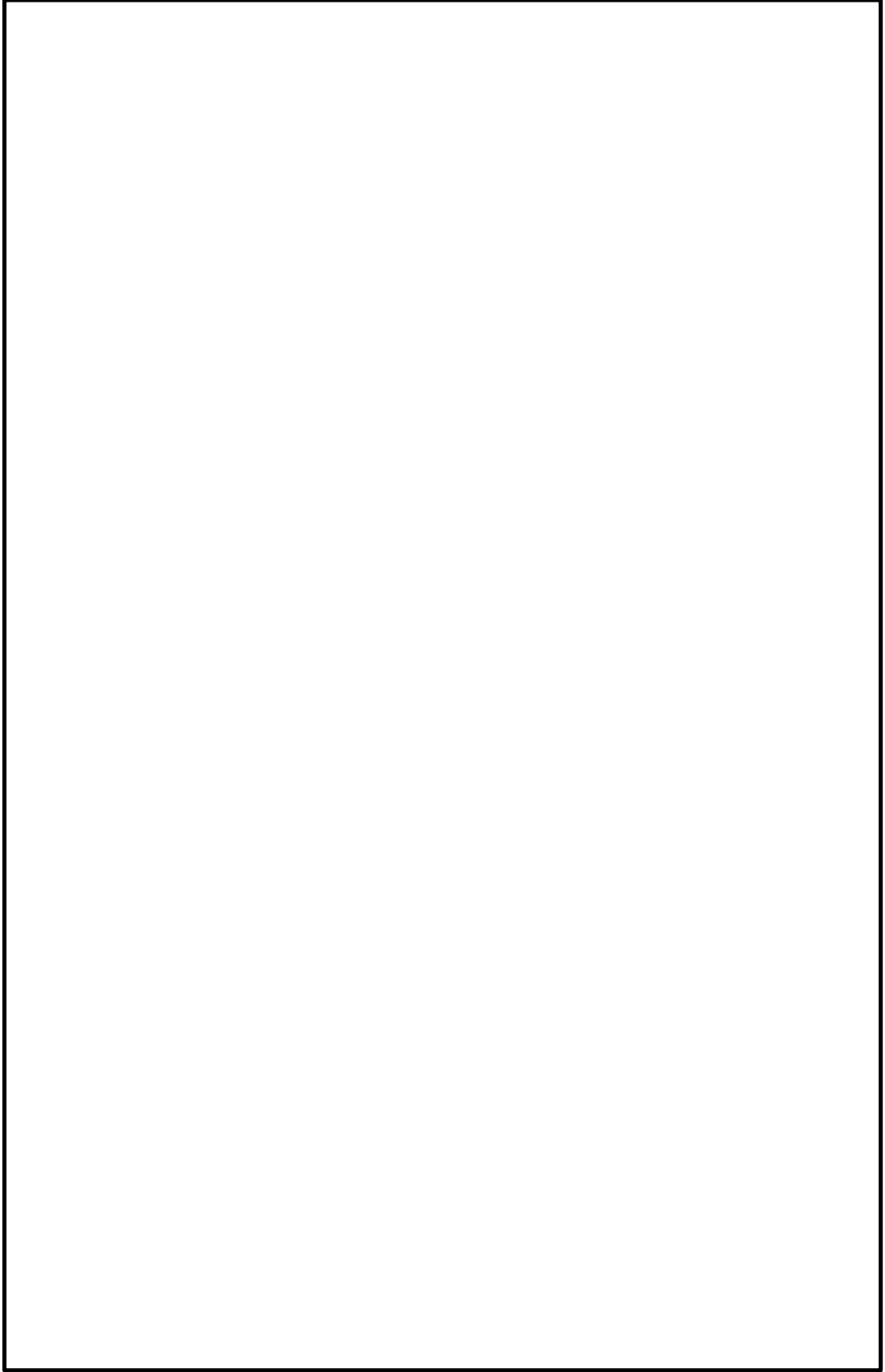


図 4-13 原子炉冷却材喪失時の室内作業時（評価点：中央制御室中心）の評価方位（設計基準事故時）

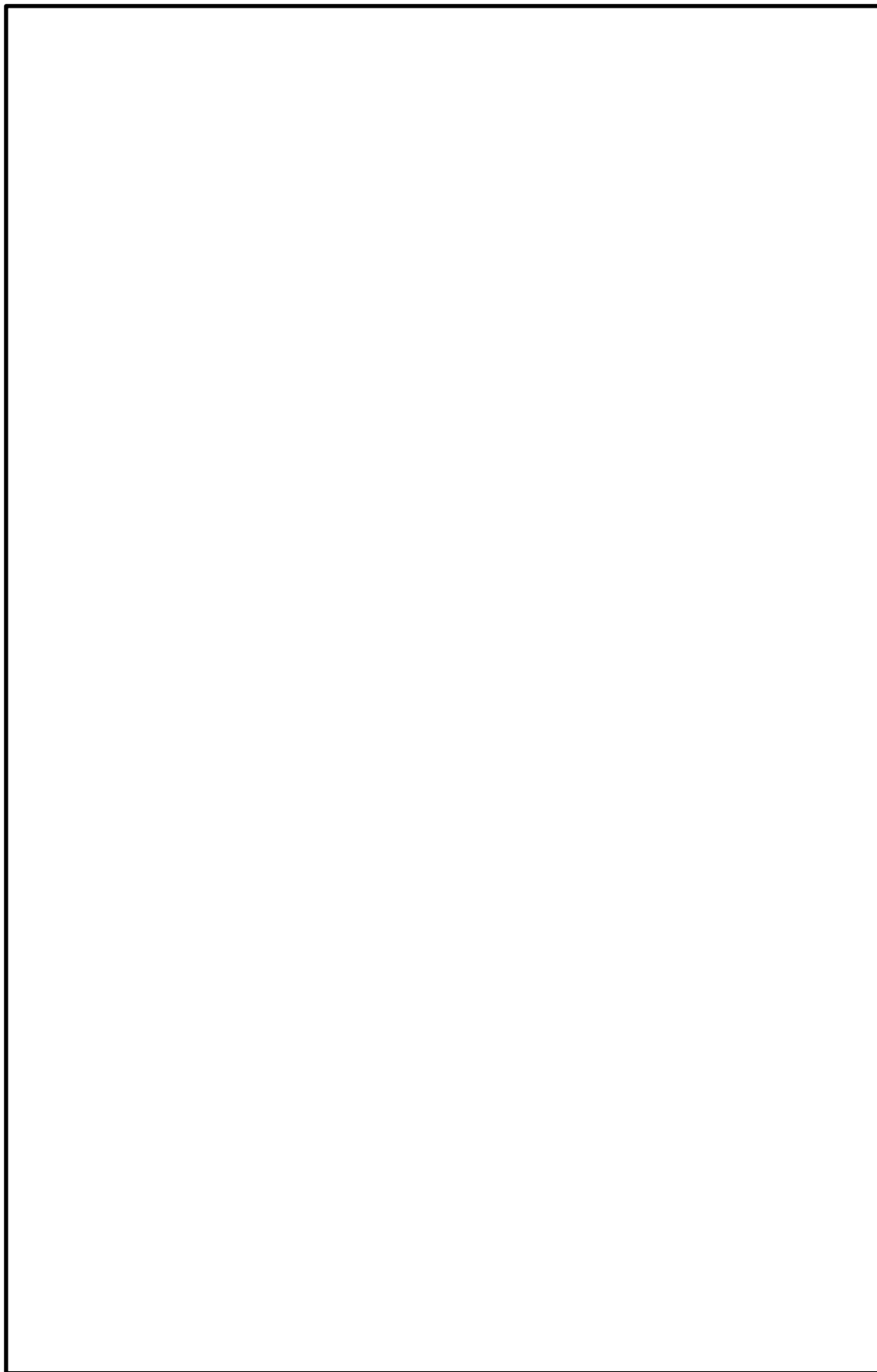


図 4-14 原子炉冷却材喪失時の室内作業時（評価点：中央制御室空調換気系外気取入口）の評価方位（設計基準事故時）

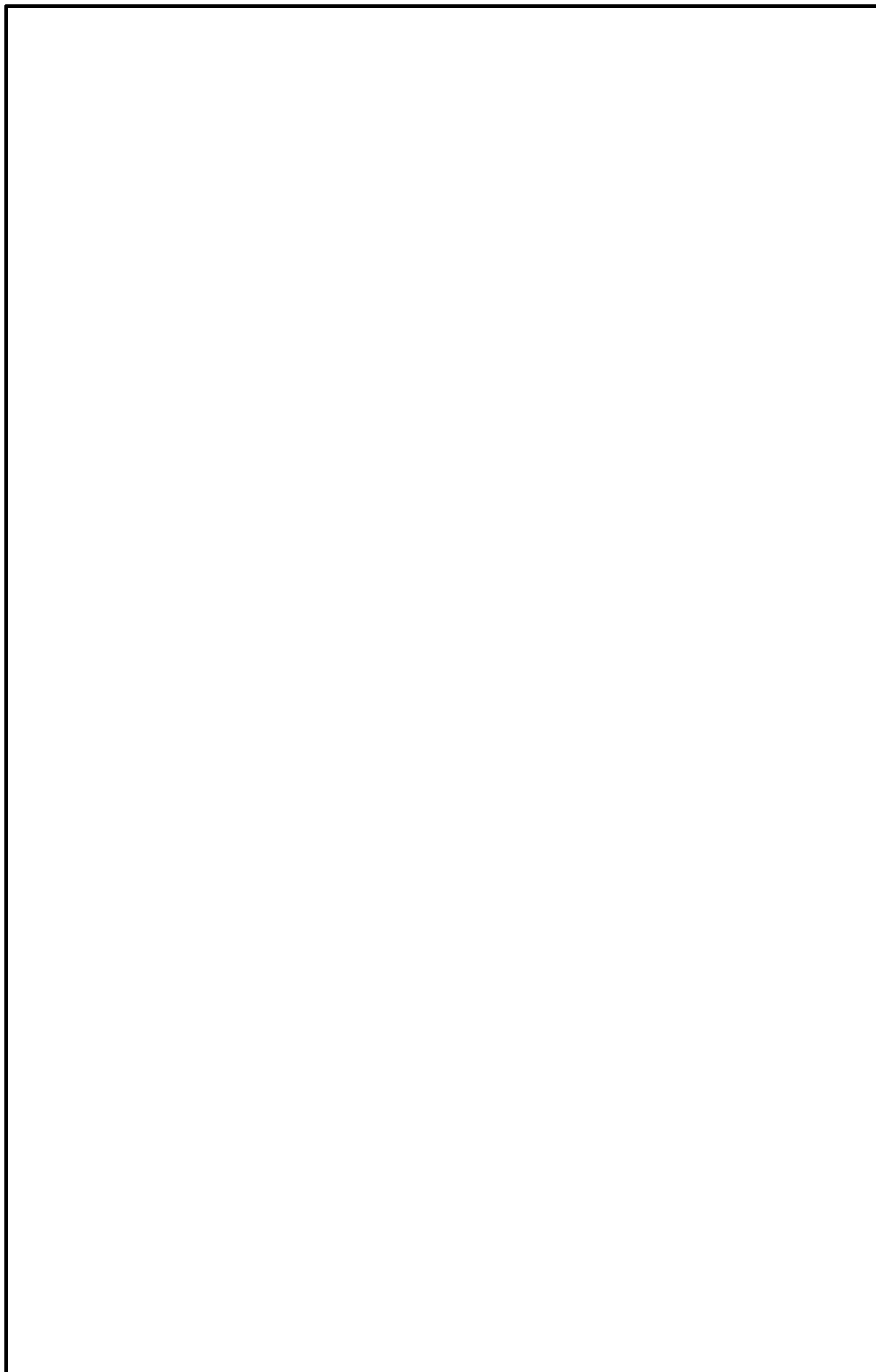


図 4-15 原子炉冷却材喪失時の入退域時 (評価点：1号機タービン建物入口) の評価方位 (設計基準事故時)

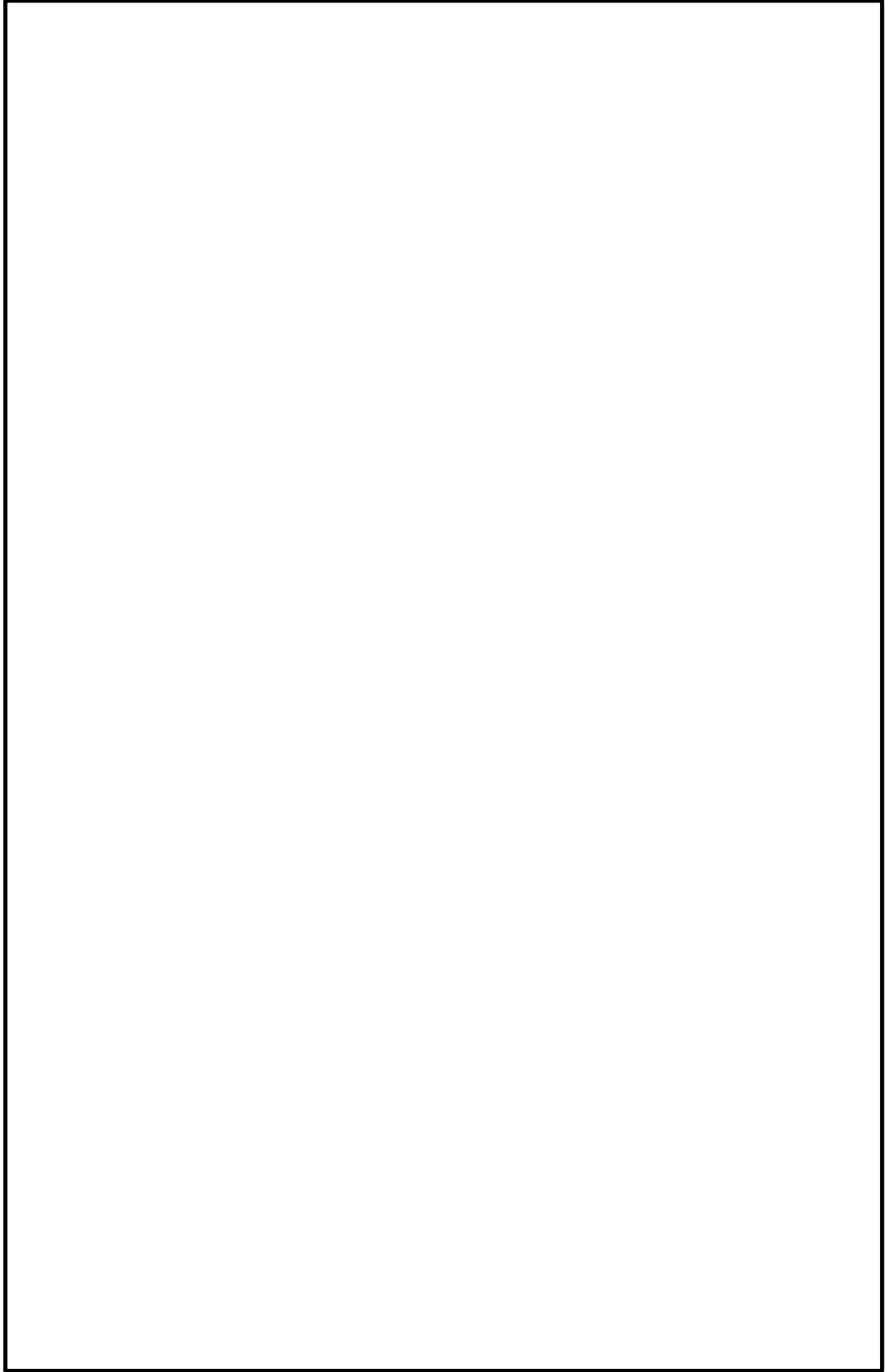


図 4-16 主蒸気管破断時の室内作業時（評価点：中央制御室中心）の評価方位（設計基準事故時）

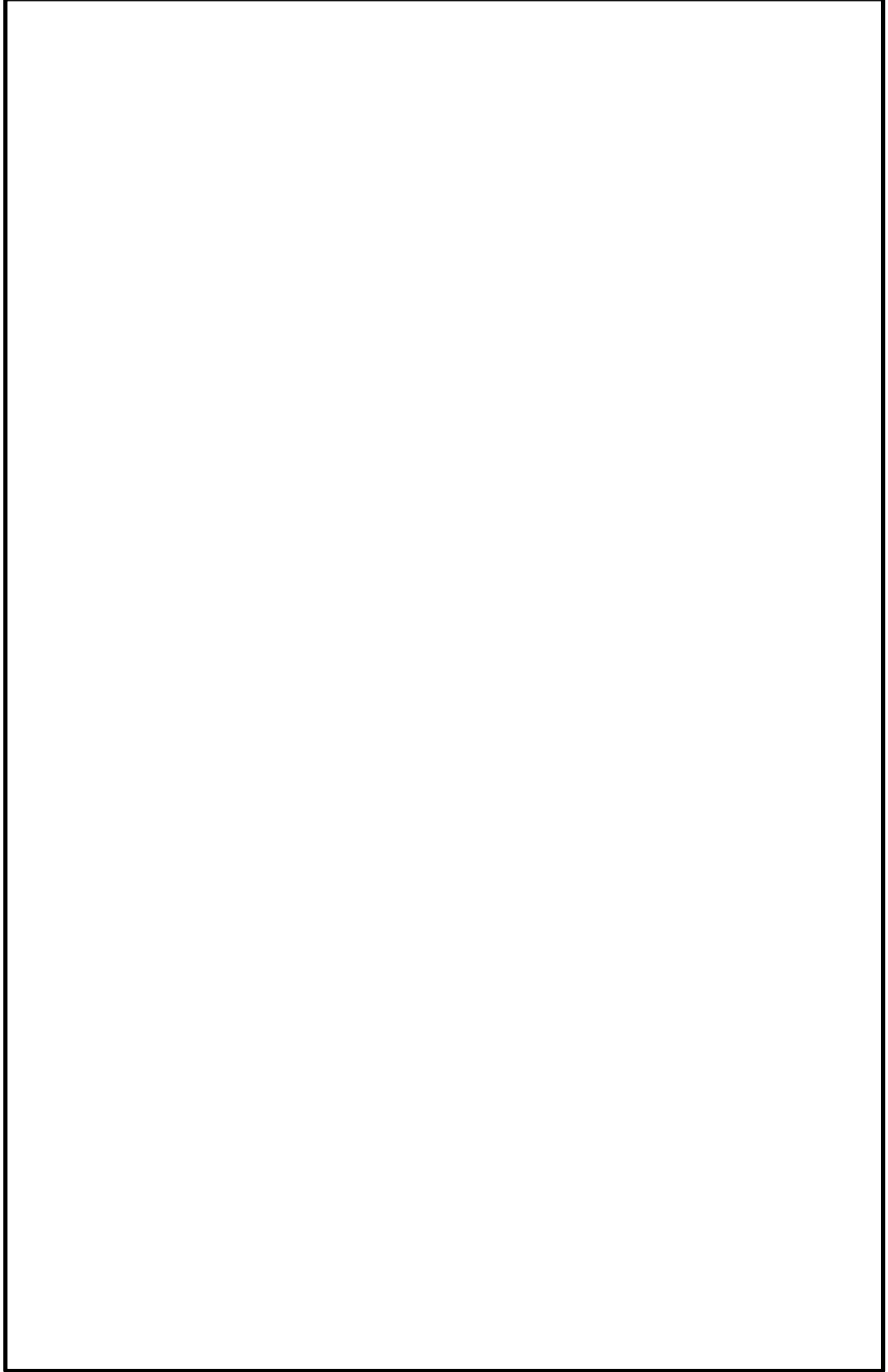


図 4-17 主蒸気管破断時の室内作業時（評価点：中央制御室空調換気系外気取入口）の評価方位（設計基準事故時）

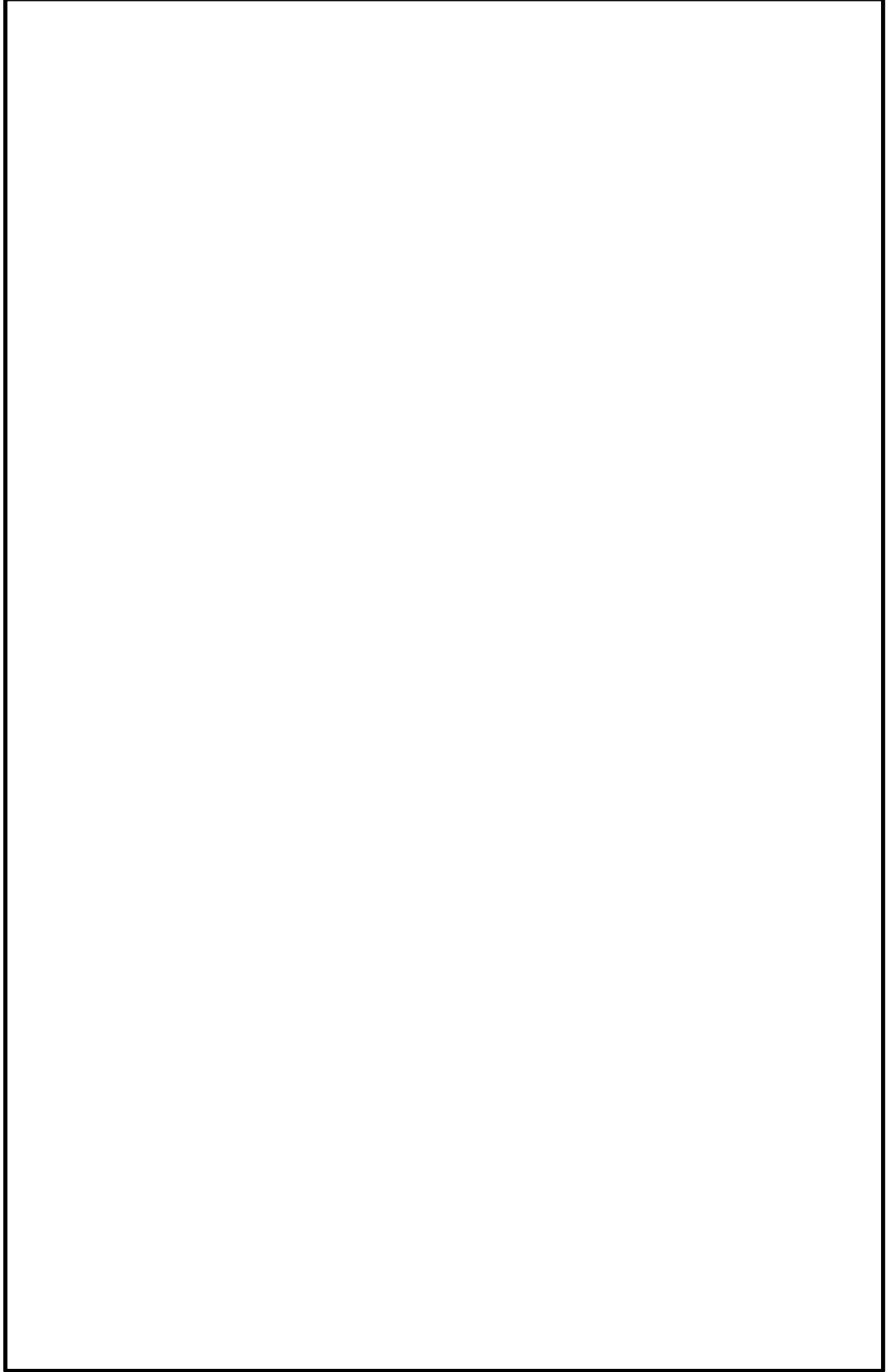


図 4-18 主蒸気破断時の入退域時（評価点：1号機タービン建物入口）の評価方位（設計基準事故時）

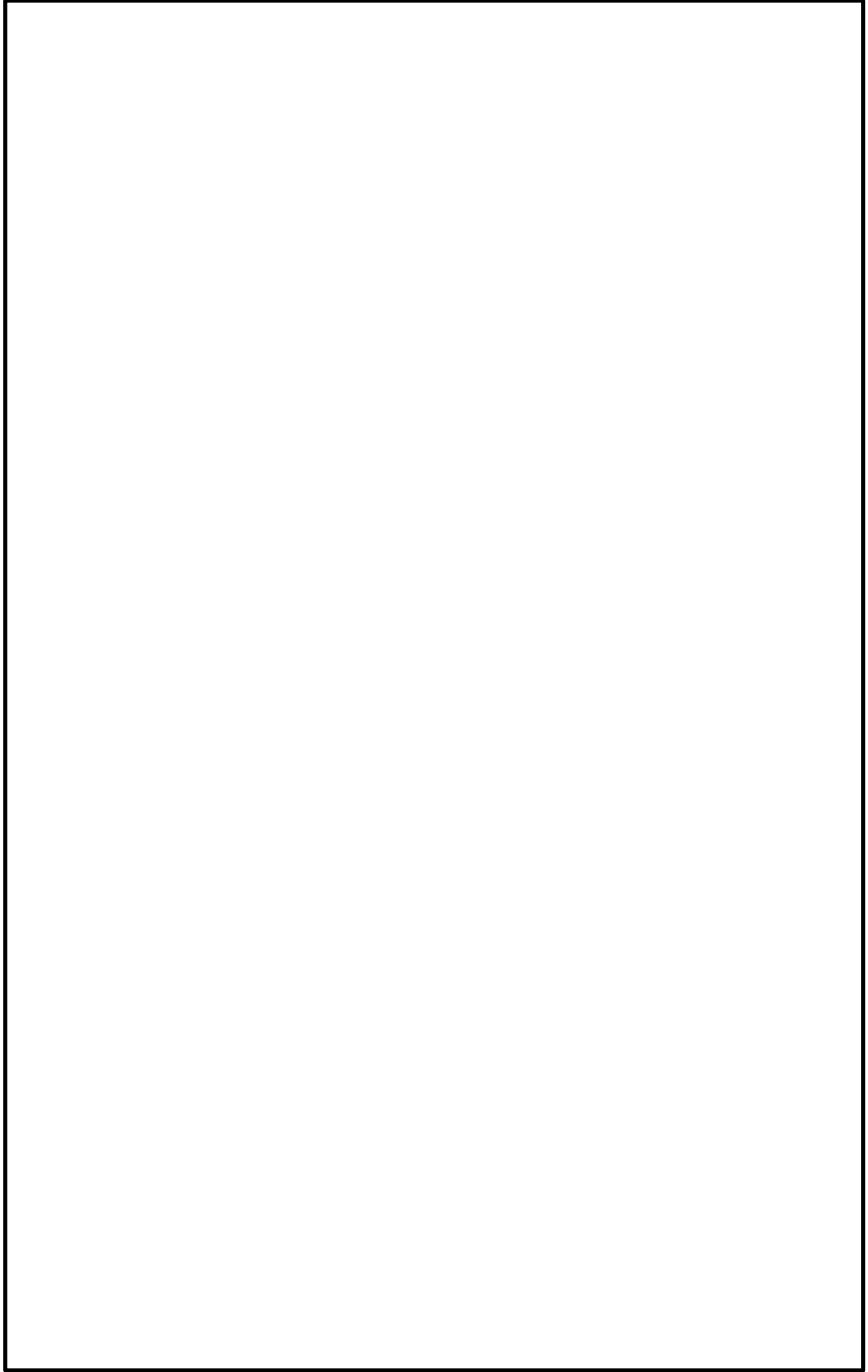


図 4-19 排気筒（非常用ガス処理系用）放出時の評価方位（評価点：中央制御室中心）（炉心の著しい損傷が発生した場合）

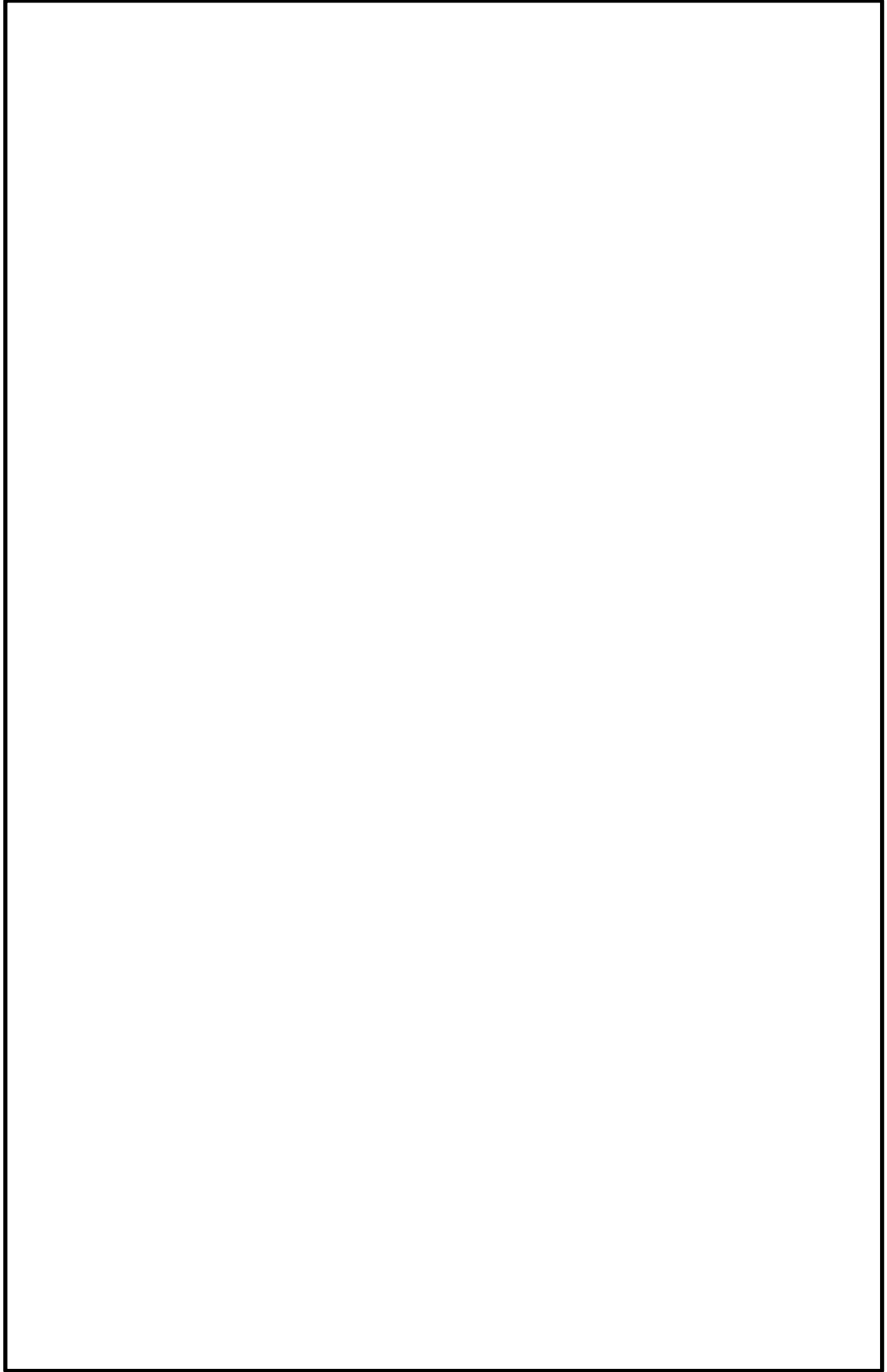


図 4-20 格納容器フィルタベント系排気管放出時の評価方位 (評価点：中央制御室中心) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

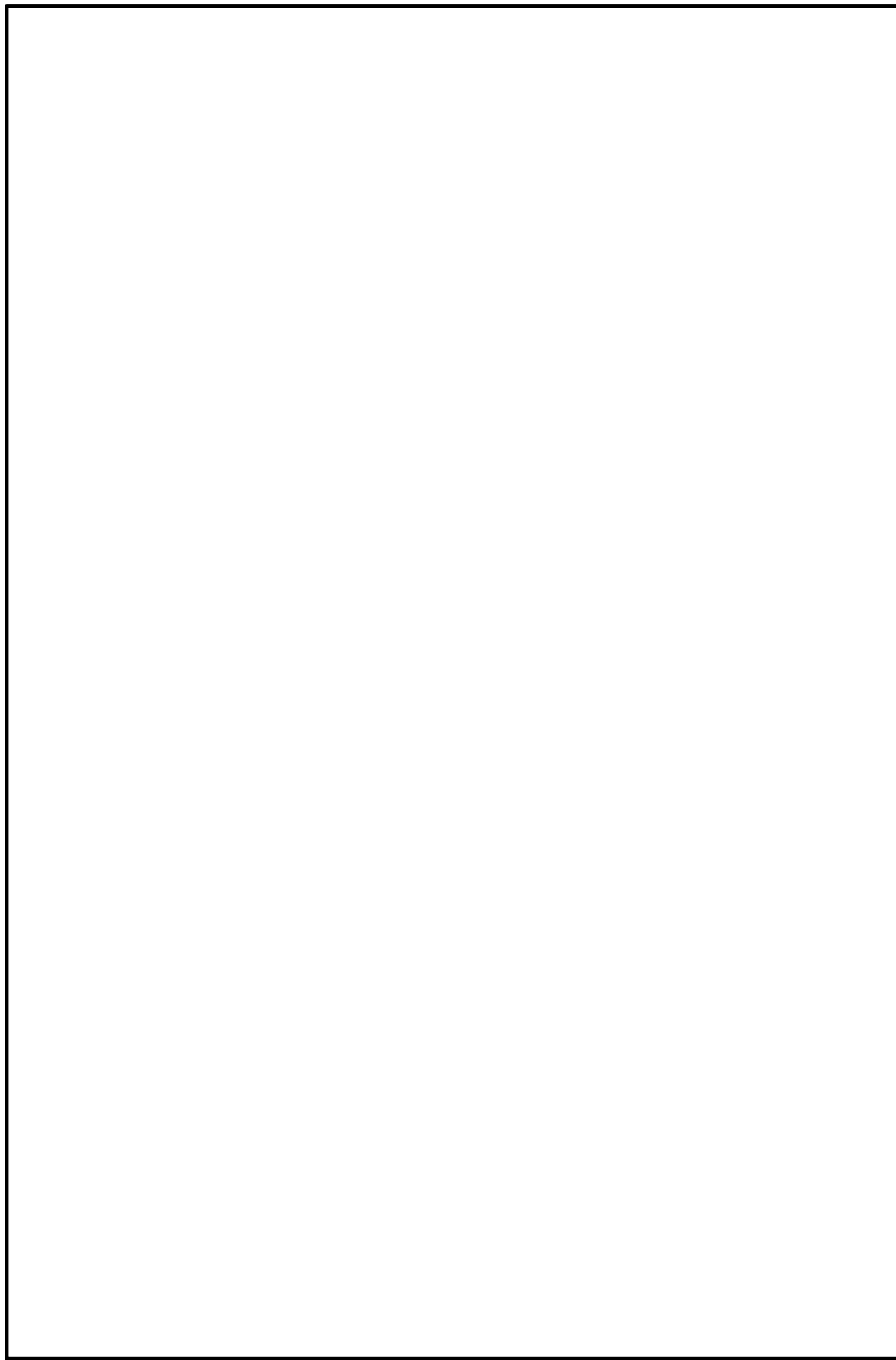


図 4-21 原子炉建物放出時の評価方位 (評価点：中央制御室中心) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

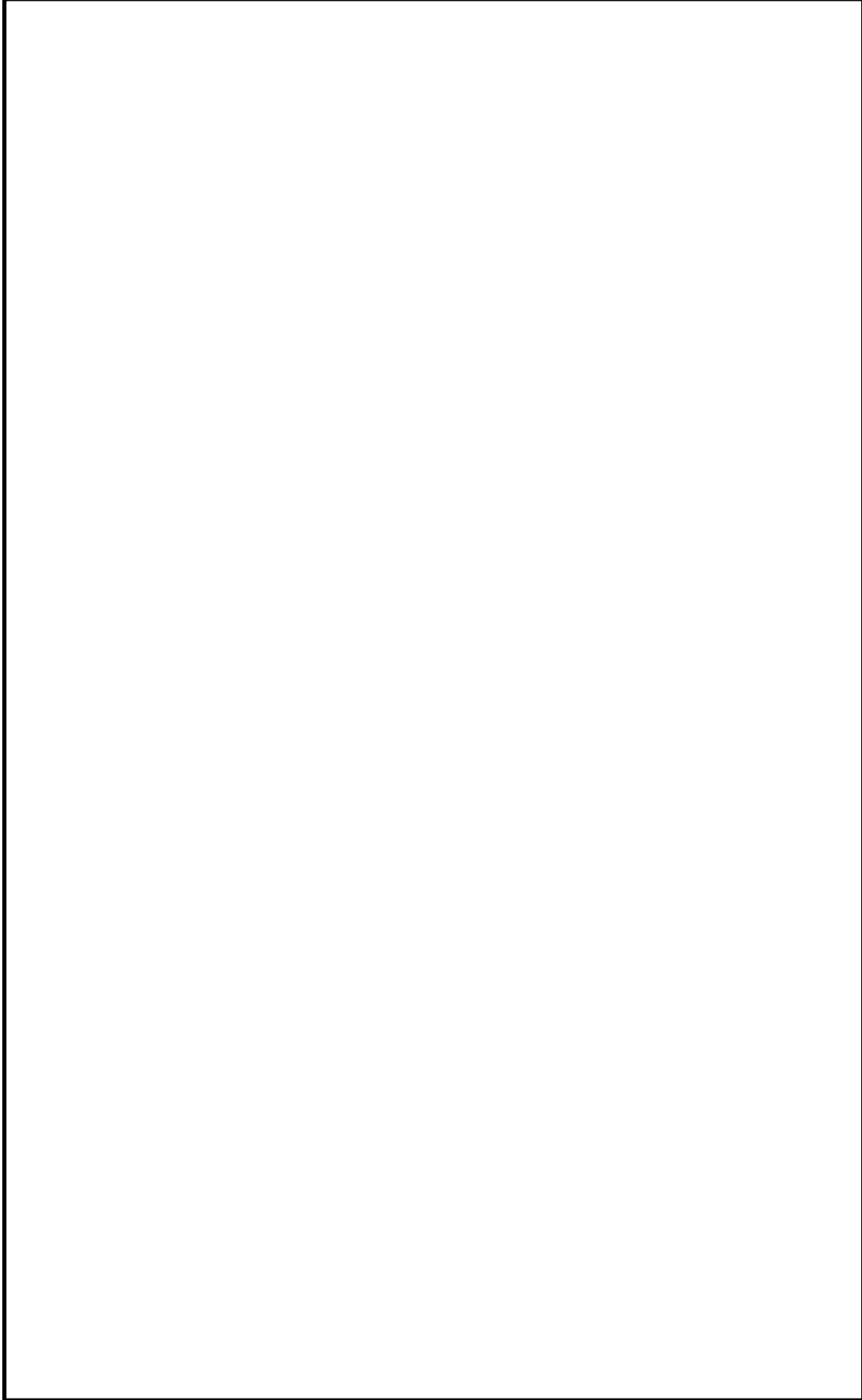


図 4-22 排気筒（非常用ガス処理系用）放出時の評価方位（評価点：2号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口）
（炉心の著しい損傷が発生した場合）

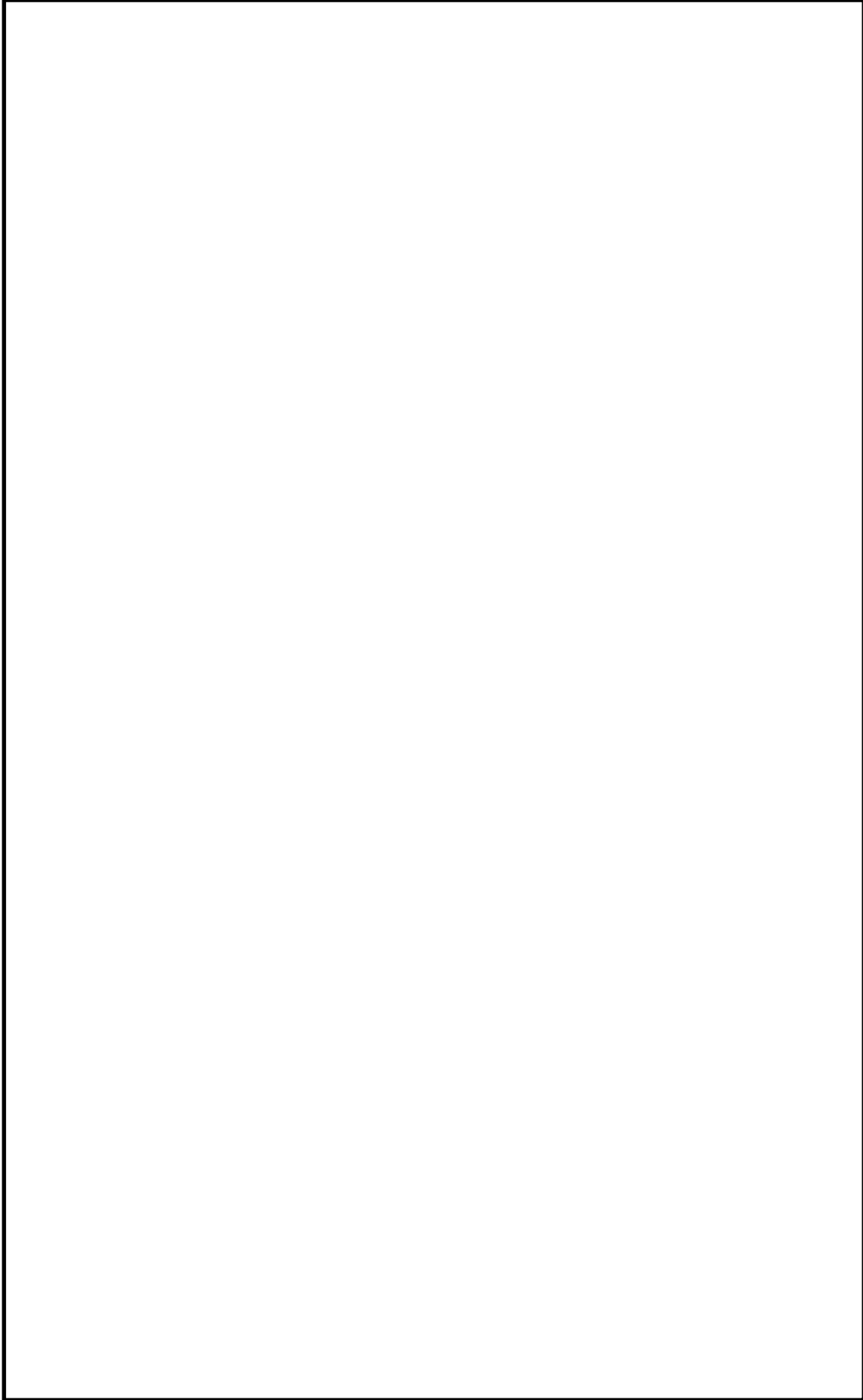


図 4-23 格納容器フィルタータレント系排気管放出時の評価方位 (評価点: 2 号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口)
(炉心の著しい損傷が発生した場合)

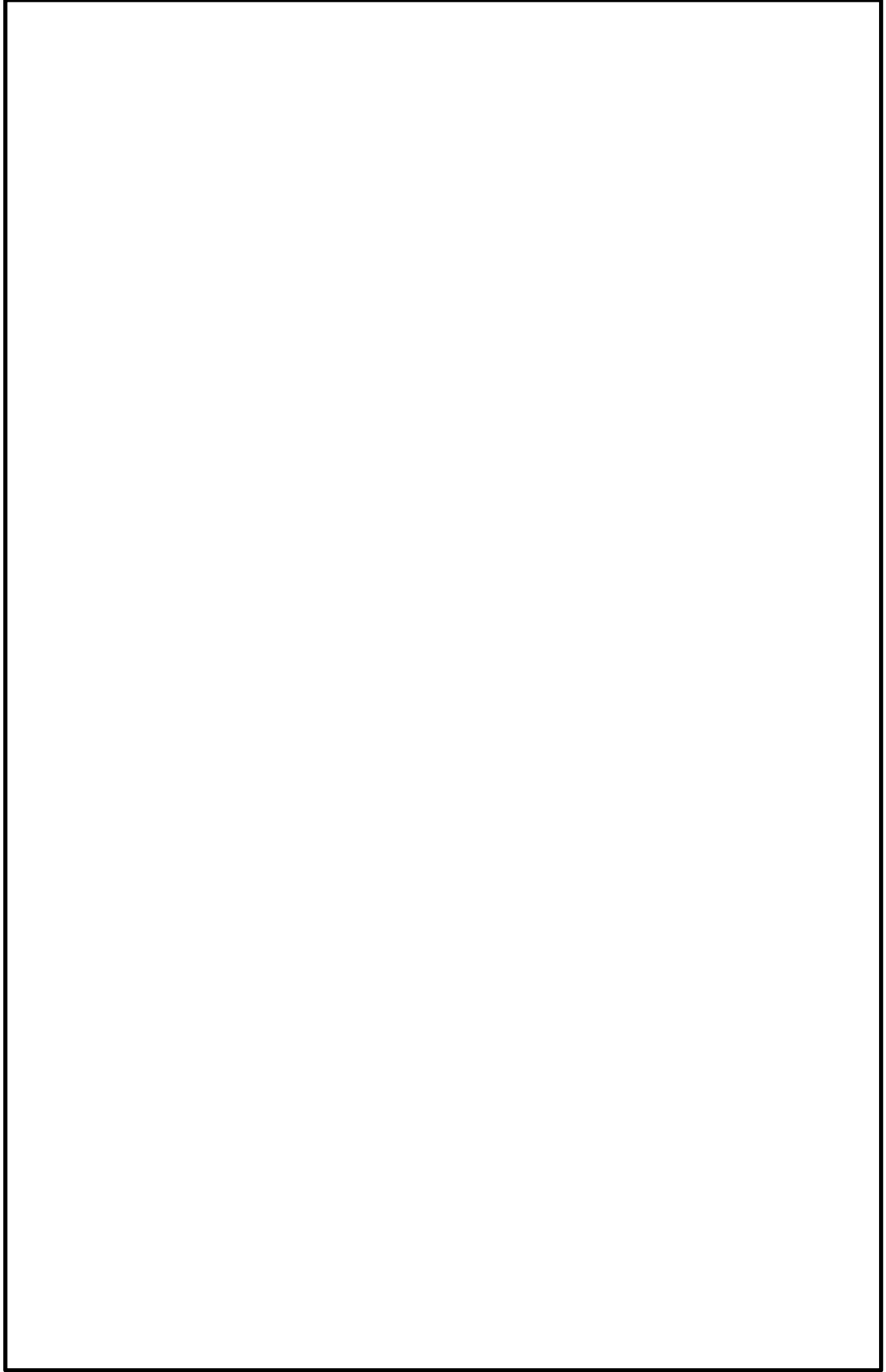


図 4-24 原子炉建物放出時の評価方位 (評価点：2号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

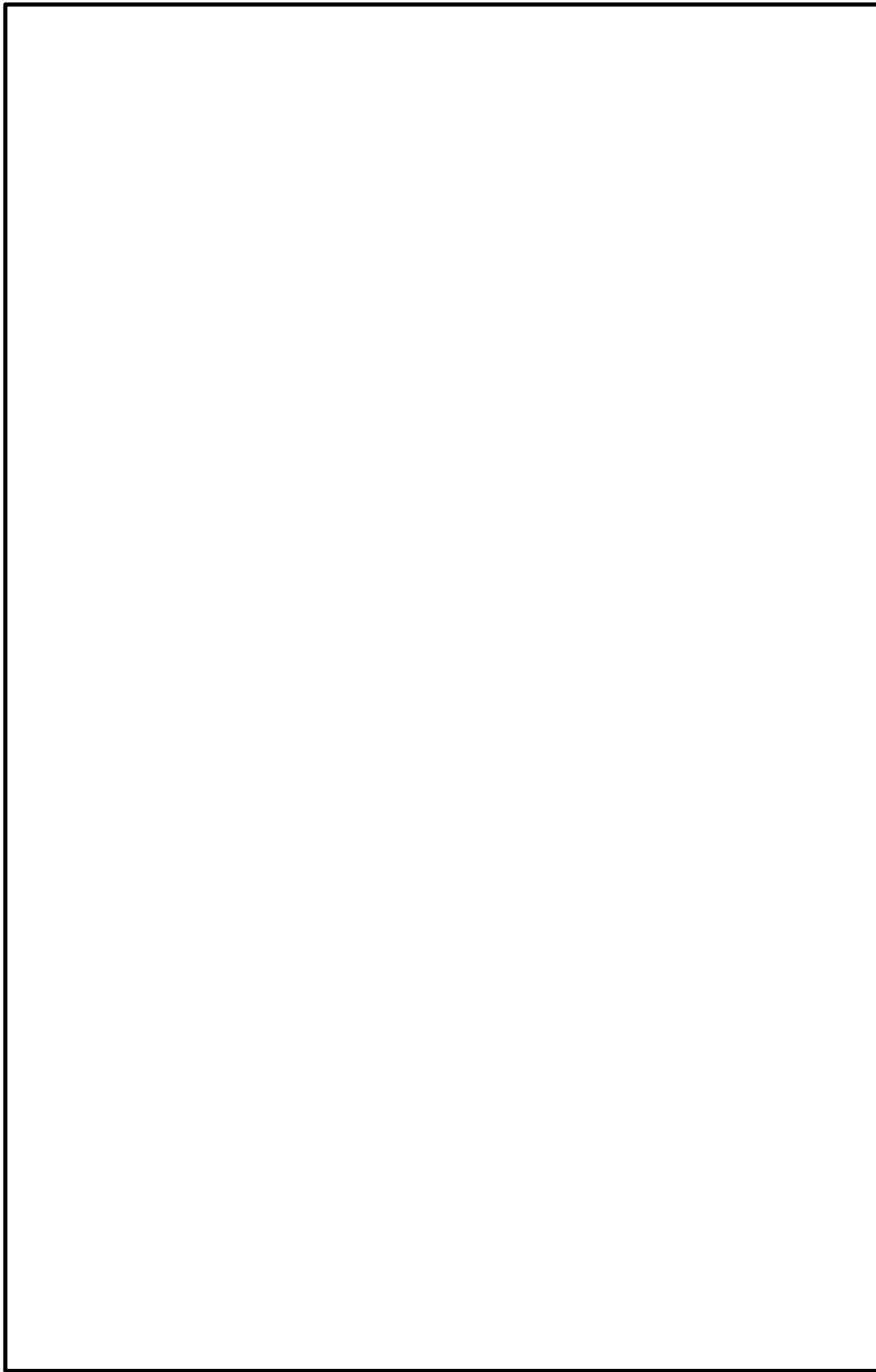


図 4-25 排気筒（非常用ガス処理系用）放出時の評価方位（評価点：中央制御室空調換気系外気取入口）（炉心の著しい損傷が発生した場合）

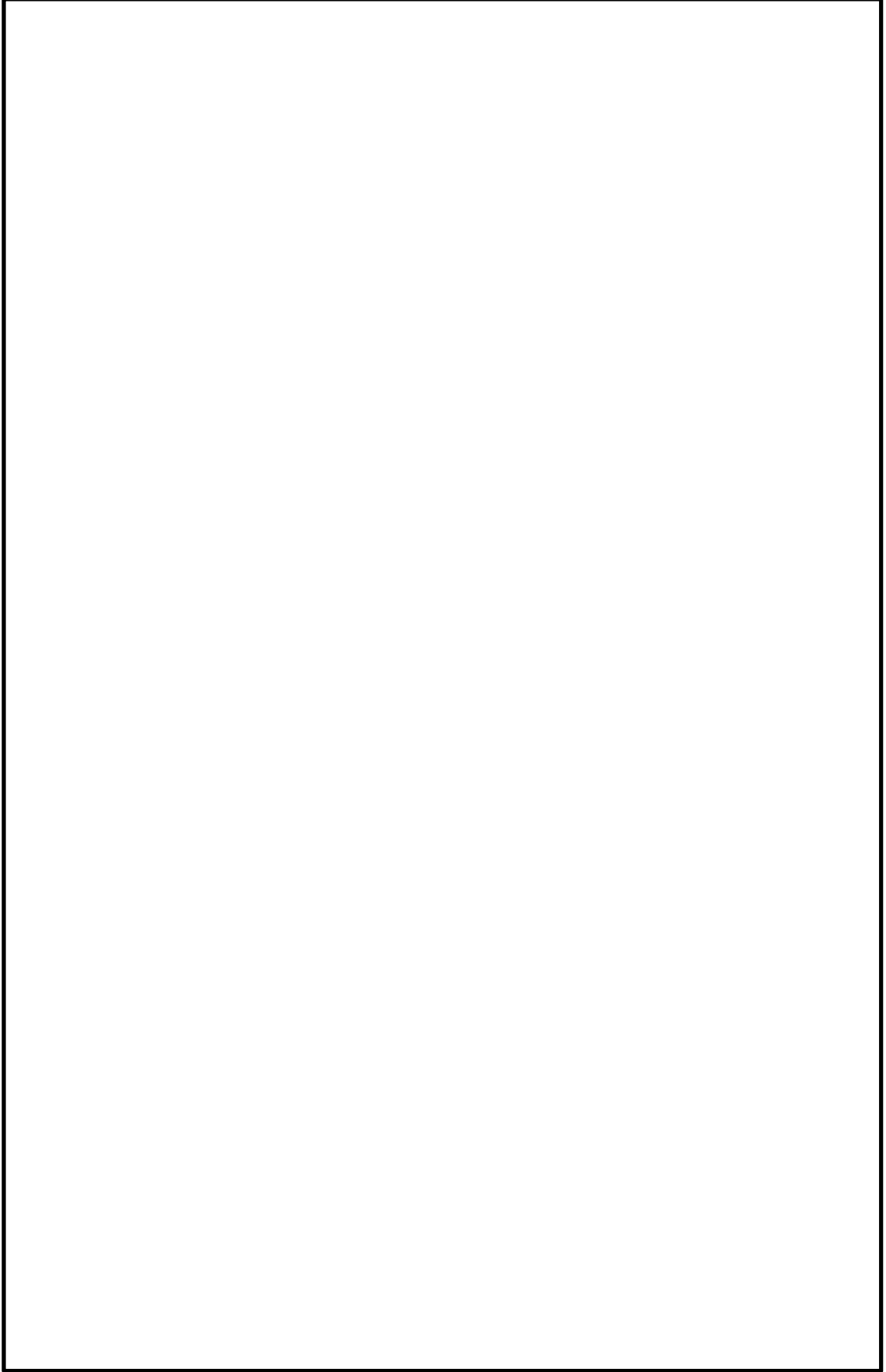


図 4-26 格納容器フィルタータレント系排気管放出時の評価方位 (評価点：中央制御室空調換気系外気取入口) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

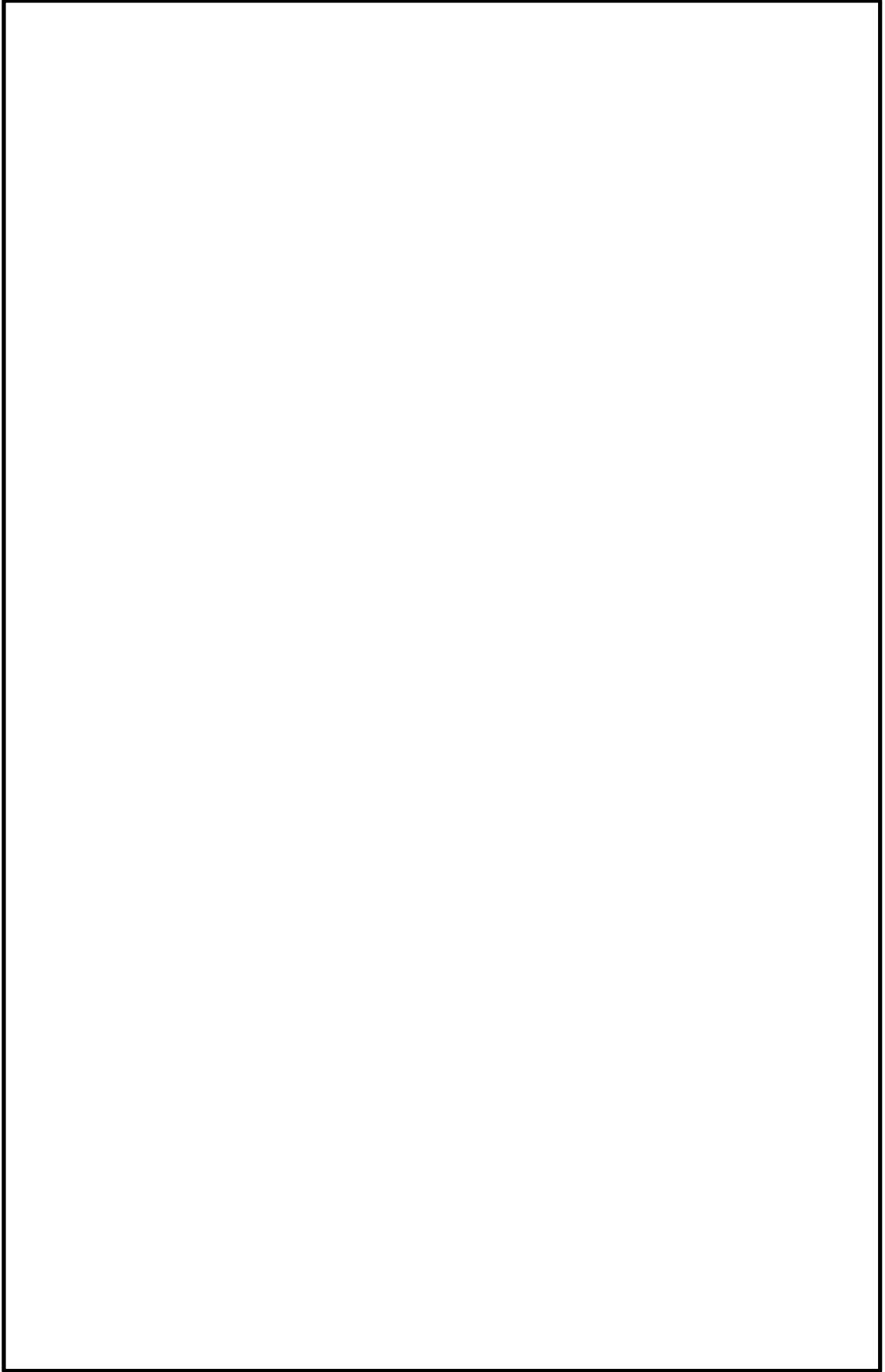


図 4-27 原子炉建物放出時の評価方位 (評価点：中央制御室空調換気系外気取入口) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

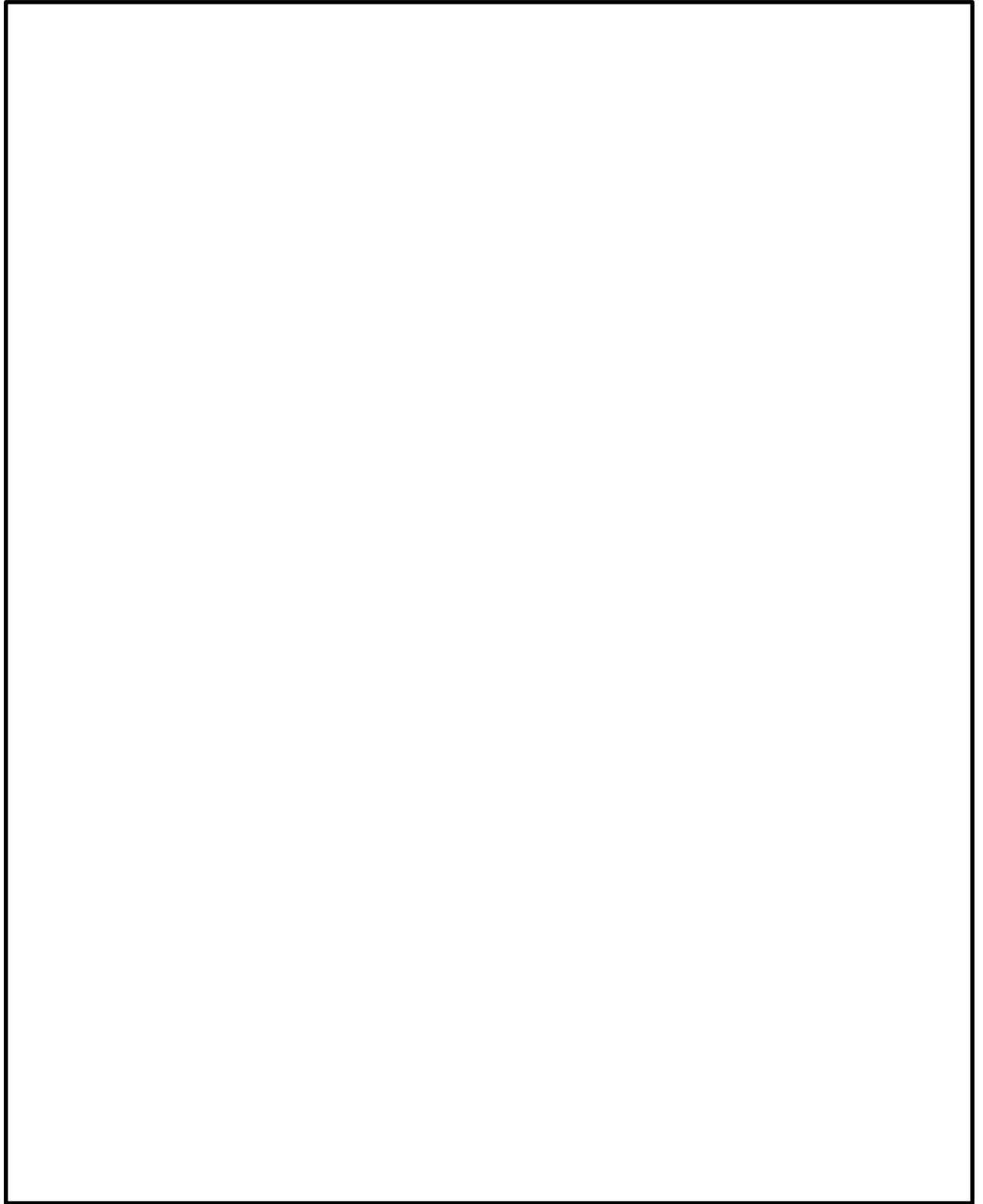


図 4-28 建物断面積（投影面積）

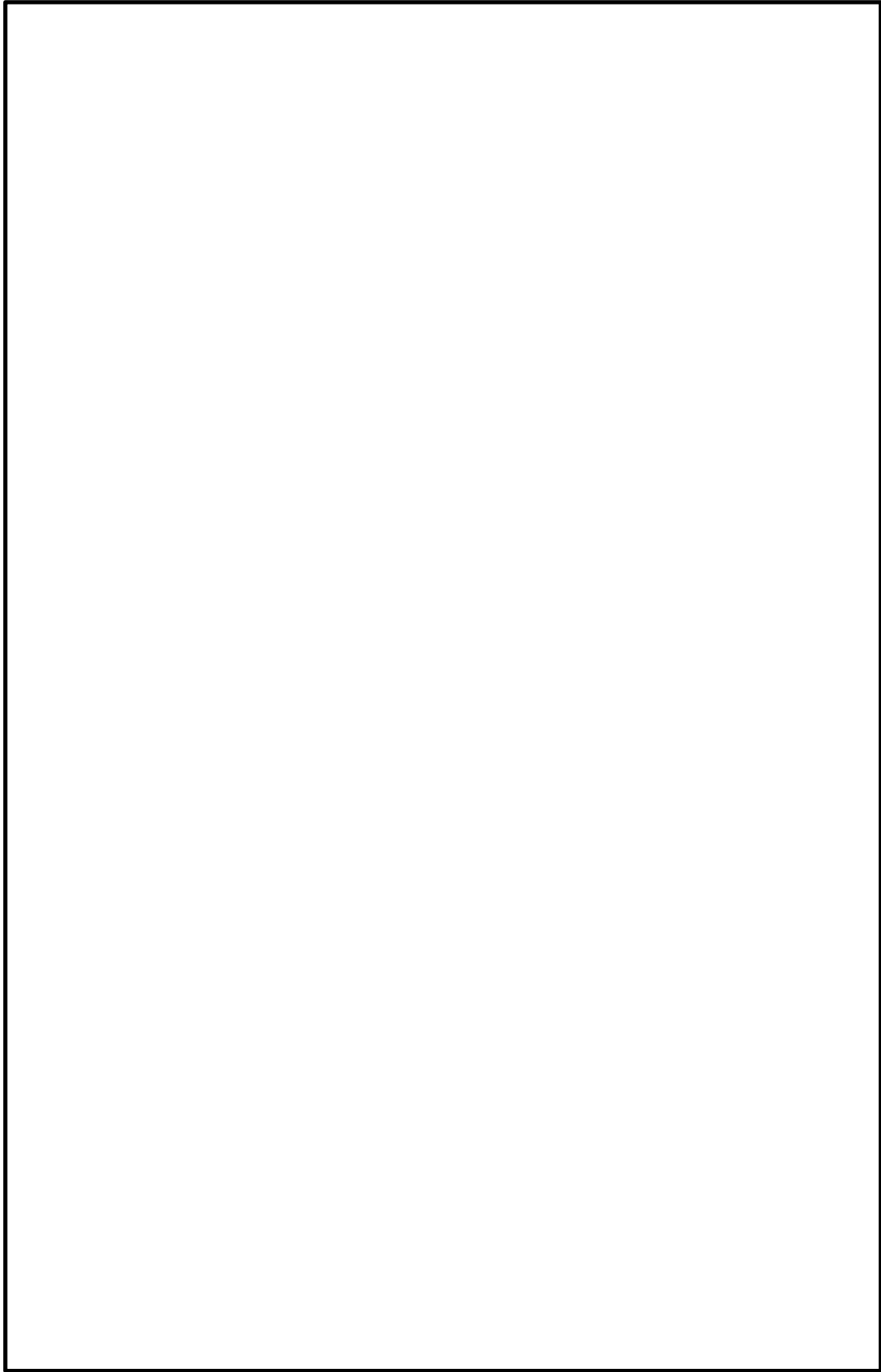


図 4-29 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (1/4)
(原子炉冷却材喪失及び炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室滞在時の評価点)

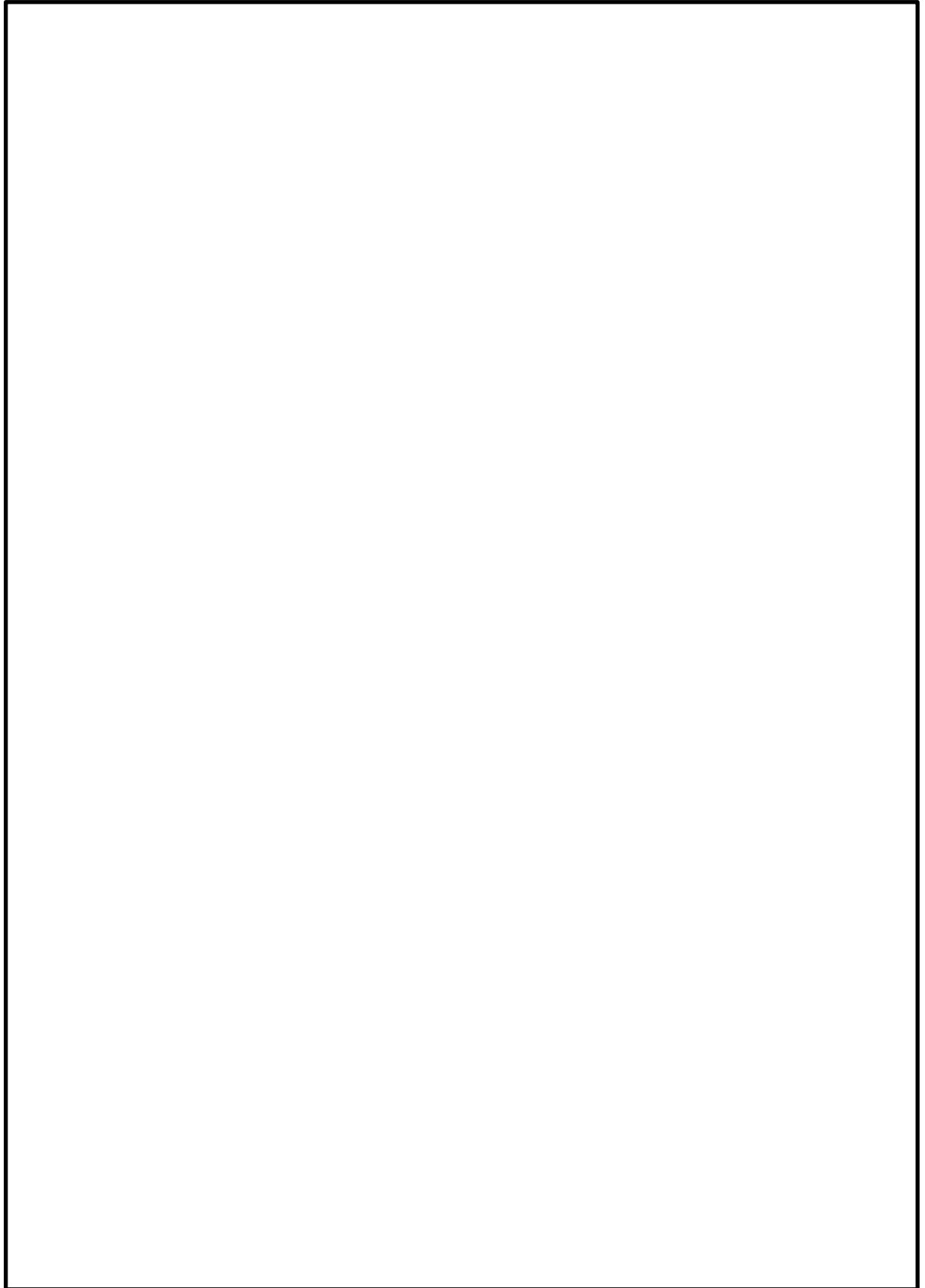


図 4-29 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (2/4)
(原子炉冷却材喪失及び炉心の著しい損傷が発生した場合の直接ガンマ線評価モデル)

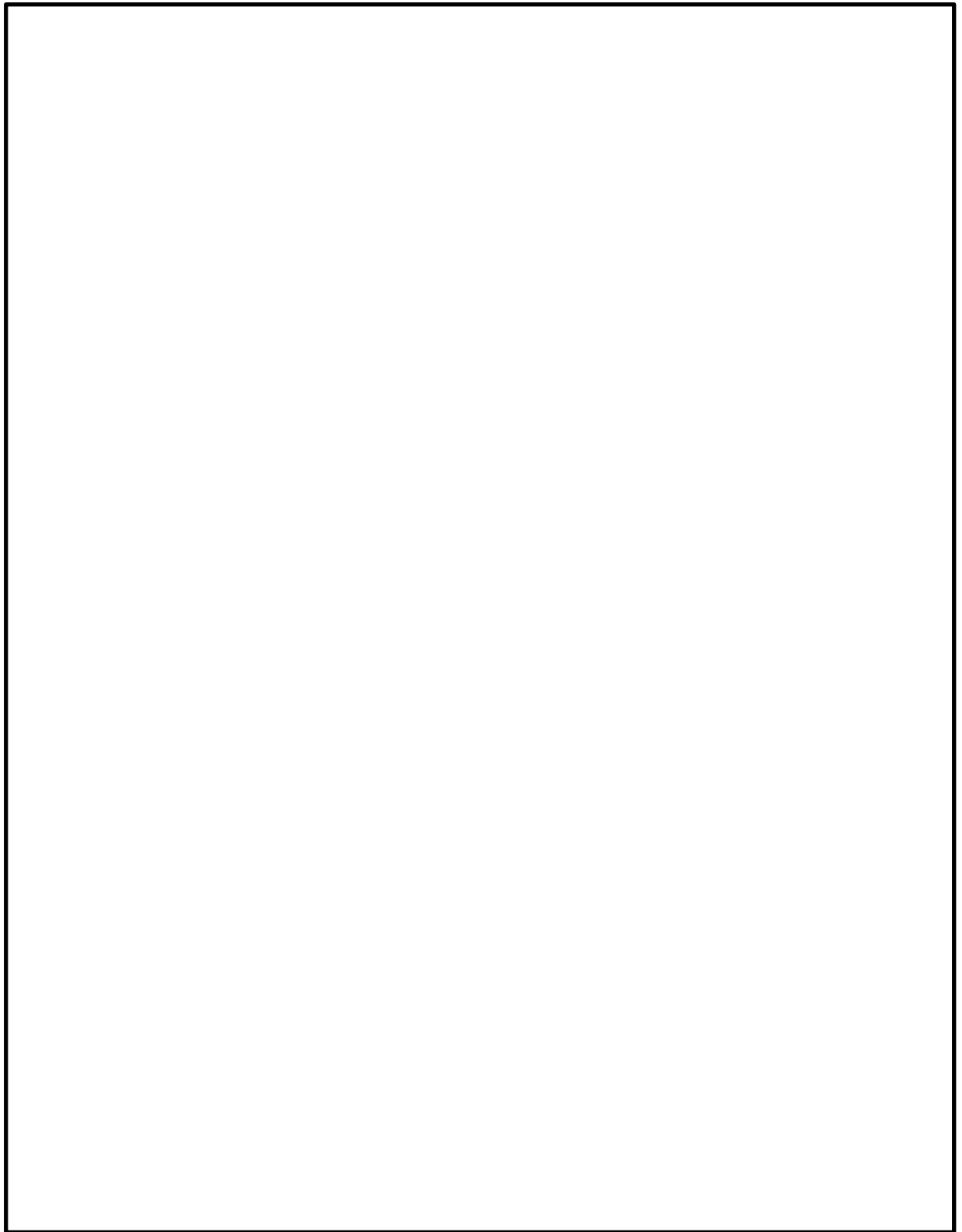


図 4-29 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (3/4)
(原子炉冷却材喪失及び炉心の著しい損傷が発生した場合のスカイシャインガンマ線評価モデル)

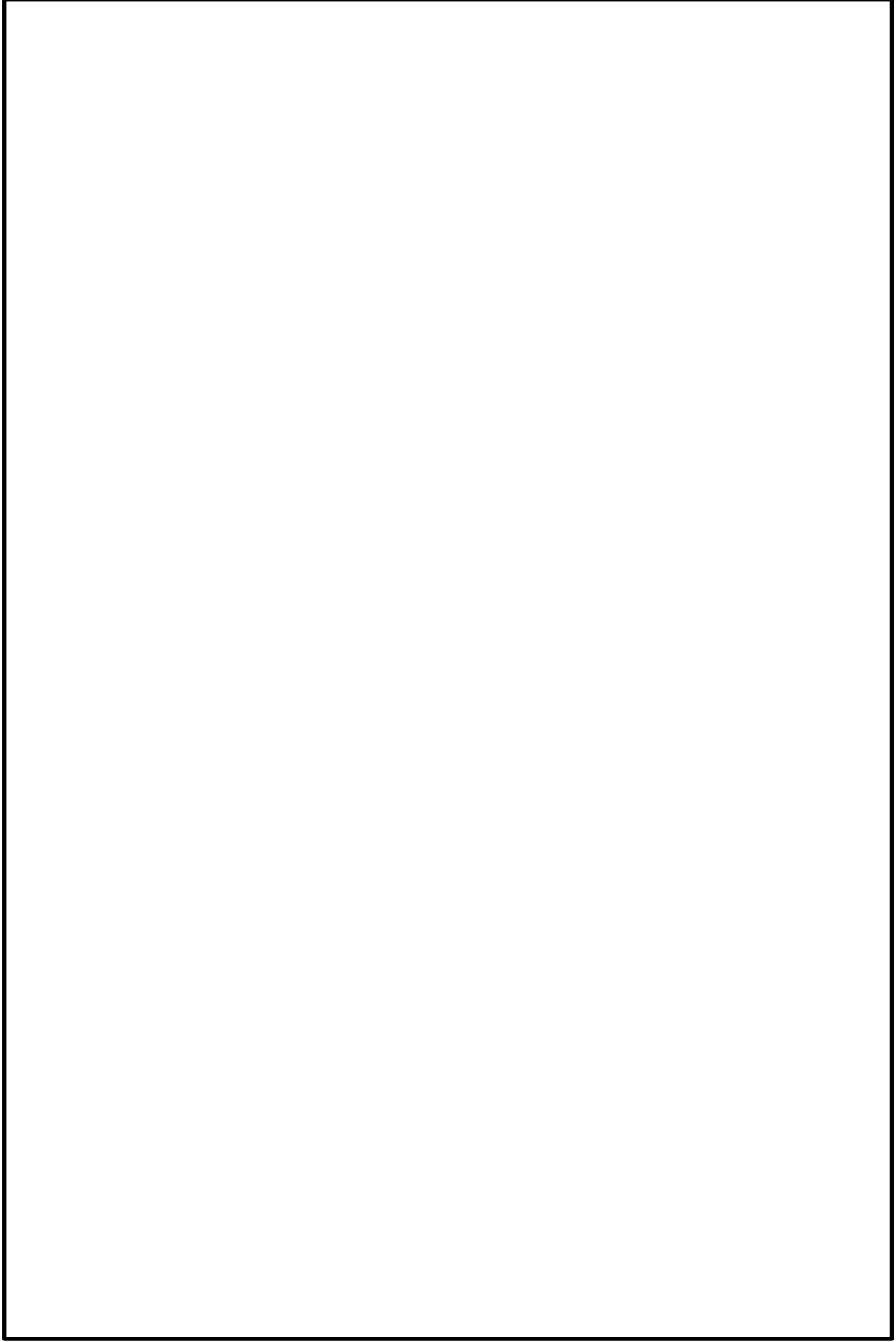


図 4-29 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (4/4)
(原子炉冷却材喪失時の入退域時の評価点)

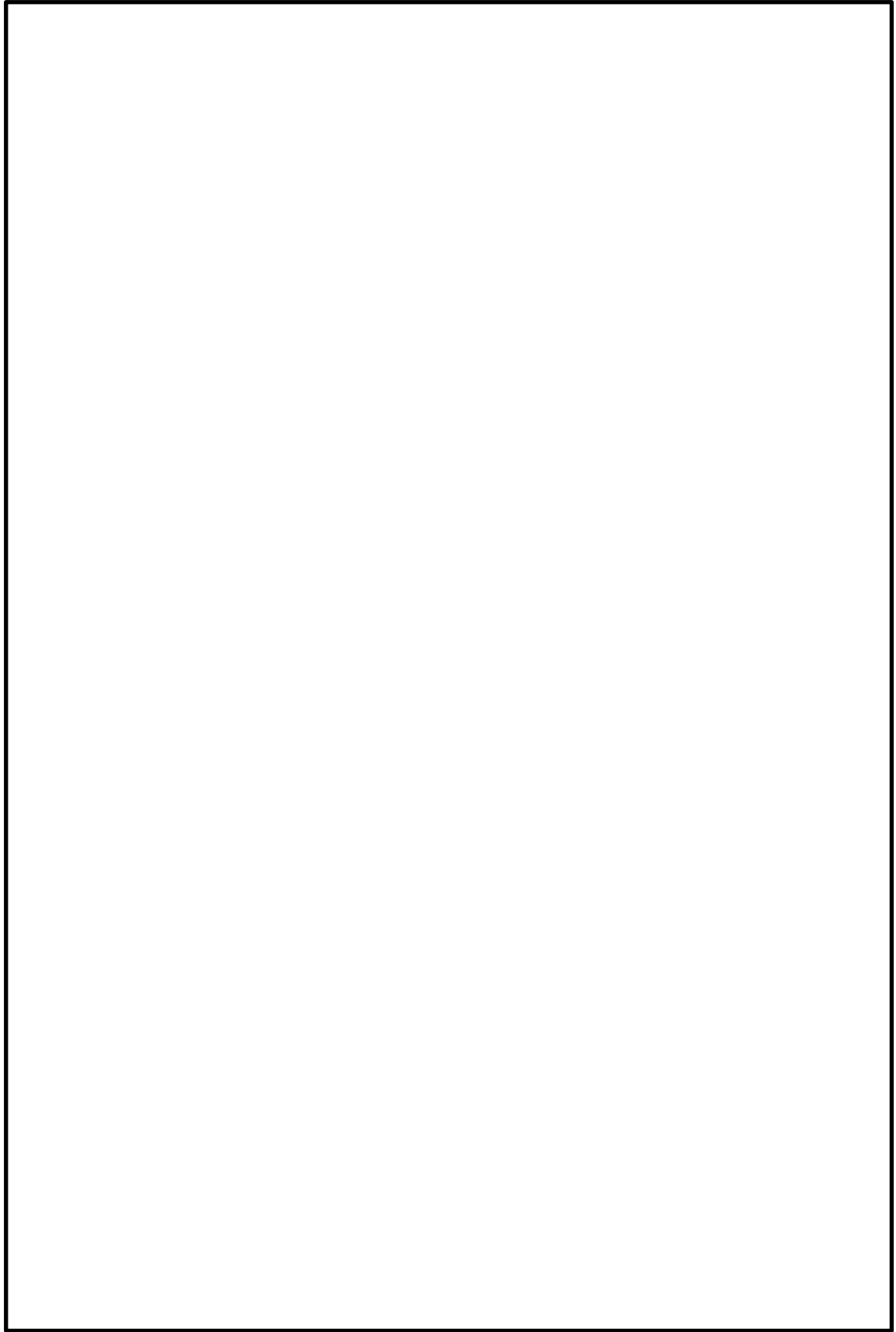


図 4-30 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル
(炉心の著しい損傷が発生した場合の入退域時の評価点)

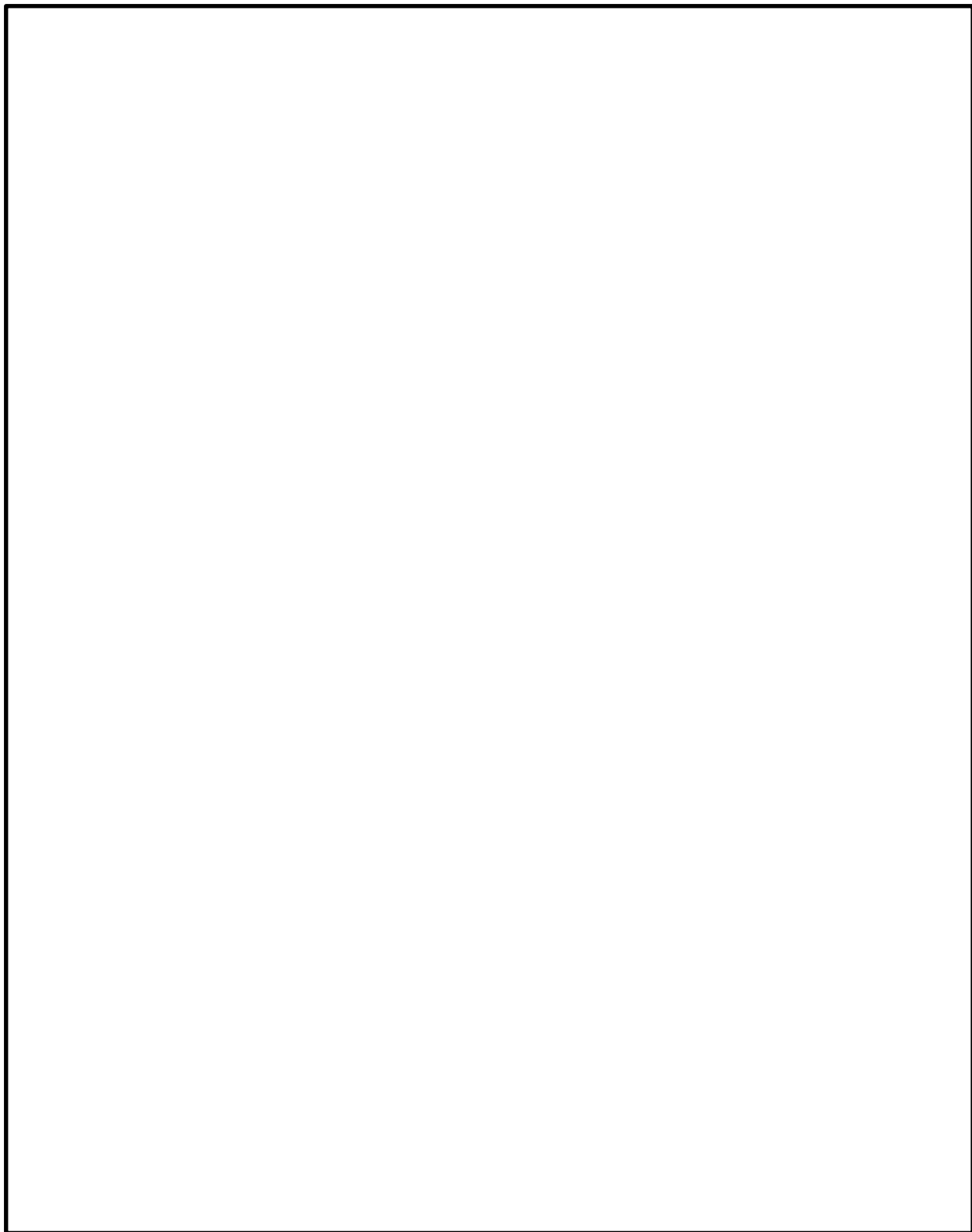


図 4-31 主蒸気管破断時の評価モデル (1/4)
(中央制御室滞在時の評価点)

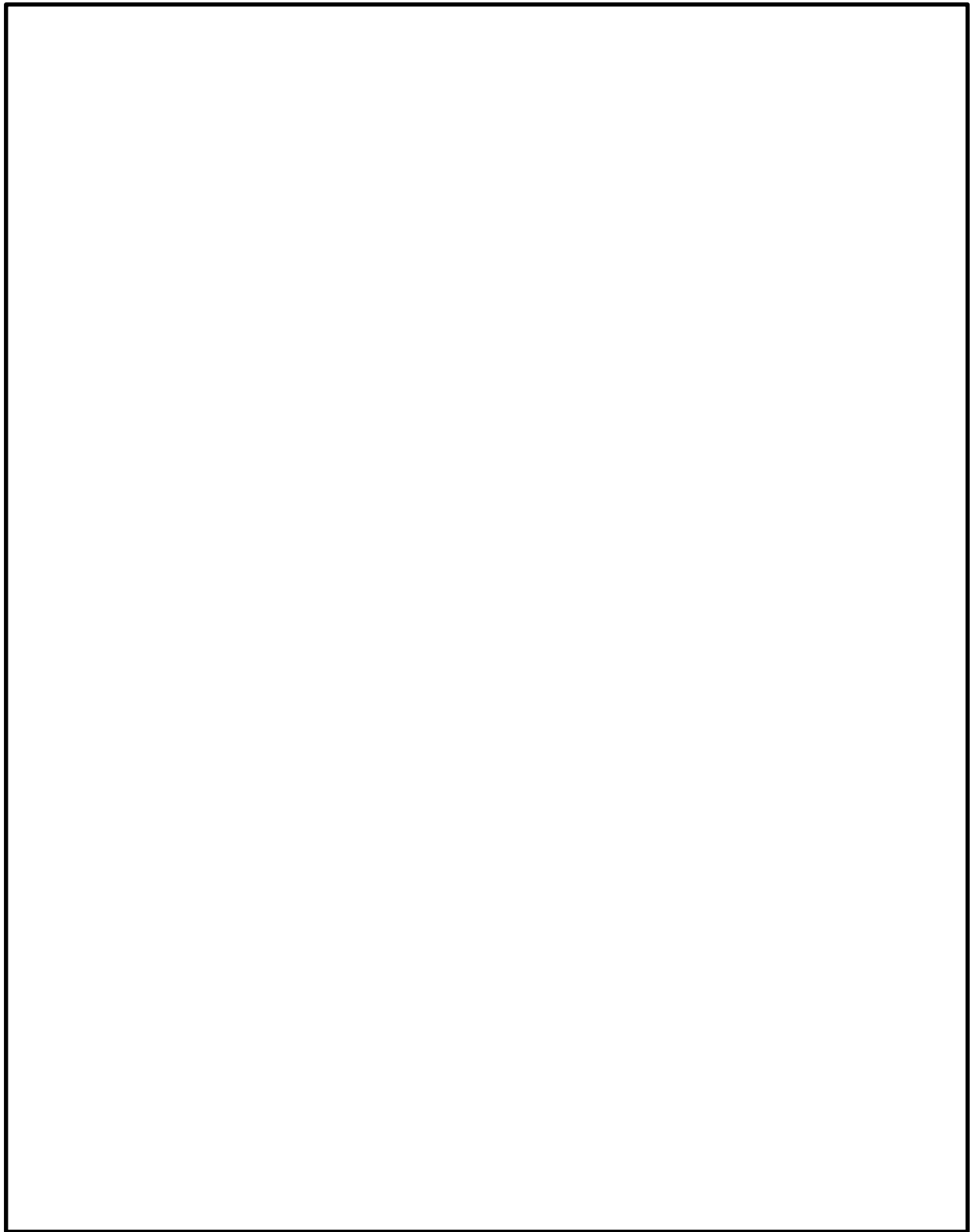


図 4-31 主蒸気管破断時の評価モデル (2/4) (直接ガンマ線)

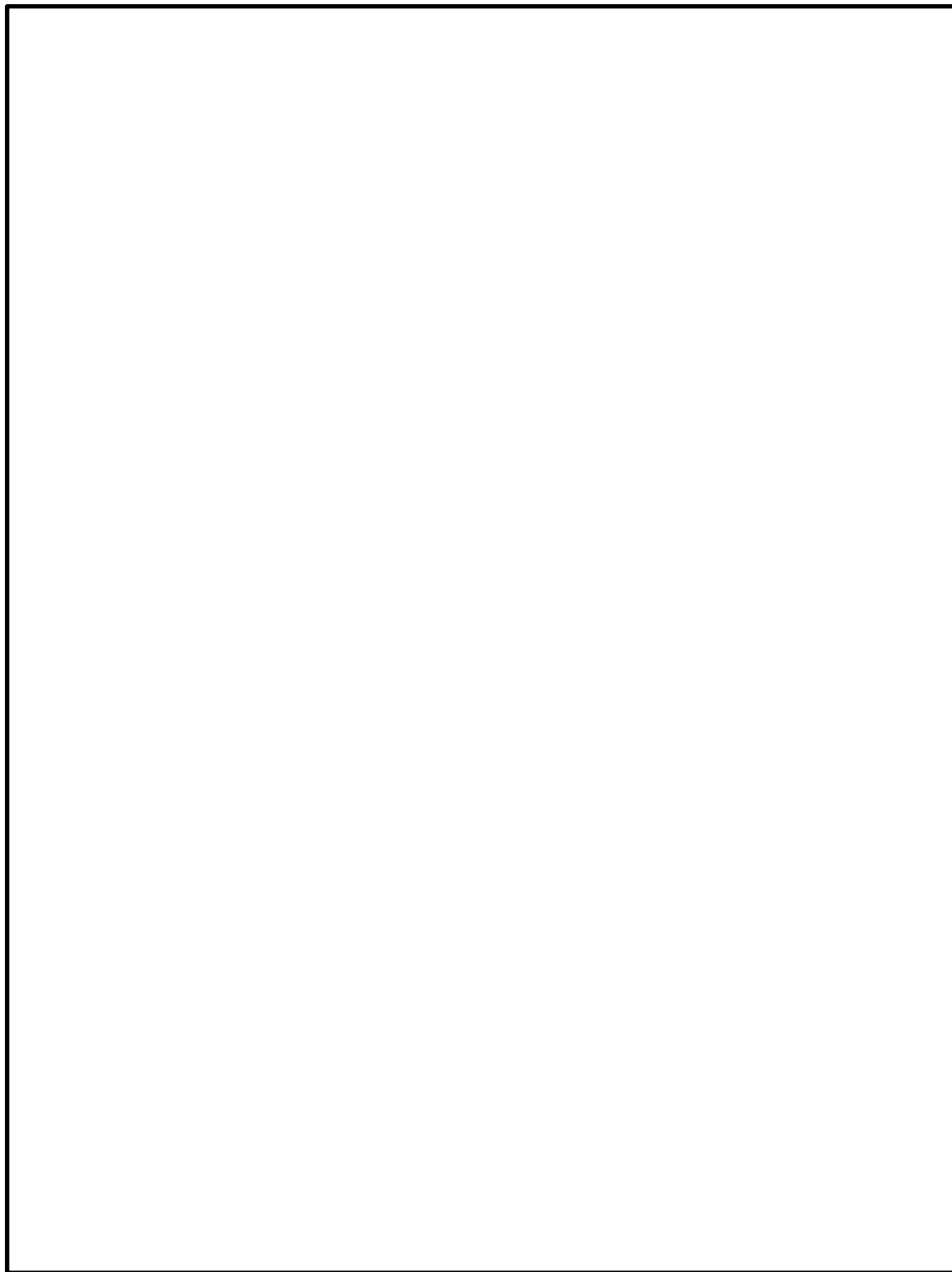


図 4-31 主蒸気管破断時の評価モデル (3/4) (スカイシャインガンマ線)

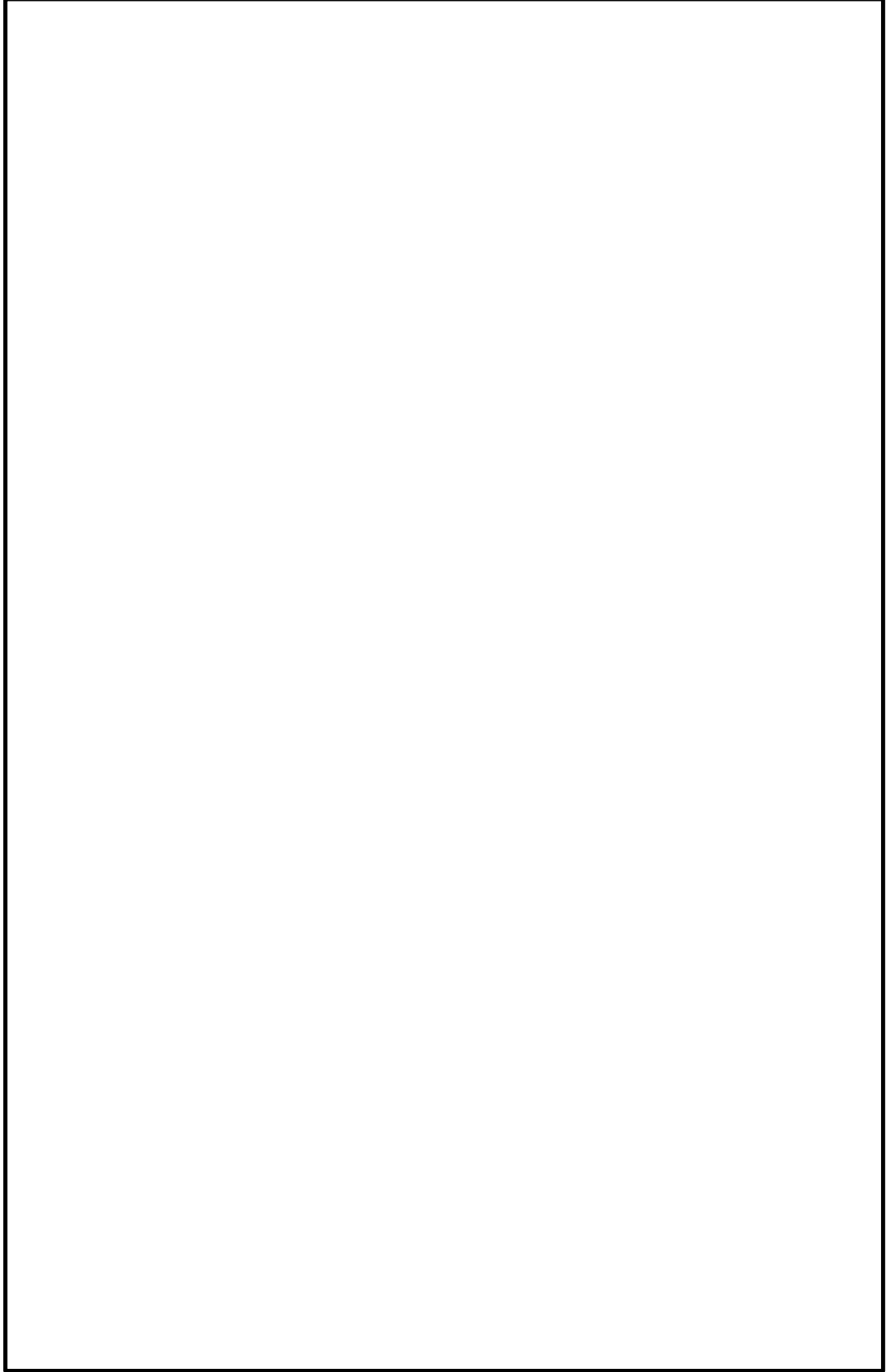


図 4-31 主蒸気管破断時の評価モデル (4/4) (入退域時の評価点)

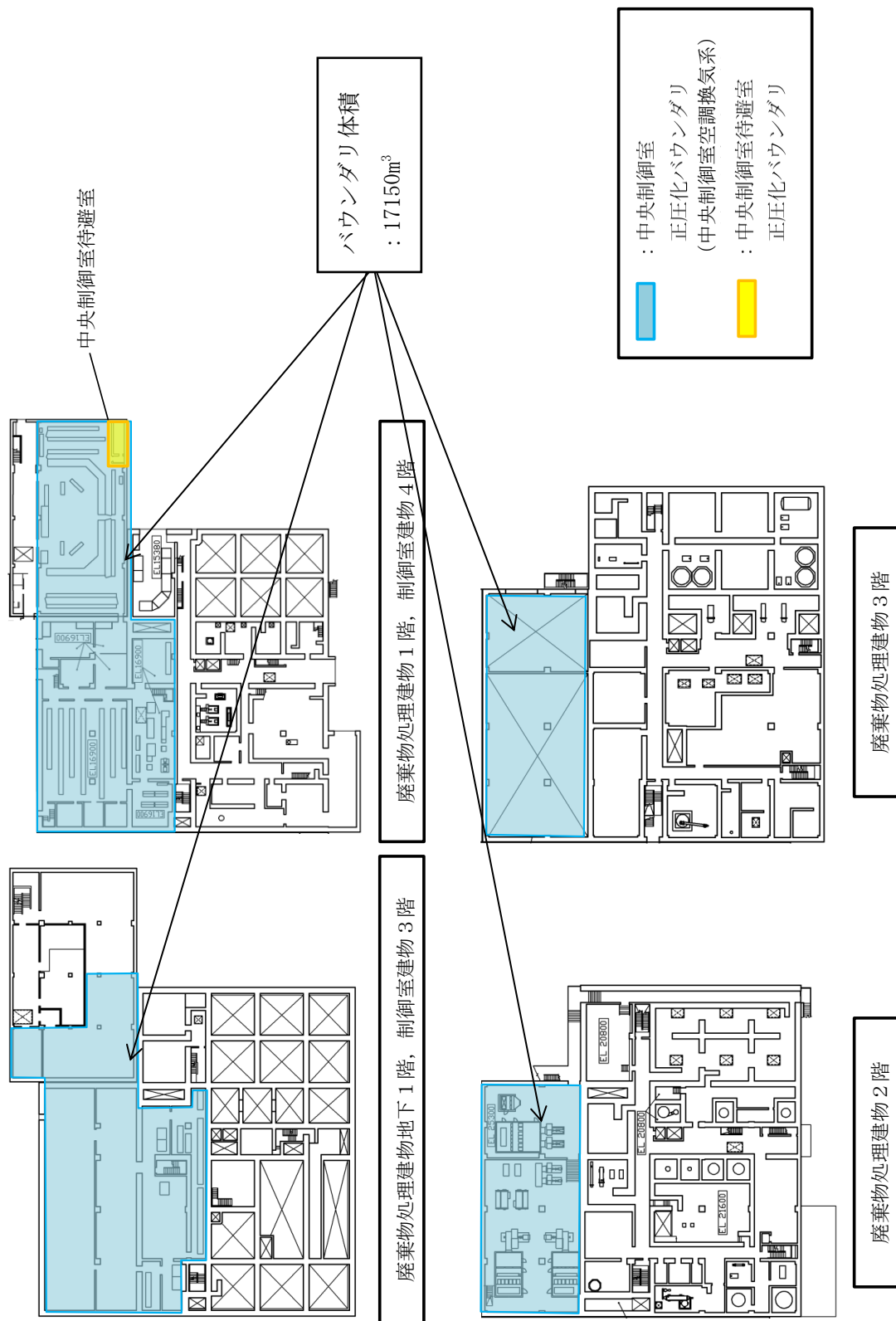


図 4-32 中央制御室及び中央制御室待避室バウンダリ体積 (1/2)

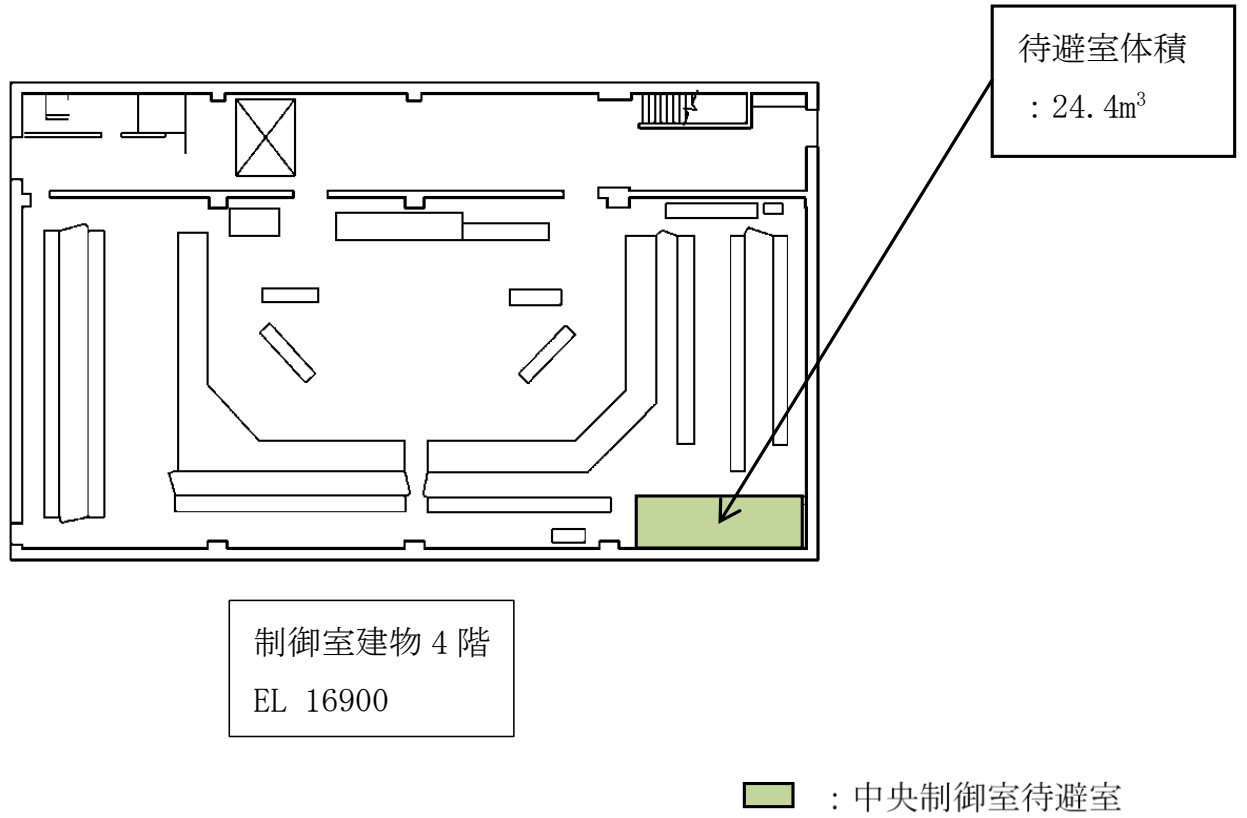


図 4-32 中央制御室及び中央制御室待避室バウンダリ体積 (2/2)

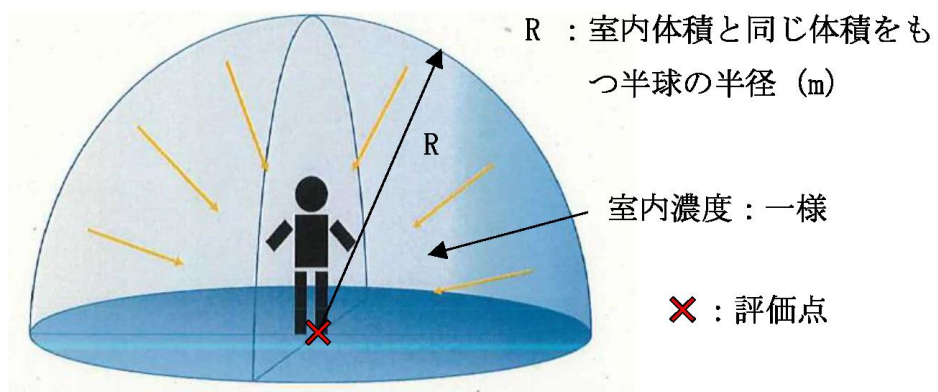


図 4-33 室内に取り込まれた放射性物質による外部被ばくの評価モデル図

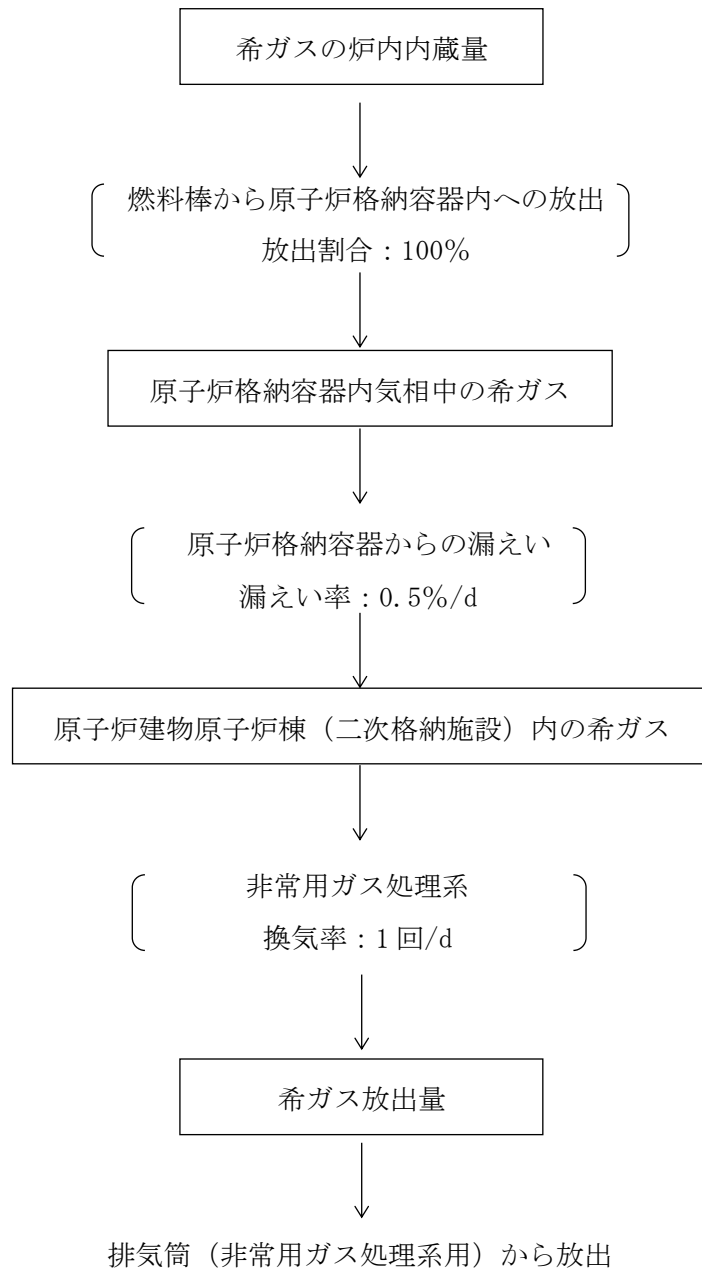


図 4-34 原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

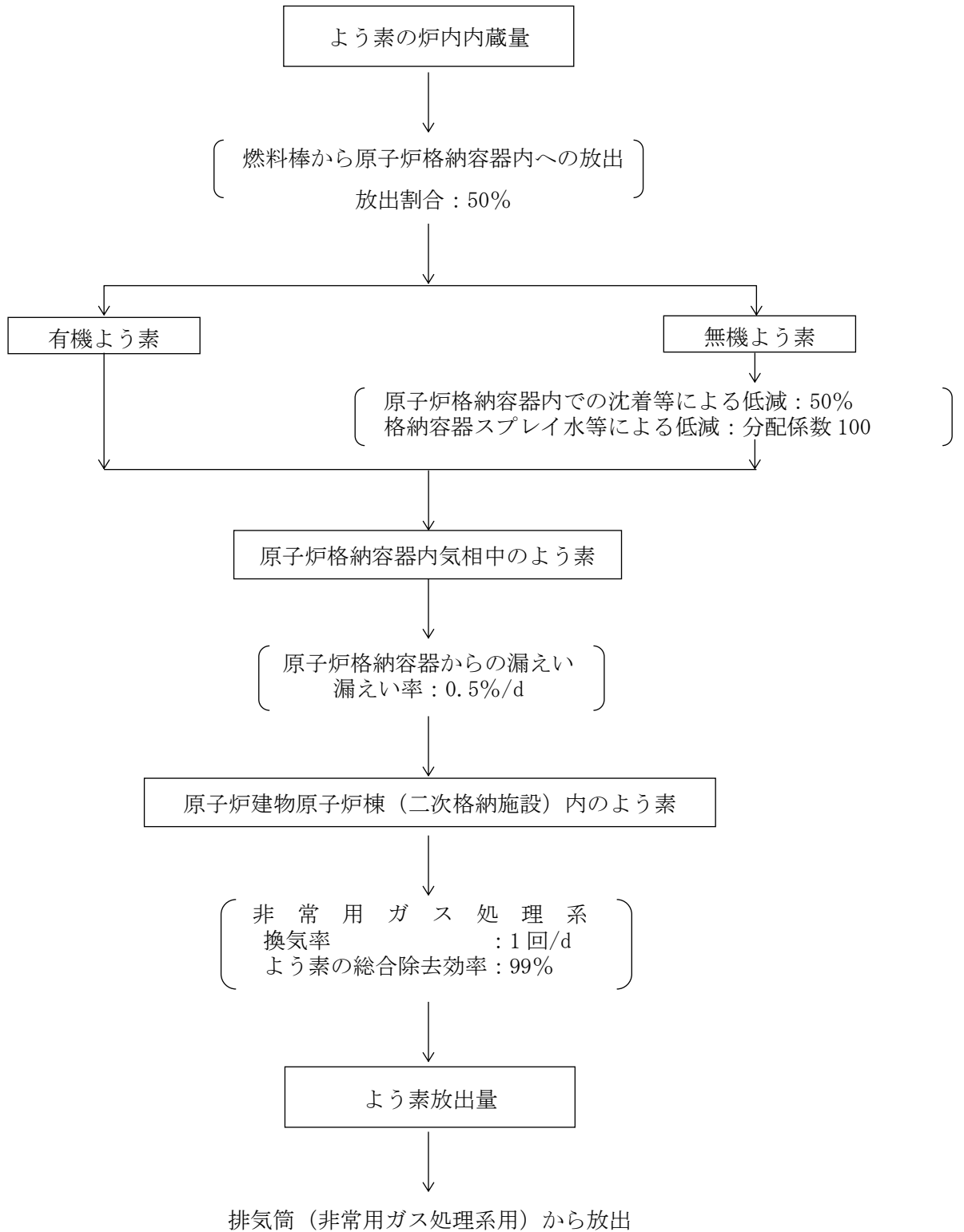


図 4-35 原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程（設計基準事故時）

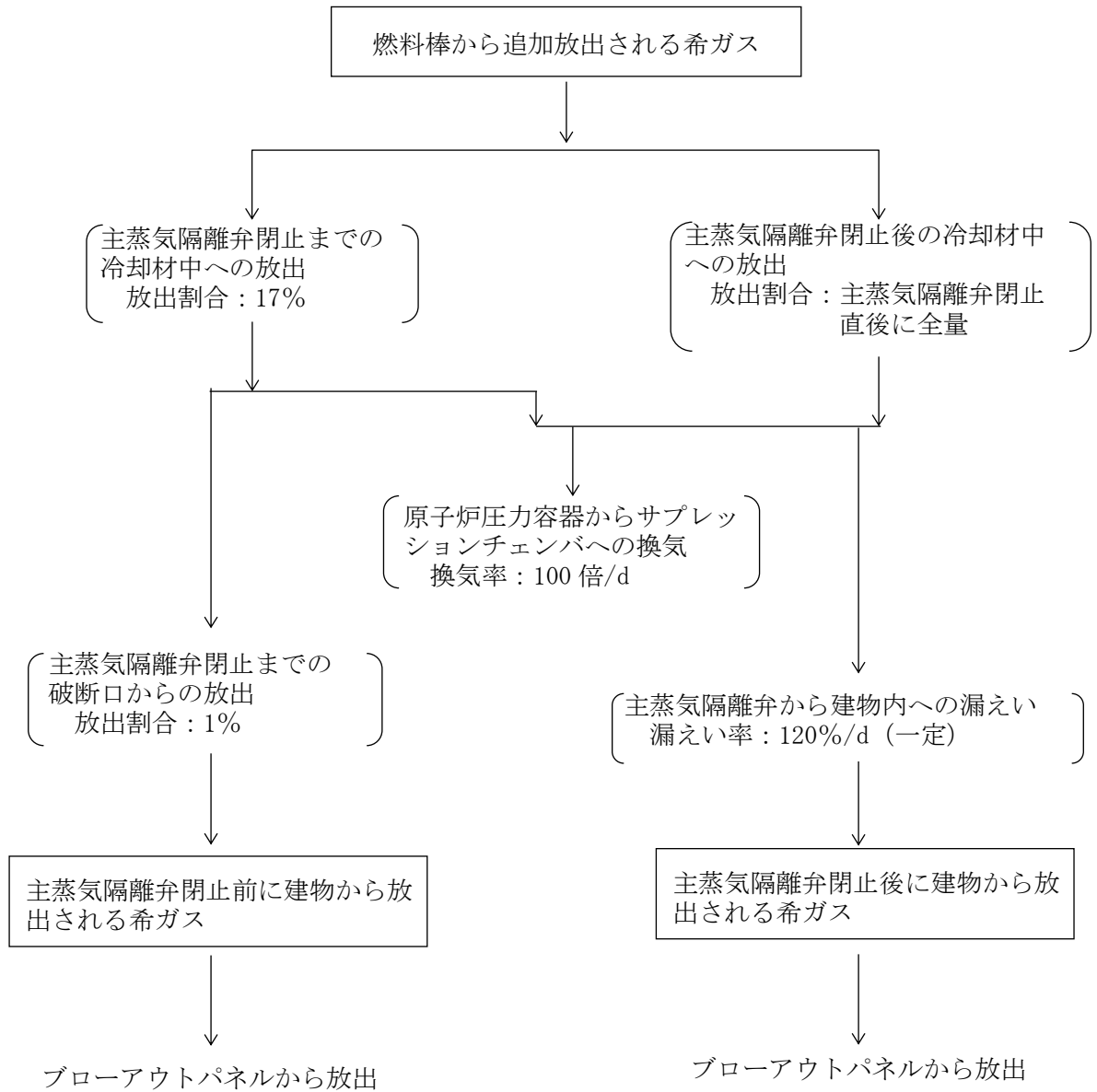


図 4-36 主蒸気管破断時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

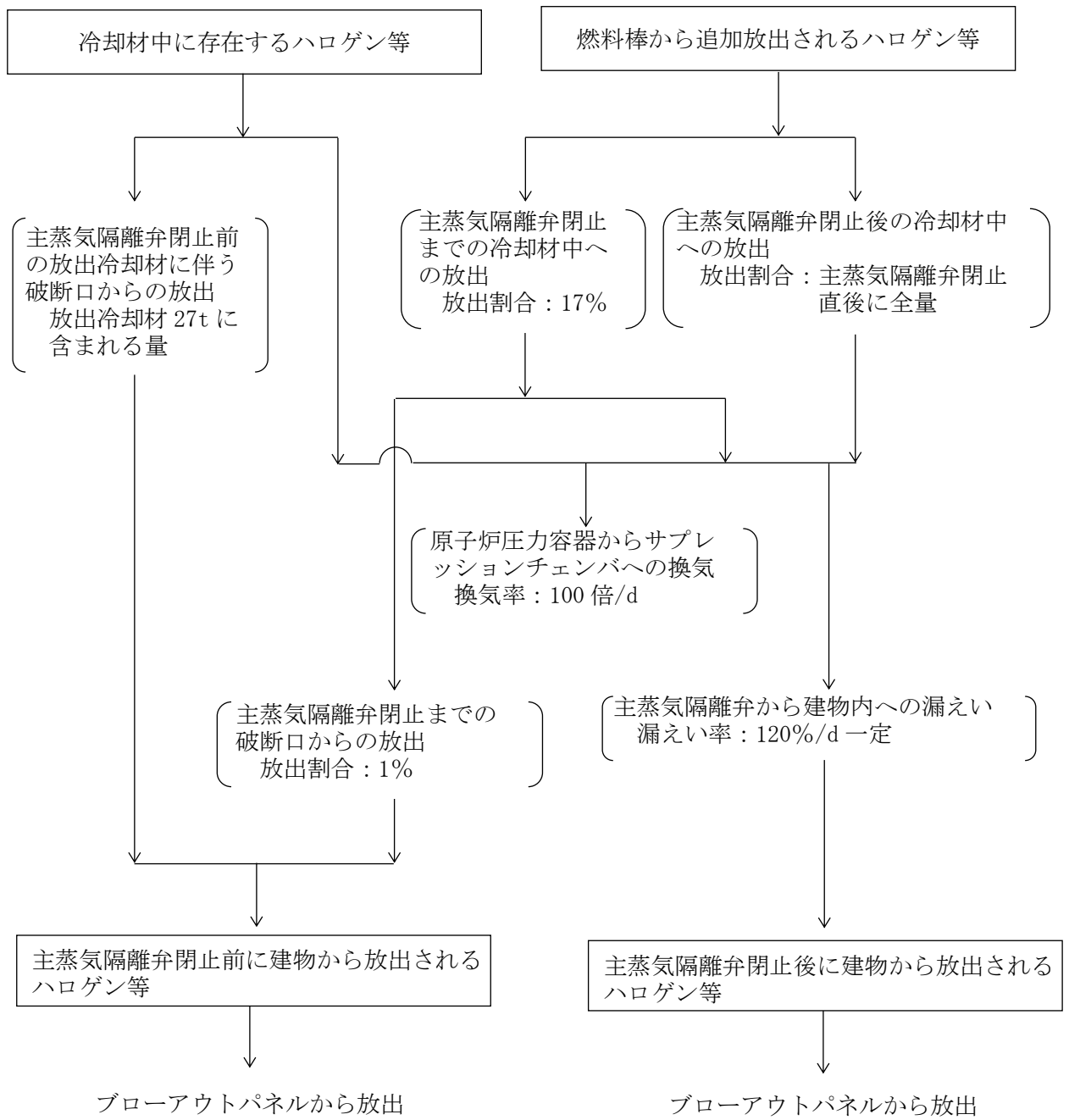


図 4-37 主蒸気管破断時のハロゲン等の大気放出過程（設計基準事故時）

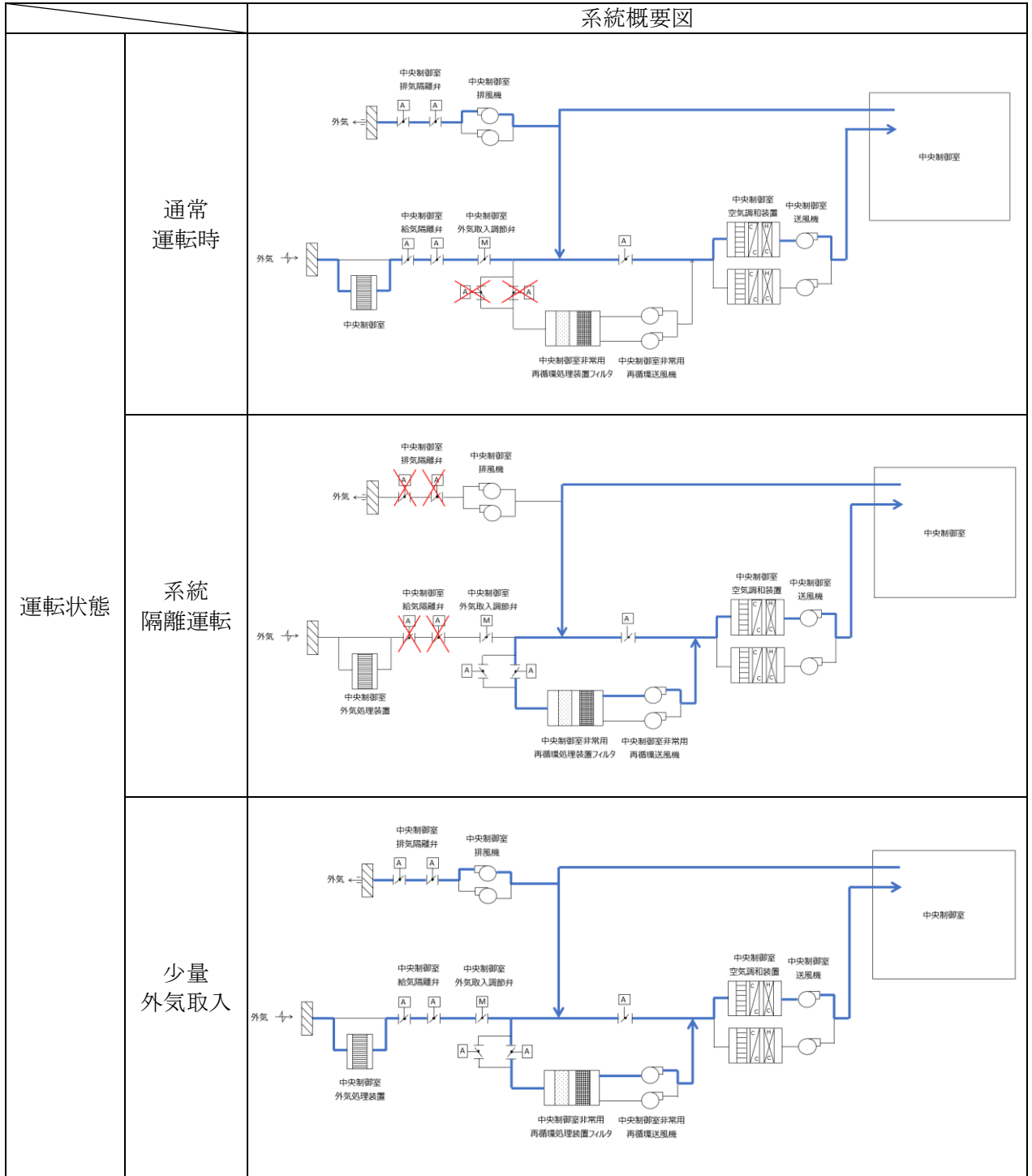


図 4-38 中央制御室空調換気系の運転モード

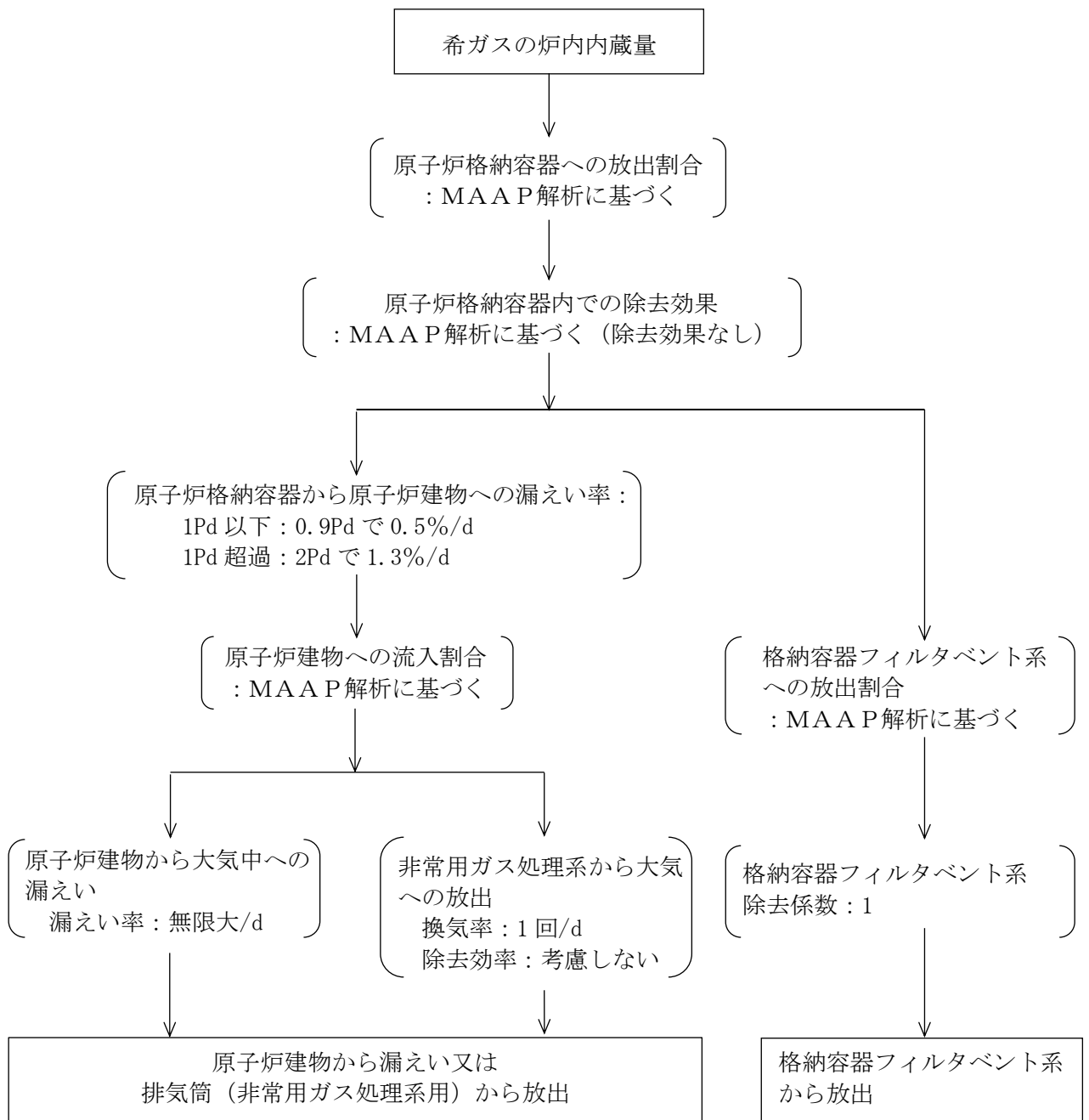


図 4-39 希ガスの大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

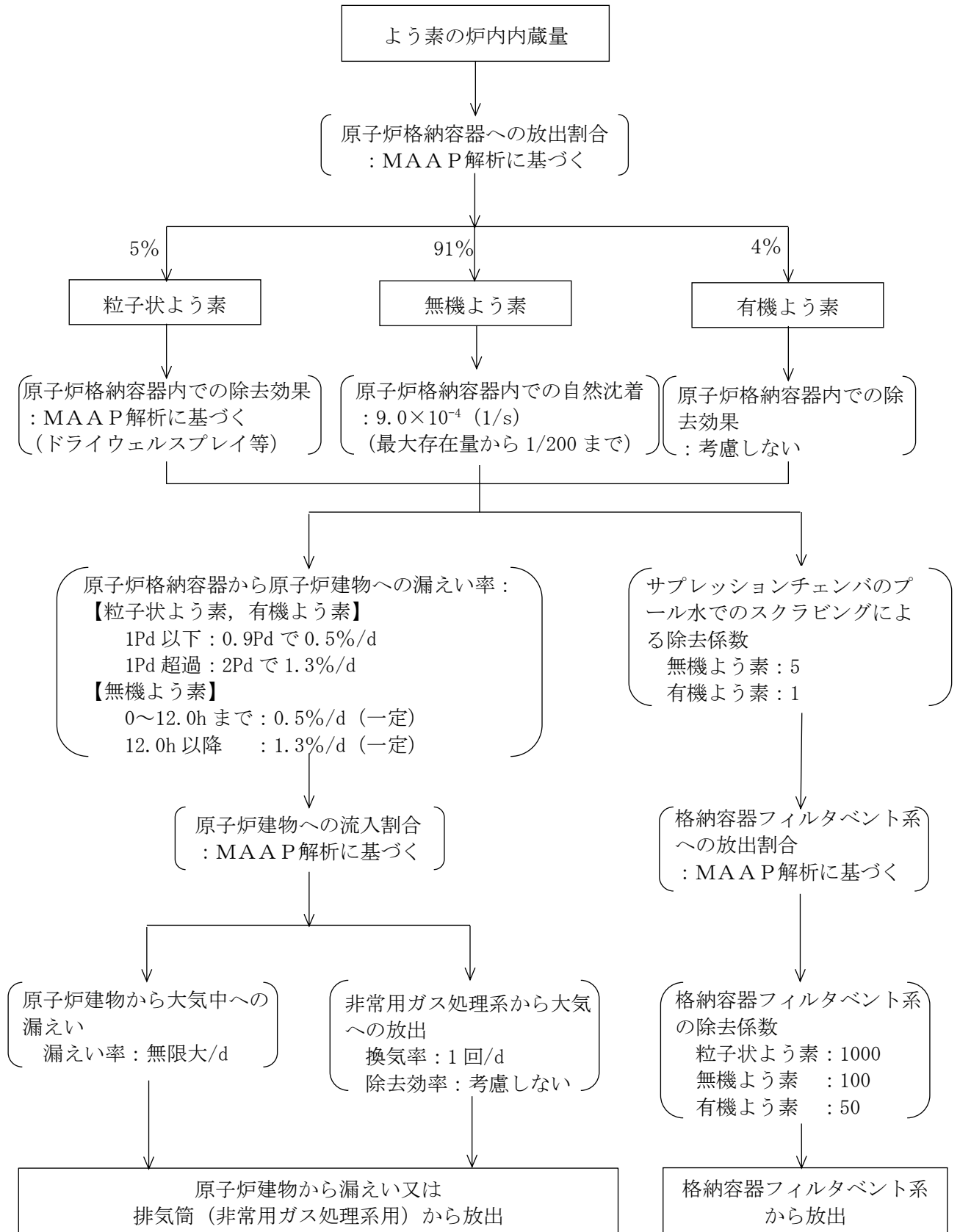


図 4-40 よう素の大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

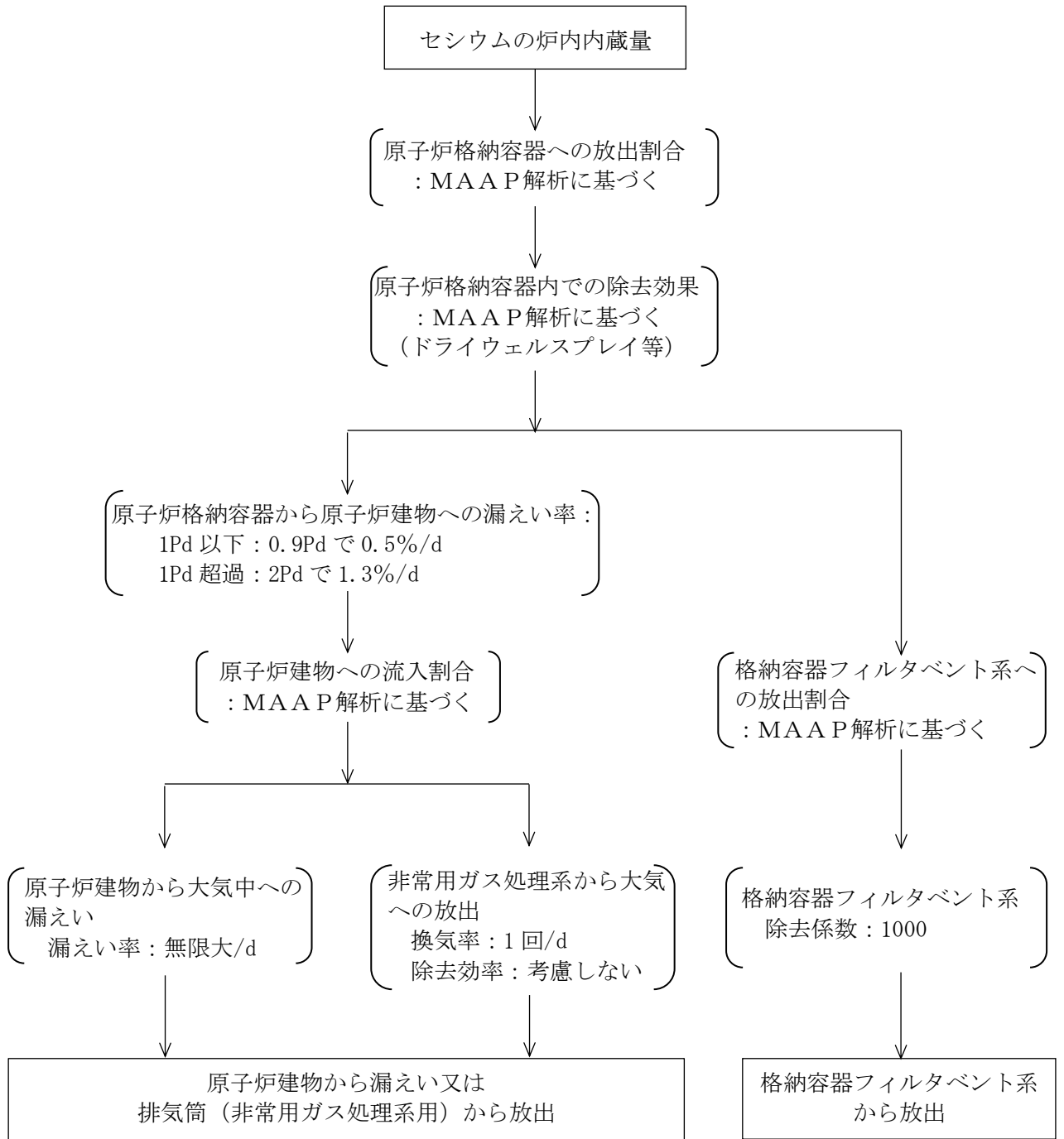


図 4-41 セシウムの大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

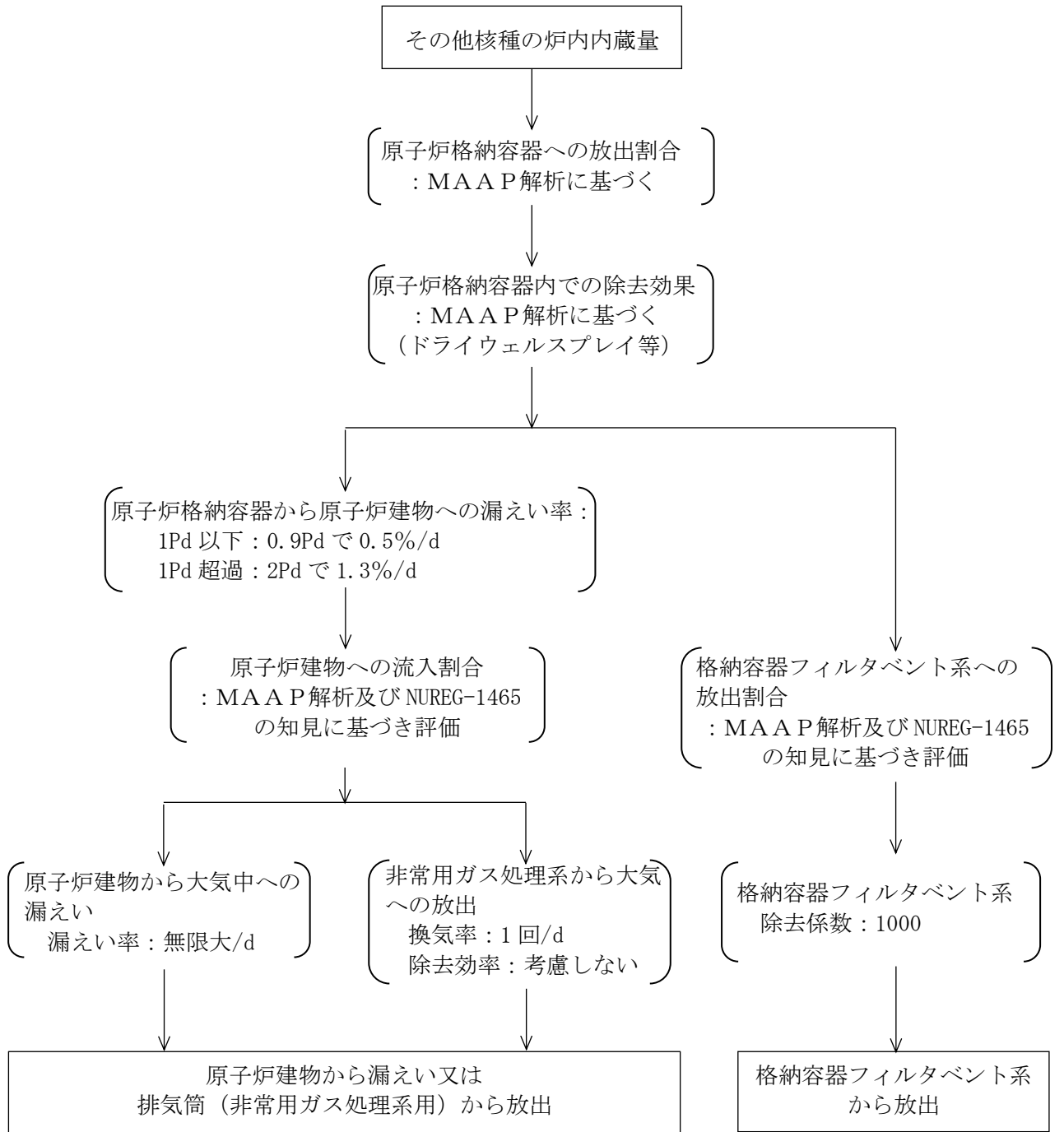


図 4-42 その他核種の大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

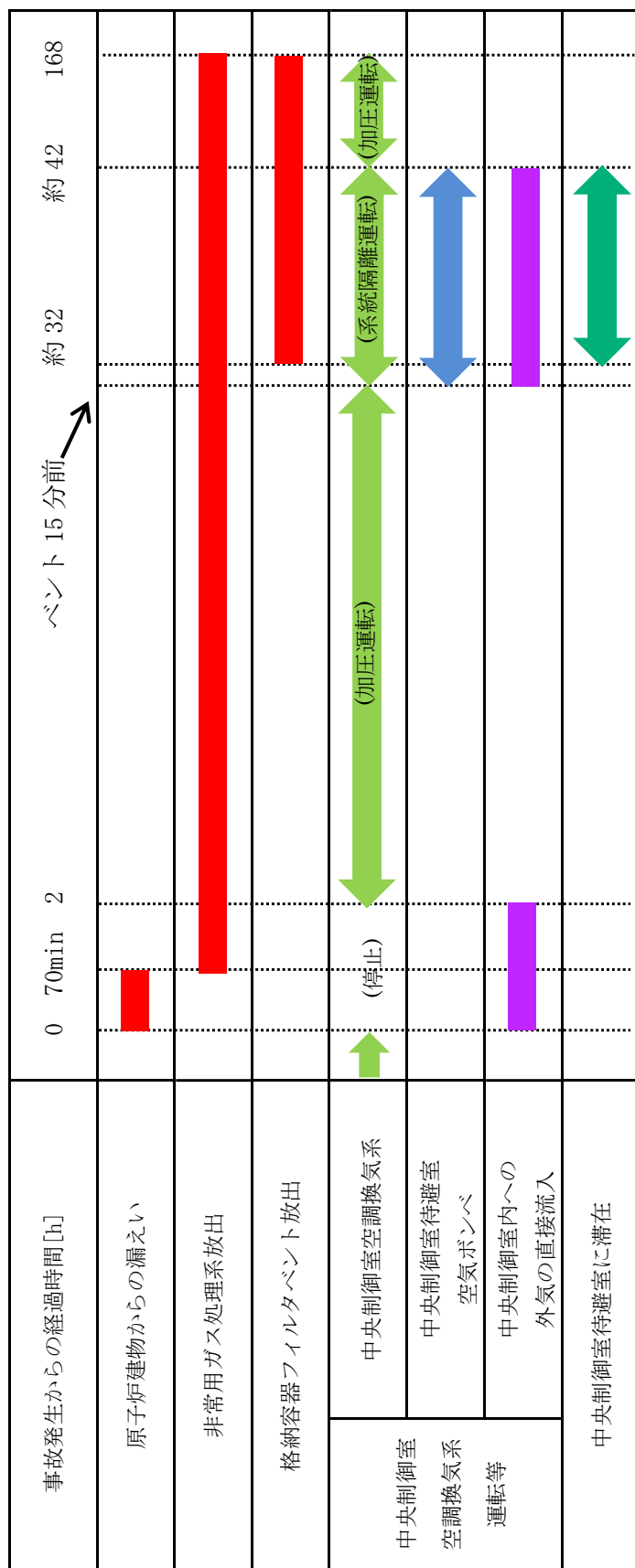


図 4-43 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャート

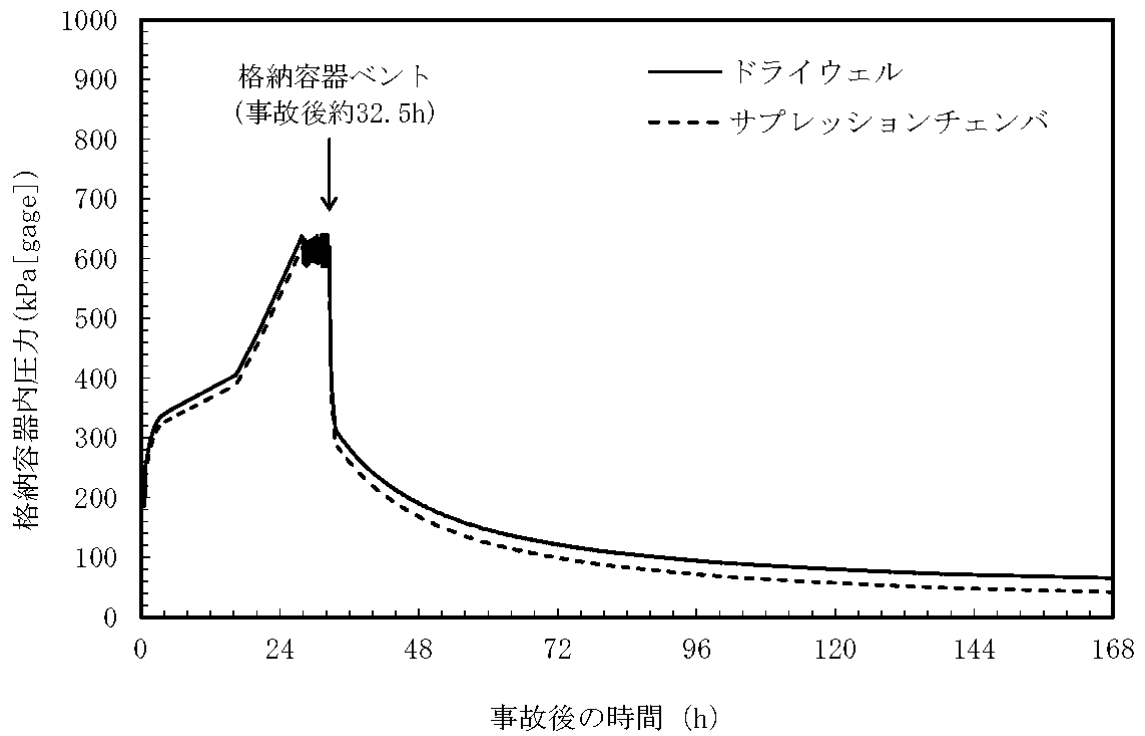


図 4-44 原子炉格納容器内圧力の変化 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

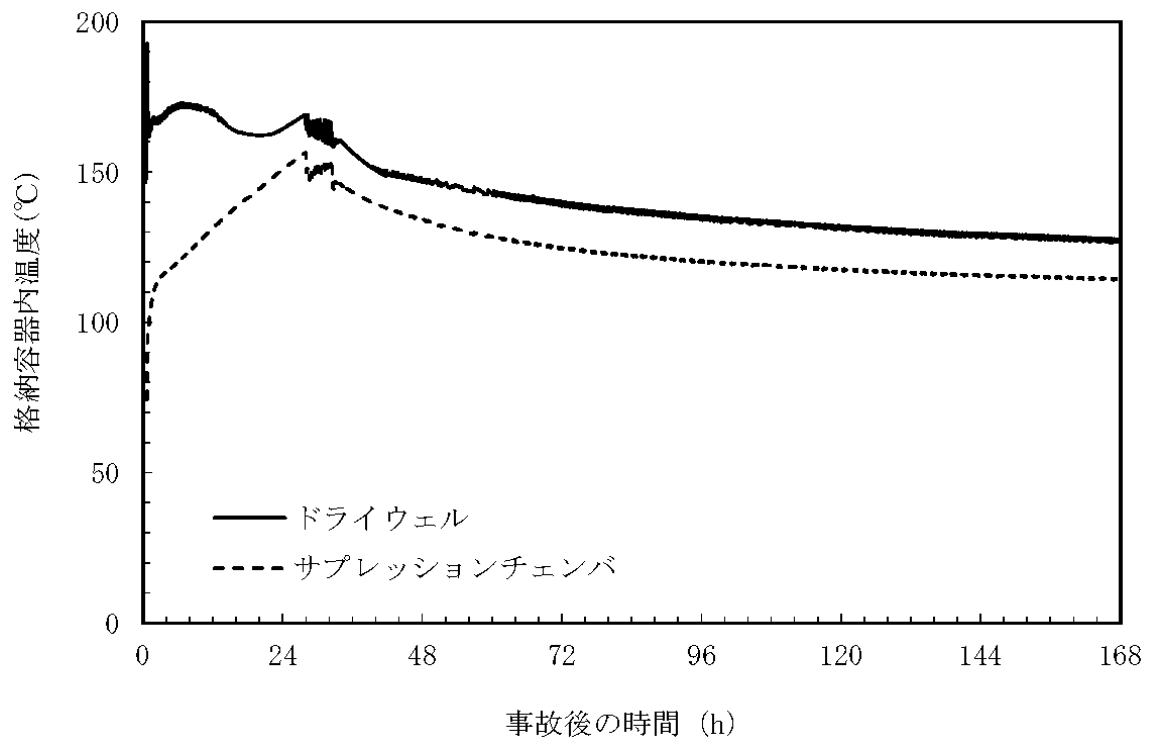


図 4-45 原子炉格納容器内温度の変化 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

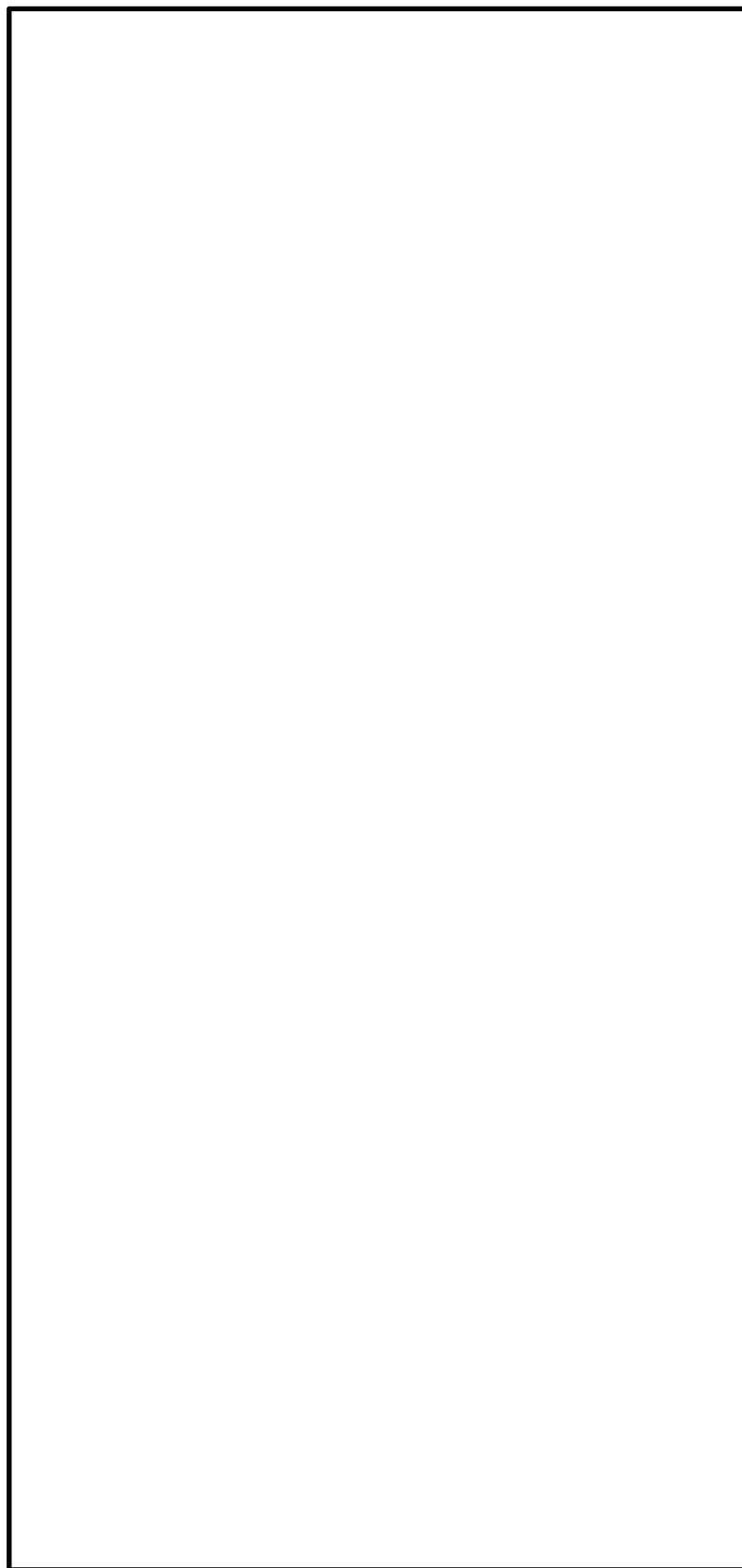


図 4-46 中央制御室内被ばく評価時のグラントシヤインガンマ線評価モデル (平面図) (1/2)

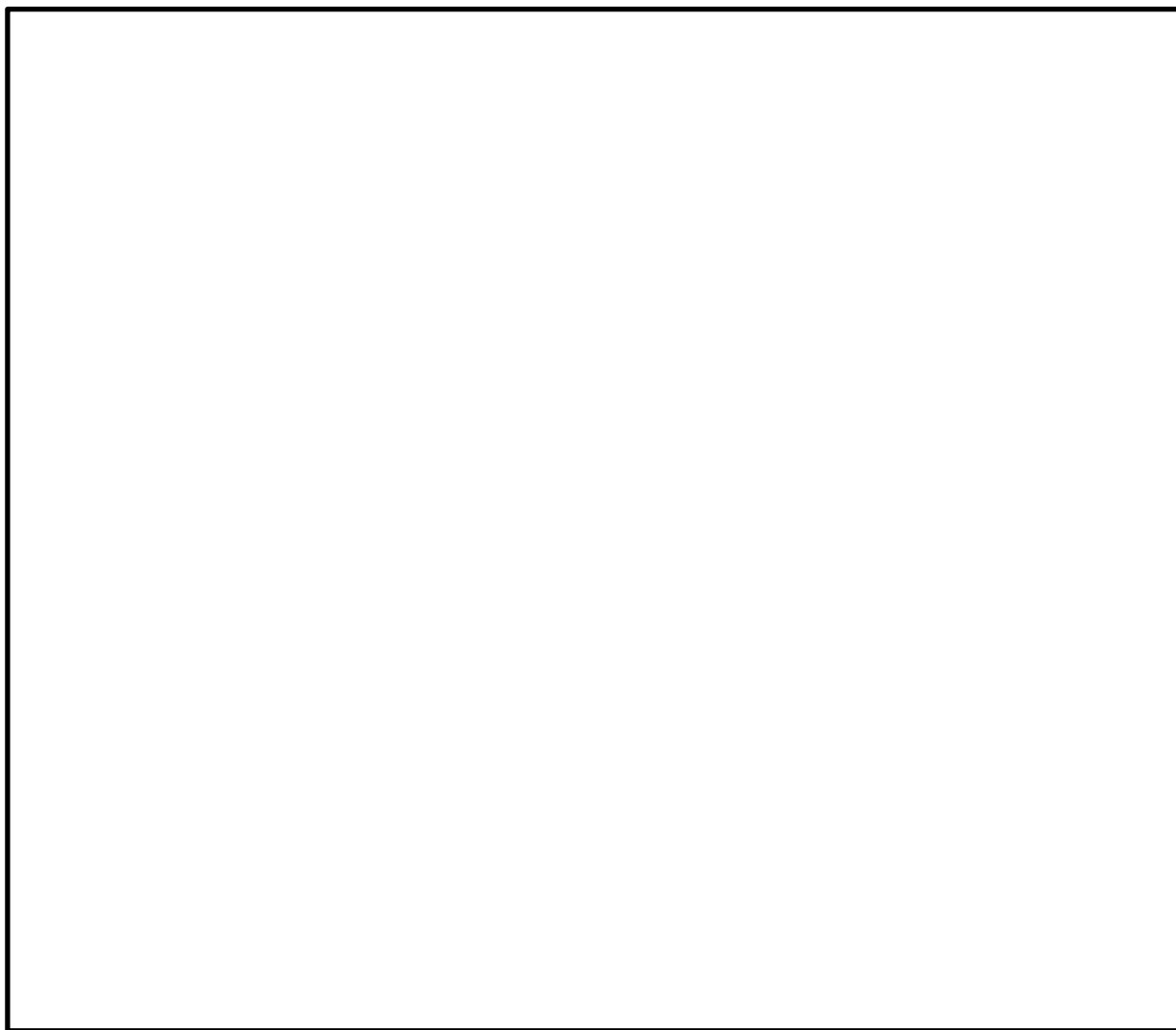


図 4-46 中央制御室内被ばく評価時のグラウンドシャインガンマ線評価モデル（断面図）（2/2）

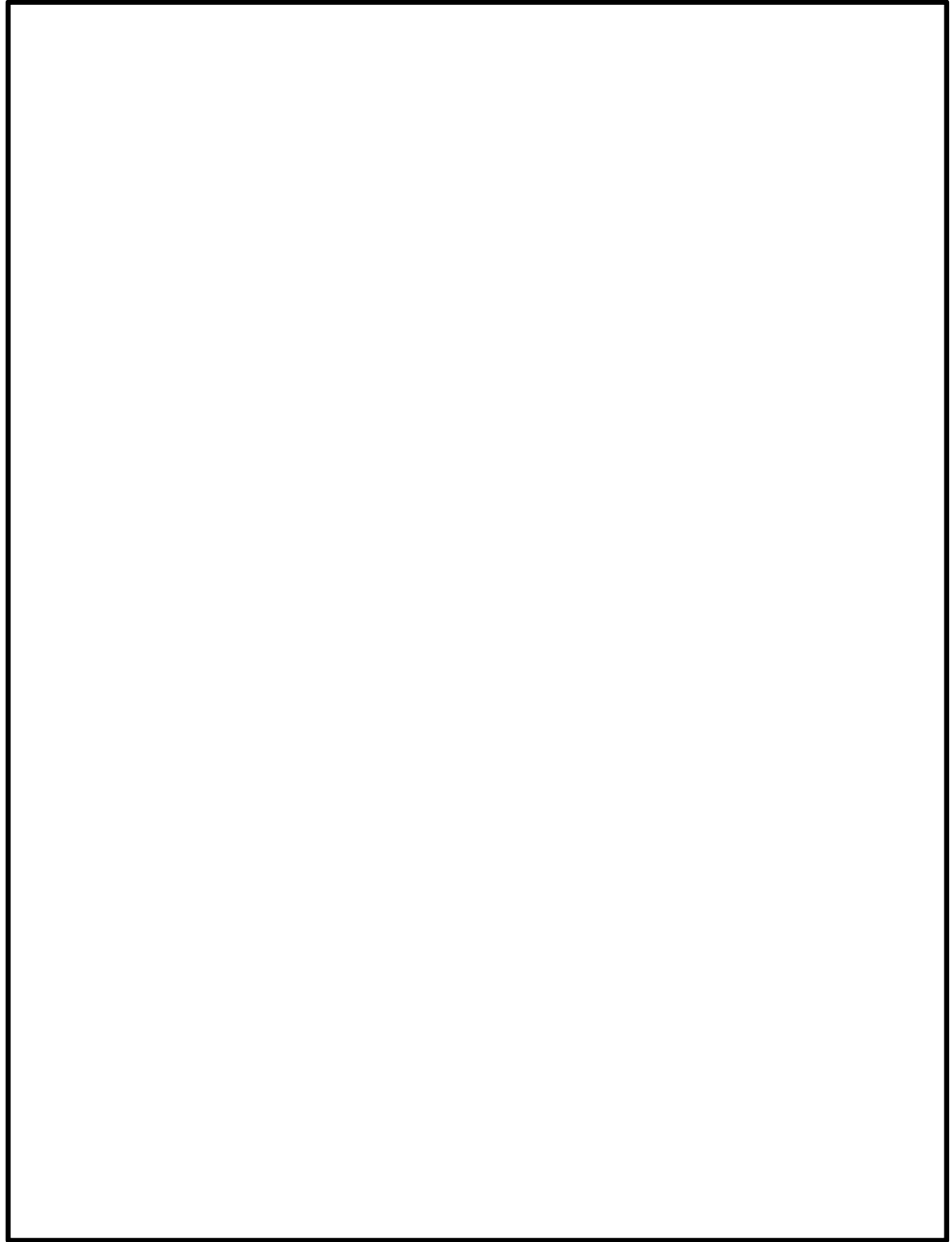


図 4-47 入退域被ばく評価時のグランドシャインガンマ線評価モデル

VI-1-7-3-別添1 空気流入率試験について

空気流入率試験について

「原子力発電所中央制御室の居住性に係わる被ばく評価手法について（内規）」（平成 21・07・27）原院第 1 号平成 21 年 8 月 12 日）の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率試験手法」に基づき、島根原子力発電所第 1 号機及び第 2 号機中央制御室について 2017 年 8 月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で 0.082 回/h（+0.0030（95%信頼限界値））である。試験結果の詳細は表 1-1 に示す。

表 1-1 島根原子力発電所第 1 号機及び第 2 号機中央制御室空気流入率測定試験結果

項目	内容		
試験日程	2017 年 8 月 1 日～2017 年 8 月 2 日 (1, 2 号機停止中)		
試験実施箇所	島根原子力発電所 1 / 2 号機中央制御室		
均一化の程度	系統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ：(測定値－平均値) / 平均値 (%)	
	A系	—	
	B系	-6.4%～4.5%	
試験手法	全サンプリングによる試験手法		
適用条件	内容	適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か。	○	
	決定係数 R ² が 0.90 以上であること。	—	均一化の目安を満足している。
	①中央制御室の空気流入率が、別区画に比べて小さいこと。	—	均一化の目安を満足している。
	②特異点の除外が、1 時点の全測定データ個数の 10% 未満であること。	—	特異点の除外は無い。
③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に、立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し、運転員へ周知すること。	—	特定の区画を除外せず、すべての区画を包含するリーク率で評価している。	
試験結果	系統	空気流入率 (+以下は 95%信頼限界値)	決定係数 R ²
	A系	—	—
	B系	0.082 回/h (+0.0030)	—
特記事項	なし		

VI-1-7-3-別添 2 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ除去性能
の維持について

中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ除去性能の維持について

中央制御室非常用再循環処理装置の粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタは、十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とする。以下に放射性微粒子保持容量及びよう素吸着容量を示す。

1. 粒子用高効率フィルタの放射性微粒子保持容量

中央制御室非常用再循環処理装置の粒子用高効率フィルタの放射性微粒子保持容量は、1式で約13kgとなる。

2. チャコールフィルタのよう素吸着容量

中央制御室非常用再循環処理装置のチャコールフィルタの活性炭充てん量は、約1072kgであり、よう素吸着容量は約2.6kgとなる。

中央制御室非常用再循環処理装置の粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタの保持容量及び吸着容量を表2-1に示す。

表2-1 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ保持容量及び吸着容量

	保持容量／吸着容量
微粒子	約13kg
よう素	約2.6kg

VI-1-7-3-別添3 運転員の交替要員体制について

運転員の交替要員体制について

1. 設計基準事故時

通常時の運転員の勤務形態は、5班以上編成した上で2交替勤務を行うよう保安規定で定めているが、運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性（設計基準）を評価するにあたり、日勤班を考慮しないものとして4直2交替を仮定し、運転員1人当たりの30日間の平均的な実効線量を評価した。

運転員一人当たりの30日間の中央制御室滞在時間及び入退域滞在時間の平均値を評価*すると、以下となる。

*：被ばく評価手法（内規）に示された計算方法

- ・運転員1人当たりの平均的な中央制御室滞在時間

2交替における平均的な中央制御室滞在時間を1回あたり12時間として4直2交替における30日間の平均滞在時間を以下のように求める。

$$12\text{h}/\text{直} \times 2\text{直}/\text{日} \times 30\text{日}/4\text{直} = 180\text{h}$$

- ・入退域所要時間

入退域（片道）に必要な時間を15分として4直2交替における30日間の平均入退域所要時間を以下のように求める。

$$0.5\text{h}/\text{直} \times 2\text{直}/\text{日} \times 30\text{日}/4\text{直} = 7.5\text{h}$$

上記により求めた中央制御室滞在時間及び入退域所要時間から直交替による滞在時間割合は以下のとおりとなる。

- ・中央制御室内の滞在時間割合

$$180\text{h}/(24\text{h}/\text{日} \times 30\text{日}) = 0.25$$

- ・入退域所要時間割合

$$7.5\text{h}/(24\text{h}/\text{日} \times 30\text{日}) \approx 0.10417$$

2. 炉心の著しい損傷が発生した場合

重大事故時の中央制御室居住性評価における直交替の考慮は、設計基準事故と同様に4直2交替を仮定した。被ばく評価においては、事故期間中に被ばくの影響が大きくなる期間に、勤務スケジュール上、最も長く滞在する場合を想定し評価を行った。

想定する勤務体系は表3-1に示すとおりである。

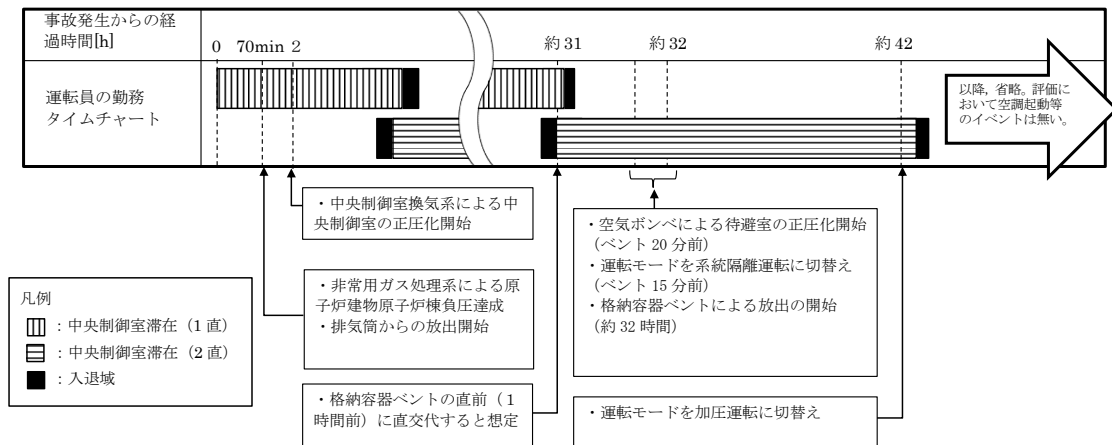
被ばく評価の勤務形態については、事故期間中に放出される放射性物質が多くなる格納容器ベント実施時が被ばくの影響が最も大きくなることから、格納容器ベントの影響が最大となるよう、格納容器ベントの1時間前に直交替を行うものと想定した。なお、入退域時の被ばく評価については、入退域（片道）に必要な時間を15分とし評価を行った。

炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく線量は、班ごとに評価する。班ごとの評価期間中の積算線量は、被ばく経路ごとに、評価期間中の中央制御室滞在及び入退域ごとの被ばく線量を評価し、合算することで算出する。

表 3-1 直交替サイクル

	中央制御室の滞在時間
1直	8:00～21:15
2直	21:00～8:15
日勤班	—

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	入退域回数
A班	1直	1直		2直	2直			7回
B班		2直	2直				1直	7回
C班	2直				1直	1直		6回
D班			1直	1直		2直	2直	8回



参考図 評価で想定した運転員の中央制御室滞在の時間や空調起動等の時間の前後関係

VI-1-7-3-別添 4 中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における
原子炉建物ブローアウトパネルの取扱いについて

中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における原子炉建物 ブローアウトパネルの取扱いについて

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルは、主蒸気管破断のようにプラント運転中に原子炉格納容器外で配管が破断した場合等に、高圧の蒸気が原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えい、拡散することにより生じる建物内の圧力上昇によって建物内の天井・外壁等が破損することを防止するため、建物内の圧力を開放する目的で設置している。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル又は主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの開放により開口部が生じた場合、非常用ガス処理系起動時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持することが困難となり、放射性物質の放出経路としては排気筒（非常用ガス処理系用）ではなく地上放出相当となる。

中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの状態と評価条件（放出位置）との関係を以下に示す。

1. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故）に係る被ばく評価

(1) 原子炉冷却材喪失

a. 評価条件（放出位置）

排気筒（非常用ガス処理系用）出口

被ばく評価手法（内規）では排気筒と原子炉建屋とされている。（表 4-1 参照）

b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの状態

原子炉冷却材喪失時には原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内で原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルが開放するほど圧力上昇は大きくないことから、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルは開放しない。また、破断口からの冷却材流出によって原子炉水位が低下し、原子炉水位低（レベル3）信号設定点に到達することで、非常用ガス処理系が自動起動することから、放出経路は排気筒（非常用ガス処理系用）出口となる。

c. 結論

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの状態を考慮しても、放射性物質の放出位置として排気筒（非常用ガス処理系用）出口とすることは妥当である。

(2) 主蒸気管破断

a. 評価条件（放出位置）

地上放出（評価点に最も近接するブローアウトパネル）

被ばく評価手法（内規）ではブローアウトパネルと原子炉建屋又はタービン建屋とされている。（表 4-1 参照）

b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの状態

建物内の圧力上昇により原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルが開放する。開放するのは原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを想定する。そのため、非常用ガス処理系起動時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持することが困難となり、放射性物質の放出経路は排気筒（非常用ガス処理系用）出口ではなく地上放出相当として評価点（中央制御室）に最も近接する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを放出位置として設定する。

なお、「原子炉設置許可申請書 添付書類十 4.2 仮想事故 4.2.2 主蒸気管破断」の周辺公衆の線量評価においては、タービン建物から地上放出するとしており、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの状態に関係はなく、原子炉設置許可申請書の線量評価結果に影響はない。

c. 結論

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの状態を考慮しても、放射性物質の放出経路として地上放出を設定することは妥当である。

2. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価

a. 評価条件（放出位置）

原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧ではない期間（事象発生から 70 分まで）：

地上放出（原子炉建物中心）

原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧となる期間（事象発生から 70 分以降）：

排気筒（非常用ガス処理系用）出口

格納容器ベント実施時：

格納容器フィルタベント系排気管出口

審査ガイドでは「選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定」とされている。

b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの状態

居住性評価に当たって選定した事象である原子炉冷却材喪失時には原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内で原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル又は主蒸気管トンネル室ブローア

ウトパネルが開放するほどの圧力上昇は生じないことから、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルは開放しない。

しかし、全交流動力電源喪失を想定しており、事象発生 70 分までは非常用ガス処理系に期待できないことから、地上放出相当とし、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）による閉じ込め効果を期待しないことから放出点としては原子炉建物中心位置を設定する。

事象発生 70 分以降、非常用ガス処理系によって原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の負圧を維持している期間については、放出経路は排気筒（非常用ガス処理系用）出口としている。

なお、格納容器ベント実施時には格納容器フィルタベント系排気筒出口からの放出を想定する。

c. 結論

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの状態を考慮しても、放射性物質の放出経路として地上放出、排気筒（非常用ガス処理系用）出口及び格納容器フィルタベント系排気筒出口を設定しており妥当である。

表 4-1 放出点の代表例（被ばく評価手法（内規）解説表 5.8.1 抜粋）等の説明について

型式	事故	放出点の位置
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	建屋+0.5L の範囲内 (排気筒と原子炉建屋)
	主蒸気管破断	建屋+0.5L の範囲内 (ブローアウトパネルと原子炉建屋又はタービン建屋)

VI-1-7-3-別添 5 中央制御室待避室遮蔽に係るストリーミングの考慮について

中央制御室待避室遮蔽に係るストリーミングの考慮について

中央制御室待避室に設置する出入口開口部又は配管その他の貫通部から、中央制御室待避室遮蔽を透過せず、散乱等によるストリーミングが正圧化エリアに影響を与えないよう、放射線の漏えい防止措置を講ずる。

1. 出入口開口部に対する考慮

中央制御室待避室の出入口開口からのストリーミングが正圧化エリアに影響を与えないよう以下の放射線の漏えい防止措置を講ずる。

(1) 出入口開口部は、遮蔽扉とする。

2. 配管その他の貫通部に対する考慮

中央制御室待避室の配管その他の貫通部からのストリーミングが正圧化エリアに影響を与えないよう、必要に応じて以下の放射線の漏えい防止措置を講ずる。

(1) 貫通部の大きさを可能な限り小さくする。

(2) 貫通部の高さを線源が直接見通せないようにする。

VI-1-8 原子炉格納施設の説明書

VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 設計基準事故時における基本方針	1
2.2 重大事故等時における基本方針	2
3. 構造及び機能	5
3.1 原子炉格納容器の構造の概要	5
3.2 原子炉格納容器の機能	5
4. 原子炉格納施設の設計条件	6
4.1 設計上考慮すべき状態	6
4.1.1 各運転状態の定義	6
4.1.2 原子炉格納施設における運転状態	7
4.2 設計基準事故時における設計条件	8
4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件	8
4.2.2 漏えい率に対する設計条件	10
4.2.3 最低使用温度	11
4.2.4 使用材料	11
4.2.5 耐圧試験圧力	14
4.2.6 開口部	14
4.2.7 配管貫通部	15
4.2.8 電気配線貫通部	15
4.2.9 原子炉格納容器隔離弁	15
4.2.10 原子炉格納容器体積	28
4.2.11 原子炉格納容器安全設備	28
4.2.12 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法	28
4.2.13 真空破壊装置	30
4.2.14 原子炉建物原子炉棟	32
4.2.15 可燃性ガス濃度制御設備	32
4.2.16 放射性物質濃度制御設備	32
4.2.17 原子炉格納容器調気設備	32
4.2.18 冷却材喪失事故時の荷重	33
4.2.19 逃がし安全弁作動時の荷重	37
4.2.20 地震荷重	37
4.3 重大事故等時における設計条件	37
4.3.1 原子炉格納容器の評価温度, 評価圧力	37

4.3.2	重大事故等時における原子炉格納容器の熱輸送機能	43
4.3.3	重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能	43
4.3.4	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	44
4.3.5	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	46
4.3.6	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	48
4.3.7	重大事故等時における水素爆発による原子炉建物等の損傷防止機能	48
4.3.8	重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能	49
4.3.9	重大事故等時に加わる動荷重	50
5.	原子炉格納施設の荷重の組合せ	51
5.1	荷重の種類	51
5.2	荷重の組合せ	51
5.3	繰返し荷重に対する解析	55
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及び その他影響確認	58
6.1	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	58
6.1.1	評価方針	58
6.1.2	評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因	58
6.1.3	評価方法	61
6.1.4	評価結果	65
6.2	その他原子炉格納容器限界温度，圧力に対する影響確認	75
6.2.1	確認内容	75
6.2.2	確認結果	75
7.	引用文献	76
別添1 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健全性について		
別添2 コリウムシールドの設計		
別添3 格納容器フィルタベント系の設計		

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、最高使用圧力、最高使用温度、外圧、設計漏えい率、最低使用温度、使用材料（原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊防止含む）、耐圧試験圧力、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、原子炉格納容器体積、原子炉格納容器安全設備、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、原子炉建物原子炉棟、可燃性ガス濃度制御設備、放射性物質濃度制御設備、原子炉格納容器調気設備、冷却材喪失事故時の荷重、逃がし安全弁作動時の荷重、地震荷重、荷重の組合せ、繰返し荷重に対する解析について説明する資料である。

また、技術基準規則第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施設の破損防止に係る機能、重大事故等時の動荷重、荷重の組合せ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。

2.1 設計基準事故時における基本方針

原子炉格納容器は、上下部半球胴部円筒形のドライウエル、円環形のサプレッションチェンバ等からなる圧力抑制形であり、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定した場合であっても、残留熱除去系（格納容器冷却モード）とあいまって、配管破断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事故（以下「冷却材喪失事故」という。）時の最大の圧力、最高の温度及び設計上想定された地震荷重に耐える設計とする。

原子炉格納容器は、冷却材喪失事故時及び逃がし安全弁作動時において、原子炉格納容器に生じる動荷重に対して健全性を損なわない構造強度を有するように設計する。なお、原子炉格納容器に生じる動荷重に対する設計は、「BWR. MARK I 型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」に基づき実施する。

原子炉格納容器の開口部である出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保ち、冷却材喪失事故時及び逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも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。

原子炉格納容器バウンダリを構成する機器は、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非延性破壊（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配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、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。

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生ず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、残留熱除去系（格納容器冷却モード）を設置する設計とする。

冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内で発生するおそれのある水素及び酸素の燃焼反応を防止するため、可燃性ガス濃度制御系を設ける。可燃性ガス濃度制御系は、窒素ガス制御系により原子炉格納容器内に窒素を充填することとあいまって、事故後の原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を可燃限界未満に抑制できる設計とする。

冷却材喪失事故後、ドライウエル内蒸気の凝縮が進み、ドライウエル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、圧力差により自動的に働き、サブプレッションチェンバのプール水のドライウエルへの逆流及びドライウエルの破損を防止するため、真空破壊装置を設置する設計とする。

原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）は、原子炉格納容器を完全に取り囲む構造となっており、非常用ガス処理系により内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。

2.2 重大事故等時における基本方針

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。

重大事故等時の原子炉格納容器内の熱を輸送するために用いる格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器により放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。また、格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、可搬式窒素供給装置により、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却のために用いる格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車によりドライウエ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下させることができる設計とする。また、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残

留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプによりサプレッションチェンバのプール水をドライウエル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイ並びに残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器によりサプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる残留熱代替除去系は、残留熱代替除去ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。また、格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器により放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

また、格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却のために用いるペDESTAL代替注水系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車により、原子炉格納容器スプレイ管からドライウエル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

また、溶融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部へ落下する場合に、ドライウエル機器ドレンサンプ及びドライウエル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を抑制するため、コリウムシールドを設ける。

溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために用いる低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、高圧原子炉代替注水系及びほう酸水注入系は、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び高圧原子炉代替注水系のいずれかと並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を行うことで溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内における水素爆発による破損防止のために用いる窒素ガス代替注入系は、原子炉格納容器内を不活性化するため、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満にできる設計とする。

また、格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器により放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とし、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために用いる静的触媒式水素処理装置は、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の水素爆発を防止できる設計とする。

また、格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器により放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、原子炉格納容器内の水素ガスを大気に排出することで、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を緩和できる設計とし、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

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、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために用いる原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車により海水を取水し、放水砲から原子炉建物へ放水することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とし、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、大型送水ポンプ車により海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建物周辺へ放水できる設計とする。また、海洋拡散抑制設備は、シルトフェンスを汚染水が発電所から海洋に流出する2号機放水接合槽及び輪谷湾に設置し、放射性物質吸着材を汚染水が通過する雨水排水路集水柵に設置することで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、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力の2倍である限界圧力及び200℃の限界温度で閉じ込め機能を損なわない設計とする。

上記の設計のための、評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

3. 構造及び機能

3.1 原子炉格納容器の構造の概要

島根原子力発電所第2号機の一次格納施設は圧力抑制型格納容器で、原子炉圧力容器及び原子炉再循環系等を取り囲む上下部半球胴部円筒形のドライウエル、プール水を内蔵する円環形のサプレッションチェンバとこれを連絡するベント系からなっている。

ドライウエル、サプレッションチェンバ及びベント系は鋼製で、ドライウエル底部は、コンクリートに埋設され、サプレッションチェンバは支持脚を介して各々原子炉建物基礎スラブに支持されている。また、ベント管、ベントヘッド及びダウンカムより構成されるベント系はドライウエルにより支持されている。

3.2 原子炉格納容器の機能

原子炉格納容器は冷却材喪失事故時に放射性物質が漏えいするのを防ぐ機能を有しており、原子炉格納容器のドライウエル内で原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が破断した場合、蒸気や炉水がドライウエル空間に放出される。その結果ドライウエル圧力が上昇し、空気又は窒素、蒸気、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へ押し出される。ここで蒸気はプール水によって冷却されて凝縮し、その結果としてドライウエル内圧力の上昇は抑制される。この圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法についての記述を「4.2.12 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法」に示す。サプレッションチェンバに押し出された非凝縮性ガスはサプレッションチェンバ自由空間に貯えられる。また、サプレッションチェンバは、逃がし安全弁から放出する蒸気を凝縮する機能も有している。

非常用炉心冷却設備の作動により、炉心が静水頭換算でジェットポンプのノズルの高さまで再冠水した後の余剰水の溢水や残留熱除去系（格納容器冷却モード）の起動によりドライウエルが負圧になった場合において、その負圧を解消し、原子炉格納容器の健全性を維持するために真空破壊装置を設けているが、この設備については「4.2.13 真空破壊装置」に記述する。

圧力抑制型格納容器の機能を十分に発揮するために、これらを補助する設備を設けているが、この設備については、「4.2.11 原子炉格納容器安全設備」、「4.2.15 可燃性ガス濃度制御設備」、「4.2.16 放射性物質濃度制御設備」及び「4.2.17 原子炉格納容器調気設備」に記述する。

原子炉格納容器は搬出入を行うために開口部を設けているが、この設備については「4.2.6 開口部」に記述する。

原子炉格納容器は各種配管、電気配線を貫通させるために貫通部を設けているが、この設備については「4.2.7 配管貫通部」及び「4.2.8 電気配線貫通部」に記述する。

原子炉格納容器を貫通して取り付ける管には原子炉格納容器バウンダリを構成するために

原子炉格納容器隔離弁を設けているが、この設備については「4.2.9 原子炉格納容器隔離弁」に記述する。

原子炉格納容器バウンダリを構成する機器は、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、非延性破壊（脆性破壊）及び破断を防止する設計とする。これを実現する材料については「4.2.4 使用材料」に記述する。

4. 原子炉格納施設の設計条件

原子炉格納施設の設計条件として、各運転状態の定義について述べ、設計基準事故時における設計条件と、重大事故等時における設計条件に分類し、項目ごとに説明する。

4.1 設計上考慮すべき状態

4.1.1 各運転状態の定義

各状態を次のように定義する。

- (1) 「運転状態Ⅰ」とは、発電用原子炉施設の通常運転時の状態をいう。
- (2) 「運転状態Ⅱ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅲ、運転状態Ⅳ、運転状態Ⅴ及び試験状態以外の状態をいう。
- (3) 「運転状態Ⅲ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉施設の故障、異常な作動等により発電用原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる状態をいう。
- (4) 「運転状態Ⅳ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉施設の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態をいう。
- (5) 「運転状態Ⅴ」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態及び運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態、並びに原子炉格納容器が損傷し、放射性物質が異常な水準で工場等外へ放出されるおそれのある状態をいう。
- (6) 「運転状態Ⅴ（S）」とは、運転状態Ⅴのうち、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態をいう。
- (7) 「運転状態Ⅴ（L）」とは、運転状態Ⅴのうち、長期的（過渡状態を除く一連の期間）に荷重が作用している状態をいう。
- (8) 「運転状態Ⅴ（LL）」とは、運転状態Ⅴのうち、運転状態Ⅴ（L）より更に長期的に荷重が作用している状態をいう。

- (9) 「試験状態」とは、耐圧試験により発電用原子炉施設に最高使用圧力を超える圧力が加えられている状態をいう。

4.1.2 原子炉格納施設における運転状態

各状態には次の事象がある。

- (1) 運転状態Ⅰ
- a. 起動
 - b. 停止
 - c. 出力運転
 - d. 高温待機
 - e. 燃料交換
- (2) 運転状態Ⅱ
- a. 外部電源喪失
 - b. 負荷の喪失
 - c. 主蒸気隔離弁の閉鎖
 - d. 給水制御系の故障
 - e. 圧力抑制装置の故障
 - f. 全給水流量喪失
 - g. タービントリップ
 - h. 逃がし安全弁誤作動
- (3) 運転状態Ⅲ
- a. 原子炉圧力容器の過大圧力
- (4) 運転状態Ⅳ
- a. 冷却材喪失事故
- (5) 運転状態Ⅴ
- a. 重大事故等時
- (6) 試験状態
- a. 耐圧試験

運転状態Ⅰのうち、a. 起動、b. 停止、c. 出力運転については、起動、停止、出力運転サイクルの温度変動による荷重を考慮する。

e. 燃料交換については燃料交換時の水荷重を考慮する。

運転状態Ⅱの各事象、及び運転状態Ⅲの a. 原子炉圧力容器の過大圧力の事象は逃がし安全弁の作動が考えられるが、原子炉格納施設の設計に当たっては、最も厳しい逃がし安全弁作動時の荷重を考慮する。

運転状態Ⅴの事象は、重大事故等時のうち原子炉格納容器内圧力及び温度が厳しくなる事

象を考慮する。

4.2 設計基準事故時における設計条件

原子炉格納容器の設計基準事故時の設計条件として、施設時に適用した「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。), 告示第501号「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(昭和55年10月30日通商産業省告示第501号)(以下「告示第501号」という。)に基づき最高使用圧力, 最高使用温度, 最低使用温度等を設定し, 原子炉格納容器の強度評価等も含めた設計条件として使用する。

以下に設計条件として使用する項目について示す。

4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件

(1) 最高使用圧力及び最高使用温度

原子炉格納容器は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。冷却材喪失事故時の原子炉格納容器の過渡解析では保守的なモデルを使用している。

島根原子力発電所第2号機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エル空間容積(約7900m³), サプレッションチェンバ空間容積(約4700m³), サプレッションプール水量(約2800m³)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

	ドライウエル	サプレッションチェンバ
圧力	5kPa	5kPa
温度	57℃	35℃

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*

	ドライウエル	サプレッションチェンバ
圧力	327kPa	209kPa
温度	145℃	88℃

注記* : 昭和59年9月17日付け59資庁第8283号にて認可された工事計画の添付書類IV-1-4「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」による。

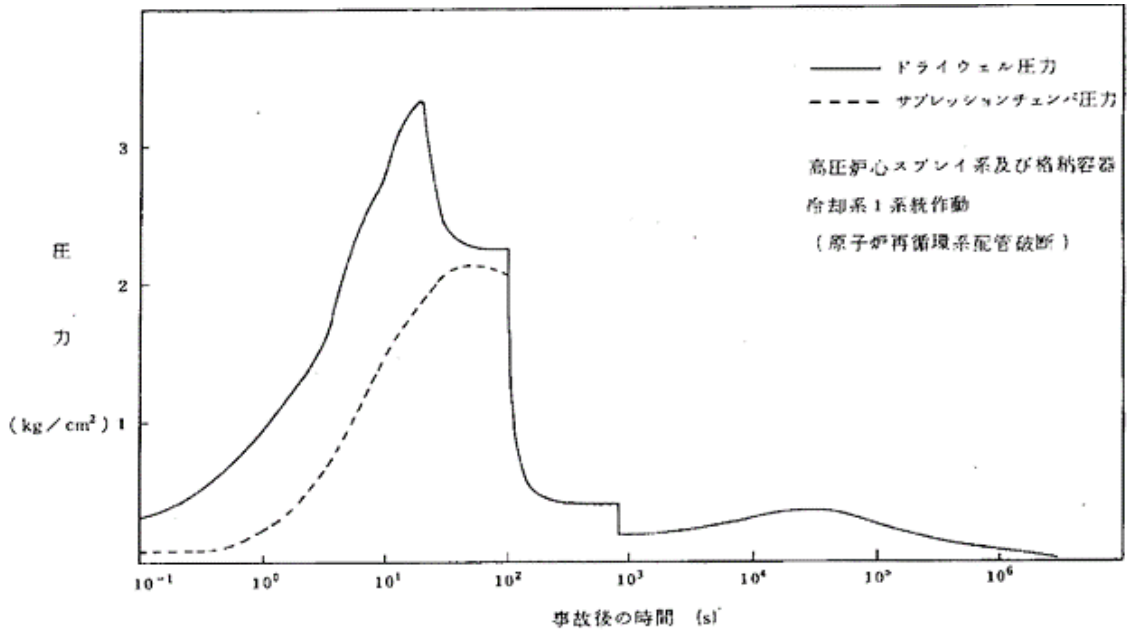


図 4-1 ドライウエル及びサプレッションチェンバの圧力変化*

注記* : 昭和 59 年 9 月 17 日付け 59 資庁第 8283 号にて認可された工事計画の添付書類
IV-1-4「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」による。

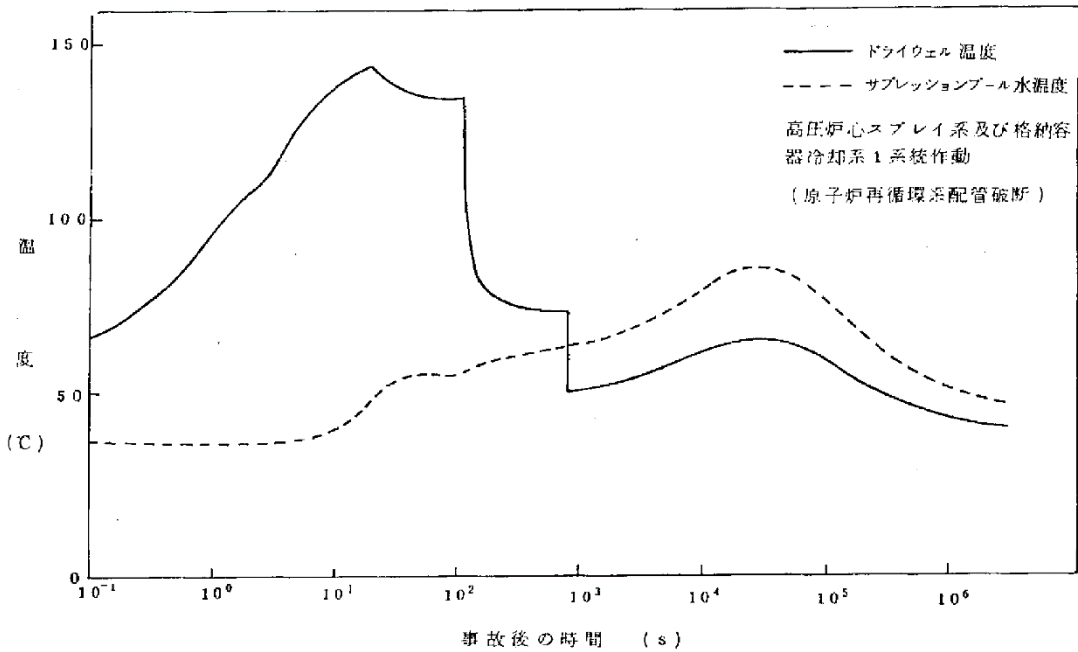


図 4-2 ドライウエル及びサプレッションチェンバの温度変化*

注記* : 昭和 59 年 9 月 17 日付け 59 資庁第 8283 号にて認可された工事計画の添付書類
IV-1-4「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」による。

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

	ドライウエル	サブプレッションチェンバ
圧力	427kPa	427kPa
温度	171℃	104℃

(2) 外圧

原子炉格納容器の外面にうける最高の圧力については真空破壊装置及び真空破壊弁を設けることによって過大な外圧が作用しないように、原子炉格納容器を防護する設計としている。具体的には、ドライウエル内が負圧となる場合、ドライウエルとサブプレッションチェンバの間に設置された真空破壊装置が自動的に作動して、ドライウエルとサブプレッションチェンバの差圧を 7kPa 以下に保つ設計としている。また、サブプレッションチェンバと原子炉格納容器の外部の間に設置された真空破壊弁は、サブプレッションチェンバと原子炉格納容器の外部の差圧を 7kPa 以下に保つ設計としている。したがって、ドライウエル及びサブプレッションチェンバの外面にうける最高の圧力は、ドライウエルは真空破壊装置及び真空破壊弁の差圧を合わせた 14kPa であり、サブプレッションチェンバは 7kPa であるが、保守的にいずれも 14kPa とする。

(3) 設計基準事故時の原子炉格納容器の評価水位

冷却材喪失事故後、サブプレッションチェンバ（内部水源）を水源とした非常用炉心冷却設備による注水開始により、炉心は冠水され、冷却材は冷却材喪失事故の破断口から原子炉格納容器下部及びドライウエル床を經由して、サブプレッションチェンバへと流入する。

原子炉格納容器下部及びドライウエル床には、約 450m³ の冷却材を保有できる容量を有しており、冷却材喪失事故後の原子炉圧力容器より流出する冷却材量（約 200m³）は原子炉格納容器下部及びドライウエル床に保持される。

その後、サブプレッションチェンバを水源とする非常用炉心冷却設備による注水が継続するため、サブプレッションチェンバの水位は事象発生時の水位以下で推移することから、設計基準事故時の原子炉格納容器の評価においては、サブプレッションチェンバの水位を「通常運転水位の上限値である H. W. L 3.66m (EL5660mm)」に設定している。

4.2.2 漏えい率に対する設計条件

安全評価では、原子炉格納容器の設計漏えい率は、常温、最高使用圧力の 0.9 倍の圧力の空気において、原子炉格納容器内空間容積の 0.5%/day 以下としており、この設計漏えい率の最大値 (0.5%/day) を使用して解析し、安全評価の結果、設計基準事故時の実効線

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」の基準を満足している*¹。

また、重大事故等時及び仮想事故時の線量は、0.5%/dayの漏えいが発生すると仮定した場合、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」のめやす線量を下回っている*²。

以上より、原子炉格納容器の設計漏えい率は、常温、最高使用圧力の0.9倍の圧力の空気において、原子炉格納容器内空気重量の0.5%/day以下とする。

注記*1：令和3年9月15日付け「原規規発第2109152号」をもって許可を受けた「島根

原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 I 3.設計基準事故解析 3.4.4 原子炉冷却材喪失 3.4.4.3.2 線量当量の評価 (3) 評価結果

*2：平成20年10月28日付け「平成18・10・23原第12号」をもって許可を受けた「島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 4. 重大事故及び仮想事故

4.2.3 最低使用温度

原子炉格納容器の最低使用温度を表4-4に示す。

表4-4 原子炉格納容器の最低使用温度

	ドライウエル	サプレッションチェンバ
最低使用温度	-8℃	-8℃

最低使用温度はドライウエル、サプレッションチェンバとも同じ値とする。この最低使用温度は耐圧漏えい試験時（試験状態）を考慮して決めたものであり、建設時を除けば、原子炉建物内にあるため10℃としても十分である。

4.2.4 使用材料

原子炉格納容器バウンダリに使用するフェライト系材料は原子炉格納容器の最低使用温度に対して脆性破壊を防止するため、告示第501号の規定により衝撃試験又は落重試験を行い、これに合格したものを使用する。

原子炉格納容器の脆性破壊防止に関する確認事項を以下に示す。

(1) 原子炉格納容器の脆性破壊防止

a. 概要

原子炉格納容器は、施設時に適用された「告示第501号」及び「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」（昭和45年通商産業省令第81号）（以下「省令第81号」という。）に基づき、材料、設計及び製作において、次の試験を実施し、脆性破壊に対し十分安全であることを確認されたものを使用する。

- (a) 原子炉格納容器の材料は、告示第501号第20条第3項に規定する衝撃試験を行い、同条第4項に規定する合格基準に適合するものを使用する。
 - (b) 原子炉格納容器の溶接部は、省令第81号第28条第2項に規定する試験板について第26条の規定に基づき、衝撃試験を行い、同条に規定する合格基準に適合することを確認されたものを使用する。
- b. 脆性破壊防止のための確認事項実施要領
- (a) 原子炉格納容器の材料に関する確認

材料に関する衝撃試験の実施要領は次のとおりである。

 - イ. 対象材料

第2種容器に使用する材料を対象とする。ただし、次に掲げる材料は試験を行うことを要しない。

 - ① 厚さが16mm未満の材料
 - ② 断面積が625mm²未満の棒の材料
 - ③ 呼び径が25mm未満のボルト等の材料
 - ④ 外径が169mm未満の管の材料
 - ⑤ 厚さが16mm又は外径が169mm未満の管に接続されるフランジの材料及び管継手の材料
 - ⑥ オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金
 - ロ. 材料

原子炉格納容器において、該当する材料は次のとおりである。
 - ハ. 試験温度

試験温度は、-25℃以下とする。これは最低使用温度（-8℃）より17℃以上低い温度である。
 - ニ. 試験片

試験片は、3個採取する。
 - ホ. 合格基準

試験片の吸収エネルギーが表4-5から表4-9に示す値以上であるものを合格とする*。なお、再試験は告示第501号第20条の規定による。

注記*：最小値については、3個の試験片が全て表中の値以上であるものを合格とする。

表 4-5 衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3 個の平均[J]	最小値[J]
<input type="text"/>	<input type="text"/>

表 4-6 衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3 個の平均[J]	最小値[J]
<input type="text"/>	<input type="text"/>

表 4-7 衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3 個の平均[J]	最小値[J]
<input type="text"/>	<input type="text"/>

表 4-8 衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3 個の平均[J]	最小値[J]
<input type="text"/>	<input type="text"/>

表 4-9 衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3 個の平均[J]	最小値[J]
<input type="text"/>	<input type="text"/>

(b) 原子炉格納容器の溶接部に関する確認

溶接に関する衝撃試験の実施要領は次のとおりである。

イ. 対象溶接部

第 2 種容器の突合せ溶接による溶接部を対象とする。ただし次に掲げる材料は試験を行うことを要しない。

① 外形又は厚さが小さい場合の溶接部

- a. 厚さが 16mm 未満の溶接部
- b. 外径が 169mm 未満の管の溶接部
- c. 厚さが 16mm 又は外径が 169mm 未満の管に接続されるフランジ又は管継手の溶接部

② オーステナイト系ステンレス合金、ニッケルクロム鉄合金及び非鉄金属の溶接部

ロ. 母材の材料

原子炉格納容器において、該当する材料は 及び である。

ハ. 試験温度

試験温度は、 -25°C 以下とする。これは最低使用温度 (-8°C) より 17°C 以上低い温度である。

ニ. 試験片

試験片は溶接金属部及び熱影響部からそれぞれ3個採取する。

ホ. 合格基準

試験片の吸収エネルギーが表4-10及び表4-11に示す値以上であるものを合格とする。

なお、再試験は省令第81号第30条（第13条準用）の規定による。

表4-10 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3個の平均[J]	最小値[J]
<input type="text"/>	<input type="text"/>

表4-11 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3個の平均[J]	最小値[J]
<input type="text"/>	<input type="text"/>

4.2.5 耐圧試験圧力

原子炉格納容器の耐圧試験圧力は、施設時に適用された告示第501号第104条に基づき、最高使用圧力 427kPa ($4.35\text{kg}/\text{cm}^2$) の1.125倍である 481kPa ($4.9\text{kg}/\text{cm}^2$) で気圧試験を行い原子炉格納容器の健全性を確認する。

以上より、原子炉格納容器の耐圧試験圧力を 481kPa ($4.9\text{kg}/\text{cm}^2$) とする。

4.2.6 開口部

開口部となるドライウェル主フランジ、機器搬入口、逃がし安全弁搬出ハッチ、制御棒駆動機構搬出ハッチ、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程」(J E A C 4 2 0 3)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き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。

4.2.7 配管貫通部

原子炉格納容器配管貫通部は、冷却材喪失事故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。

4.2.8 電気配線貫通部

原子炉格納容器電気配線貫通部は、冷却材喪失事故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に、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。

4.2.9 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁（以下「隔離弁」という。）は、施設時に適用された省令第 62 号第 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隔離弁は、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接続するか、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、冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測制御系統施設に関連する小口径配管を除いて、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、冷却材喪失事故時の原子炉格納

容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べ十分小さい配管については、原子炉格納容器の内側又は外側に少なくとも 1 個の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。

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その機能が著しく低下するような箇所には、貫通箇所の外側であって近接した箇所に 2 個の隔離弁を設ける設計とする。

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。

設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）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、設計基準事故時及び重大事故等時に容易に閉鎖可能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。

また、重大事故等時に使用する窒素ガス制御系の隔離弁については、設計基準事故時の隔離機能の確保を考慮し自動隔離弁とし、重大事故等時に容易に開可能な設計とする。

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には、隔離弁を設置したも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を設置し、流出量抑制対策を講じる設計とする。

隔離弁は、閉止後に駆動動力源が喪失した場合におい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、隔離弁のうち、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設計とする。

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 4 2 0 3）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、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非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）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。自動隔離弁への隔離信号は，原子炉水位低，ドライウエル圧力高あるいは，放射能レベル高及び手動である。

原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁の全体概要図を図 4-3 に示す。また，記号及び略号を図 4-4 に示す。

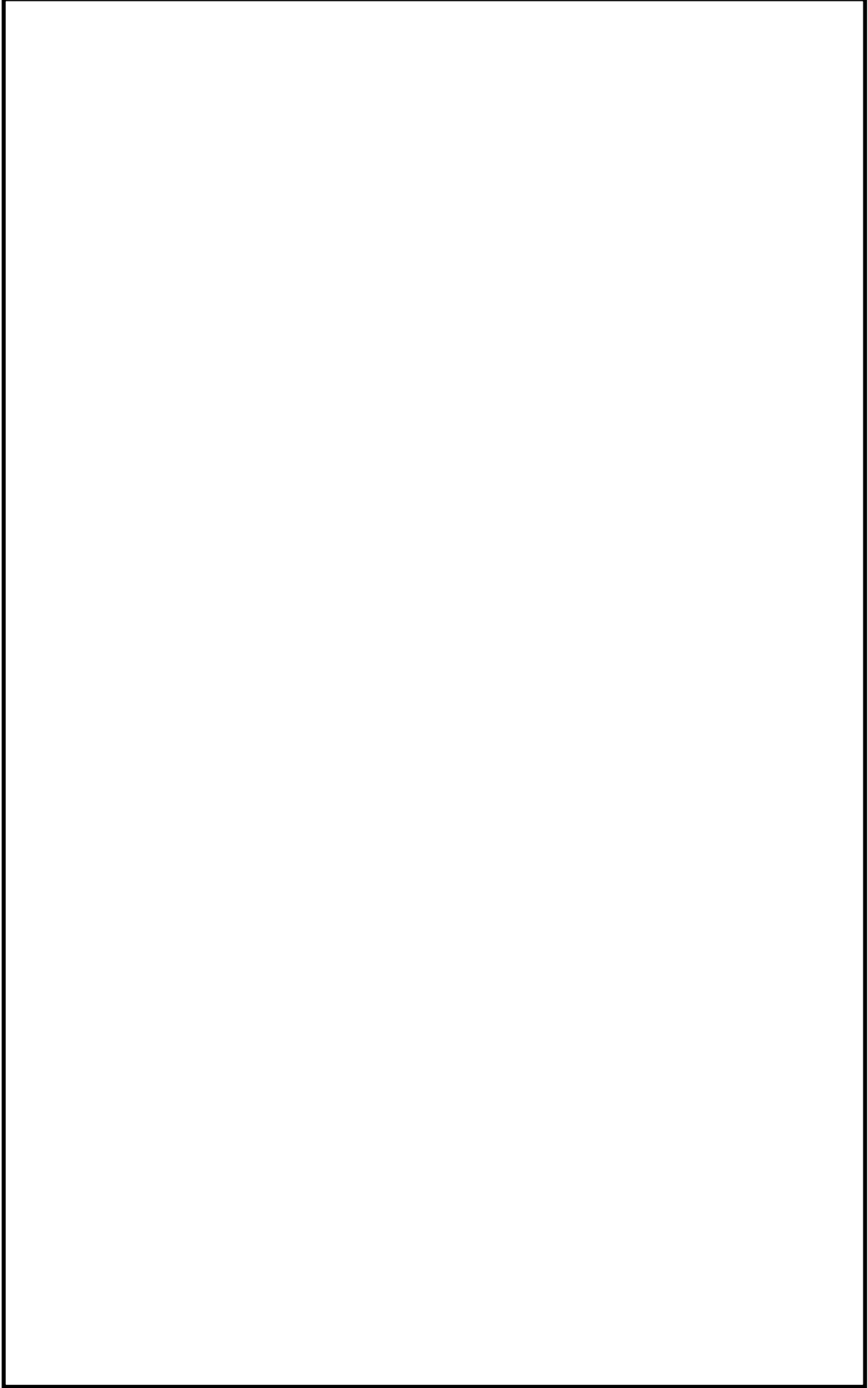


図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図(1/8)

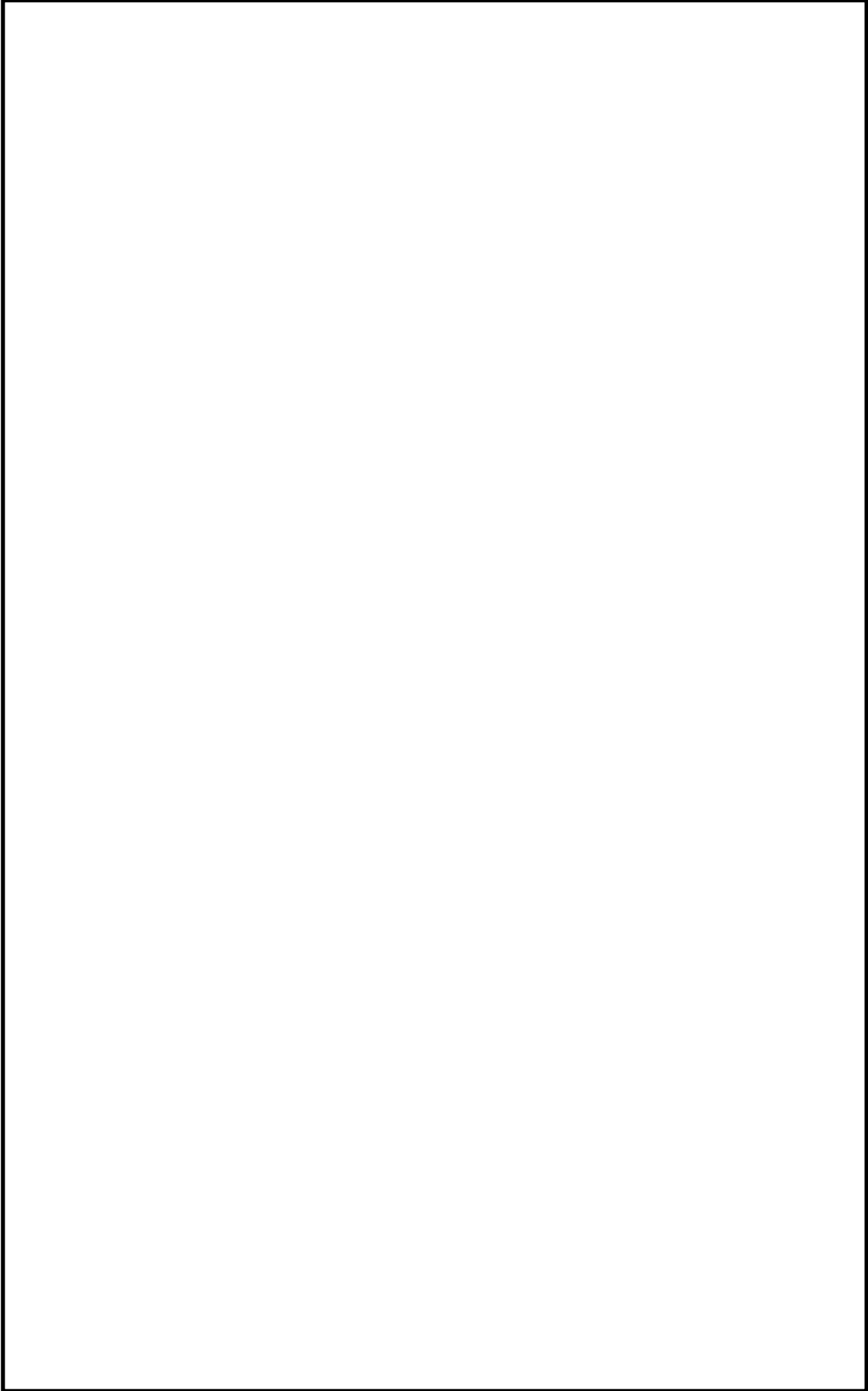


図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図 (2/8)

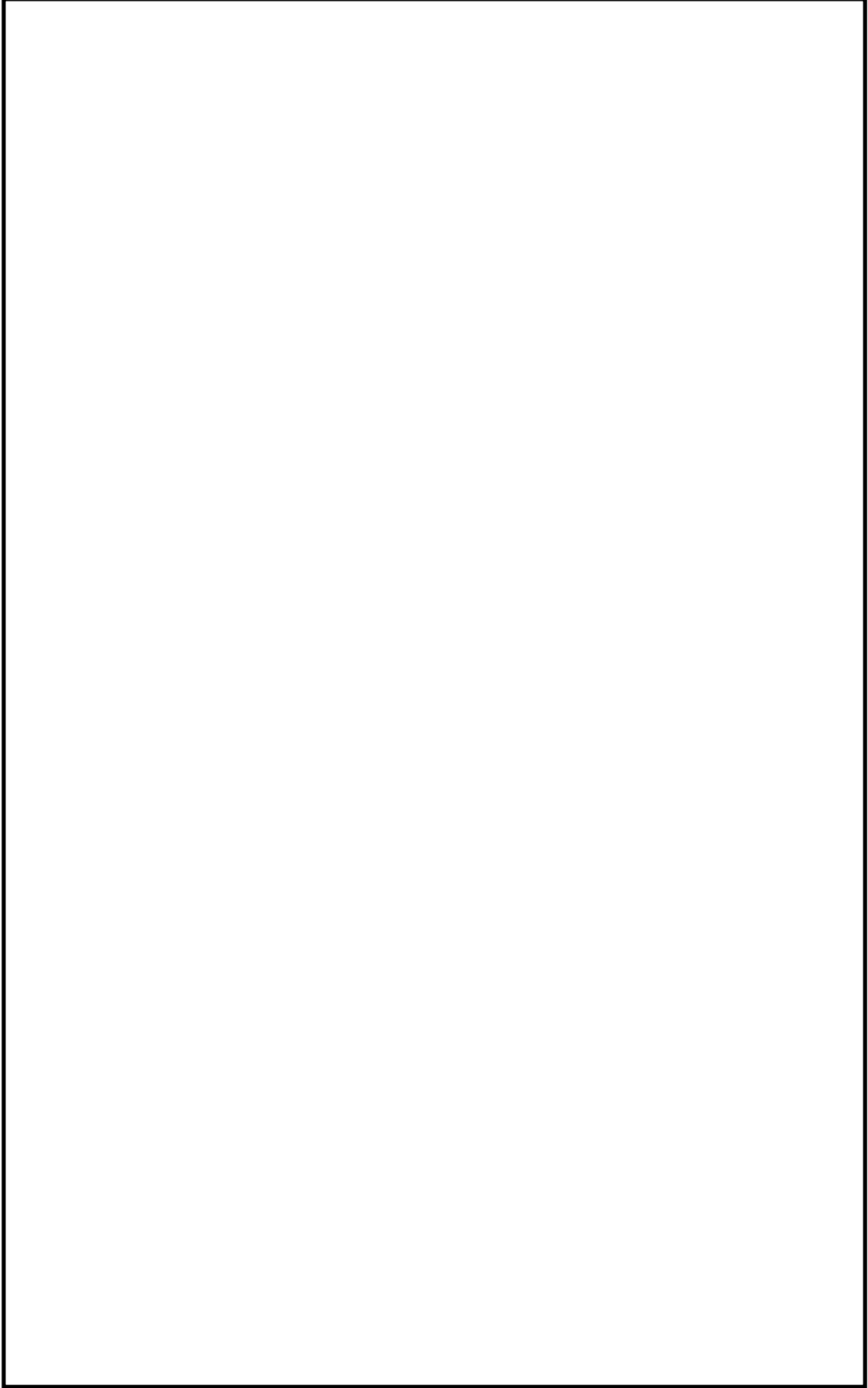


図 4-3 原子炉格納容器バンドリ及び隔離弁 全体概要図 (3/8)

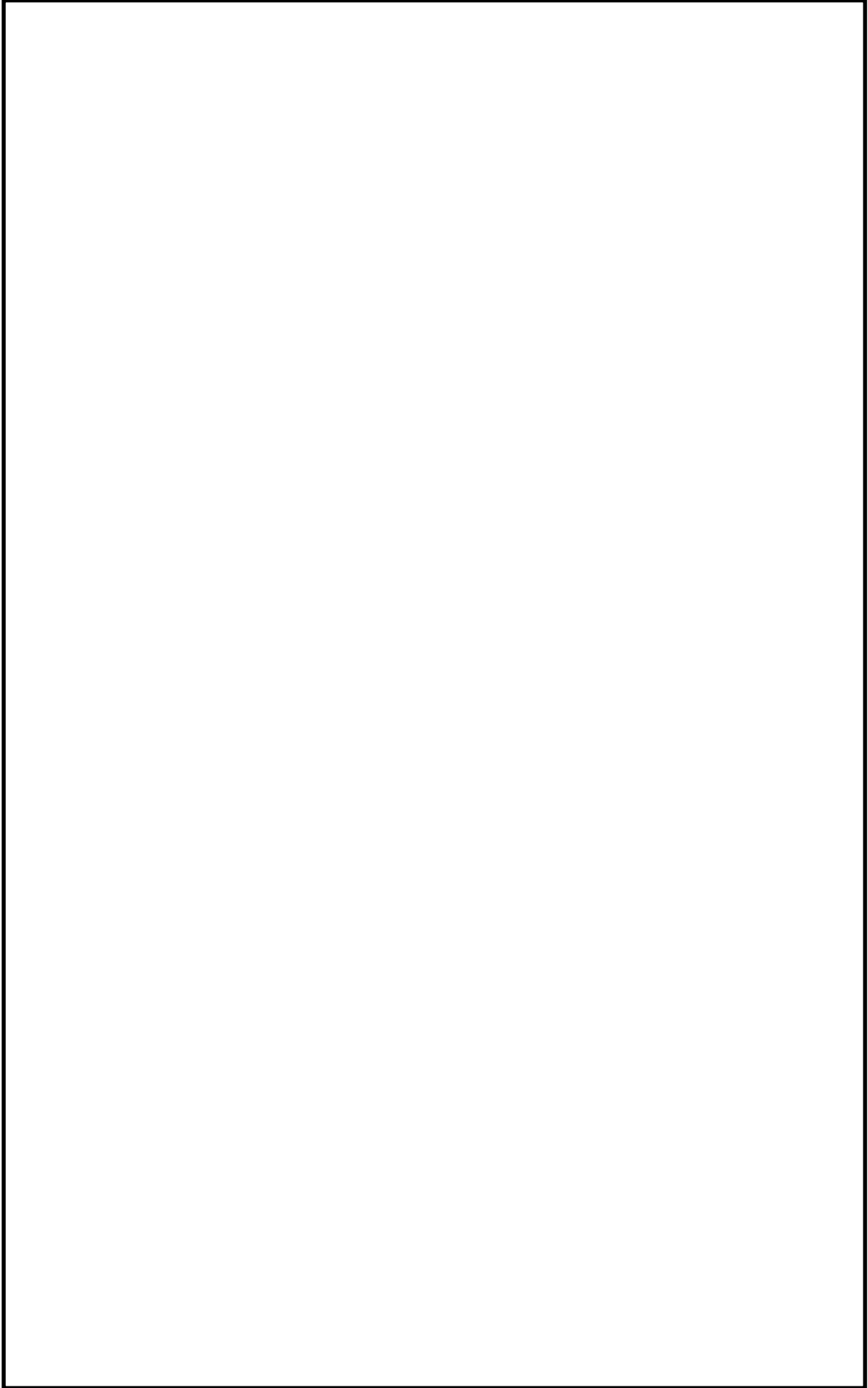


図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図 (4/8)

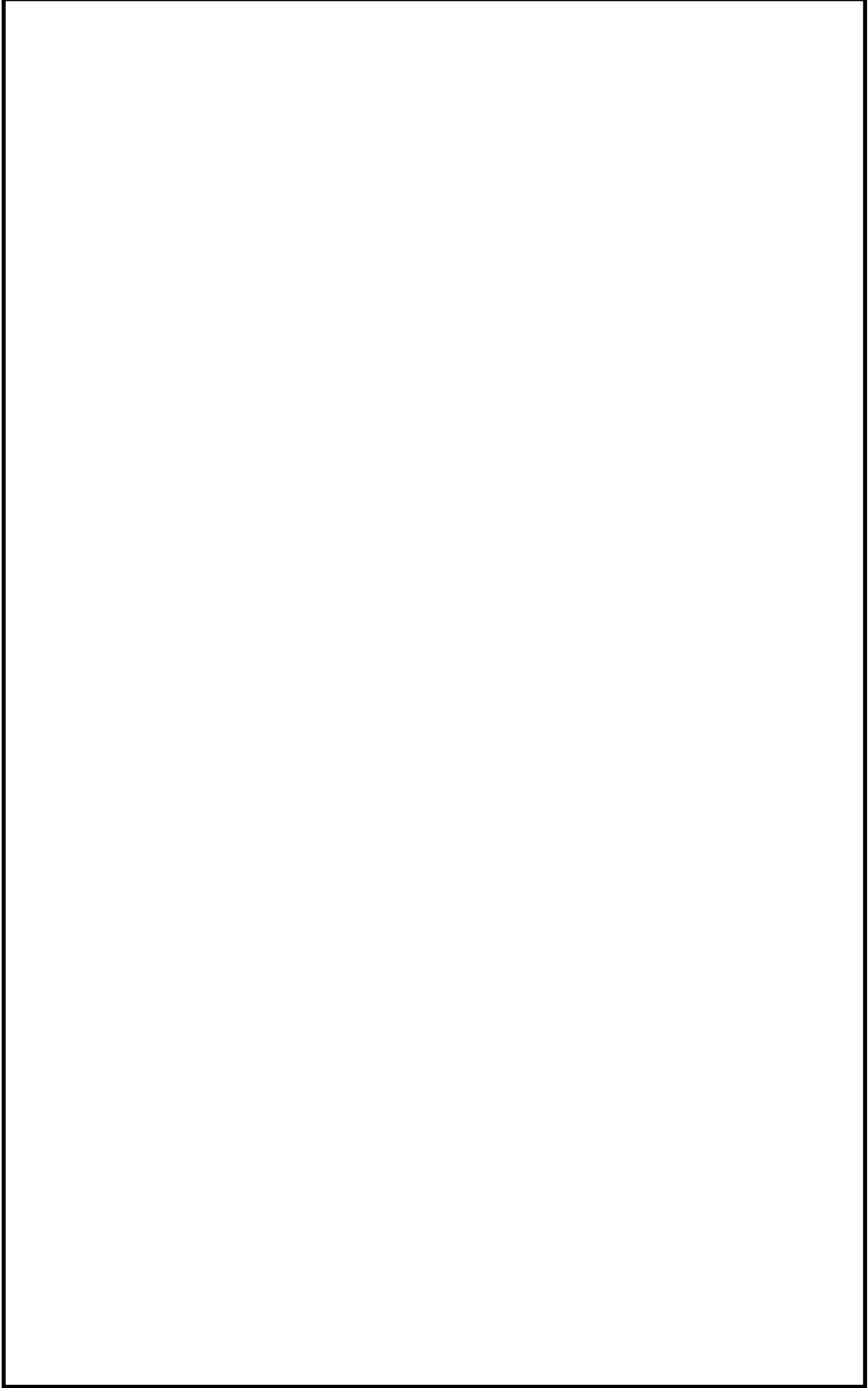


図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図(5/8)

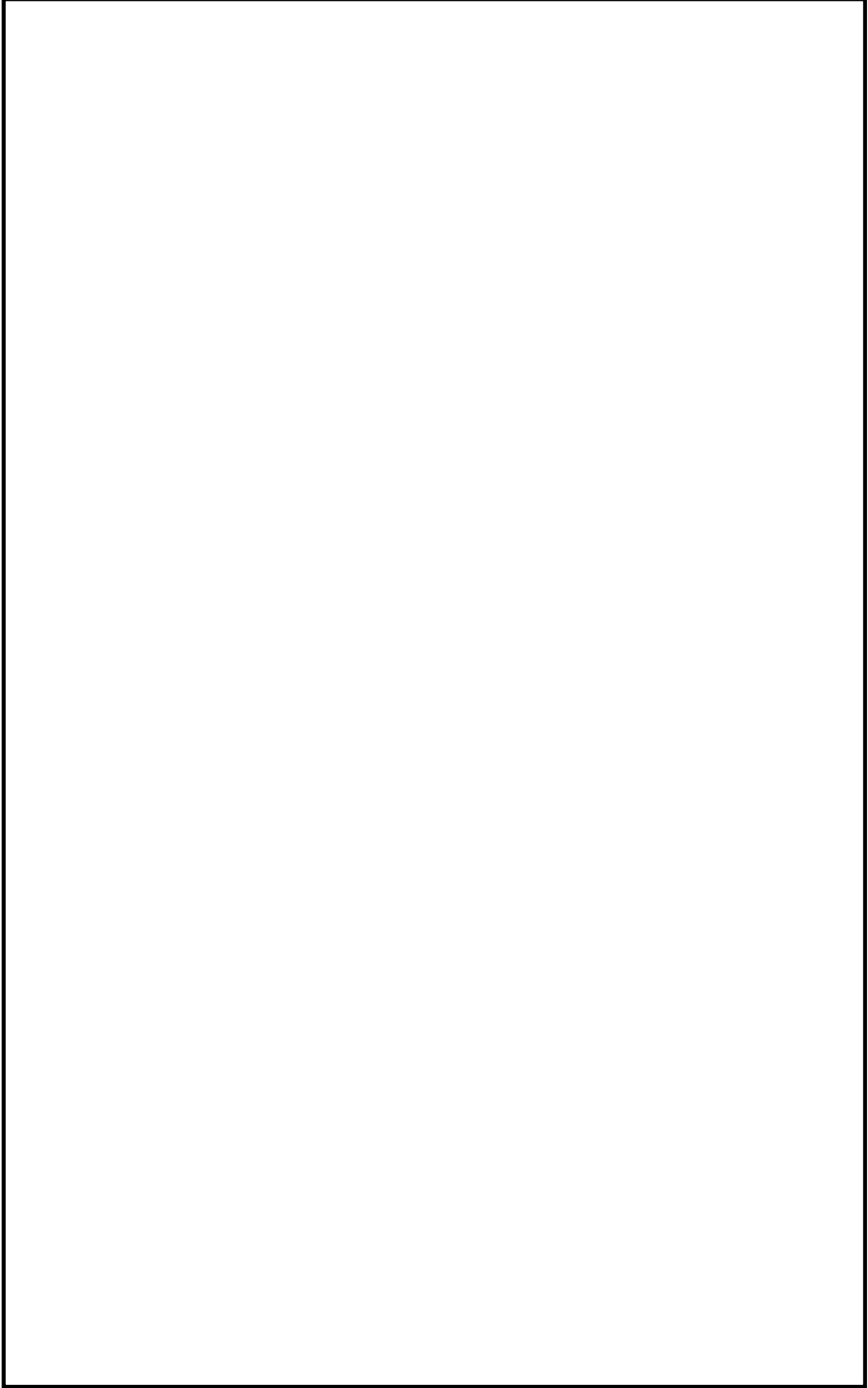


図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図 (6/8)

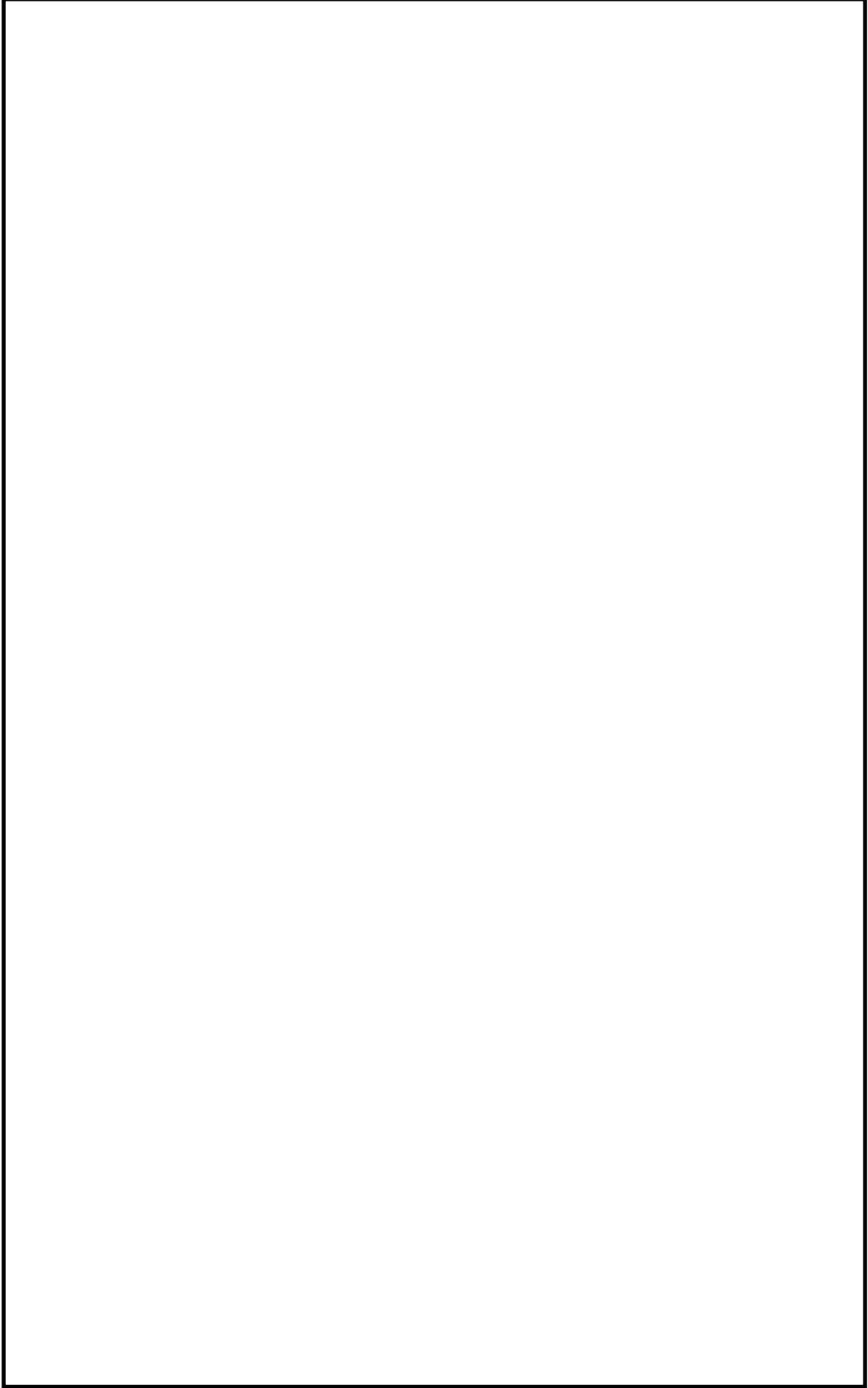


図 4-3 原子炉格納容器ハウジング及び隔離弁 全体概要図 (7/8)

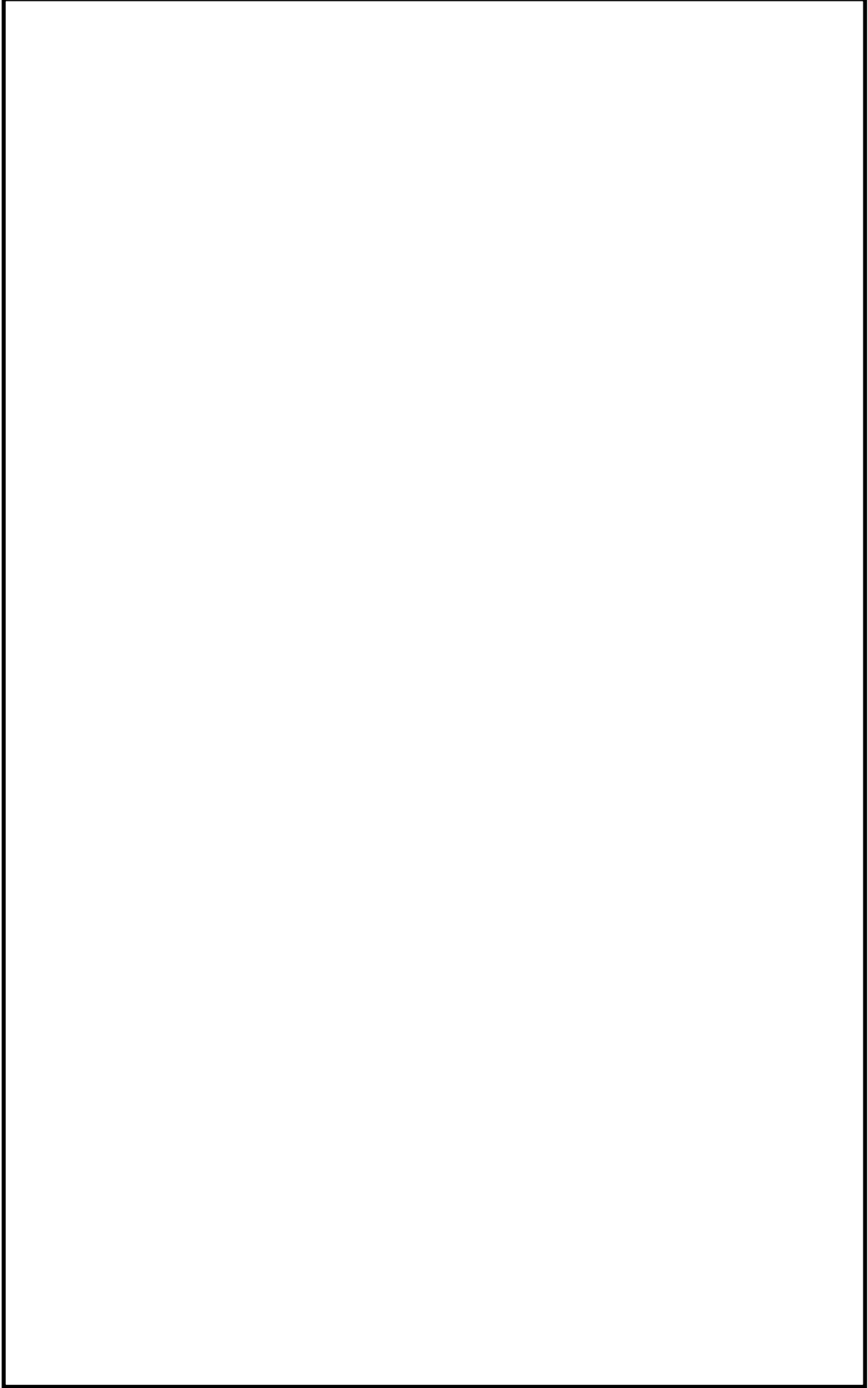
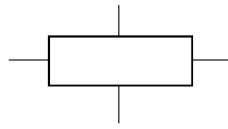


図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図(8/8)

(注)

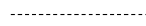
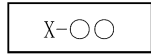
- ①：原子炉格納容器に取り付ける管の貫通箇所の内側及び外側であって近接した箇所に1個の隔離弁を設置する。
- ②：原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管又は原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管にあつては、貫通箇所の内側又は外側の近接した箇所に1個の隔離弁を設置する。
- ③：貫通箇所の内側又は外側に隔離弁を設ける場合には、一方の側の設置箇所における管であつて、湿気その他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（湿気や水滴等により隔離弁の駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある管、配管が狭隘部を貫通する場合であつ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おそれがある管）にあつては、貫通箇所の外側であつて近接した箇所に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つて、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。

1. 機器の表示記号



原子炉格納容器貫通部

2. 機器の略語表示

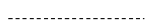
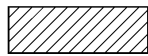


貫通部番号



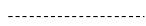
溶接キャップ

3. バウンダリの表示記号



格納容器バウンダリ

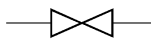
4. 弁の表示記号



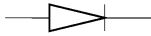
弁解放状態



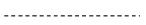
弁閉止状態



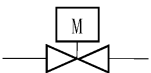
仕切弁



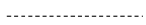
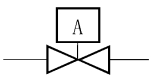
逆止弁



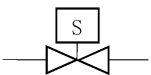
バタフライ弁



電動弁



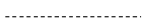
空気作動弁



電磁弁



過流量阻止弁



安全弁または逃がし弁

図 4-4 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図の記号及び略号

4.2.10 原子炉格納容器体積

設計基準事故時における冷却材喪失事故後の圧力上昇に耐えうるよう、ドライウェル空間容積（約 7900m³）、サプレッションチェンバ空間容積（約 4700m³、サプレッションプール水量が約 2800m³の場合において）の自由体積を有している。

4.2.11 原子炉格納容器安全設備

設計基準対象施設としての残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、サプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内にスプレーすることにより、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。

サプレッションチェンバのプール水を水源とする残留熱除去ポンプは、予想される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする*。サプレッションチェンバは、設計基準事故及び重大事故等時に必要な水源として容量約 2800m³、個数 1 個を有する設計とする。

残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、テストラインを構成することにより、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。

残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、冷却材喪失事故後、サ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プレッションチェンバ内にスプレーすることによって、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。

注記*：詳細は、添付書類VI-1-8-4「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」に示す。

4.2.12 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、この実験により圧力抑制効果を得るための必要な構造及び寸法等を定めている。

島根原子力発電所第 2 号機における構造及び寸法等と上記実験によって求められた構造及び寸法等を比較すると表 4-12 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条件は満足されている。

表 4-12 島根原子力発電所第 2 号機 圧力抑制機能の構造及び寸法等

		島根原子力発電所 第 2 号機	実験結果に基づく 設計条件
1	直径 (ダウンカマ)		
2	水浸 (ダウンカマ)		
3	クリアランス (ダウンカマとサプレッションチェンバ 底部間)		
4	中心間距離 (ダウンカマ)		
5	破断面積 * ベント管流路面積		

注記* : 破断面積 : A_R

$$A_R = \text{[]} \text{ m}^2$$

ベント管流路面積 : A_V

(ベント管断面積×8 - ベント管内を貫通する逃がし安全弁排気管外径断面積)

$$A_V = \frac{\pi}{4} \times \text{[]} \times 8 - \text{[]} = \text{[]} \text{ mm}^2 = \text{[]} \text{ m}^2$$

ベント管内径 : $\text{[]} \text{ mm}$

ベント管本数 : 8 本

ベント管内を貫通する逃がし安全弁排気管外径断面積 : $\text{[]} \text{ mm}^2$

4.2.13 真空破壊装置

(1) 原子炉格納容器の外圧

ドライウエルは、事故時に過大な外圧を作用させ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、ドライウエル内に負圧を生じる場合は、真空破壊装置が自動的に作動して非凝縮性ガスをサブプレッションチェンバから引くことにより負圧による過大な外圧が作用しない設計とする。

(2) 真空破壊装置の機能

ドライウエル内の冷却材喪失事故後、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ブプレッションチェンバ内圧力より下がるとサブプレッションチェンバのプール水がドライウエルに逆流し、また、負圧によってドライウエルの健全性を損なう原因となる。真空破壊装置はその作動によって両者の差圧を 7kPa 以下とする。

(3) 真空破壊装置の容量

ドライウエルの真空破壊装置の容量は、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。

必要な真空破壊装置の流路面積は

$$\frac{\text{真空破壊装置流路面積}}{\text{ベント管流路面積}} \geq \boxed{}$$

したがって、真空破壊装置の必要流路面積 A_B は

$$A_B = \frac{A_V}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ m}^2$$

一方、真空破壊装置の内径は $\boxed{} \text{ m}$ であるから、1 個当たりの流路面積は

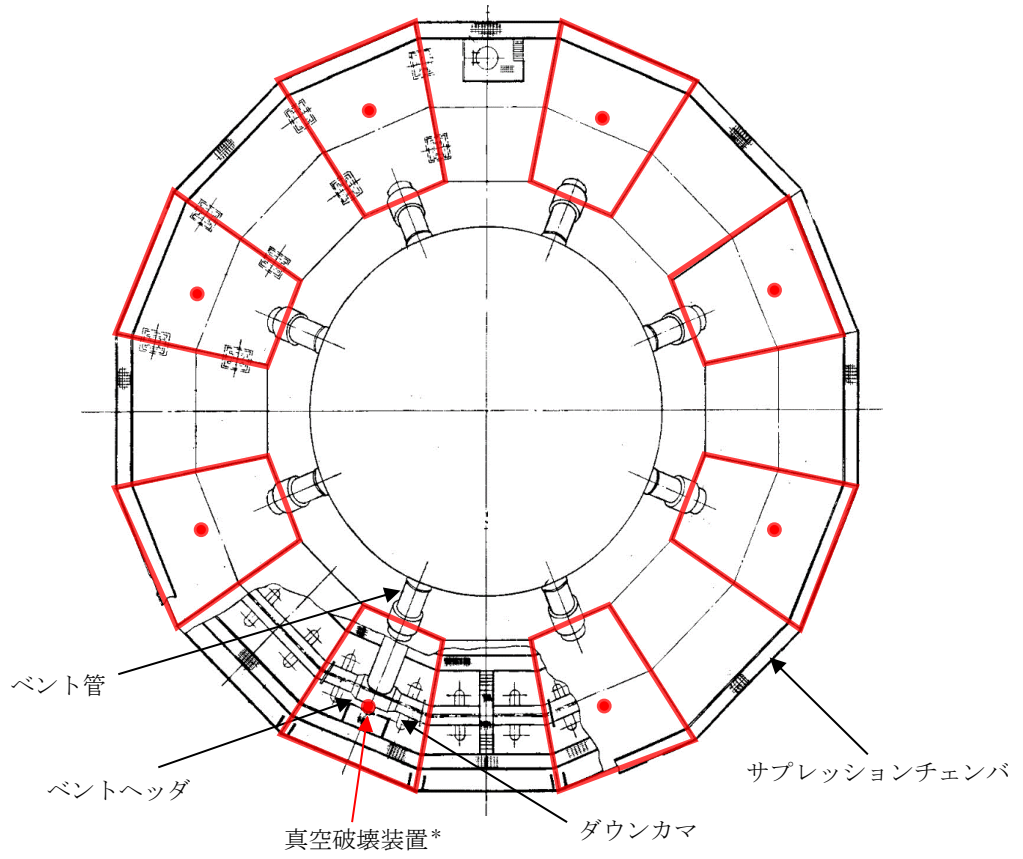
$$\frac{\pi}{4} \times \boxed{}^2 = \boxed{} \text{ m}^2$$

したがって、真空破壊装置の必要個数は

$$\boxed{} \text{ 個}$$

実際の個数は 1 個余裕を持たせて 8 個とする。真空破壊装置の設置位置を図 4-5 に示す。

なお、この真空破壊装置には、常時その開閉状態をチェックできる試験開閉装置を設置する。



注記*：真空破壊装置は赤点の位置に、計8個設置されている。

図4-5 真空破壊装置の設置位置

4.2.14 原子炉建物原子炉棟

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原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合、放射性物質の濃度を低減する設備として、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）を設置する。

原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）は、原子炉格納容器を完全に取り囲む構造となっており、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。

原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）に開口部を設ける場合には、気密性を確保する設計とする。

4.2.15 可燃性ガス濃度制御設備

可燃性ガス濃度制御系は、通常運転中、窒素ガス制御系により原子炉格納容器内に窒素を充てんすることとあいまって、冷却材喪失事故後の原子炉格納容器内の水素濃度又は酸素濃度を、可燃限界に達しないための制限値である水素濃度を 4vol%未満又は酸素濃度を 5vol%未満に維持できる設計とする。

4.2.16 放射性物質濃度制御設備

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原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合、放射性物質の濃度を低減する設備として非常用ガス処理系を設置する設計とする。

非常用ガス処理系は、冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）に漏えいした放射性よう素・粒子状核分裂生成物を除去できるように設計する。

よう素用チャコールフィルタのよう素総合除去効率は、99.97%以上となる設計とする。^{*}

注記*：平成 20 年 10 月 28 日付け「平成 18・10・23 原第 12 号」をもって許可を受けた「島根原子力発電所発電用原子炉設置許可変更申請書」添付書類十 3. 事故解析
3.4.4 原子炉冷却材喪失における解析条件

4.2.17 原子炉格納容器調気設備

窒素ガス制御系は、水素及び酸素の反応を防止するため、あらかじめ原子炉格納容器内に窒素を充てんすることにより、水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に保つ設計とする。

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における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化する運用を保安規定に定めて管理する。

4.2.18 冷却材喪失事故時の荷重

(1) ドライウェル内の配管破断によるジェット力

原子炉格納容器のドライウェル内で原子炉冷却材圧力バウンダリ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。

以下に F. J. MOODY の理論（引用文献(1)参照）によるジェット流の拡がりを考慮したジェット力を示す。（図 4-6 参照）

a. 計算上の仮定

- ・配管破断は完全破断を考え、破断面は直接壁面方向を向いているものとする。
- ・破断時の原子炉内圧力は定格出力約 105%時の 7.17MPa[gage]とする。
- ・蒸気は理想気体とする。
- ・破断口の状態は臨界状態とする。
- ・破断配管の流路及び出口での摩擦損失は無視する。

b. 対象とする配管の種類

対象とする配管は、原子炉圧力容器ヘッドスプレイ配管及び主蒸気配管とする。

c. ジェット力

イ. ジェット力の計算

破断口でのジェット力は引用文献(1)の(15)式より次のように計算される。

$$F_j = (1.26 \cdot P_O - P_\infty) \cdot A_E$$

ここに、

F_j : ジェット力

P_O : 原子炉内圧力

$$= \boxed{} \text{ MPa[abs]}$$

P_∞ : 破断口より十分離れた点での圧力

$$= \boxed{} \text{ MPa[abs]}$$

A_E : 破断口面積

ロ. ジェット流の拡がり面積の計算

ジェット流の拡がり面積は、引用文献(1)の(7), (15), (16)式より次のように導かれる。

$$A_\infty = \frac{V_{M\infty}}{V_{ME}} \cdot \left(1 - \frac{P_E - P_\infty}{1.26 \cdot P_O - P_\infty} \right) \cdot A_E$$

ここに、

A_∞ : ジェット流の拡がり面積

$V_{M\infty}$: 破断口より十分離れた点でのジェット流の比容積

V_{ME} : 破断口でのジェット流の比容積

P_E : 破断口での圧力

ここで、 P_E 、 V_{ME} 及び $V_{M\infty}$ は次のように求められる。

P_E は、引用文献(1)の(14)式より、

$$P_E = P_0 \cdot \left(\frac{2}{k+1} \right)^{\frac{k}{k-1}}$$

ここに、

k : 断熱指数

$$= 1.3$$

一方、 V_{ME} は引用文献(1)の(9)式より、

$$V_{ME} = \left\{ x \cdot V_{gE} + (1-x) \cdot K \cdot V_{fE} \right\} \cdot \left(x + \frac{1-x}{K} \right)$$

$$= 0.0435 \text{ m}^3/\text{kg}$$

ここに、

x : 乾き度

$$= 0.9157$$

V_{gE} : 破断口での蒸気の比容積

$$= 0.05014 \text{ m}^3/\text{kg}$$

V_{fE} : 破断口での飽和水の比容積

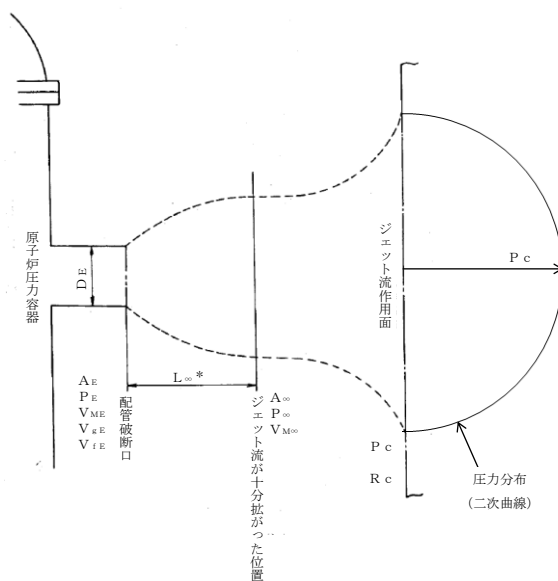
$$= 0.00125 \text{ m}^3/\text{kg}$$

K : 速度比

$$= (V_{gE} / V_{fE})^{1/3}$$

$$= 3.42$$

また、 $V_{M\infty} = 1.89 \text{ m}^3/\text{kg}$



注記* : L_{∞} はジェット流が十分拡がる距離で $2 \cdot D_E$ 以上である。

図 4-6 ジェット流の拡がり

ハ. ジェット流の衝撃面での圧力及び作用半径の算出

広がったジェット流は壁面に当たって更に拡大する。また、その壁面での圧力も中心部が高く、周辺部へ行くに従って低くなる分布となる。

この圧力分布は二次曲線と仮定する。(引用文献(2)参照)

以上より作用壁面における中心圧力及び作用半径は次式により計算される。

$$P_c = \frac{F_j}{A_\infty}$$

$$R_c = \sqrt{\frac{2 \cdot F_j}{\pi \cdot P_c}} = \sqrt{\frac{2 \cdot A_\infty}{\pi}}$$

ここに、



P_c : ジェット流の作用壁面における中心圧力

R_c : ジェット流の作用壁面における作用半径

d. ジェット力の計算結果

ジェット力は対象とする配管それぞれに対して表 4-13 のように求まる。

表 4-13 ジェット力

破断配管	破断面積 A_E ($\times 10^6 \text{mm}^2$)	ジェット力 F_j ($\times 10^4 \text{N}$)	拡がり面積比 A_∞ / A_E	拡がり面積 A_∞ ($\times 10^6 \text{mm}^2$)	ジェット流作用面での値	
					中心圧力 P_c (MPa)	作用半径 R_c ($\times 10^3 \text{mm}$)
原子炉圧力容器ヘッドスプレイ配管	0.007405		24.90	0.1844	0.365	0.343
主蒸気配管	0.2357		24.90	5.869	0.365	1.93

(2) サプレッションチェンバ内に生じる荷重

冷却材喪失事故時には、まずドライウェル内の非凝縮性ガスがベント管、ベントヘッド及びダウンカムを経てサプレッションプール水中に押し出されるが、この非凝縮性ガスによって、サプレッションプール水中に気泡が形成され、水面の上昇（プールのスウェル）が起こり、サプレッションチェンバ及び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表 4-14 に示すような荷重が加わる。

図 4-7 に冷却材喪失事故時荷重の時間履歴を、表 4-14 にこれらの荷重について現象と設計評価荷重を示す。

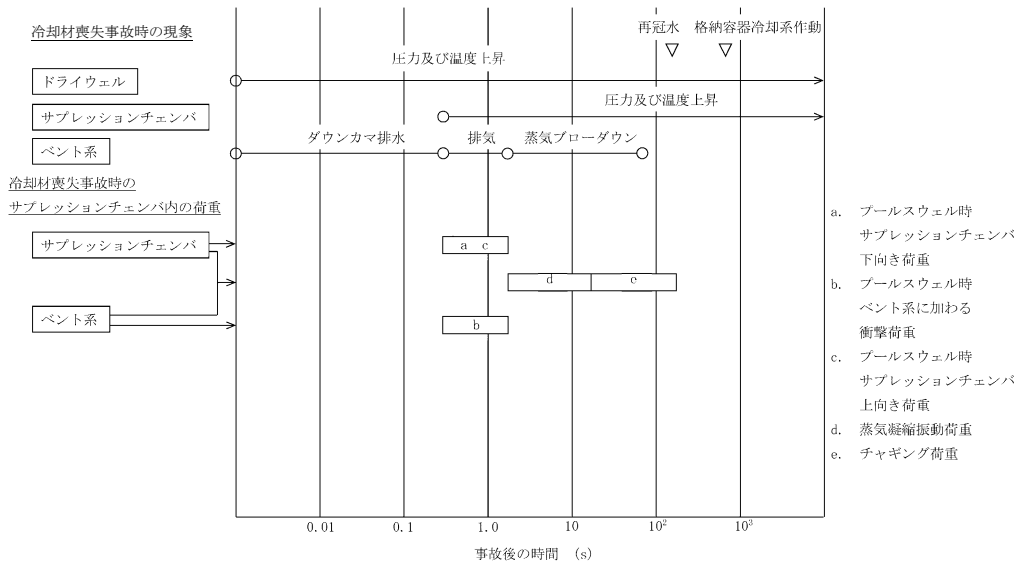


図 4-7 冷却材喪失事故時荷重の時間履歴

表 4-14 冷却材喪失事故時の荷重について

荷重	現象	設計評価荷重
a. プールスウェル時サブプレッションチェンバ下向き荷重	ドライウエル圧力の上昇によりダウンコマ内のサブプレッションプール水がプール水中に排出される。その後ドライウエルの非凝縮性ガスがダウンコマから放出される際、気泡形成によりサブプレッションチェンバに下向き荷重が作用する。	・気泡形成によるサブプレッションチェンバ下向き荷重： <input type="text"/> kPa
b. プールスウェル時ベント系に加わる衝撃荷重	サブプレッションプール水面が上昇する際、水面より上方にあるベント系にサブプレッションプール水が衝突し、衝撃荷重が作用する。	・衝撃荷重 ベント管一本当たり： <input type="text"/> N ベントヘッド： <input type="text"/> kPa ダウンコマ： <input type="text"/> kPa
c. プールスウェル時サブプレッションチェンバ上向き荷重	サブプレッションプール水面の上昇によりサブプレッションプール上部の空間部が圧縮され、サブプレッションチェンバ空間部壁に上向き荷重が作用する。	・サブプレッションチェンバ空間部壁 上向き荷重： <input type="text"/> kPa
d. 蒸気凝縮振動荷重	蒸気流量が多い間はダウンコマ出口で凝縮振動が起こり、サブプレッションチェンバに圧力振動荷重が加わる。また、このときダウンコマに横方向荷重が作用する。	・サブプレッションチェンバに加わる荷重： <input type="text"/> / <input type="text"/> kPa ・ダウンコマ横方向荷重 一対のダウンコマに加わる内圧： <input type="text"/> kPa 一対のダウンコマに加わる差圧： <input type="text"/> kPa
e. チャギング荷重	蒸気流量が少なくなるとダウンコマ内での間欠的な凝縮によりサブプレッションチェンバに圧力振動荷重が加わる。また、このときダウンコマに横方向荷重が作用する。	・サブプレッションチェンバに加わる荷重： <input type="text"/> / <input type="text"/> kPa ・ダウンコマ横方向荷重： <input type="text"/> N

4.2.19 逃がし安全弁作動時の荷重

逃がし安全弁作動時には排気管内の水はクエンチャよりサプレッションプール水中に押し出される。その後排気管内の非凝縮性ガスがサプレッションプール水中に放出され、この時サプレッションチェンバには、表 4-15 に示すような圧力振動荷重が加わる。

表 4-15 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. 空気泡圧力の振動による荷重	逃がし安全弁作動時には排気管内の水はクエンチャよりサプレッションプール水中に押し出される。その後排気管内の非凝縮性ガスがサプレッションプール水中に押し出され、このときサプレッションチェンバに圧力振動荷重が加わる。	・サプレッションチェンバに加わる荷重： <div style="border: 1px solid black; width: 20px; height: 15px; display: inline-block;"></div> / <div style="border: 1px solid black; width: 20px; height: 15px; display: inline-block;"></div> kPa

4.2.20 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、添付書類VI-2-2-1「炉心、原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉本体の基礎の地震応答計算書」及び添付書類VI-2-2-2「原子炉建物の地震応答計算書」の解析結果を用いる。

4.3 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。

また、重大事故等時に加わる荷重を設定し、原子炉格納容器の強度評価等も含めた設計条件として使用する。

4.3.1 原子炉格納容器の評価温度、評価圧力

(1) 原子炉格納容器の限界温度、限界圧力

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評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・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、原子炉格納容器温度の最高値は、約 197℃（壁面最高温度約 181℃）、原子炉格納容器圧力の最高値は、約 659kPa となる。図 4-8 に原子炉格納容器温度の変化、図 4-9 に原子炉格納容器圧力の変化を示す。

重大事故等時の原子炉格納容器内の最高温度、最高圧力は、設計基準事故時における最高使用温度（171℃）、最高使用圧力（1Pd：427kPa）を上回ることから、重大事故等時の最高温度、最高圧力を上回り、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*として用いられている 200℃及び 2Pd (853kPa) を原子炉格納容器の限界温度、限界圧力として設定し、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。また、これにより、原子炉格納容器を重大事故等時において使用する場合の設計漏えい率は、設計基準対象施設として使用する設計漏えい率と同じ 0.5%/day (最高使用圧力の 0.9 倍の圧力において) 以下を維持できる。なお、重大事故等時の漏えい率は、原子炉格納容器圧力が設計基準対象施設としての最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合においても原子炉格納容器の環境条件を考慮し、適切に割増しして評価に使用しており、その設定値において被ばく評価上の基準に適合することを確認している。

注記* : (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」

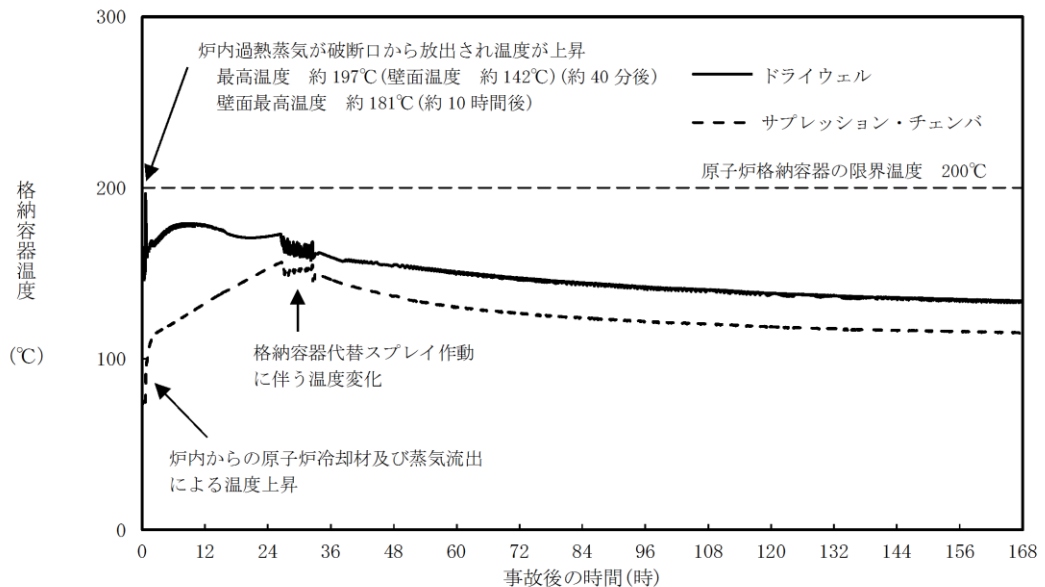


図 4-8 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化*

注記* : 令和 3 年 9 月 15 日付け「原規規発第 2109152 号」をもって許可を受けた「島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 II 3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 3.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (4) 有効性評価の結果における第 3.2.1.3-9 図 格納容器温度の推移

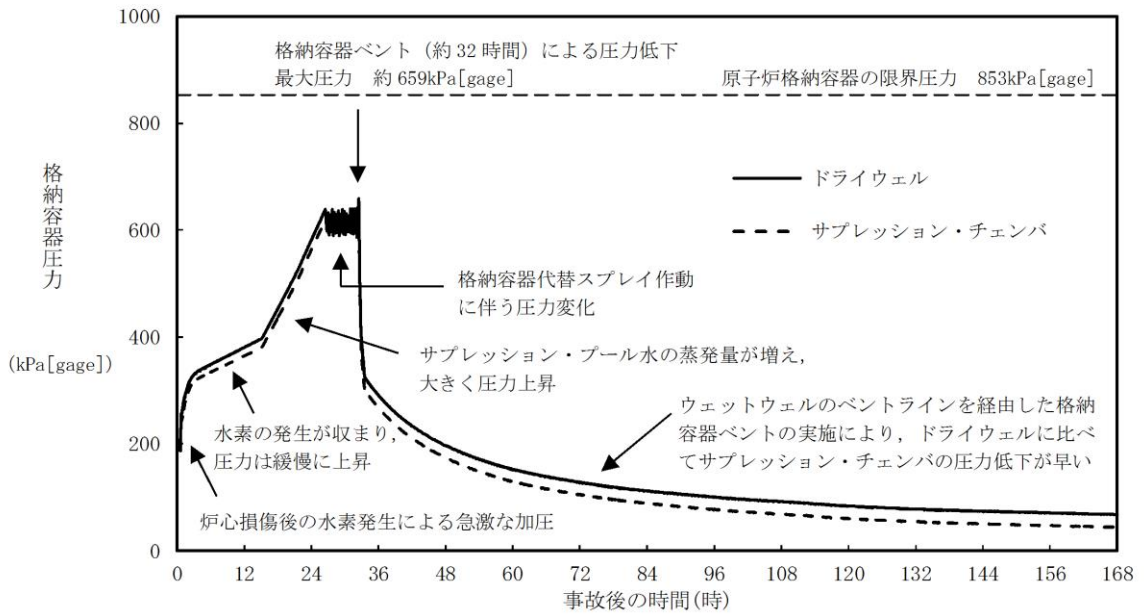


図 4-9 重大事故等時の原子炉格納容器圧力の変化*

注記*：令和 3 年 9 月 15 日付け「原規規発第 2109152 号」をもって許可を受けた「島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 II 3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 3.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価（4）有効性評価の結果における第 3.2.1.3-8 図 格納容器圧力の推移

(2) 地震力と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力

重大事故等と地震力の組合せについては、添付書類VI-2-1-1「耐震設計の基本方針」において、「原子炉格納容器バウンダリを構成する施設（原子炉格納容器内の圧力，温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、一旦事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動 S d による地震力とを組み合わせ，その状態から更に長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 S s による地震力を組み合わせる」としている。

a. 弾性設計用地震動 S d と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力

弾性設計用地震動 S d と組み合わせる，原子炉格納容器の評価温度，評価圧力は事象発生後 10^{-2} 年（約 3.5 日）後の状態として，保守的に事象発生後以降の最高となる原子炉格納容器温度，圧力とする。

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評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）について原子炉格納容器の温度，圧力を評価した結果，原子炉格納容器温度の最高値は約 197℃（壁面最高温度約 181℃），原子炉格納容器圧力の最

高値は約 659kPa となる。図 4-8 に原子炉格納容器温度の変化，図 4-9 に原子炉格納容器圧力の変化を示す。

以上より，弾性設計用地震動 S_d と組み合わせる，原子炉格納容器の評価温度は，最高温度及び約 659kPa における飽和蒸気温度を包絡する値として 200℃とする。評価圧力は，最高値を包絡する値として 660kPa とする。

b. 基準地震動 S_s と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力

基準地震動 S_s と組み合わせる，原子炉格納容器の評価温度，評価圧力は事象発生後 2×10^{-1} 年（約 70 日）後の原子炉格納容器温度，圧力とする。

基準地震動 S_s との組合せにおいて想定する評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）について原子炉格納容器の温度，圧力を評価した結果，事象発生約 70 日後時点においては，原子炉格納容器温度は約 62℃，原子炉格納容器圧力は約 372kPa となる。図 4-10 に原子炉格納容器温度の変化，図 4-11 に原子炉格納容器圧力の変化を示す。

以上より，基準地震動 S_s と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力は，上記を包絡する値として，70℃，380kPa とする。

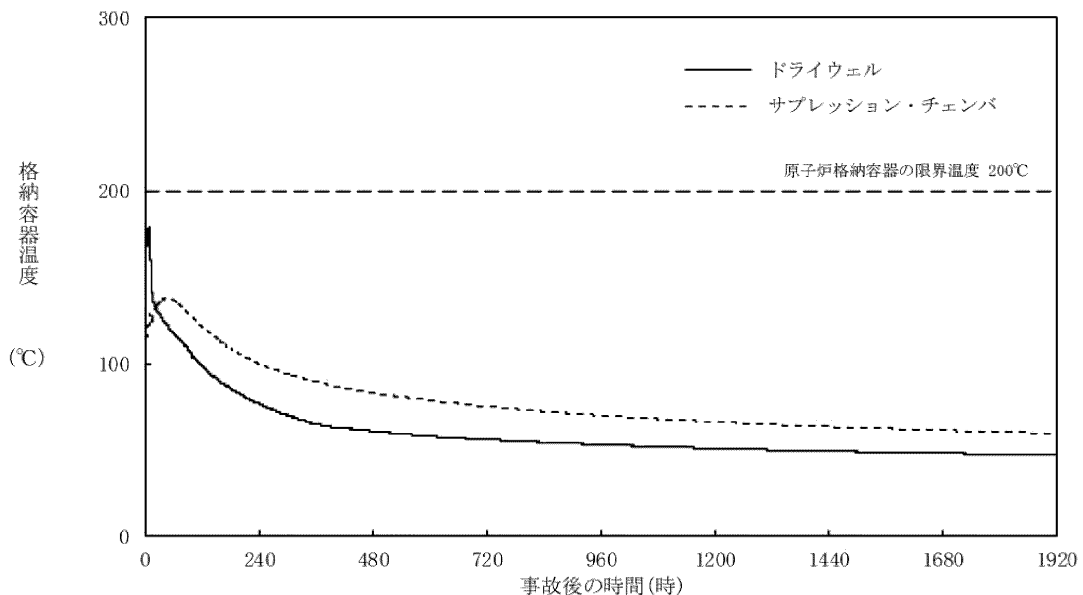


図 4-10 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化（長期解析）*

注記*：令和 3 年 9 月 15 日付け「原規規発第 2109152 号」をもって許可を受けた「島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 II 3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 3.2.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合と同条件で実施した原子炉格納容器温度の長期解析結果

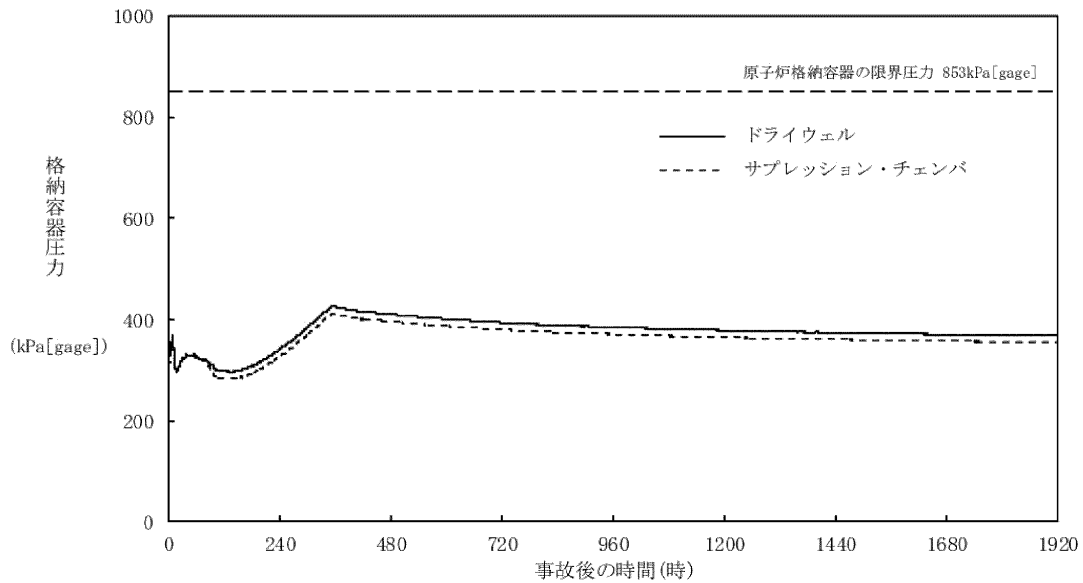


図 4-11 重大事故等時の原子炉格納容器圧力の変化（長期解析）*

注記*：令和 3 年 9 月 15 日付け「原規規発第 2109152 号」をもって許可を受けた「島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 II 3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 3.2.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合と同条件で実施した原子炉格納容器圧力の長期解析結果

(3) 重大事故等時の原子炉格納容器の評価水位

重大事故等時は原子炉格納容器外部を水源とする格納容器代替スプレイにより、サプレッションプール水位が上昇し、また、ドライウエル水位が形成される。

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評価事故シーケンスのうち原子炉格納容器水位が最大となる、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）についてサプレッションプール水位及びドライウエル水位を評価した結果、最高値はそれぞれ約 4.9m 及び約 1.0m となる。図 4-12 にサプレッションプール水位の変化、図 4-13 にドライウエル水位の変化を示す。

重大事故対応上は、サプレッションプール水位が通常水位+約 1.3m に到達した場合に格納容器代替スプレイを停止するが、保守的にこれを上回る水位として、ダウンコマ取付部下端である 5.049m (EL7049mm) を重大事故等時の原子炉格納容器の評価に用いるサプレッションプール水位とする。

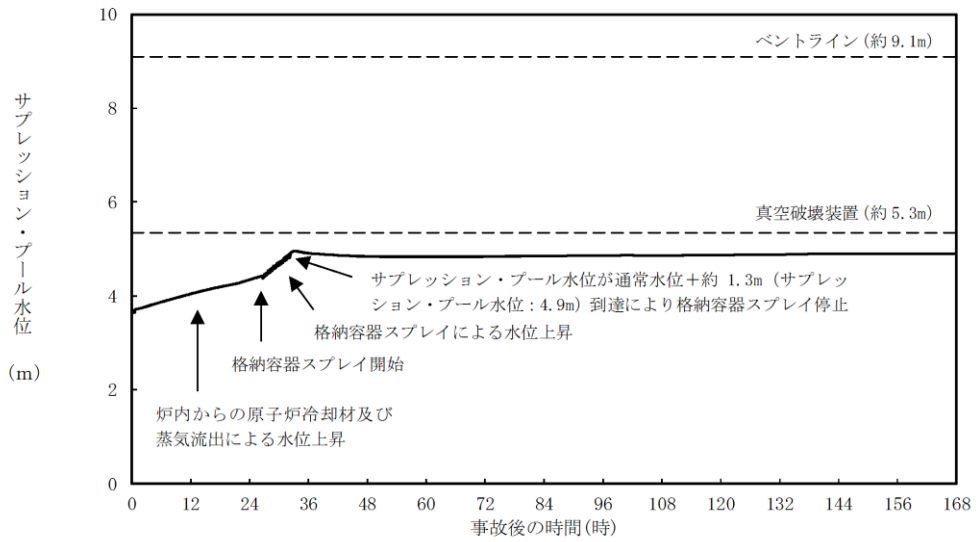


図 4-12 重大事故等時のサプレッションプール水位の変化*

注記*：令和 3 年 9 月 15 日付け「原規規発第 2109152 号」をもって許可を受けた「島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 II 3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 3.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価（4）有効性評価の結果における第 3.2.1.3-10 図 サプレッション・プール水位の推移

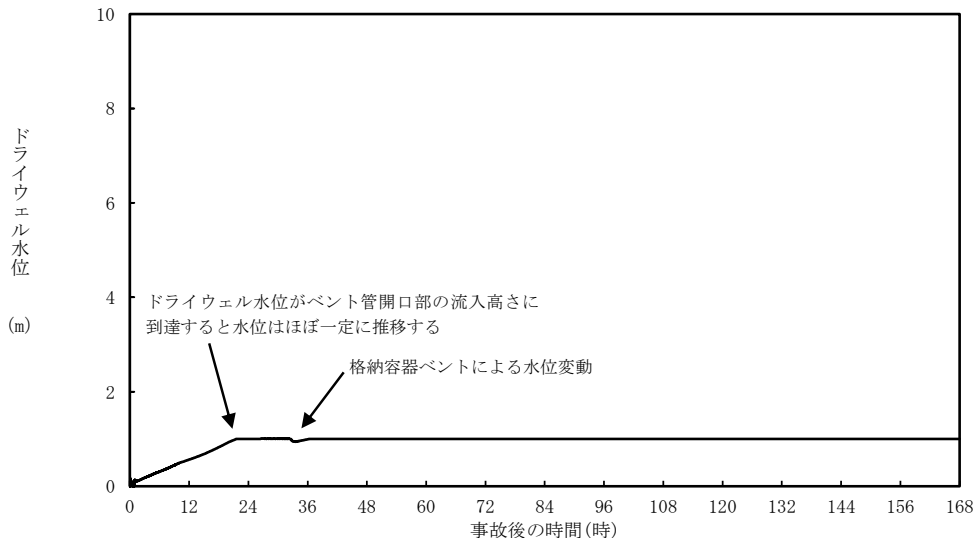


図 4-13 重大事故等時のドライウエル水位の変化*

注記*：令和 3 年 9 月 15 日付け「原規規発第 2109152 号」をもって許可を受けた「島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 II 3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 3.2.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合と同条件の解析結果に基づくドライウエル水位の変化

4.3.2 重大事故等時における原子炉格納容器の熱輸送機能

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系を設ける。

格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水、金属フィルタ）、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出（系統設計流量 9.8kg/s（1Pdにおいて））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が5mSv以下であることを確認しており、格納容器フィルタベント系はこの評価条件を満足する設計とする。

詳細は、「4.3.4 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」に示す。

格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、可搬式窒素供給装置により、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。

4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能

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に原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、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に原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設ける。また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管から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下させることができる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）の水源である低圧原子炉代替注水槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とす

る。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に使用する電動弁は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウエ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下させることができる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の水源は、代替淡水源が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）のうち系統構成に使用する電動弁は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプによりサプレッションチェンバのプール水をドライウエル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により、サプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

4.3.4 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備である残留熱代替除去系及び原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備である格納容器フィルタベント系を設ける。

残留熱代替除去系は、残留熱代替除去ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持

しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、ベント管を経て、サブプレッションチェンバに戻ることで循環できる設計とする。

残留熱代替除去系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水、金属フィルタ）、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 9.8kg/s（1Pdにおいて））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

第1ベントフィルタスクラバ容器は4個を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（系統待機時においてpH13以上）に維持する設計とする。

格納容器フィルタベント系はサブプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッションチェンバ側からの排気ではサブプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保するとともに燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器フィルタベント系の使用後に再度、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器

が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。

格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構（個数 5）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

また、排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。

系統内に設ける圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。

4.3.5 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

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、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、ペDESTAL代替注水系（常設）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設ける。また、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下するまでに、原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保し、落下した熔融炉心の冷却が可能な設計とする。なお、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合に、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制するための設備として、コリウムシールドを設ける。

ペDESTAL代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（常設）の水源である低圧原子炉代替注水槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に使用する電動弁は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水をペDESTAL代替注水系を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）の水源は、代替淡水源が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）のうち系統構成に使用する電動弁は、代替所内電気設

備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を經由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の水源は、代替淡水源が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）のうち系統構成に使用する電動弁は、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制し、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できる設計とする。

コリウムシールドは、寸法が厚さ 0.13m 以上、材料がジルコニア (ZrO_2)、個数が 1 個の設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、高圧原子炉代替注水系及びほう酸水注入系を設ける。

低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、高圧原子炉代替注水系及びほう酸水注入系は、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び高圧原子炉代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行うことで熔融炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を經由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）の水源である低圧原子炉代替注水槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を經由して原子炉圧力容器に注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の水源は、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

高圧原子炉代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却系等を經由して、原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。

ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する設計とする。

4.3.6 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素爆発による破損を防止できるように、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備である格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化する設計とする。

窒素ガス代替注入系は、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満にすることが可能な設計とする。

可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。

格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 9.8kg/s（1Pdにおいて））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。

なお、詳細は添付書類VI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

4.3.7 重大事故等時における水素爆発による原子炉建物等の損傷防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を緩和するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備であ

る格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、原子炉建物水素濃度抑制設備である静的触媒式水素処理装置を設ける設計とする。

格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 9.8kg/s（1Pdにおいて））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、原子炉格納容器内の水素ガスを大気に排出できる設計とする。

格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。

原子炉建物水素濃度抑制設備である静的触媒式水素処理装置は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の水素爆発を防止できる設計とする。

なお、詳細は添付書類VI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

4.3.8 重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能

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、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、原子炉建物放水設備及び海洋拡散抑制設備を設ける。また、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として、原子炉建物放水設備を設ける設計とする。

大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車により海水を取水し、ホースを経由して放水砲から原子炉建物へ放水できる設計とする。大型送水ポンプ車及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建物に向けて放水できる設計とする。また、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、大型送水ポンプ車により海水

を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建物周辺へ放水できる設計とする。

海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する海洋拡散抑制設備は、シルトフェンス、放射性物質吸着材等で構成し、シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する2号機放水接合槽及び輪谷湾に設置できる設計とし、輪谷湾は可搬型である小型船舶により設置できる設計とする。

シルトフェンスは、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。また、シルトフェンスは、各設置場所に必要となる保有量に加え、予備を保管する。

放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、雨水排水路集水柵3箇所に、使用時に設置できる設計とする。放射性物質吸着材は、各設置場所に必要となる保有量に加え、予備を保管する。

4.3.9 重大事故等時に加わる動荷重

重大事故等時においても、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の破断を起因とする事象、逃がし安全弁の作動を伴う事象において動荷重が発生する。また、重大事故等時は、設計基準事故時と事故進展が異なるため、設計基準事故時に生じる冷却材喪失事故時の動荷重及び逃がし安全弁作動時以外の動荷重が加わる。

そこで、炉心損傷防止対策の有効性評価における重要事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）ごとの事故進展を考慮し、重大事故等時の動荷重を抽出した。

その結果、設計基準事故時の動荷重である冷却材喪失事故時及び逃がし安全弁作動時以外に、以下の重要事故シーケンス等における動荷重を新たに抽出した。

- ・原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用時の蒸気発生に伴う圧力上昇
- ・格納容器ベントによる減圧

これらの動荷重については、影響を評価した結果、冷却材喪失事故時の動荷重に対して同等以下であり、設計基準事故時の動荷重に包絡されることを確認した。

一方で、以下の重要事故シーケンス等の状態は設計基準事故時の範囲を逸脱しており、この際に生じる逃がし安全弁作動時の動荷重は設計基準事故時より大きくなる可能性が考えられる。

- ・全交流動力電源喪失時のプール水の温度上昇時
- ・原子炉停止機能喪失時の逃がし安全弁12弁作動時
- ・原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時
- ・高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止のための逃がし安全弁作動に伴う過熱蒸気発生時

これらのうち、原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時の動荷重は、設計基

準事故時の逃がし安全弁作動時の動荷重より大きくなる可能性があることから、重大事故等時の動荷重として、新たに考慮し、動荷重に対する構造健全性を確認する。

上記以外の状態については、影響を評価した結果、設計基準事故の逃がし安全弁の動荷重に対して同等以下であり、設計基準事故時の動荷重に包絡される。

5. 原子炉格納施設の荷重の組合せ

5.1 荷重の種類

強度に関する説明書及び耐震性に関する説明書においては、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合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) 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

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

荷重の組合せ		許容応力状態
運転状態 ^{*1}	地震荷重	
設計条件 ^{*2}	—	設計条件 ^{*3}
運転状態 I	—	I _A ^{*4}
運転状態 II	—	II _A ^{*5}
運転状態IV ^{*6}	—	IV _A ^{*7}
運転状態IV ^{*8}	—	IV _A ^{*9}
運転状態 V (S)	—	V _A ^{*10}
試験状態	—	試験状態 ^{*11}
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 ^{*12}	S d [*]	III _A S
運転状態IV ^{*13}	S d [*]	IV _A S ^{*14}
運転状態 V (L)	S d	V _A S
運転状態 V (L L)	S s	V _A S

注：記号

S d：弾性設計用地震動 S d により定まる地震力

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

注記*1：各運転状態における荷重の組合せの詳細を表 5-2 及び表 5-3 に示す。

*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：設計条件における許容応力状態を示す。

*4：運転状態 I における許容応力状態を示す。

*5：運転状態 II における許容応力状態を示す。

*6：冷却材喪失事故時のジェット力及びプールスウェルによる荷重を考慮する。

*7：運転状態IVにおける許容応力状態を示す。

*8：冷却材喪失事故時の蒸気凝縮振動荷重等を考慮する。

*9：運転状態IVにおける許容応力状態を示す。ただし、クラスMC容器については設計条件で評価する。

*10：運転状態 V (S) における許容応力状態を示す。

*11：試験状態における許容応力状態を示す。

*12：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が、この内圧は通常運転圧力よりも小さく無視できるため、荷重の組合せとして評価しない。

*13：冷却材喪失事故後の最大内圧を考慮する。また、クラス 2 容器及びクラス 2 配管については最高使用圧力を考慮する。

*14：クラス 2 容器及びクラス 2 配管については、III_AS で評価する。

表 5-2 設計基準対象施設の荷重の組合せ

荷重の組合せ			許容応力 状態	死荷重	活荷重 (燃料交換時)	圧力*1				温度		事故時 荷重	動荷重			
No.	各運転状態による荷重	地震				最高使用圧力	通常運転圧力	事故時最大圧力	試験圧力	通常運転温度	事故時最大温度	ジェット力	逃がし安全弁 作動時	ブルースウエル	蒸気凝縮振動	チャギング
1	設計条件による荷重	—	設計条件	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
2	運転状態Ⅰによる荷重	—	Ⅰ _A	○	—	—	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—
3	運転状態Ⅰによる荷重	—	Ⅰ _A	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
4	運転状態Ⅱによる荷重	—	Ⅱ _A	○	—	—	○	—	—	○	—	—	○	—	—	—
5	運転状態Ⅳによる荷重	—	Ⅳ _A	○	—	—	—	—	—	—*2	—	○	—	○	—	—
6	運転状態Ⅳによる荷重	—	Ⅳ _A *3	○	—	—	—	○	—	—	○	—	—	—	○	—
7	運転状態Ⅳによる荷重	—	Ⅳ _A *3	○	—	—	—	○	—	—	○	—	—	—	—	○
8	運転状態Ⅳによる荷重	—	Ⅳ _A *3	○	—	—	—	○	—	—	○	—	○	—	—	○
9	試験状態による荷重	—	試験状態	○	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—
10	運転状態Ⅰによる荷重	S d*	Ⅲ _A S	○	—	—	○	—	—	—*2	—	—	—	—	—	—
11	運転状態Ⅰによる荷重	S d*	Ⅲ _A S	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
12	運転状態Ⅰによる荷重	S s	Ⅳ _A S	○	—	—	○	—	—	—*2	—	—	—	—	—	—
13	運転状態Ⅰによる荷重	S s	Ⅳ _A S	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
14	運転状態Ⅱによる荷重	S d*	Ⅲ _A S	○	—	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—
15	運転状態Ⅱによる荷重	S s	Ⅳ _A S	○	—	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—
16	運転状態Ⅳによる荷重	S d*	Ⅲ _A S	○	—	—	—	○*4	—	—	—*2	—	—	—	—	—
17	運転状態Ⅳによる荷重	S d*	Ⅳ _A S*5	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—

注記*1 : クラス 2 容器及びクラス 2 配管において、地震と組合せる場合は最高使用圧力を考慮する。

*2 : 鋼構造設計規準に基づき評価する場合、熱を保守的に考慮する。

*3 : クラス MC 容器については、設計条件で評価する。

*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が、この内圧は通常運転圧力よりも小さく無視できるため、荷重の組合せとして評価しない。

*5 : クラス 2 容器及びクラス 2 配管については、Ⅲ_AS で評価する。

表 5-3 重大事故等時の荷重の組合せ

荷重の組合せ			許容応力 状態	死 荷重	活 荷重 (燃料交換時)	圧力				S A 温度 *5	事故時 荷重*6		動荷重	
No.	各運転状態による荷重	地震				限界圧力 *1	設計 圧力 *2	S A 後 長 期 圧 力 *3	S A 後 長 々 期 圧 力 *4		ジェ ット 力	逃 が し 安 全 弁 作 動 時	チ ャ ギ ン グ	
V (S) -1	S A短期における荷重	—	V _A	○	—	○	—	—	—	—	—	—	○	
V (S) -2	S A短期における荷重	—	V _A	○	—	—	○	—	—	—	—	○	○	
V (L) -1	S A長期 (L) における荷重	S _d	V _A S	○	—	—	—	○	—	—	—	—	○	
V (LL) -1	S A長期 (LL) における荷重	S _s	V _A S	○	—	—	—	—	○	—	—	—	—	

54

注記*1 : 評価対象設備に応じて、内圧 853kPa (限界圧力) を適用する。

*2 : 評価対象設備に応じて、内圧 427kPa (最高使用圧力) を適用する。

*3 : 評価対象設備に応じて、内圧 660kPa (S A後長期圧力) を適用する。

*4 : 評価対象設備に応じて、内圧 380kPa (S A後長々期圧力) を適用する。

*5 : 重大事故等の最大温度による影響は発生する回数が 1 回であり、疲労破壊には顕著な影響を与えないため、組み合わせない。
疲労評価は不要であるため、一次+二次応力評価は不要とする。

*6 : 重大事故等の事象発生直後に生じる荷重であり、設計基準事故時に考慮されているため、組み合わせない。

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、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む。））（J S M E S N C 1 -2005/2007）」（以下「設計・建設規格」という。）PVB-3140 に示される条件を以下に示すようにいずれも満足しているため疲労解析を必要としない。

なお、疲労解析不要の条件のうち、PVB-3140(6)については、施設後の機械的荷重及び地震動による応力の変更により、疲労解析不要の条件を満足できなくなる可能性が考えられることから、満足できなくなった場合においては疲労解析を実施する。

ここで、繰返し荷重としてかかるサイクル数は便宜上、下記のように定める。

- ・原子炉格納容器に全体的に加わる荷重のサイクル数

圧力：原子炉格納容器に全体的に内圧が加わるのは、運転開始前試験時、定検時の漏えい試験時及び事故時である。ここで、運転開始前試験時は4回、定検時の漏えい試験時は高々40回、事故時は1回である。

温度：原子炉格納容器が全体的に最高使用温度程度まで温度が上昇するのは事故時1回である。

以上より原子炉格納容器が全体的に負荷される場合の回数は余裕をみて 回とする。

- ・原子炉格納容器に局部的に加わる荷重のサイクル数

原子炉格納容器に局部的に負荷されるのは原子炉の起動停止、燃料交換及び地震時である。ここで原子炉の起動停止及び燃料交換のサイクルは高々120回であるため、原子炉格納容器が局部的に負荷される場合の回数のうち温度差変動に関するものは、余裕をみて 回とする。また、地震荷重が加わるサイクル数は300回であるため、原子炉格納容器が局部的に負荷される場合の回数のうち機械的荷重に関するものは、余裕をみて 回とする。

- (1) 大気圧から運転圧力になり、再び大気圧に戻るサイクル数

（設計・建設規格 PVB-3140(1)）

設計・建設規格に定められる許容引張応力 S の3倍の値は $3 \times \text{} = \text{}$ MPa であり、これに対応する許容繰返し回数 N は である。ここで設計・建設規格に示される運転圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力と対応させてみると、その回数は 回で N より小さいため本条項を満足している。

- (2) 負荷運転時における圧力変動の全振幅の検討

（設計・建設規格 PVB-3140(2)）

疲労解析の対象となる圧力変動の全振幅は PVB-3140(2)a. より、次のように求める。

$$A_m = \frac{1}{3} \cdot P \cdot \frac{S'}{S} = 8.80 \times 10^{-2} \text{MPa}$$

ここに、

P : 最高使用圧力
= 427 kPa

S' : 炭素鋼の 10⁶ 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ
= MPa

S : 許容引張応力
= MPa

したがって、疲労解析が不要となる圧力変動の全振幅は負荷運転時における圧力変動の全振幅 (MPa) より大きくなるため本条項を満足している。

(3) 起動、運転、停止サイクル中の任意の 2 点間の温度差の検討
(設計・建設規格 PVB-3140(3))

解析の対象となる任意の 2 点間の距離は PVB-3140(3) より、次のように求める。

$$p = 2 \cdot \sqrt{R \cdot t} = 1245.15 \text{ mm}$$

ここに、

R : 原子炉格納容器の最大半径
= mm

t : 原子炉格納容器の板厚
= mm

は p の値が最大となるように選ぶ。

疲労解析が不要となる任意の 2 点間の最大温度差は PVB-3140(3) より、次のように求める。

$$T = \frac{S_a}{2 \cdot E \cdot \alpha} = 181.6^\circ\text{C}$$

ここに、

S_a : 炭素鋼の 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ
= MPa

E : 炭素鋼の縦弾性係数
= MPa ($\frac{\text{}^\circ\text{C} + \text{}^\circ\text{C}}{2} = \text{}^\circ\text{C}$ における値)

α : 炭素鋼の瞬時熱膨張係数
= mm/mm·°C (°C における値)

ここで、T は設計上の最大温度差 161°C (171°C - 10°C) より大きい。したがって、任意の 2 点間の最大温度差は T の値を超えることはないため本条項を満足している。

(4) 負荷運転中の任意の 2 点間の温度差の変動の全振幅の検討
(設計・建設規格 PVB-3140(4))

負荷運転中の温度変動の数を 回とすると、疲労解析が不要となる最大温度差は (3)

項に示すTと全く同じになる。

したがって、負荷運転時の任意の2点間の最大温度差の変動の全振幅は、(3)項に示すTを超えることはないため本条項を満足している。

(5) 負荷運転時の異種材結合部の温度差の検討

(設計・建設規格 PVB-3140(5))

疲労解析の対象となる異種材結合部の最小温度差はPVB-3140(5)a.より、次のように求める。

$$T = \frac{S'}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$$

$$= 51.7^\circ\text{C}$$

ここに、

S' : 炭素鋼の 10^6 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

E_1 : ステンレス鋼の縦弾性係数

$$= \boxed{} \text{MPa} (\boxed{}^\circ\text{C} \text{における値})$$

α_1 : ステンレス鋼の瞬時熱膨張係数

$$= \boxed{} \text{mm/mm}\cdot^\circ\text{C} (\boxed{}^\circ\text{C} \text{における値})$$

E_2 : 炭素鋼の縦弾性係数

$$= \boxed{} \text{MPa} (\boxed{}^\circ\text{C} \text{における値})$$

α_2 : 炭素鋼の瞬時熱膨張係数

$$= \boxed{} \text{mm/mm}\cdot^\circ\text{C} (\boxed{}^\circ\text{C} \text{における値})$$

上記Tを超える異種材結合部温度差の変動回数を $\boxed{}$ 回とすると、疲労解析が不要となる異種材結合部の最大温度差はPVB-3140(5)b.より、次のように求める。

$$T = \frac{S_a}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$$

$$= 545.8^\circ\text{C}$$

ここに、

S_a : 炭素鋼の $\boxed{}$ 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

したがって、疲労解析が不要となる異種材結合部の許容最大温度差は温度差 (161°C) より大きくなるため本条項を満足している。

(6) 容器に接続される管からの反力その他機械的荷重及び地震動による応力の全振幅の検討

(設計・建設規格 PVB-3140(6))

荷重の繰返し回数 $\boxed{}$ 回に対応する許容ピーク応力強さは $\boxed{}$ MPa となる。ここで、原子炉格納容器の機械的荷重及び地震動による応力の全振幅はいかなる場所でも $\boxed{}$ MPa を超えることのないよう設計しているため本条項を満足している。

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及びその他影響確認
 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 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

6.1.1 評価方針

「4.3.1 原子炉格納容器の評価温度，評価圧力」に示す限界温度（200℃），限界圧力（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。

6.1.2 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4-3「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（以下「機能喪失要因」という。）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（ベント管ベローズ含む）について構造健全性を評価する。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内圧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。

原子炉格納容器本体（ベント管ベローズ含む）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において，評価対象ごとに説明する。

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示す。また，原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要を図6-1に示す。

- ① 原子炉格納容器本体（ドライウェル，サブプレッションチェンバ，ベント管（ベント管ベローズ含む））
- ② ドライウェル主フランジ
- ③ ハッチ類（機器搬入口，所員用エアロック，逃がし安全弁搬出ハッチ，制御棒駆動機構搬出ハッチ）
- ④ 配管貫通部（接続配管，スリーブ，平板類，セーフエンド，ベローズ）
- ⑤ 電気配線貫通部
- ⑥ 原子炉格納容器隔離弁

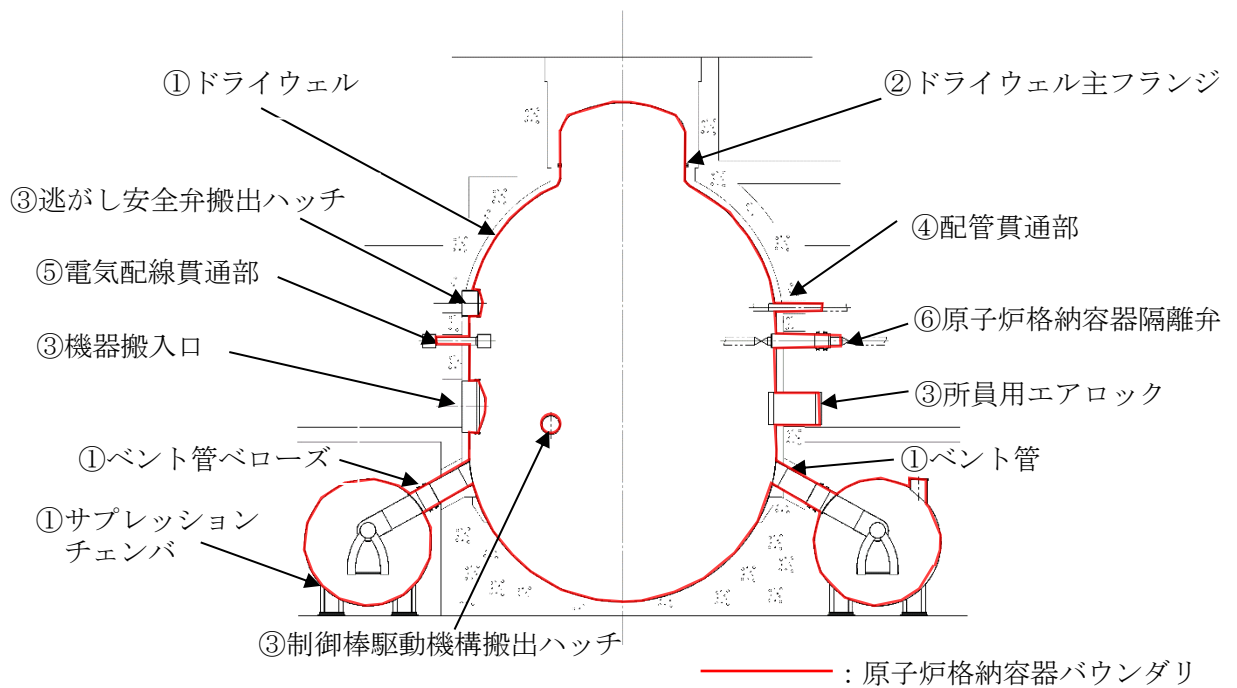


図 6-1 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

原子炉格納容器バウンダリ構成部の重大事故等時における機能喪失要因として、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	一般構造部	延性破壊	—	
	構造不連続部	延性破壊	—	
	ドライウエル基部	延性破壊	—	
	ベント管ベローズ	疲労破壊	—	
②ドライウエル主フランジ	フランジ	延性破壊	変形, 高温劣化	
	ボルト	延性破壊	—	
③ハッチ類	機器搬入口	円筒胴	延性破壊	変形, 高温劣化
		鏡板	座屈	—
	所員用エアロック	円筒胴	延性破壊	—
		隔壁	延性破壊	変形, 高温劣化
	逃がし安全弁搬出ハッチ	円筒胴	延性破壊	変形, 高温劣化
		鏡板	座屈	—
	制御棒駆動機構搬出ハッチ	円筒胴	延性破壊	—
		鏡板	延性破壊	—
		フランジ	延性破壊	変形, 高温劣化
		ボルト	延性破壊	—
④配管貫通部	接続配管	延性破壊	—	
	スリーブ*	延性破壊	—	
	ボルト締め平板	延性破壊	—	
	フランジ	延性破壊	変形, 高温劣化	
	ボルト	延性破壊	—	
	セーフエンド	延性破壊	—	
	ベローズ	疲労破壊	—	
⑤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	—	高温劣化	
⑥原子炉格納容器隔離弁	耐圧部	延性破壊	—	
	シール部	—	高温劣化	

注記*：⑤電気配線貫通部におけるスリーブを含む。

6.1.3 評価方法

構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備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、以下のいずれかの方法により評価することで、200°C、2Pdの環境下での健全性及び機能維持を確認する。

- (a) 設計・建設規格等に準拠した評価
- (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

各評価対象機器の評価方法の分類を図6-2に、各評価対象機器の詳細な評価方法を表6-2に示す。

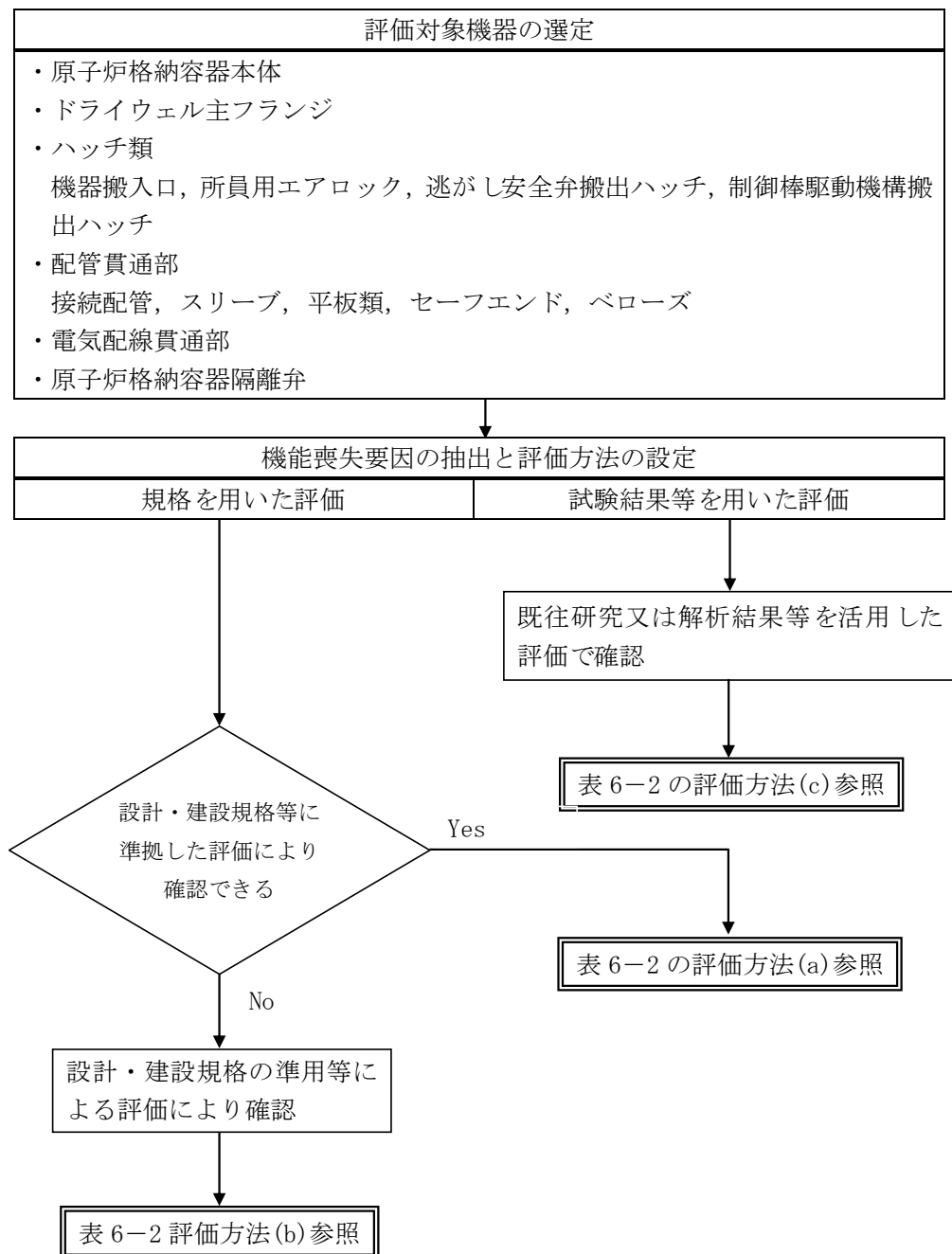


図6-2 評価方法による評価対象の分類

表 6-2 評価項目まとめ (1/3)

評価対象		想定される機能喪失要因	評価方法	評価方法の概要	判定基準	
原子炉格納容器本体	胴部等	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 $2/3 S_u$ 値が発生するときの許容圧力を評価。	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	
			(a)	添付書類VI-3-3-7-1「原子炉格納容器の強度計算書」に記載。		
		延性破壊（構造不連続部）	(a)			
	延性破壊（ドライウェル基部）	(b)	既工事計画認可申請書の評価値を用いて 200℃、2Pd における発生応力を評価。			
	ベント管ベローズ	疲労破壊	(a)	添付書類VI-3-3-7-1-17「配管貫通部ベローズ及びベント管ベローズの強度計算書」に記載。		
ドライウェル主フランジ		延性破壊（ボルト、フランジ）	(a)	添付書類VI-3-3-7-1-1「ドライウェルの強度計算書」に記載。		
		変形、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。	シール部が健全であること（許容開口量以下であること）	
ハッチ類	機器搬入口	延性破壊（円筒胴）	(b)	円筒胴について、設計・建設規格の評価式を準用し、200℃における許容圧力を評価。	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	
		座屈（鏡板）	(a)	鏡板について、機械工学便覧の座屈評価式を準拠し、座屈圧力を評価。	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	
		延性破壊（円筒胴）	(a)	添付書類VI-3-3-7-1-5「機器搬入口の強度計算書」に記載。		
		座屈（鏡板）	(a)			
			変形、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。	シール部が健全であること（許容開口量以下であること）
	所員用エアロック		延性破壊（円筒胴）	(b)	円筒胴について、設計・建設規格の評価式を準用し、200℃における $2/3 S_u$ 値が発生するときの許容圧力を評価。	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上
			延性破壊（円筒胴、隔壁）	(a)	添付書類VI-3-3-7-1-13「所員用エアロックの強度計算書」に記載。	
			変形、高温劣化（扉板シール部）	(c)	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。	シール部が健全であること（許容開口量以下であること）
		高温劣化（扉以外のシール部）	(c)	ガスケットの試験結果及び材料特性により評価。	シール部が健全であること	

表 6-2 評価項目まとめ (2/3)

評価対象		想定される 機能喪失要因	評価 方法	評価方法の概要	判定基準
ハッチ類	逃がし安全弁 搬出ハッチ	延性破壊 (円筒胴)	(b)	円筒胴について、設計・建設規格の評価式を準用し、200℃における許容圧力を評価。	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上
		座屈 (鏡板)	(a)	鏡板について、機械工学便覧の座屈評価式を準拠し、座屈圧力を評価。	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上
		延性破壊 (円筒胴)	(a)	添付書類VI-3-3-7-1-7「逃がし安全弁搬出ハッチの強度計算書」に記載。	
		座屈 (鏡板)	(a)		
		変形, 高温劣化 (シール部)	(c)	機器搬入口で代表評価。	
	制御棒駆動機 構搬出ハッチ	延性破壊 (円筒胴, 鏡板)	(b)	円筒胴, 鏡板について、設計・建設規格の評価式を準用し、200℃における $2/3 S_u$ 値が発生するときの許容圧力を評価。	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上
		延性破壊 (円筒胴, 鏡板, ボルト, フランジ)	(a)	添付書類VI-3-3-7-1-9「制御棒駆動機構搬出ハッチの強度計算書」に記載。	
		変形, 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。	シール部が健全であること (許容開口量以下であること)
	配管貫通部	接続配管	延性破壊	(a)	添付書類VI-3-3-3-1「原子炉冷却材再循環設備の強度計算書」、VI-3-3-3-2「原子炉冷却材の循環設備の強度計算書」、VI-3-3-3-3「残留熱除去設備の強度計算書」、VI-3-3-3-4「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の強度計算書」、VI-3-3-3-5「原子炉冷却材補給設備の強度計算書」、VI-3-3-4-2「制御棒駆動水圧設備の強度計算書」、VI-3-3-4-3「ほう酸水注入設備の強度計算書」、VI-3-3-4-4「制御用空気設備の強度計算書」、VI-3-3-7-2-2「原子炉格納容器安全設備の強度計算書」、VI-3-3-7-3「放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の強度計算書」、VI-3-3-7-4「原子炉格納容器調気設備の強度計算書」及びVI-3-3-7-5「圧力逃がし装置の強度計算書」に記載。
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、200℃における $2/3 S_u$ 値が発生するときの許容圧力を評価。	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上
		延性破壊 (スリーブ取付部)	(a)	添付書類VI-3-3-7-1-15「配管貫通部の強度計算書」に記載。	

注記* : 電気配線貫通部におけるスリーブを含む。

表 6-2 評価項目まとめ (3/3)

評価対象		想定される 機能喪失要因	評価 方法	評価方法の概要	判定基準
配管貫通部	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、200℃における $2/3 S_u$ 値が発生するときの許容圧力を評価。	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上
		延性破壊 (フランジ, ボルト)	(a)	設計・建設規格 PVE-3700 に準拠し, J I S B 8 2 6 5 「圧力容器の構造一般事項」に基づいて 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
		変形, 高温劣化 (シール部)	(c)	文献の理論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。	シール部が健全であること (許容開口量以下であること)
	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、200℃における $2/3 S_u$ 値が発生するときの許容圧力を評価。	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上
	ベローズ	疲労評価	(a)	添付書類 VI-3-3-7-1-17 「配管貫通部ベローズ及びベント管ベローズの強度計算書」に記載。	
電気配線貫通部	延性破壊 (アダプタ)	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し、200℃における $2/3 S_u$ 値が発生するときの許容圧力を評価。	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	
	延性破壊 (ヘッド)				
	高温劣化 (シール部)	(c)	電共研, N U P E C 試験等で実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果に基づき評価。	シール部が健全であること	
原子炉格納容器 隔離弁	延性破壊 (耐圧部)	(a)	設計・建設規格 (弁の圧力温度基準に基づく評価) に準拠し, 耐圧機能を評価。	2Pd を上回ること	
	高温劣化 (シール部)	(c)	シール部について試験結果に基づき評価。	シール部が健全であること	

6.1.4 評価結果

原子炉格納容器本体，原子炉格納容器に設置されている開口部（ドライウェル主フランジ，機器搬入口，逃がし安全弁搬出ハッチ，制御棒駆動機構搬出ハッチ，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），原子炉格納容器貫通部（配管貫通部，電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁については，規格の規格式による応力評価等を行い，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。

ドライウェル主フランジ，ハッチ類等の開口部のシール部，原子炉格納容器隔離弁等については電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。

評価対象部位ごとの詳細な評価方法及び評価結果を表 6-3 及び別添 1 に示す。

表 6-3 評価結果まとめ (1/3)

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	200℃ 2Pd	許容圧力：1.007MPa[gage] (ドライウェル円筒胴)	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
	構造不連続部	添付書類VI-3-3-7-1「原子炉格納容器の強度計算書」に記載。				
	ドライウェル基部	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	疲労累積係数： <input type="text"/>	疲労累積係数 1 以下	破断せず
	ベント管ベローズ	添付書類VI-3-3-7-1-17「配管貫通部ベローズ及びベント管ベローズの強度計算書」に記載。				
ドライウェル 主フランジ	構造部 (ボルト, フランジ)	添付書類VI-3-3-7-1-1「ドライウェルの強度計算書」に記載。				
	シール部 (フランジ, ガスケット)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量： <input type="text"/> mm (内側) <input type="text"/> mm (外側)	許容開口量： <input type="text"/> mm 以下	シール機能 維持*2
機器搬入口	構造部 (円筒胴)	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力：3.182MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
	構造部 (鏡板)	機械工学便覧	200℃ 2Pd	許容圧力：5.406MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
	構造部 (円筒胴)	添付書類VI-3-3-7-1-5「機器搬入口の強度計算書」に記載。				
	構造部 (鏡板)					
	シール部 (フランジ, ガスケット)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量： <input type="text"/> mm (内側) <input type="text"/> mm (外側)	許容開口量： <input type="text"/> mm 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	200℃ 2Pd	許容圧力：3.301MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
	構造部 (円筒胴, 隔壁)	添付書類VI-3-3-7-1-13「所員用エアロックの強度計算書」に記載。				
	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： <input type="text"/> mm	許容開口量： <input type="text"/> mm 以下	シール機能 維持*2
	シール部 (扉以外のシール部)	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

注記*1：複数評価している項目はもっとも厳しい値を記載

*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

表 6-3 評価結果まとめ (2/3)

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
逃がし安全弁 搬出ハッチ	構造部 (円筒胴)	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力：5.376MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
	構造部 (鏡板)	機械工学便覧	200℃ 2Pd	許容圧力：12.233MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
	構造部 (円筒胴)	添付書類VI-3-3-7-1-7「逃がし安全弁搬出ハッチの強度計算書」に記載。				
	構造部 (鏡板)					
シール部 (フランジ, ガasket)	機器搬入口で代表評価。					シール機能 維持*2
制御棒駆動機構 搬出ハッチ	構造部 (円筒胴)	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力：26.278MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
	構造部 (鏡板)	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力：10.318MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
	構造部 (円筒胴, 鏡板, ボルト, フランジ)	添付書類VI-3-3-7-1-9「制御棒駆動機構搬出ハッチの強度計算書」に記載。				
	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： mm (内側) mm (外側)	許容開口量：()mm 以下	シール機能 維持*2
配管貫通部	接続配管	同左	添付書類VI-3-3-3-1「原子炉冷却材再循環設備の強度計算書」, VI-3-3-3-2「原子炉冷却材の循環設備の強度計算書」, VI-3-3-3-3「残留熱除去設備の強度計算書」, VI-3-3-3-4「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の強度計算書」, VI-3-3-3-5「原子炉冷却材補給設備の強度計算書」, VI-3-3-4-2「制御棒駆動水圧設備の強度計算書」, VI-3-3-4-3「ほう酸水注入設備の強度計算書」, VI-3-3-4-4「制御用空気設備の強度計算書」, VI-3-3-7-2-2「原子炉格納容器安全設備の強度計算書」, VI-3-3-7-3「放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の強度計算書」, VI-3-3-7-4「原子炉格納容器調気設備の強度計算書」及びVI-3-3-7-5「圧力逃がし装置の強度計算書」に記載。			

注記*1：複数評価している項目はもっとも厳しい値を記載

*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

表 6-3 評価結果まとめ (3/3)

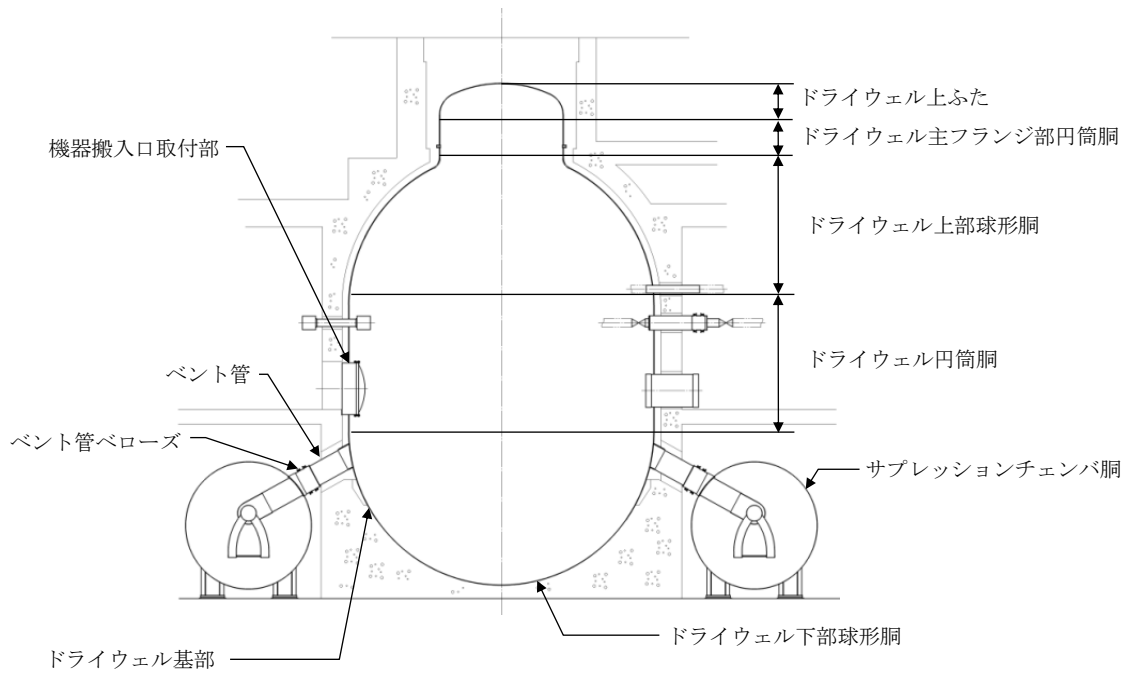
評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値*1	判定基準	評価結果	
配管貫通部	スリーブ*2	スリーブ本体	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力：3.520MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
		スリーブ取付部	添付書類VI-3-3-7-1-15「配管貫通部の強度計算書」に記載。				
	平板類	構造部 (ボルト締め平板)	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力：1.923MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
		構造部 (フランジ, ボルト)	J I S B 8 2 6 5	200℃ 2Pd	発生応力：106MPa 必要総有効断面積：5.255×10 ³ mm ²	許容応力：281MPa 以下 総有効断面積： 9.470×10 ³ mm ² 以下	破断せず
		シール部 (フランジ, ガスケット)	文献理論式 ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量：□mm	許容開口量：(□)mm 以下	シール機能 維持*3
	セーフ エンド	同左	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力：3.653MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
	ベローズ	同左	添付書類VI-3-3-7-1-17「配管貫通部ベローズ及びベント管ベローズの強度計算書」に記載。				
電気配線貫通部	アダプタ	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力 (低圧)：17.860 MPa[gage] 許容圧力 (高圧)：29.223 MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず	
	ヘッド	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力 (低圧)：24.563 MPa[gage] 許容圧力 (高圧)：18.368 MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず	
	シール部 (モジュール)	電共研, NUPEC 試験等	200℃ 2Pd	漏えいなし	設計漏えい量以下	シール機能 維持*4	
原子炉格納容器 隔離弁	耐圧部	設計・建設規格 (弁の 圧力温度基準に基づく 評価) を準拠	200℃ 2Pd	許容圧力：1.32MPa [gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず	
	シール部	ガスケット試験	200℃	200℃以上	200℃以上	シール機能 維持*4	

注記*1：複数評価している項目はもっとも厳しい値を記載

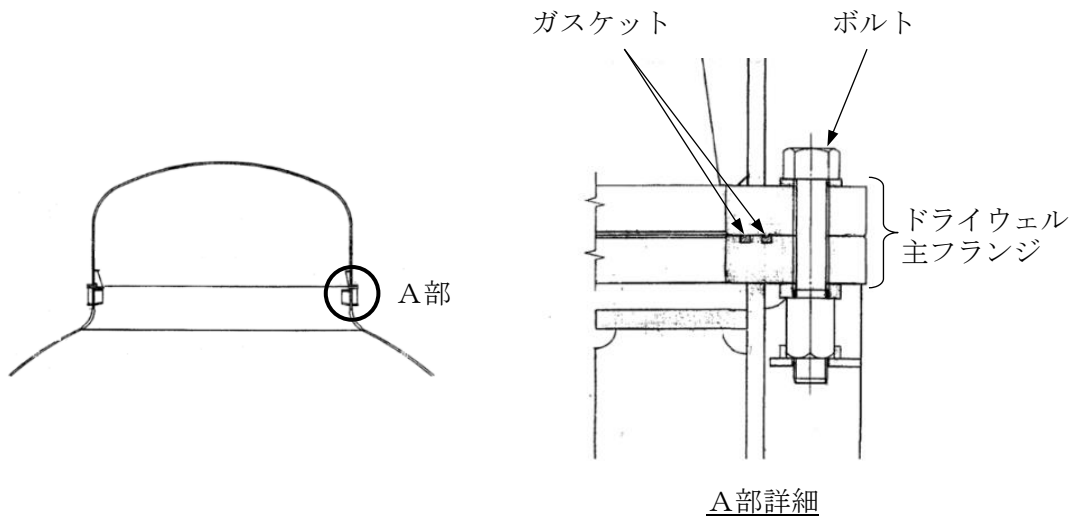
*2：電気配線貫通部におけるスリーブを含む。

*3：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

*4：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



原子炉格納容器本体



ドライウェル主フランジ

図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(1/6)

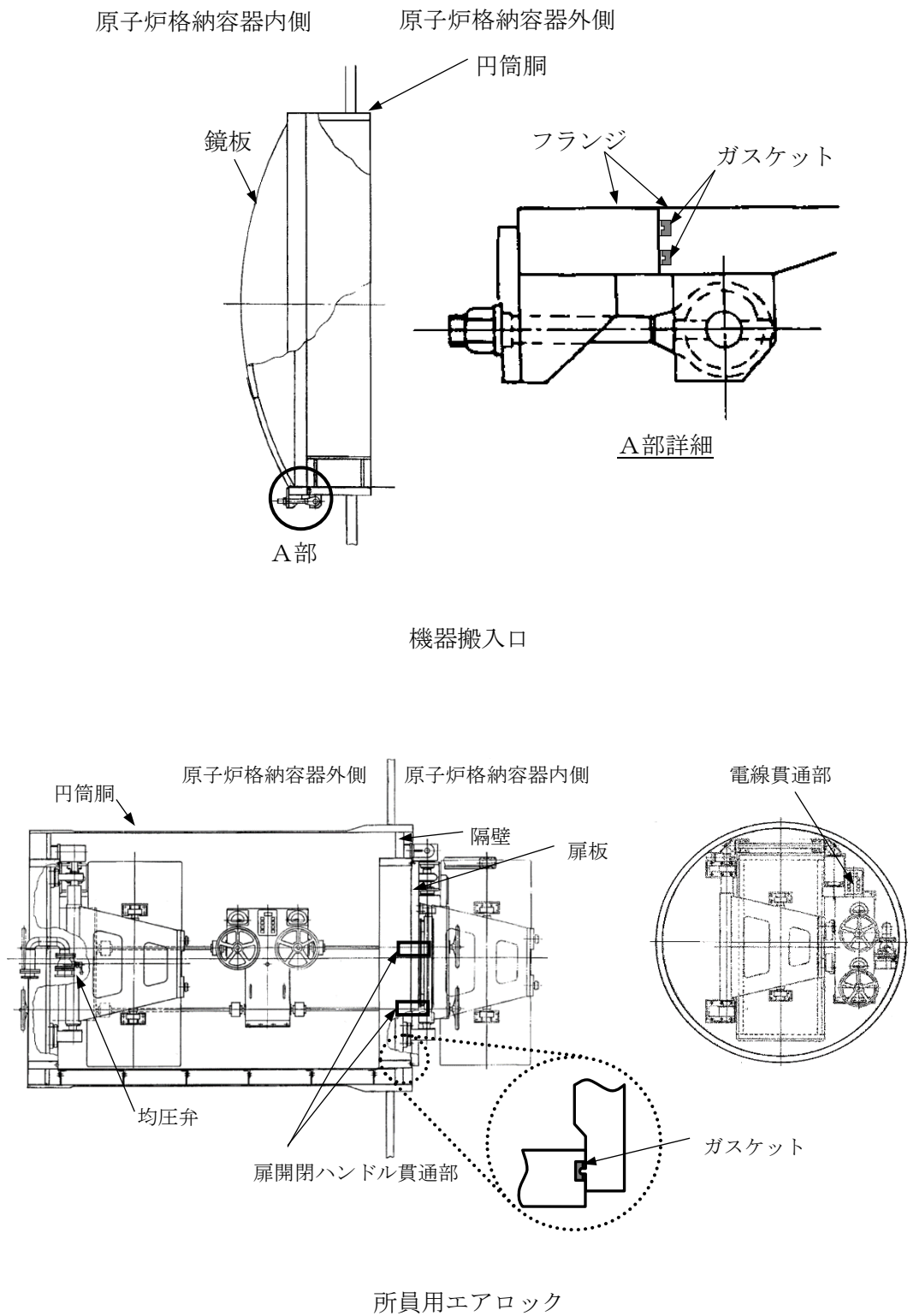
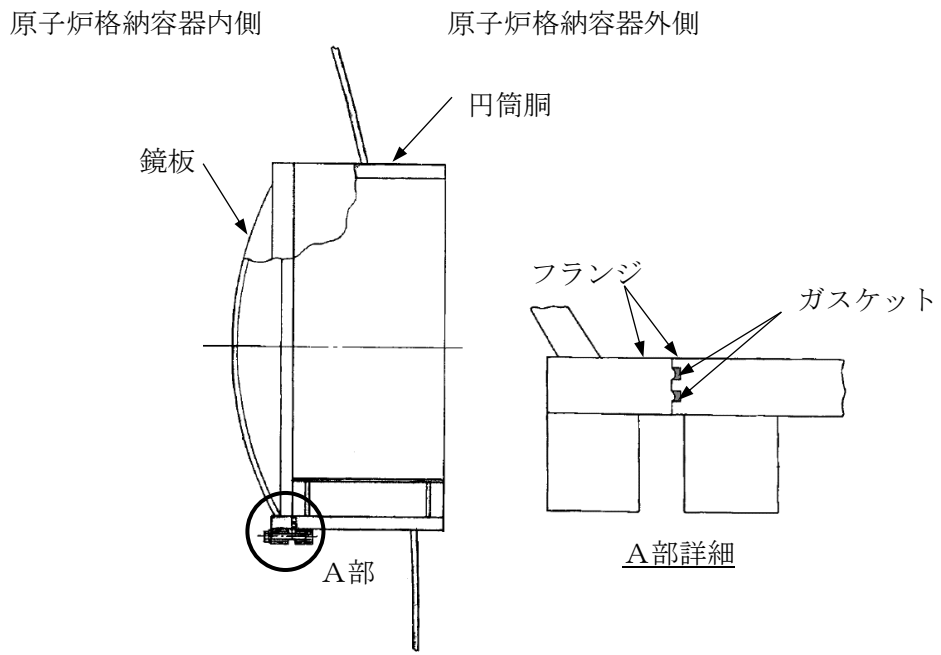
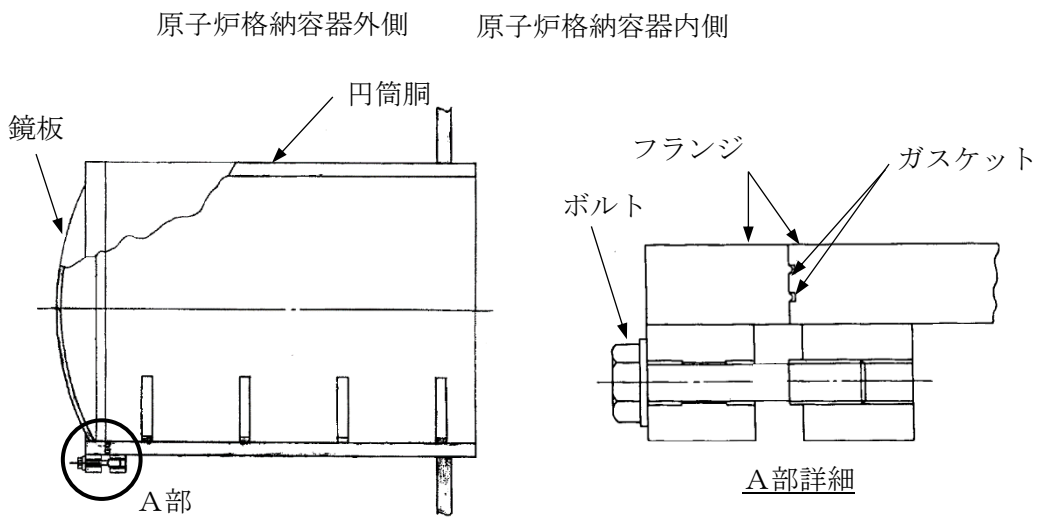


図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図 (2/6)

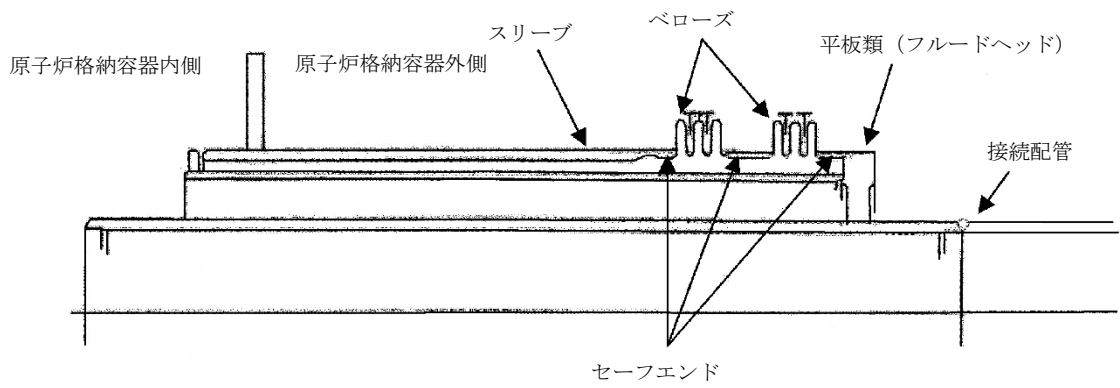


逃がし安全弁搬出ハッチ

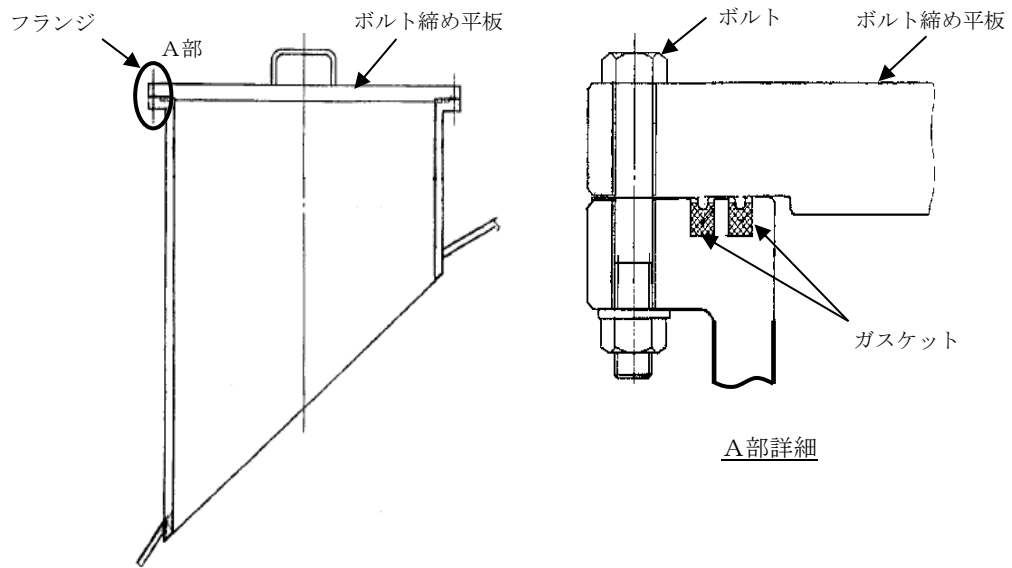


制御棒駆動機構搬出ハッチ

図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図 (3/6)

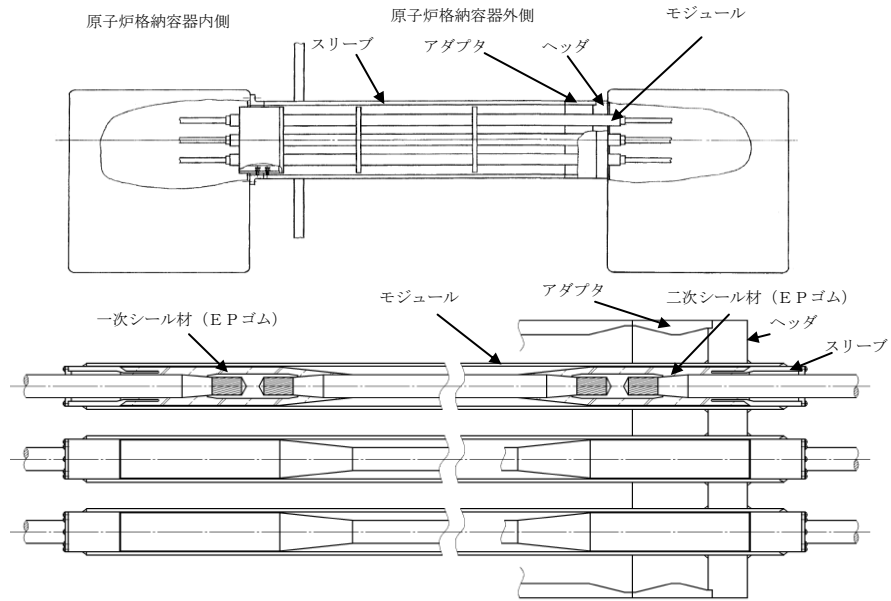


配管貫通部（接続配管，スリーブ，セーフエンド，ベローズ）

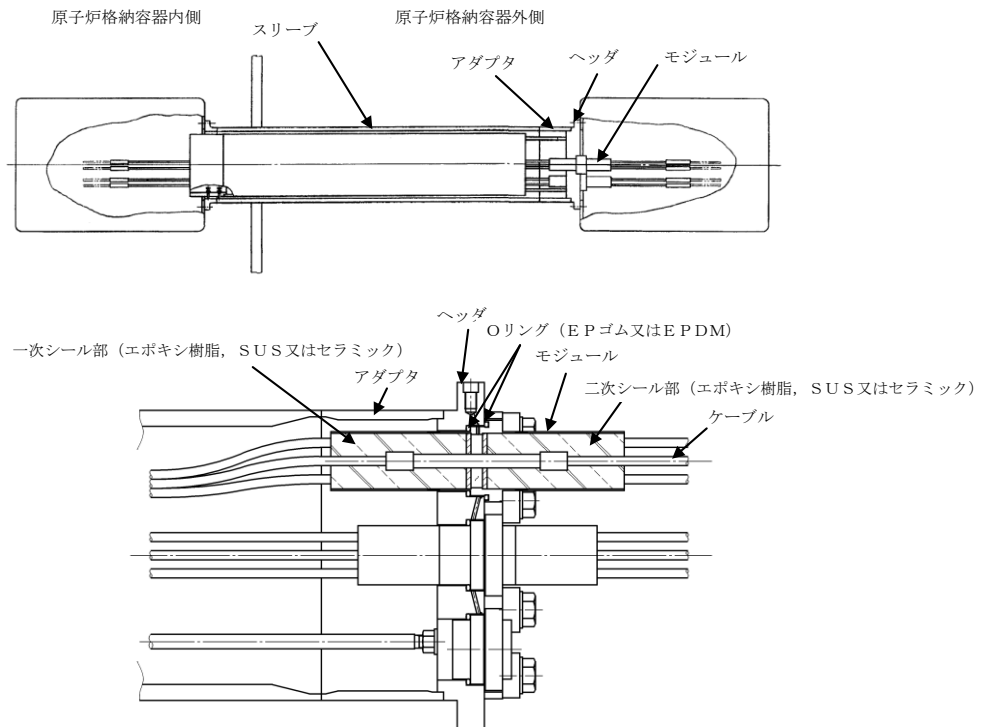


配管貫通部（平板類）

図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図 (4/6)

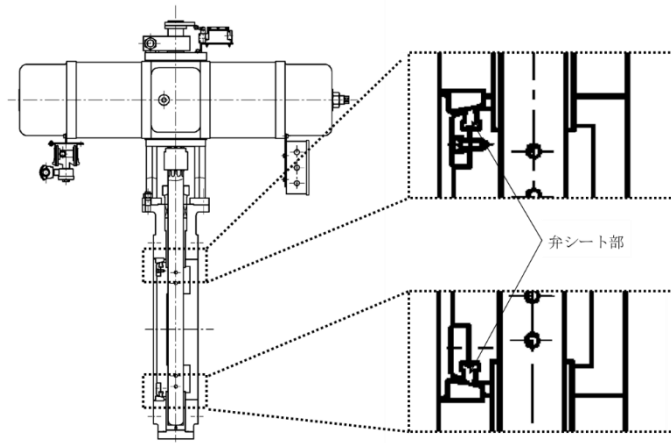


高圧用電気配線貫通部

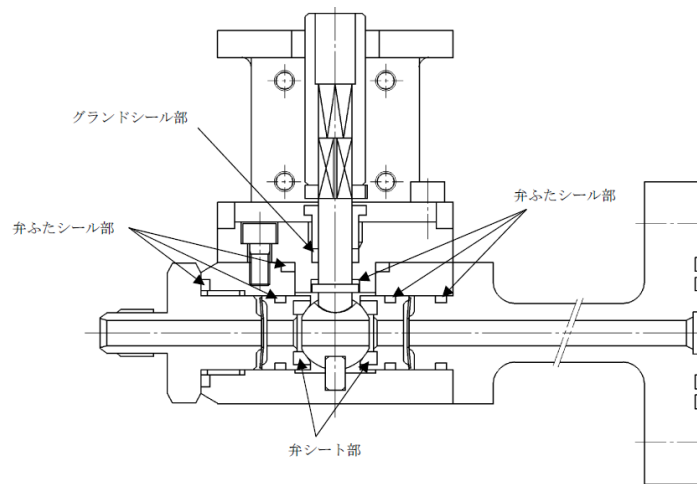


低圧用電気配線貫通部

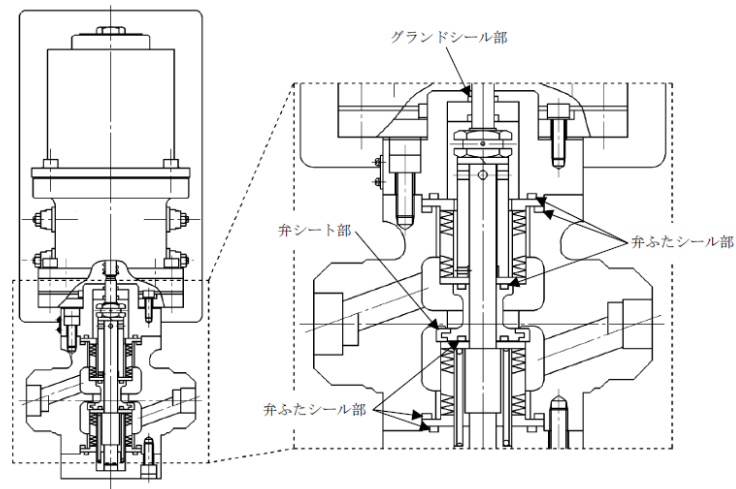
図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図 (5/6)



原子炉格納容器隔離弁（窒素ガス制御系バタフライ弁）



原子炉格納容器隔離弁（T I P ボール弁）



原子炉格納容器隔離弁（T I P パージ弁）

図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(6/6)

6.2 その他原子炉格納容器限界温度，圧力に対する影響確認

原子炉格納容器の限界温度，圧力における評価に対して影響を及ぼす可能性のある設備の経年劣化，限界温度，圧力が負荷された後の耐震性，貫通部の核分裂生成物（以下「FP」という。）沈着について影響を確認する。

6.2.1 確認内容

原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能の評価に対して，影響を及ぼす可能性のある対象機器の経年劣化，限界温度，圧力負荷後の耐震性への影響等以下の内容について影響を確認する。

(1) 経年劣化の影響

原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃，2Pd）時の放射性物質の閉じ込め機能の健全性が，経年劣化により低下していないことを確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添 1 別紙 1 に示す。

(2) 限界温度，圧力負荷後の耐震性への影響

原子炉格納容器が限界温度，圧力（200℃，2Pd）が負荷された後の耐震性への影響について確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添 1 別紙 2 に示す。

(3) 貫通部の FP 沈着による影響

炉心溶融時，原子炉格納容器のリークパスに FP が沈着した場合の温度上昇について確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添 1 別紙 3 に示す。

6.2.2 確認結果

- (1) 原子炉格納容器の閉じ込め機能を有する箇所における経年劣化の対策について確認し，原子炉格納容器の限界温度，圧力における閉じ込め機能への影響はないことを確認した。
- (2) 重大事故等時の温度，圧力を超える限界温度，圧力（200℃，2Pd）が負荷された後の耐震性の影響評価を実施した。原子炉格納容器バウンダリの構成機器について，限界温度，圧力の条件において一次応力による残留ひずみが発生するが十分小さく，耐震評価にて考慮する許容応力は今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり，さらに限界温度，圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性への影響はないことを確認した。
- (3) 炉心溶融時の原子炉格納容器内の FP の沈着による温度上昇について，格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定した条件にて，原子炉格納容器のリークパスへ FP が飛散し，リークパス内が FP で満たされ目詰まりしたと保守的に仮定し，FEM 解析により熱解析を実施した。評価結果としては，原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約 183℃となり原子炉格納容器限界温度である 200℃を下回ることから原子炉格納容器限界温度・圧力に影響ないことを確認した。

7. 引用文献

(1) F. J. MOODY

“PREDICTION OF BLOWDOWN THRUST AND JET FORCES”

ASME PAPER 69-HT-31

(2) 岩波講座 現代応用数学 「粘性流体の理論」

VI-1-8-1-別添 1 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健全性について

目 次

1. 概要	1
2. 原子炉格納容器本体	2
2.1 評価方針	2
2.1.1 一般構造部	2
2.1.2 構造不連続部	2
2.1.3 ベント管ベローズ	3
2.2 評価結果	4
2.2.1 一般構造部	4
2.2.2 構造不連続部	4
2.2.3 ベント管ベローズ	4
3. ドライウェル主フランジ	12
3.1 評価方針	12
3.1.1 ドライウェル主フランジ部の耐圧	13
3.1.2 ドライウェル主フランジ固定部の強度	13
3.1.3 ドライウェル主フランジのシール性能	13
3.2 評価結果	13
3.2.1 ドライウェル主フランジ部の耐圧	13
3.2.2 ドライウェル主フランジ固定部の強度	13
3.2.3 ドライウェル主フランジのシール性能	13
3.3 評価結果のまとめ	15
4. 機器搬入口	16
4.1 評価方針	16
4.1.1 機器搬入口本体の耐圧	17
4.1.2 機器搬入口フランジのシール性能	17
4.2 評価結果	18
4.2.1 機器搬入口本体の耐圧	18
4.2.2 機器搬入口フランジのシール性能	19
4.3 評価結果のまとめ	25
5. 所員用エアロック	26
5.1 評価方針	26
5.1.1 所員用エアロック本体の耐圧	27
5.1.2 所員用エアロック本体のシール性能	27
5.2 評価結果	28
5.2.1 所員用エアロック本体の耐圧	28

5.2.2	所員用エアロック本体のシール性能	29
5.3	評価結果のまとめ	32
6.	逃がし安全弁搬出ハッチ	33
6.1	評価方針	33
6.1.1	逃がし安全弁搬出ハッチ本体の耐圧	34
6.1.2	逃がし安全弁搬出ハッチフランジのシール性能	34
6.2	評価結果	35
6.2.1	逃がし安全弁搬出ハッチ本体の耐圧	35
6.2.2	逃がし安全弁搬出ハッチフランジのシール性能	36
6.3	評価結果のまとめ	36
7.	制御棒駆動機構搬出ハッチ	37
7.1	評価方針	37
7.1.1	制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の耐圧	38
7.1.2	制御棒駆動機構搬出ハッチフランジ固定部の強度	38
7.1.3	制御棒駆動機構搬出ハッチフランジのシール性能	38
7.2	評価結果	38
7.2.1	制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の耐圧	38
7.2.2	制御棒駆動機構搬出ハッチフランジ固定部の強度	39
7.2.3	制御棒駆動機構搬出ハッチフランジのシール性能	39
7.3	評価結果のまとめ	41
8.	配管貫通部	43
8.1	概要	43
8.2	配管貫通部（接続配管）	44
8.2.1	評価方針	44
8.2.2	評価	44
8.2.3	評価結果	44
8.3	配管貫通部（スリーブ）	45
8.3.1	評価方針	45
8.3.2	評価	45
8.3.3	評価結果	46
8.4	配管貫通部（平板類）	47
8.4.1	評価方針	47
8.4.2	評価	47
8.4.3	評価結果	48
8.5	配管貫通部（セーフエンド）	53
8.5.1	評価方針	53

8.5.2	評価	53
8.5.3	評価結果	53
8.6	配管貫通部（ベローズ）	54
8.6.1	評価方針	54
8.6.2	評価結果	54
8.7	評価結果のまとめ	55
9.	電気配線貫通部	57
9.1	概要	57
9.2	電気配線貫通部（アダプタ）	58
9.2.1	評価方針	58
9.2.2	評価	58
9.2.3	評価結果	58
9.3	電気配線貫通部（ヘッド）	59
9.3.1	評価方針	59
9.3.2	評価	59
9.3.3	評価結果	59
9.4	電気配線貫通部（モジュール）	60
9.4.1	評価方針	60
9.4.2	評価	61
9.4.3	評価結果	64
10.	原子炉格納容器隔離弁	65
10.1	概要	65
10.2	原子炉格納容器隔離弁（窒素ガス制御系バタフライ弁）	65
10.2.1	評価方針	65
10.2.2	評価	66
10.2.3	評価結果	66
10.3	T I P ボール弁及びページ弁	67
10.3.1	評価方針	67
10.3.2	評価	68
10.3.3	評価結果	68
添付 1 重大事故等時条件におけるガスケット健全性について		
添付 2 原子炉格納容器隔離弁の抽出について		
別紙 1 原子炉格納容器限界温度，限界圧力に対する経年劣化の影響について		
別紙 2 原子炉格納容器限界温度，限界圧力負荷後の耐震性について		
別紙 3 原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による影響について		

1. 概要

本資料は、添付書類VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の「6. 重大事故等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及びその他影響確認」に示す重大事故等時の限界温度、限界圧力に対する原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持の評価方法並びに評価結果を詳細に示すものである。

2. 原子炉格納容器本体

2.1 評価方針

原子炉格納容器本体は、鋼製の上下部半球胴部円筒形ドライウエル、円環形サプレッションチェンバ、これらを連結するベント管及びベント管ベローズによって構成されている。

原子炉格納容器本体（ベント管ベローズ除く。）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、座屈が発生するような圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、原子炉格納容器本体（ベント管ベローズ除く。）の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによって生じる過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

また、ベント管ベローズの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊及び疲労破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないことから、脆性破壊は考慮する必要がない。

したがって、ベント管ベローズの 200℃、2Pd における機能喪失要因は、通常運転時に累積される低サイクル疲労に加えて重大事故等時に累積される低サイクル疲労による疲労破壊が想定される。

原子炉格納容器本体の評価対象を図 2-1 にそれぞれ示す。

2.1.1 一般構造部

原子炉格納容器本体の一般構造部（「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版を含む。）」（J S M E S N C 1-2005/2007）」（以下「設計・建設規格」という。）PVE-3010 で規定されている部位）の評価として、設計・建設規格の PVE-3521、3230(2)a 項及び PVE-3230(2)e 項を準用し、許容引張応力に供用状態 D における一次一般膜応力の許容値である 200℃の $\frac{2}{3}S_u$ を与えることで許容応力を算出し、限界圧力 2Pd を上回ることを確認する。なお、応力評価は、添付書類 VI-3-3-7-1 「原子炉格納容器の強度計算書」に記載する。

2.1.2 構造不連続部

原子炉格納容器本体の構造不連続部の強度評価方法は、添付書類 VI-3-3-7-1 「原子炉格納容器の強度計算書」に記載する。

また、原子炉格納容器はドライウエル基部がコンクリートに拘束されているため、温度上昇時にはドライウエル基部に熱応力（二次応力）が発生する。二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を引き起こすとは考えられないが、念のため一次＋二次応力を評価する。

2.1.3 ベント管ベローズ

ベント管ベローズの強度評価方法は、添付書類VI-3-3-7-1-17「配管貫通部ベローズ及びベント管ベローズの強度計算書」に記載する。

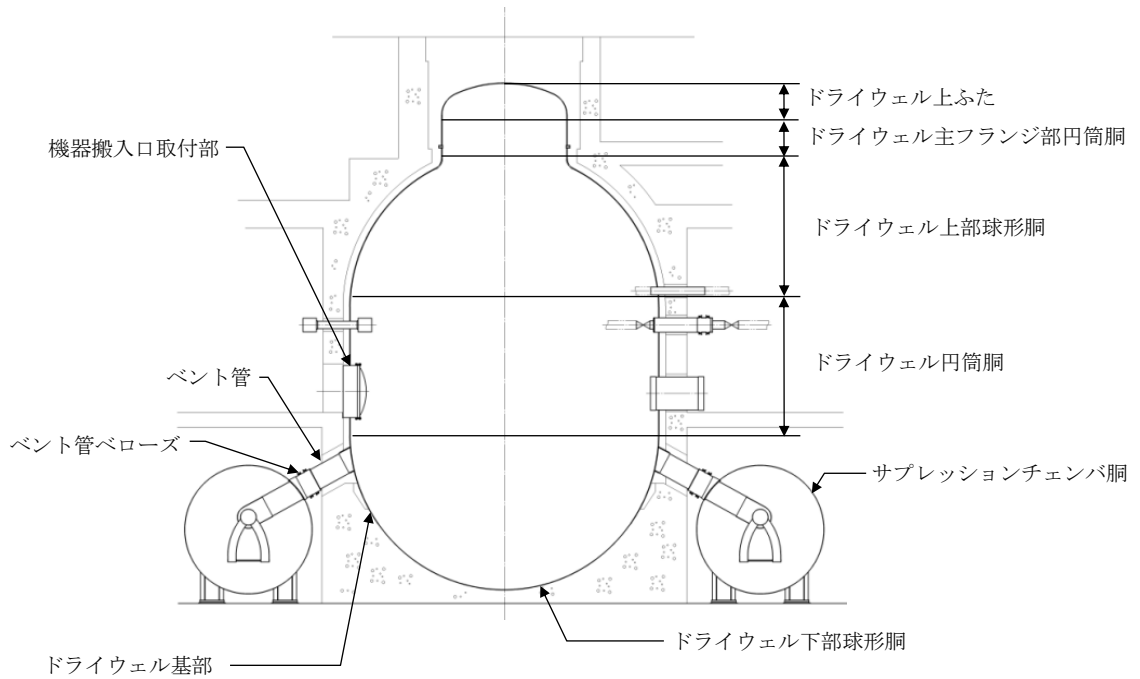


図 2-1 原子炉格納容器本体の評価対象

2.2 評価結果

2.2.1 一般構造部

原子炉格納容器本体の一般構造部について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認した。その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、限界圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（ S_u 値）に対する割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5 として評価した。 S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200°C を用いる。評価結果の詳細を添付 2-1 に示す。

また、応力評価結果は、添付書類 VI-3-3-7-1 「原子炉格納容器の強度計算書」に記載する。

2.2.2 構造不連続部

原子炉格納容器本体の構造不連続部の応力評価結果は、添付書類 VI-3-3-7-1 「原子炉格納容器の強度計算書」に記載する。

また、ドライウェル基部の熱応力評価結果を添付 2-2 に示す。

2.2.3 ベント管ベローズ

ベント管ベローズの強度評価結果は、添付書類 VI-3-3-7-1-17 「配管貫通部ベローズ及びベント管ベローズの強度計算書」に記載する。

原子炉格納容器の許容圧力評価結果

原子炉格納容器の必要板厚は、設計・建設規格の PVE-3521, PVE-3230(2)a 項及び PVE-3230(2)e 項を用いて求めることができる。ここで求めた式の許容引張応力に 200°C での $2/3 S_u$ を与えることで限界圧力は算出できる。

下記に評価結果を示す。

① ドライウェル上ふた：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3521 を準用

$$P = 2 S \eta t / (R W + 0.2 t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける $2/3 S_u$ 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
R	ふた板の中央部における内半径 (mm)	<input type="text"/>
W	さら形ふた板の形状による係数 (-)	1.32
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	1.113
1.113 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

② ドライウェル主フランジ部円筒胴：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a 項を準用




$$P = 2 S \eta t / (D_i + 1.2 t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける $2/3 S_u$ 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
D_i	胴内径 (mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	1.924
1.924 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

③ ドライウエル上部球形胴：SPV490

許容圧力算定式：PVE-3230(2)e項を準用



$$P = 4S \eta t / (Di + 0.4t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S _u 値を使用)	363	
η	継手効率 (-)	1.0	
t	板厚 (mm)		
Di	胴内径 (mm)		
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	2.272	2.017
2.017 MPa, 2.272 MPa > 0.853 MPa (2Pd)			

④ ドライウエル円筒胴：SPV490

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a項を準用




$$P = 2S \eta t / (Di + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S _u 値を使用)	363	
η	継手効率 (-)	1.0	
t	板厚 (mm)		
Di	胴内径 (mm)		
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	1.007	
1.007 MPa > 0.853 MPa (2Pd)			

⑤ ドライウエル下部球形胴：SPV490, SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)e項を準用

$$P = 4S \eta t / (Di + 0.4t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S _u 値を使用)	363	281
η	継手効率 (-)	1.0	
t	板厚 (mm)		
Di	胴内径 (mm)		
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	2.017	1.093
1.093 MPa, 2.017 MPa > 0.853 MPa (2Pd)			

⑥ サプレッションチェンバ胴：SPV490

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a項を準用

$$P = 2S \eta t / (Di + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S _u 値を使用)	363
η	継手効率 (-)	1.0
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
Di	胴内径 (mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	1.102
1.102 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

⑦ ベント管円筒胴：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a項を準用

$$P = 2S \eta t / (Di + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S _u 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
Di	胴内径 (mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	2.515
2.515 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

ドライウェル基部の評価

1. 概要

原子炉格納容器本体については、200℃、2Pdにおいて一次応力が発生する。また、ドライウェル基部については、熱膨張の拘束による熱応力が発生する。ここでは、昭和59年9月17日付け59資庁第8283号にて認可された工事計画（以下「既工認」という。）の添付書類IV-3-5-1「ドライウェルの強度計算書」の応力値を用いて、ドライウェル基部について一次応力+二次応力（ $P L + P b + Q$ ）を評価する。

なお、原子炉格納容器の限界圧力、限界温度の確認においては、繰り返し荷重を考慮する必要はないと考えられるが、ドライウェル基部については、念のため、200℃、2Pdにおける発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認する。

2. 評価方針

発生応力は、熱により発生する二次応力に分類されることから、設計・建設規格に示される一次+二次応力の評価方法及び評価基準値に従う。

許容値は、設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラスMC容器）の供用状態A、Bに対する許容値と同じ3S（S値：200℃における値）とする。

一次+二次応力が制限値を超えた場合は、設計・建設規格 PVB-3315(2)に規定される疲労評価により、疲労累積係数が1以下であることを確認する。

3. 評価条件

(1) 圧力及び温度

評価圧力：0.853 MPa（2Pd）

評価温度：200℃

(2) 材料及び許容応力

材料及び許容応力を表3-1に示す。

表3-1 材料の許容応力

部位	材料	一次+二次応力 (MPa)
		$P L + P b + Q$
原子炉格納容器	SPV490	501 (=3S)

4. 応力計算

(1) 応力評価点

応力評価点を表 4-1 及び図 4-1 に示す。応力評価点は、既工認の強度計算書において、一次局部膜応力+一次曲げ応力+二次応力が最大の値を示す部位とする。

表 4-1 応力評価点

応力評価点番号	評価項目	応力評価点
P 8	一次局部膜応力 + 一次曲げ応力 + 二次応力	ドライウェル基部

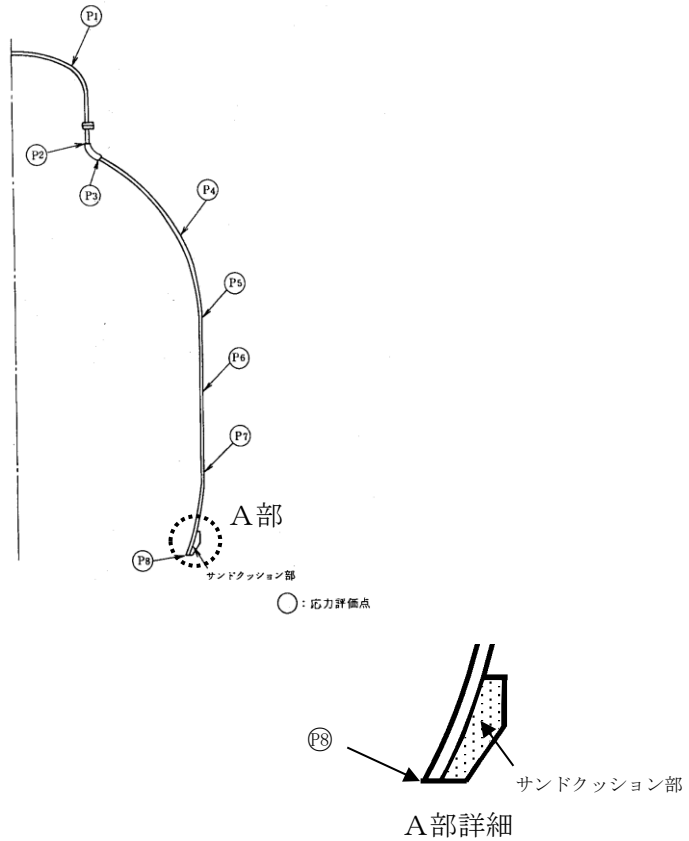


図 4-1 応力評価点

(2) 応力計算

ドライウェル基部に作用する圧力、熱荷重及び死荷重による応力は、既工認で計算した応力を用い、評価荷重比の割り増しを考慮して算出する。

5. 応力評価

ドライウェル基部の各荷重による応力を表 5-1 に示す。また、応力の組合せ結果を表 5-2 に示す。

応力評価点の発生応力は一次+二次応力の許容応力を超えたため、疲労評価を行い、疲労累積係数が 1 以下であることを確認した。疲労評価の結果を表 5-3 及び表 5-4 に示す。

表 5-1 各荷重による応力

荷重	一次+二次応力 (MPa)					
	P L + P b + Q					
	内面			外面		
	σt^{*1}	σl^{*2}	τ^{*3}	σt^{*1}	σl^{*2}	τ^{*3}
S A 時圧力 (2Pd)						
鉛直荷重 (通常)						
熱荷重 (S A 時: 200°C)						

注記*1: 円周方向応力

*2: 軸方向応力

*3: せん断応力 (t-l 方向)

表 5-2 一次+二次応力の評価結果

応力評価点	荷重の組合せ	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
P 8	死荷重+内圧+熱	一次+二次応力	671	501

表 5-3 疲労評価結果

S _n	発生応力 (MPa)	671
K	応力集中係数	<input type="text"/>
K _e	ピーク応力補正係数	<input type="text"/>
S _p	疲労解析によるピーク応力強さのサイクルにおいて、その極大値と極小値との差 (MPa)	<input type="text"/>
S _l	繰返しピーク応力強さ (MPa)	<input type="text"/>
S _{l'}	補正繰返しピーク応力強さ (MPa)	<input type="text"/>
N _a	許容繰返し回数 (回)	<input type="text"/>
N _c	重大事故等時の繰返し回数 (回)	1
U	疲労累積係数	<input type="text"/> < 1

注: 設計・建設規格 PVB-3315(2) 項を適用して評価した。

表 5-4 疲勞評估結果

一次+二次応力評価 (MPa)		疲勞評価	
一次+二次応力評価	許容応力	疲勞累積係数	許容値
671	501	<input type="text"/>	1

3. ドライウェル主フランジ

3.1 評価方針

ドライウェル主フランジは、原子炉格納容器の上ふたフランジであり、締付ボルトで固定される構造である。また、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

ドライウェル主フランジの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、延性破壊並びに高温、高圧に伴うフランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は考慮する必要がない。

したがって、ドライウェル主フランジの機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、200℃、2Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・ドライウェル主フランジ部の耐圧
- ・ドライウェル主フランジ固定部の強度
- ・ドライウェル主フランジのシール性能

図 3-1 に評価部位の概形を示す。

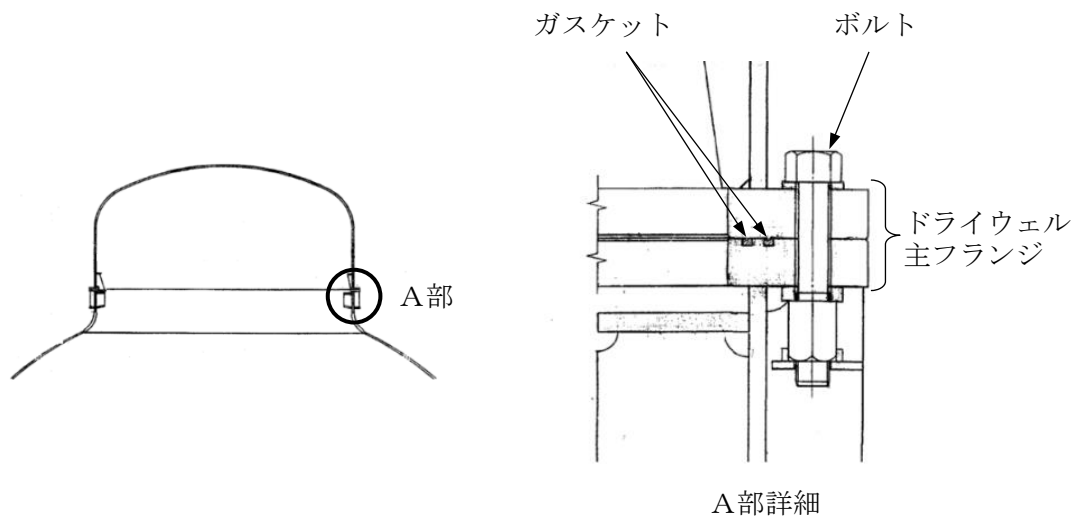


図 3-1 評価部位概形図（ドライウェル主フランジ）

3.1.1 ドライウェル主フランジ部の耐圧

ドライウェル主フランジの強度評価方法は、添付書類VI-3-3-7-1-1「ドライウェルの強度計算書」に記載する。

3.1.2 ドライウェル主フランジ固定部の強度

ドライウェル主フランジ固定部の強度評価方法は、添付書類VI-3-3-7-1-1「ドライウェルの強度計算書」に記載する。

3.1.3 ドライウェル主フランジのシール性能

原子炉格納容器の限界温度，限界圧力におけるフランジ開口量を評価するために，三次元有限要素法による解析を用いてドライウェル主フランジ部における開口量を評価する。

シール材は，重大事故等時環境の耐性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更する。

改良 EPDM 製シール材による重大事故等時の格納容器閉じ込め機能を確認するため，評価した開口量は，添付 1 に示す重大事故等時環境におけるガスケットの健全性確認結果をもとに設定した許容開口量と比較し，開口量が許容開口量を下回ることを確認する。

3.2 評価結果

3.2.1 ドライウェル主フランジ部の耐圧

ドライウェル主フランジの強度評価結果は，添付書類VI-3-3-7-1-1「ドライウェルの強度計算書」に記載する。

3.2.2 ドライウェル主フランジ固定部の強度

ドライウェル主フランジ固定部の強度評価結果は，添付書類VI-3-3-7-1-1「ドライウェルの強度計算書」に記載する。

3.2.3 ドライウェル主フランジのシール性能

ドライウェル主フランジについて，限界温度，限界圧力におけるフランジ面の開口量が許容開口量を下回ることを確認するため，三次元有限要素法モデルを用いて弾塑性解析を実施した。

図 3-2 に解析モデルを示す。本解析では，フランジの他，圧力作用面であるドライウェル上ふた及び原子炉格納容器胴部（ドライウェル主フランジ部円筒胴，ドライウェル球形胴及びドライウェル円筒胴）を含めてドライウェル主フランジ全体をモデル化する。

また，フランジシール部を構成する各種部材（フランジ，ボルト，ナット等）の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため，ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性を考慮してボルト 1 ピッチ分をモデル化している。荷重条件として，0 から内圧を加えて開口量を解析する。

解析コードは「ABAQUS」を使用する。

本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

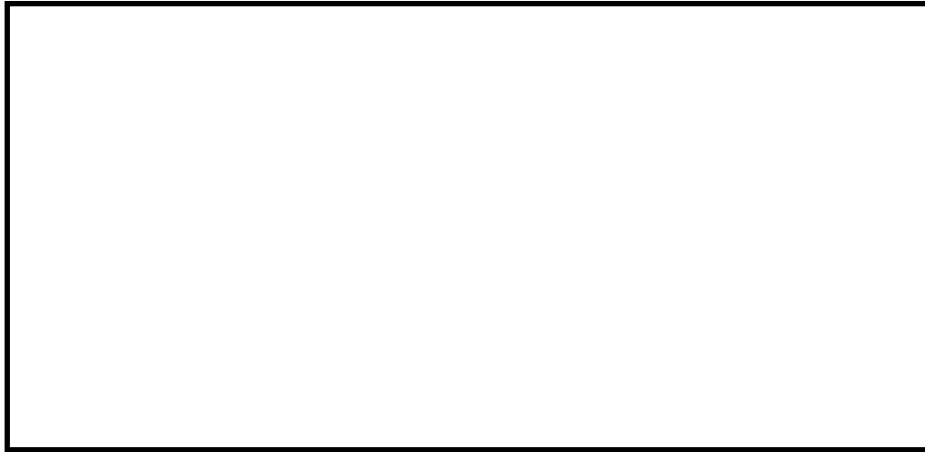


図 3-2 ドライウェル主フランジの解析モデル

(1) 開口量評価結果

200℃における圧力と開口量の関係を図 3-3 に示す。

2Pd における内側ガスケット部の開口量は mm, 外側ガスケット部は mm であった。

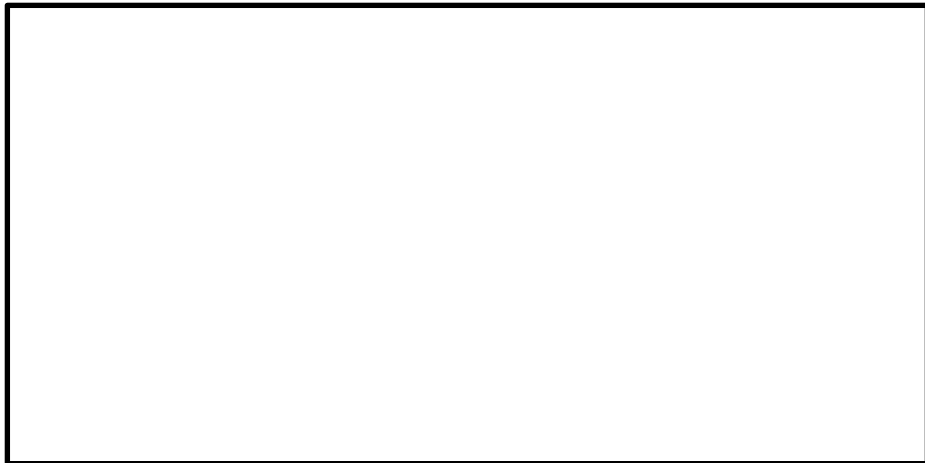


図 3-3 ドライウェル主フランジの圧力と開口量の関係

(2) ドライウェル主フランジの許容開口量

ドライウェル主フランジに許容される開口量について以下のように設定する。

図 3-4 に開口量とシール材のシール性との関係図を示す。ドライウェル主フランジは、タンク（突起）がガスケットを押し込む構造であり、フランジの定格締付量（タンク押込量）は mm である。圧力の増加に伴いフランジ部は開口するが、添付 1 に示す改良 EPDM

製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ率 \square % をもとに、ガスケットの重大事故等時の環境における最大復元量を評価すると \square mm (= \square mm \times (100% - \square %)) となる。また、添付1に示す試験から 200°C, 2Pd におけるタング押込量 0mm において、シール機能が維持されていることを確認したことから、許容開口量は、最大復元量と同じ \square mm に設定する。

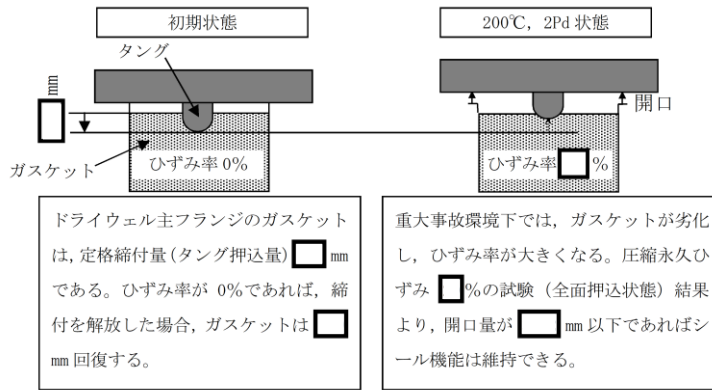


図 3-4 ひずみ率と許容開口量関係図

(3) 比較結果

内側ガスケットの開口量 \square mm に対して許容開口量は \square mm であることから、重大事故等時環境における開口を考慮してもドライウェル主フランジからの漏えいのないことを確認した。

3.3 評価結果のまとめ

ドライウェル主フランジの健全性評価結果を表 3-1 に示す。

表 3-1 ドライウェル主フランジの健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	ドライウェル主フランジ部の耐圧	応力評価	添付書類VI-3-3-7-1-1「ドライウェルの強度計算書」に記載。	
2	ドライウェル主フランジ固定部の強度	応力評価	添付書類VI-3-3-7-1-1「ドライウェルの強度計算書」に記載。	
3	ドライウェル主フランジのシール性能	開口量評価	シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、限界圧力における開口量は許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。	○

以上により、ドライウェル主フランジについては、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

4. 機器搬入口

4.1 評価方針

機器搬入口は、フランジ付きの円筒胴が原子炉格納容器内側に突き出し、この円筒胴のフランジに鏡板のフランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。なお、ドライウェル主フランジと異なり、原子炉格納容器加圧時は機器搬入口フランジがフランジ支持部に押し付けられる構造となっている。

機器搬入口（円筒胴）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈、延性破壊並びに高温、高圧に伴うフランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、座屈が発生するような圧縮力が円筒胴に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、機器搬入口（円筒胴）の機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、シール部については、原子炉格納容器内の圧力が上昇した際に、鏡板は円筒胴側に押し付けられる構造であるため、圧力により鏡板が開くことはないが、原子炉格納容器本体の変形に伴う円筒胴の変形、変形による開口及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

また、機器搬入口（鏡板）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊は考慮する必要がない。

したがって、機器搬入口（鏡板）の機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による座屈が考えられる。

なお、シール部は原子炉格納容器内の圧力により鏡板が機器搬入口円筒胴に押し付けられる構造のため、内圧により鏡板を開く荷重が作用しないことから、ヒンジボルトの延性破壊は、評価対象外とする。

このため、200℃、2Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・機器搬入口本体の耐圧
- ・機器搬入口フランジのシール性能

図 4-1 に評価部位の概形を示す。

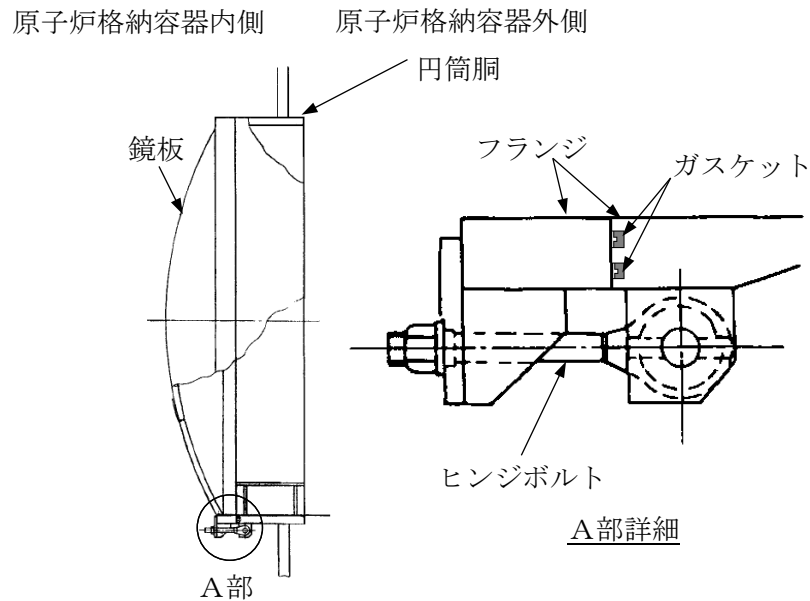


図 4-1 評価部位概形図（機器搬入口）

4.1.1 機器搬入口本体の耐圧

(1) 応力評価

機器搬入口本体の構造健全性評価は、添付書類VI-3-3-7-1-5「機器搬入口の強度計算書」に記載する。

(2) 許容圧力評価

機器搬入口本体の構造健全性評価として、円筒胴については、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、外面に圧力を受ける円筒胴の許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。鏡板については、機械工学便覧を参照し、外圧を受ける球殻の座屈圧力の算出式を用いて許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。

4.1.2 機器搬入口フランジのシール性能

原子炉格納容器の限界温度、限界圧力におけるフランジの軸方向開口量及び径方向変位差の影響を評価するために、三次元有限要素法による解析を用いて機器搬入口フランジ部における軸方向開口量及び径方向変位差の影響を評価する。

シール材は、重大事故等時環境の耐性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更する。

改良 EPDM 製シール材による重大事故等時の格納容器閉じ込め機能を確認するため、評価した軸方向開口量は、添付 1 に示す重大事故等時環境におけるガスケットの健全性確認結果をもとに設定した許容開口量と比較し、軸方向開口量が許容開口量を下回ることを確認する。また、径方向変位差が、フランジのシール機能に影響を及ぼさないことを確認する。

4.2 評価結果

4.2.1 機器搬入口本体の耐圧

(1) 応力評価

機器搬入口本体の応力評価結果は、添付書類VI-3-3-7-1-5「機器搬入口の強度計算書」に記載する。

(2) 許容圧力評価

機器搬入口本体の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、外面に圧力を受ける円筒胴の許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認した。鏡板については、機械工学便覧を参照し、外圧を受ける球殻の座屈圧力の算出式を用いて許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表4-1に示す。

表4-1 機器搬入口の許容圧力評価結果

① 円筒胴：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)c項を準用

$$P_e = 4Bt / 3D_o$$

B	付録材料図表による値 (200℃における値を使用)	119.8
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
D _o	外径 (mm)	<input type="text"/>
P _e	200℃における許容圧力 (MPa)	3.182
3.182 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

② 鏡板：SGV480

座屈圧力算定式：機械工学便覧

$$P_{cr} = 16.70E (t / 2R)^{2.5}$$

E	縦弾性係数 (MPa) (200℃における値を使用)	191000
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
R	内半径 (mm)	<input type="text"/>
P _{cr}	座屈圧力 (MPa)	5.406
5.406 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

4.2.2 機器搬入口フランジのシール性能

機器搬入口について、限界温度、限界圧力におけるフランジ面の軸方向開口量が許容開口量を下回ること及び径方向変位差がフランジのシール機能に影響を及ぼさないことを確認するため、三次元有限要素法モデルを用いて弾塑性解析を実施した。

図4-2に解析モデル、図4-3に変形概念図を示す。本解析では、原子炉格納容器本体と機器搬入口をモデル化する。

また、フランジシール部を構成する各種部材（フランジ、ボルト、ナット等）の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため、ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性を考慮して機器搬入口中心を境にしてドライウェル全体1/4ピッチ分をモデル化している。荷重条件として、0から内圧を加えて軸方向開口量及び径方向変位差を解析する。解析コードは「ABAQUS」を使用する。

本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

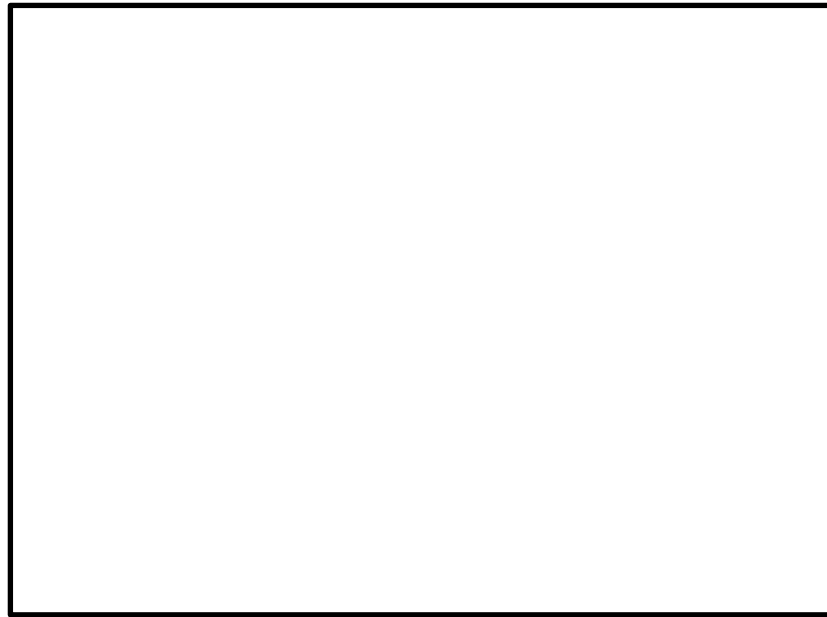


図4-2 機器搬入口の解析モデル

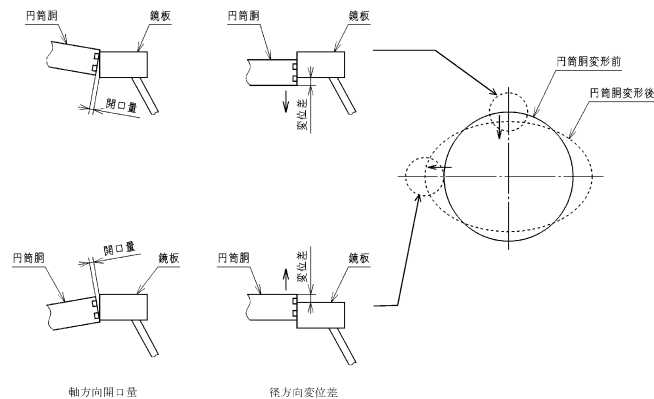


図4-3 径方向変位差と軸方向開口量の概念図

(1) 軸方向開口量及び径方向変位差評価結果

200°Cにおける 1Pd 及び 2Pd の軸方向開口量を図 4-4 に、径方向変位差を図 4-5 に、解析結果に表記するフランジ角度を図 4-6 に示す。

2Pd における最大軸方向開口量は、内側ガスケット部で mm (°)，外側ガスケット部で mm (°) であった。

2Pd における最大径方向変位差は、内側ガスケット部で mm (°)，外側ガスケット部で mm (°) であった。

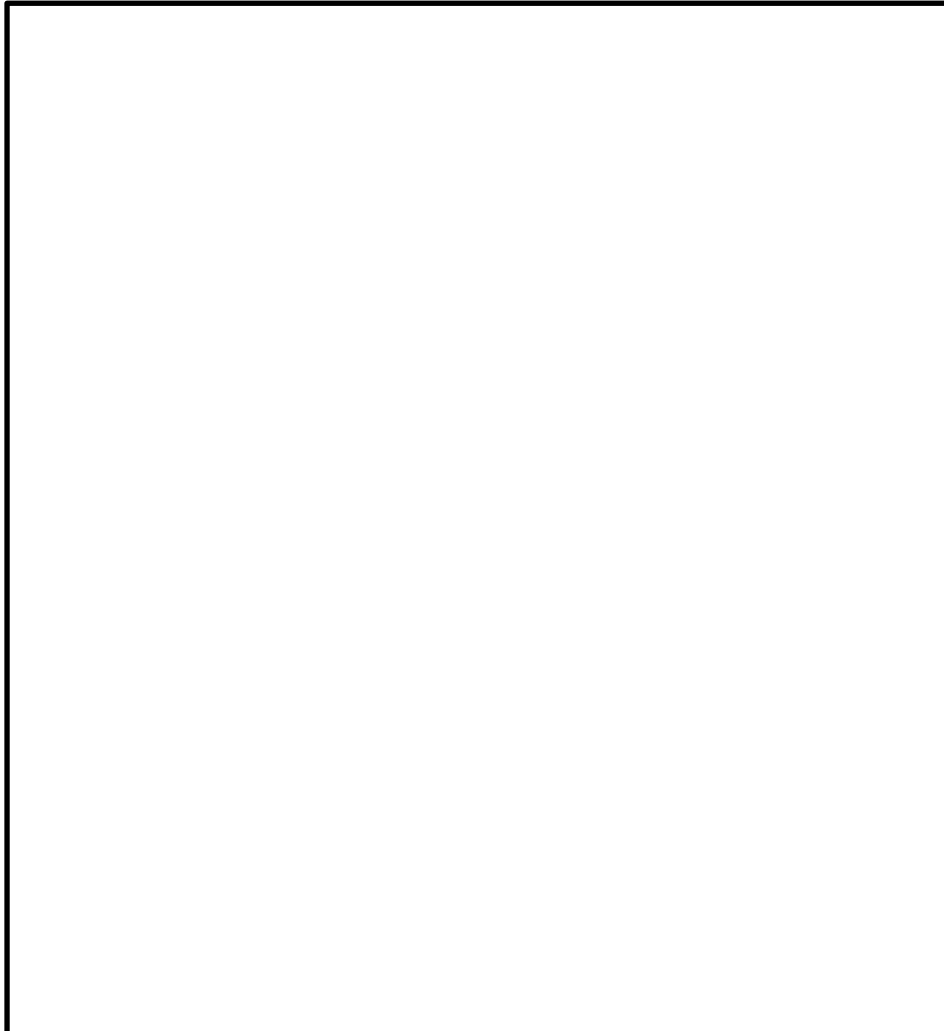


図 4-4 機器搬入口の軸方向開口量（上から 1Pd, 2Pd）

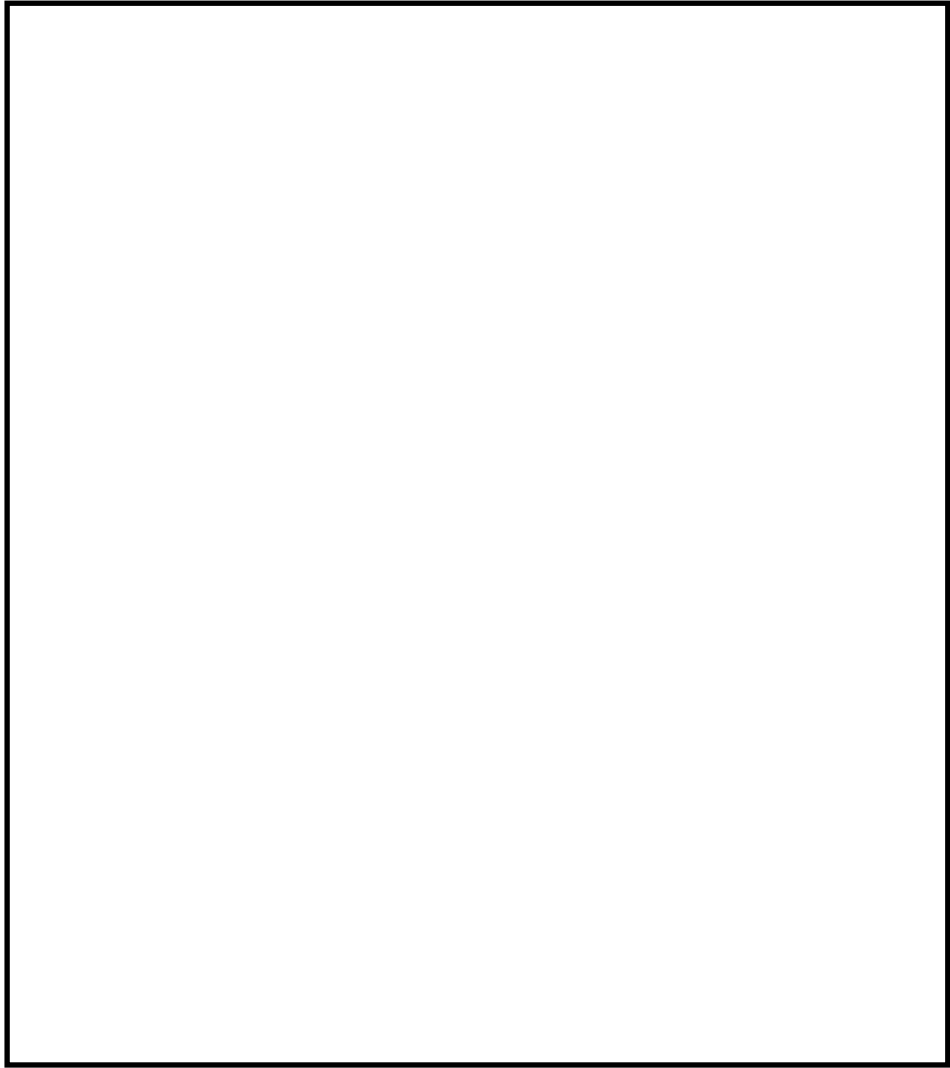


図 4-5 機器搬入口の径方向変位差（上から 1Pd, 2Pd）

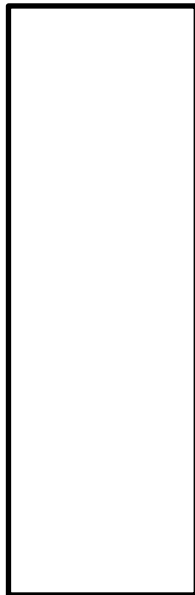


図 4-6 解析結果に表記するフランジ角度

(2) 機器搬入口フランジの許容開口量及び径方向変位差によるシール性能への影響確認方法

添付 1 に示すように、改良 EPDM 製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ率は $\square\%$ である。シール材の初期締め付け量は $\square\text{mm}$ であるため、圧縮永久ひずみ率を考慮した許容開口量は $\square\text{mm}$ となる。

また、径方向変位差がタング側面とグループとのギャップである $\square\text{mm}$ に達した場合、タングとグループとの接触が発生する。接触が発生する場合には、タングの相当塑性ひずみの発生位置を確認することにより、フランジのシール機能への影響の有無を確認する。径方向変位差によって発生するタングとグループの接触概念図を図 4-7 に示す。

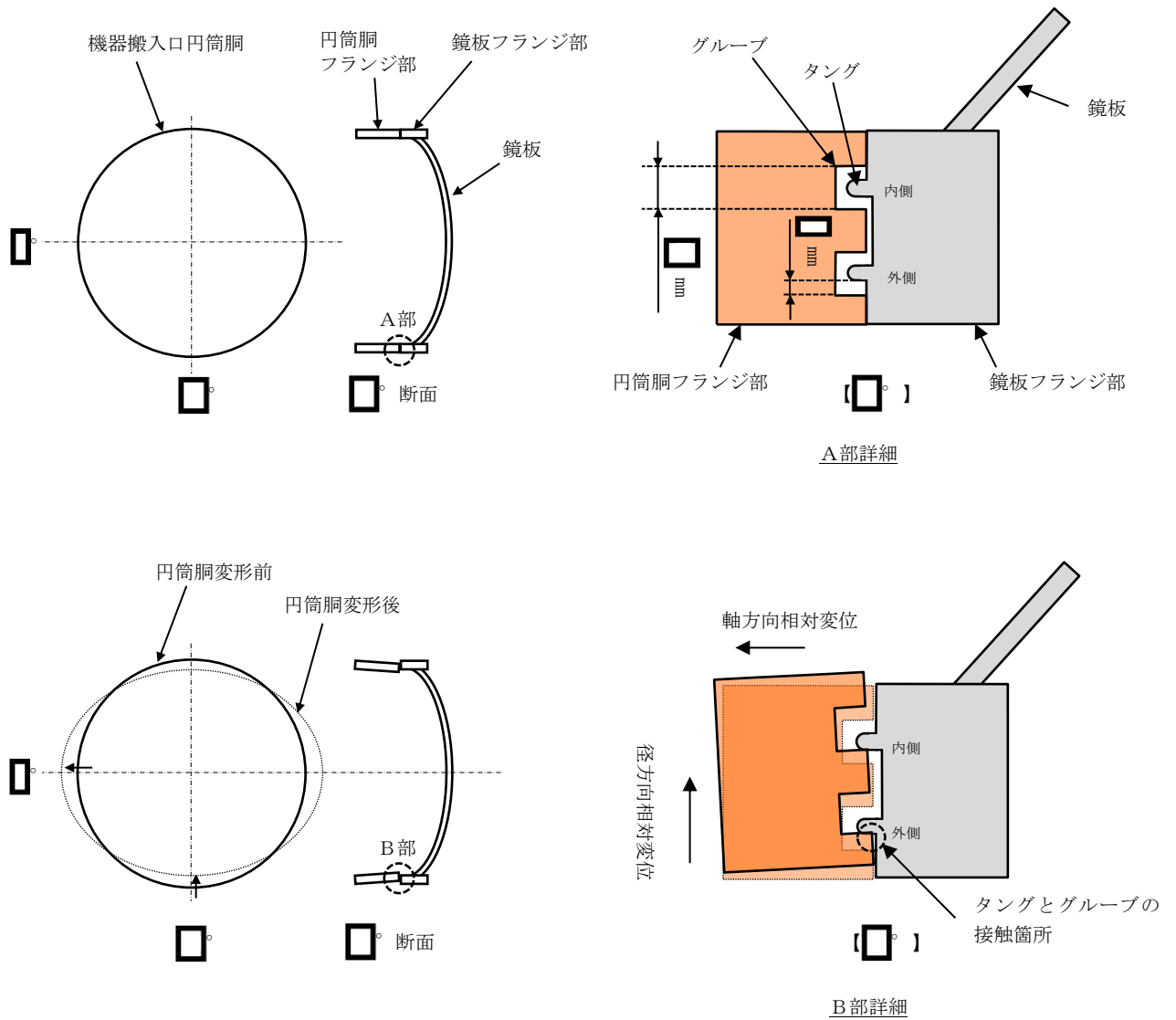


図 4-7 径方向変位差によって発生するタングとグループの接触概念図

(3) 比較結果

内側ガスケットの軸方向開口量 \square mm に対して許容開口量は \square mm であることから、重大事故等時環境における開口を考慮しても機器搬入口フランジからの漏えいのないことを確認した。

また、径方向変位差が \square mm に達することから、図 4-7 に示すとおりタングとグループとの接触が発生するが、タングに発生する相当塑性ひずみは \square %程度と小さいため、タングの健全性に影響はない*。また、相当塑性ひずみ発生位置はタング側面であり、シーリング材との接触部であるタング先端には相当塑性ひずみが発生していないことから、フランジのシーリング機能に影響を及ぼさないことを確認した。

軸方向開口量と許容開口量の関係を図 4-8 に、径方向変位差とタング側面とグループとのギャップの関係を図 4-9 に示す。

注記*：J I S G 3 1 1 8におけるSGV480の伸びの値（引張試験時の破断ひずみ）は17%以上との要求があり、この値に比べ十分小さい値のため問題ない。

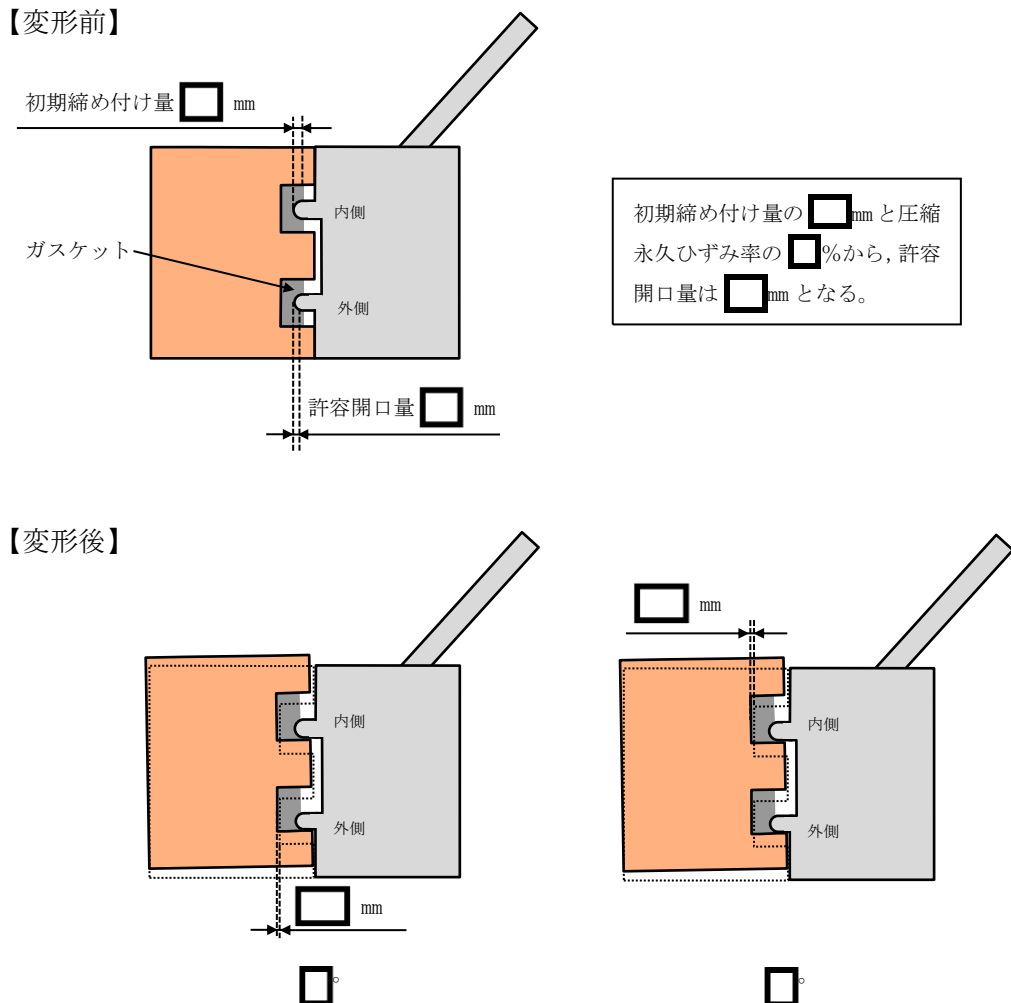
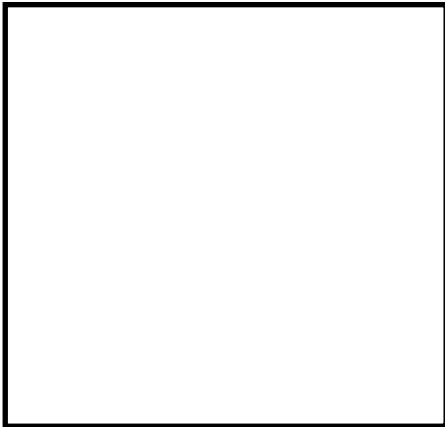
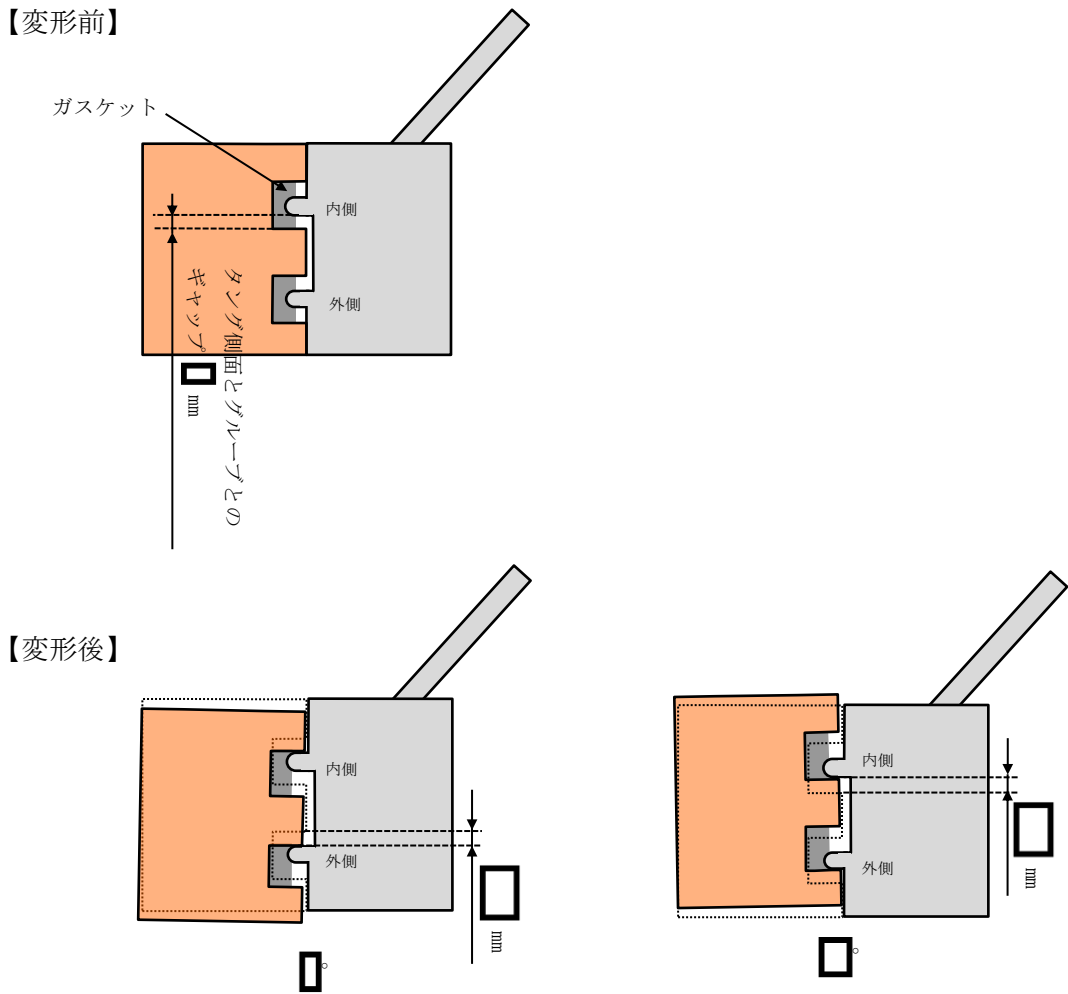


図 4-8 軸方向開口量と許容開口量の関係



【機器搬入口ボルト配置】

最大径方向変位差については、外側ガスケット部では 0.5° 、内側ガスケット部では 0.5° の箇所において発生している。

最大相当塑性ひずみ発生箇所については、径方向相対変位及び軸方向相対変位に加え、ボルト固定による力が大きく影響している。原子炉格納容器本体の変形及び原子炉格納容器内圧により機器搬入口円筒胴は内側に変形するが、ボルトに固定されている鏡板フランジ部は、そのままの場所に留まろうとする力がボルトに固定されていないフランジ部よりも大きくなるため、変形によりグループが内側方向に移動することで、接触するタンクに大きな荷重が加わることとなる。(ボルト固定されていない箇所は固定されている箇所と比べてタンクに加わる荷重は小さい)

このため、ボルト固定されていない箇所よりも固定されている箇所の方がタンクに働く荷重が大きくなり、変位差の大きい 0.5° 近辺のボルト固定部 0.5° で最大相当塑性ひずみが発生している。

図 4-9 径方向変位差とタンク側面とグループとのギャップの関係

4.3 評価結果のまとめ

機器搬入口の健全性評価結果を表 4-2 に示す。

表 4-2 機器搬入口の健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	機器搬入口本体の耐圧	①応力評価	添付書類VI-3-3-7-1-5「機器搬入口の強度計算書」に記載。	○
		②許容圧力評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であることを確認した。	
2	機器搬入口フランジのシール性能	開口量評価	シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、限界圧力における軸方向開口量は許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。また、径方向変位差によりタングとグループが接触することでタング側面に微少な相当塑性ひずみが発生するが、シール材との接触部であるタング先端には塑性ひずみが発生していないことから、フランジのシール機能に影響を及ぼさないことを確認した。	○

以上により、機器搬入口について、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

5. 所員用エアロック

5.1 評価方針

所員用エアロックは、原子炉格納容器外側に突き出した円筒胴の両端に平板（隔壁）を溶接し、人が出入りできる開口部を設けている。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはガスケットを使用している。なお、ドライウェル主フランジと異なり、原子炉格納容器加圧時はエアロック扉が支持部に押し付けられる構造となっているため、扉板が開くことはない。

また、扉には均圧弁に繋がる配管や扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、均圧弁、扉開閉ハンドル貫通部及び電線貫通部にシール材を使用している。

所員用エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈、延性破壊並びに高温、高圧に伴うフランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。今回の評価条件である 200°C、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、座屈が発生するような圧縮力が所員用エアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、所員用エアロックの機能喪失要因は、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けることによる過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。

また、シール部のうち扉板部については、原子炉格納容器内の圧力が上昇した際に、扉板は所員用エアロック本体側に押し付けられる構造であるため、圧力により扉が開くことはないが、高温状態で内圧を受けることによる扉板のわずかな変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が想定される。その他シール部についても高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

このため、200°C、2Pd での健全性の確認には、以下の評価が必要である。

- ・所員用エアロック本体の耐圧
- ・所員用エアロック本体のシール性能

図 5-1 に評価部位の概形を示す。

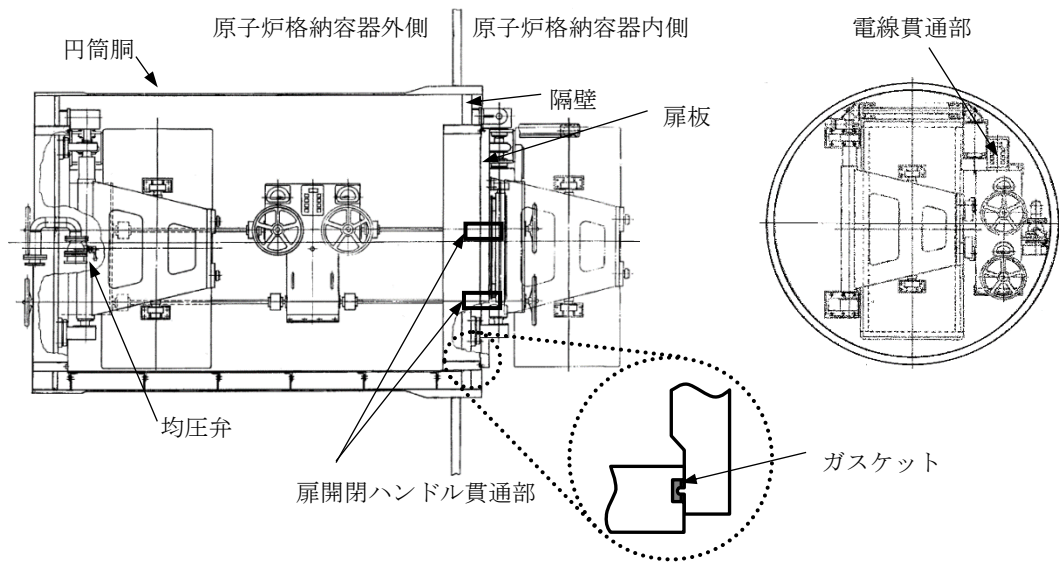


図 5-1 評価部位概形図（所員用エアロック）

5.1.1 所員用エアロック本体の耐圧

(1) 応力評価

所員用エアロック本体の構造健全性評価は、添付書類VI-3-3-7-1-13「所員用エアロックの強度計算書」に記載する。

(2) 許容圧力評価

所員エアロック本体の構造健全性評価として、円筒胴については、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の評価式を準用し、内面に圧力を受ける円筒胴（外側円筒胴）及び外面に圧力を受ける円筒胴（内側円筒胴）の許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。

5.1.2 所員用エアロック本体のシール性能

(1) 扉のシール材

所員用エアロックの扉のシール材は、重大事故等時環境の耐性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更する。所員用エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により扉板が支持部に押付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、内圧が負荷される面積が大きいことから、この原理でガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を理論式に基づき評価する。

改良 EPDM 製シール材による重大事故等時の格納容器閉じ込め機能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験結果をもとに許容開口量を評価し、重大事故等時における扉板部の開口量と比較することで格納容器閉じ込め機能の評価する。

評価した開口量は、添付 1 に示す重大事故等時環境におけるガスケットの健全性確認結果をもとに設定した許容開口量と比較し、開口量が許容開口量を下回ることを確認する。

(2) 扉以外のシール材

所員用エアロックには、扉のガスケット以外に原子炉格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が使用されているが、重大事故等時環境の耐性に優れた表 5-1 に示すシール材に変更する。

ハンドル軸貫通部 O リングについては、より耐放射線性に優れた改良 EPDM 製のシール材に変更する。

均圧弁のシール材については、より耐放射線性に優れた PEEK 材（PEEK はポリエーテルエーテルケトンを示す。）に変更する。

電線管貫通部のシール材については、より耐環境性に優れた膨張黒鉛のシール材に変更する。

表 5-1 所員用エアロック（扉以外）のシール材

対象部位	シール材
ハンドル軸貫通部 O リング	改良 EPDM 材
電線管貫通部	黒鉛製シール材
均圧弁	PEEK 材

これらシール材について、試験結果及び一般的な材料特性をもとに、200℃、2Pd の環境における健全性を評価する。

5.2 評価結果

5.2.1 所員用エアロック本体の耐圧

(1) 応力評価

所員用エアロック本体の応力評価結果は、添付書類 VI-3-3-7-1-13「所員用エアロックの強度計算書」に記載する。

(2) 許容応力評価

所員エアロック本体の構造健全性について、円筒胴は既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の評価式を準用し、内面に圧力を受ける円筒胴（外側円筒胴）及び外面に圧力を受ける円筒胴（内側円筒胴）の許容圧力を求め、2Pd を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表 5-2 に示す。

表 5-2 所員用エアロックの許容圧力評価結果

円筒胴（外側円筒胴）：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a 項を準用

$$P = 2S \eta t / (Di + 1.2 t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S _u 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	板厚 (mm)	
Di	胴内径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	3.301
3.301 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

円筒胴（内側円筒胴）：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)c 項を準用

$$P_e = 4B t / 3D_o$$

B	付録材料図表による値 (200°Cにおける値を使用)	119.8
t	板厚 (mm)	
D _o	外径 (mm)	
P _e	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	4.144
4.144 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

5.2.2 所員用エアロック本体のシール性能

(1) 扉のシール材

所員用エアロックの扉板は、内圧を受けた場合に扉板が支持部に押付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、内圧が負荷される面積が大きいことから、この原理でガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を理論式に基づき評価し、この開口が生じた場合でも、ガスケット部のシール機能が維持されることを確認する。

圧力による扉板の変形を図 5-2 に示すはりでモデル化する。このとき、ガスケット部の変位量 δ は、次式で求められる。(出典：機械工学便覧)

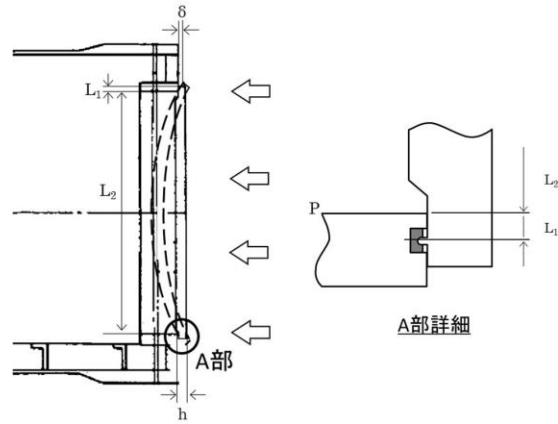
$$\delta y = w \cdot L_1 / (24 \cdot E \cdot I) \cdot (3L_1^3 + 6L_1^2 \cdot L_2 - L_2^3)$$

$$w = P \cdot b \quad (w : \text{単位荷重})$$

$$I = b \cdot h^3 / 12 \quad (I : \text{断面二次モーメント})$$

ここで、評価に使用した各数値及び計算結果を表 5-3 に示す。

(所員用エアロック扉変形概念図)



(評価モデル)

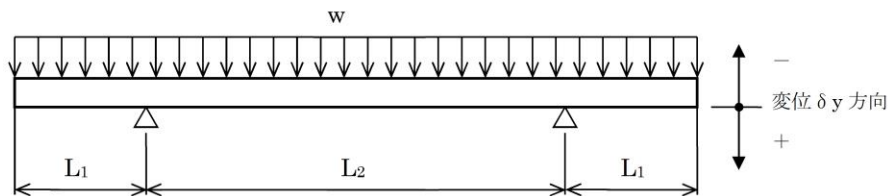


図 5-2 所員用エアロック開口量評価モデル

表 5-3 所員用エアロック（扉板）の変位量評価結果

P	圧力 (MPa)	0.853
b	扉板の幅 (mm)	□
L ₁	支点からシール部までの長さ (mm)	□
E	縦弾性係数 (MPa)	191000
h	扉板の厚さ (mm)	□
L ₂	支点間の長さ (mm)	□
δ y	変位量 (mm)	□

初期押込み量は □ mm であり、ガスケット部の変位量 δ は □ mm となる。これは、添付 1 に示すように改良 EPDM 製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ試験結果 (□ %) から算出される許容開口量 □ mm に十分余裕をもった値であることから、限界温度、限界圧力である 200℃、2Pd 条件下においてもシール機能は維持される。

(2) 扉以外のシール材

所員用エアロックには、扉のガスケット以外に原子炉格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が表 5-1 のとおり使用されている。

ハンドル軸貫通部 O リングに使用するシール材（改良 EPDM）については、添付 1 に示す重大事故等時環境を模擬した雰囲気曝露後の圧縮ひずみ率試験結果のとおり、重大事故等時環境下における健全性を確認した。

電線管貫通部に使用する黒鉛製シール材は、表 5-4 に示す材料特性から、重大事故等時の環境下においても十分な耐性を有することを確認した。

表 5-4 黒鉛製シール材の材料特性

シール材	仕様		
	耐熱温度	最高使用圧力	耐放射線性
黒鉛製シール材	400℃程度	68.6MPa	15MGy

均圧弁に使用するシール材（フッ素樹脂）は、重大事故等時環境下の放射線による影響で、シール機能が劣化することが考えられるため、耐環境性に優れたシール材を適用した均圧弁への改良を行う。

<均圧弁シートの材質について>

均圧弁シートについて、耐環境性に優れた PEEK 材を用いた弁シートにすることの実機適用性を確認している。以下に、実機適用を確認した概要を示す。

PEEK 材の一般的な仕様を表 5-5 に示す。従来品に使用されている均圧弁のシール材であるフッ素樹脂に対し、優れた耐放射線性を有している。

表 5-5 PEEK 材の材料特性

シール材	仕様		
	耐熱温度	融点	耐放射線性
PEEK 材	250℃	334℃	約 10MGy

また、均圧弁に相当する弁を使用して、重大事故等時の原子炉格納容器内環境を模擬した表 5-6 に示す試験条件で曝露し、その後、2Pd を超える 0.9MPa で漏えい試験を行い、気密性が確保できることを確認した。よって、本均圧弁は原子炉格納容器限界温度、限界圧力（200℃、2Pd）において健全性に問題ないことを確認した。

表 5-6 均圧弁の耐環境試験条件

放射線照射	□ kGy
熱劣化	200℃, 168 時間

5.3 評価結果のまとめ

所員用エアロックの健全性評価結果を表 5-7 に示す。

表 5-7 所員用エアロックの健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	所員用エアロック本体の耐圧	①応力評価	添付書類VI-3-3-7-1-13「所員用エアロックの強度計算書」に記載。	○
		②許容圧力評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であることを確認した。	
2	所員用エアロック本体のシール性能	開口量評価, シール材評価	<ul style="list-style-type: none"> ・扉ガasketについて, シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても, 限界温度, 限界圧力における開口量は許容開口量を下回ることから, シール機能が維持されることを確認した。 ・扉以外のシール材について, 試験等によりシール材の重大事故等時環境においても, シール機能が維持されることを確認した。 	○

以上により, 所員用エアロックについては, 限界温度, 限界圧力環境下でも, 放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

6. 逃がし安全弁搬出ハッチ

6.1 評価方針

逃がし安全弁搬出ハッチは、原子炉格納容器内側に突き出した円筒胴及び鏡板によって原子炉格納容器バウンダリを構成しており、原子炉格納容器の内圧が円筒胴及び鏡板に対して外圧として作用する。また、フランジ部はボルトにより固定されており、シール部はシール溝が内外二重に配置され、それぞれにガスケットを使用している。

逃がし安全弁搬出ハッチ（円筒胴）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈、延性破壊並びに高温、高圧に伴うフランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。今回の評価条件である 200°C、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、座屈が発生するような圧縮力が円筒胴に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、逃がし安全弁搬出ハッチ（円筒胴）の機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、シール部については、原子炉格納容器内の圧力が上昇した際に、鏡板は円筒胴側に押し付けられる構造であるため、圧力により鏡板が開くことはないが、原子炉格納容器本体の変形による円筒胴の変形、変形による開口及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

また、逃がし安全弁搬出ハッチ（鏡板）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200°C、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊は考慮する必要がない。

したがって、逃がし安全弁搬出ハッチ（鏡板）の機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による座屈が考えられる。

なお、シール部は原子炉格納容器内の圧力により鏡板が逃がし安全弁搬出ハッチ円筒胴に押し付けられる構造のため、内圧により鏡板を開く荷重が作用しないことから、ヒンジボルトの延性破壊は、評価対象外とする。

このため、200°C、2Pd での健全性の確認には、以下の評価が必要である。

- ・逃がし安全弁搬出ハッチ本体の耐圧
- ・逃がし安全弁搬出ハッチフランジのシール性能

図 6-1 に評価部位の概形を示す。

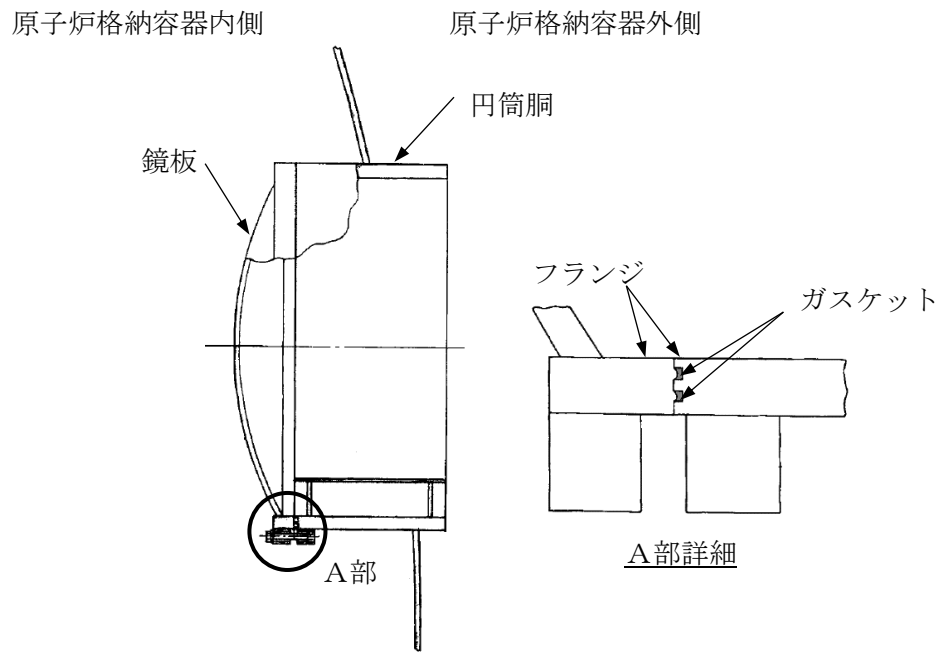


図 6-1 評価部位概形図 (逃がし安全弁搬出ハッチ)

6.1.1 逃がし安全弁搬出ハッチ本体の耐圧

(1) 応力評価

逃がし安全弁搬出ハッチ本体の構造健全性評価は、添付書類VI-3-3-7-1-7「逃がし安全弁搬出ハッチの強度計算書」に記載する。

(2) 許容圧力評価

逃がし安全弁搬出ハッチ本体の構造健全性評価として、円筒胴については、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、外面に圧力を受ける円筒胴の許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。鏡板については、機械工学便覧を参照し、外圧を受ける球殻の座屈圧力の算出式を用いて許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。

6.1.2 逃がし安全弁搬出ハッチフランジのシール性能

逃がし安全弁搬出ハッチフランジの開口量評価については、貫通部径の違いにより機器搬入口の方がフランジ部に作用する圧力荷重が大きいこと、また、機器搬入口の方が原子炉格納容器内側への突き出し長さが短く、原子炉格納容器胴部の変形の影響を受けやすいことから、機器搬入口で代表評価する。

6.2 評価結果

6.2.1 逃がし安全弁搬出ハッチ本体の耐圧

(1) 応力評価

逃がし安全弁搬出ハッチ本体の応力評価結果は、添付書類VI-3-3-7-1-7「逃がし安全弁搬出ハッチの強度計算書」に記載する。

(2) 許容圧力評価

逃がし安全弁搬出ハッチ本体の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、外面に圧力を受ける円筒胴の許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認した。鏡板については、機械工学便覧を参照し、外圧を受ける球殻の座屈圧力の算出式を用いて許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認した。評価結果の詳細を表 6-1 に示す。

表 6-1 逃がし安全弁搬出ハッチの許容圧力評価結果

① 円筒胴：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)c項を準用

$$P_e = 4Bt / 3D_o$$

B	付録材料図表による値 (200°Cにおける値を使用)	119.8
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
D _o	外径 (mm)	<input type="text"/>
P _e	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	5.376
5.376 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

② 鏡板：SGV480

座屈圧力算定式：機械工学便覧

$$P_{cr} = 16.70E (t / 2R)^{2.5}$$

E	縦弾性係数 (MPa) (200°Cにおける値を使用)	191000
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
R	内半径 (mm)	<input type="text"/>
P _{cr}	座屈圧力 (MPa)	12.233
12.233 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

6.2.2 逃がし安全弁搬出ハッチフランジのシール性能

逃がし安全弁搬出ハッチフランジの開口量評価については、貫通部径の違いにより機器搬入口の方がフランジ部に作用する圧力荷重が大きいこと、また、機器搬入口の方が原子炉格納容器内側への突き出し長さが短く、原子炉格納容器胴部の変形の影響を受けやすいことから、機器搬入口で代表評価を実施した。

6.3 評価結果のまとめ

逃がし安全弁搬出ハッチの健全性評価結果を表 6-2 に示す。

表 6-2 逃がし安全弁搬出ハッチの健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	逃がし安全弁搬出ハッチ本体の耐圧	①応力評価	添付書類VI-3-3-7-1-7「逃がし安全弁搬出ハッチの強度計算書」に記載する。	○
		②許容圧力評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であることを確認した。	
2	逃がし安全弁搬出ハッチフランジのシール性能	開口量評価	機器搬入口で代表評価を実施し、シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、限界圧力における開口量は許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。	○

以上により、逃がし安全弁搬出ハッチについて、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

7. 制御棒駆動機構搬出ハッチ

7.1 評価方針

制御棒駆動機構搬出ハッチは、原子炉格納容器外側に突き出した円筒胴及び鏡板によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。また、フランジ部はボルトにより固定されており、シール部はシール溝が内外二重に配置されており、それぞれにガスケットを使用している。

制御棒駆動機構搬出ハッチの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈、延性破壊並びに高温、高圧に伴うフランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、座屈が発生するような圧縮力が制御棒駆動機構搬出ハッチに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、制御棒駆動機構搬出ハッチの機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、200℃、2Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の耐圧
- ・制御棒駆動機構搬出ハッチフランジ固定部の強度
- ・制御棒駆動機構搬出ハッチフランジのシール性能

図 7-1 に評価部位の概形を示す。

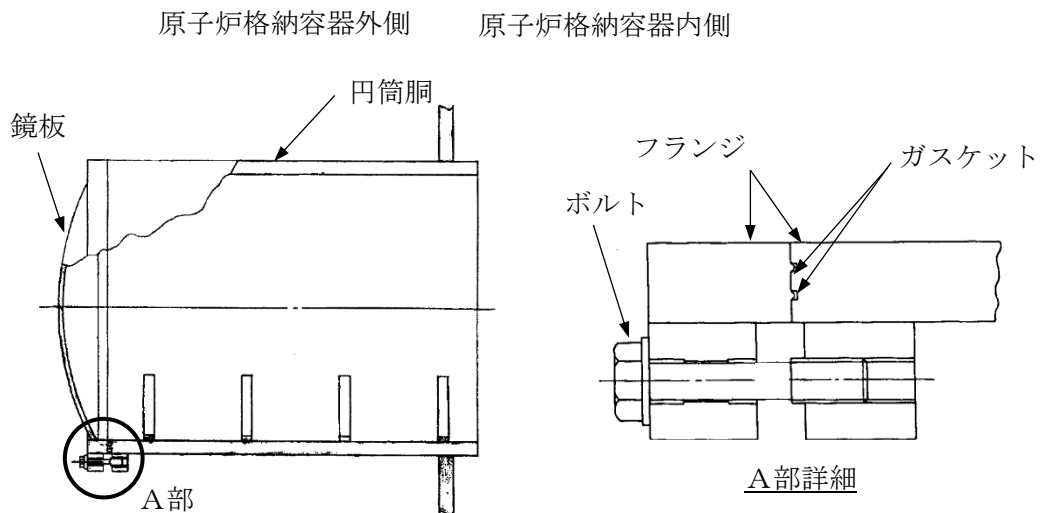


図 7-1 評価部位概形図 (制御棒駆動機構搬出ハッチ)

7.1.1 制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の耐圧

(1) 応力評価

制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の構造健全性評価は、添付書類VI-3-3-7-1-9「制御棒駆動機構搬出ハッチの強度計算書」に記載する。

(2) 許容圧力評価

制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の構造健全性評価として、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、内面に圧力を受ける円筒胴及び鏡板の許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。

7.1.2 制御棒駆動機構搬出ハッチフランジ固定部の強度

制御棒駆動機構搬出ハッチのフランジ、ブラケット及びボルトの強度評価方法は、添付書類VI-3-3-7-1-9「制御棒駆動機構搬出ハッチの強度計算書」に記載する。

7.1.3 制御棒駆動機構搬出ハッチフランジのシール性能

原子炉格納容器の限界温度、限界圧力におけるフランジ開口量を評価するために、三次元有限要素法による解析を用いて制御棒駆動機構搬出ハッチフランジ部における開口量を評価する。

シール材は、重大事故等時環境の耐性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更する。

改良 EPDM 製シール材による重大事故等時の格納容器閉じ込め機能を確認するため、評価した開口量は、添付 1 に示す重大事故等時環境におけるガスケットの健全性確認結果をもとに設定した許容開口量と比較し、開口量が許容開口量を下回ることを確認する。

7.2 評価結果

7.2.1 制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の耐圧

(1) 応力評価

制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の応力評価結果は、添付書類VI-3-3-7-1-9「制御棒駆動機構搬出ハッチの強度計算書」に記載する。

(2) 許容圧力評価

制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、内面に圧力を受ける円筒胴及び鏡板の許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表 7-1 に示す。

表 7-1 制御棒駆動機構搬出ハッチの許容圧力評価結果

① 円筒胴：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a項を準用

$$P = 2S \eta t / (Di + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200℃における 2/3 S _u 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
Di	胴内径 (mm)	<input type="text"/>
P	200℃における許容圧力 (MPa)	26.278
26.278 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

② 鏡板：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)e項を準用

$$P = 4S \eta t / (Di + 0.4t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200℃における 2/3 S _u 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
Di	胴内径 (mm)	<input type="text"/>
P	200℃における許容圧力 (MPa)	10.318
10.318 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

7.2.2 制御棒駆動機構搬出ハッチフランジ固定部の強度

制御棒駆動機構搬出ハッチのフランジ、ブラケット及びボルトの強度評価方法は、添付書類VI-3-3-7-1-9「制御棒駆動機構搬出ハッチの強度計算書」に記載する。

7.2.3 制御棒駆動機構搬出ハッチフランジのシール性能

制御棒駆動機構搬出ハッチについて、限界温度、限界圧力におけるフランジ面の開口量が許容開口量を下回ることを確認するため、三次元有限要素法モデルを用いて弾塑性解析を実施した。

図 7-2 に解析モデルを示す。本解析では、フランジの他、圧力作用面である制御棒駆動機構搬出ハッチ円筒胴及び鏡板をモデル化する。

また、フランジシール部を構成する各種部材（フランジ、ボルト、ナット等）の荷重伝

達経路を詳細にモデル化するため、ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性を考慮してボルト 1/2 ピッチ分（円周の 1/32）をモデル化している。荷重条件として、0 から内圧を加えて開口量を解析する。解析コードは「ABAQUS」を使用する。

本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

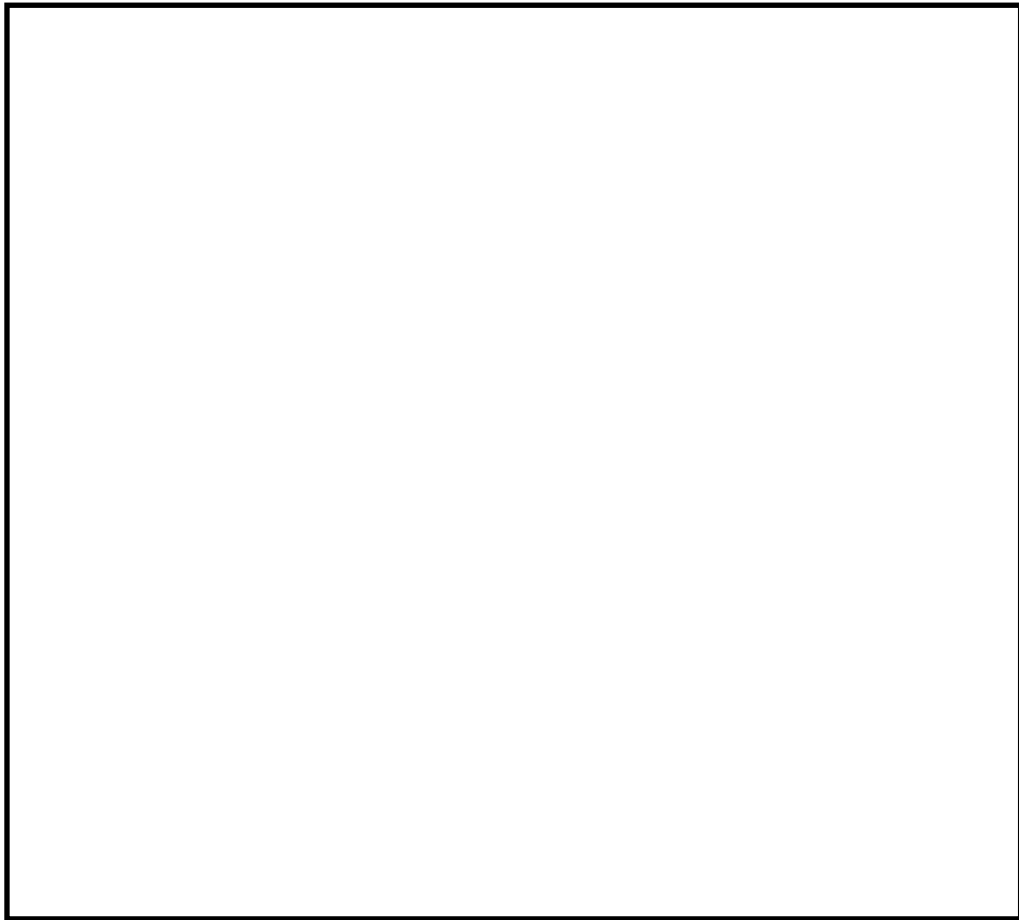


図 7-2 制御棒駆動機構搬出ハッチの解析モデル

(1) 開口量評価結果

200°Cにおける圧力と開口量の関係を図 7-3 に示す。

2Pd における内側ガスケット部の開口量は mm, 外側ガスケット部は mm であった。



図 7-3 制御棒駆動機構搬出ハッチの開口量

(2) 制御棒駆動機構搬出ハッチフランジの許容開口量

添付 1 に示すように、改良 EPDM 製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ率は % である。シール材の初期締め付け量は mm であるため、圧縮永久ひずみ率を考慮した許容開口量は mm となる。

(3) 比較結果

内側ガスケットの開口量 mm に対して許容開口量は mm であることから、重大事故等時環境における開口を考慮しても制御棒駆動機構搬出ハッチフランジからの漏えいのないことを確認した。

7.3 評価結果のまとめ

制御棒駆動機構搬出ハッチの健全性評価結果を表 7-2 に示す。

表 7-2 制御棒駆動機構搬出ハッチの健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の耐圧	①応力評価	添付書類VI-3-3-7-1-9「制御棒駆動機構搬出ハッチの強度計算書」に記載。	○
		②許容圧力評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること確認した。	
2	制御棒駆動機構搬出ハッチフランジ固定部の強度	応力評価	添付書類VI-3-3-7-1-9「制御棒駆動機構搬出ハッチの強度計算書」に記載。	
3	制御棒駆動機構搬出ハッチフランジのシール性能	開口量評価	シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、限界圧力における開口量は許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。	○

以上により、制御棒駆動機構搬出ハッチについて、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

8. 配管貫通部

8.1 概要

配管貫通部の 200℃, 2Pd 環境下における健全性を確認する。

配管貫通部は、スリーブと平板類（平板、穴あき平板、フランジ、ボルト締め平板及びフルードヘッド）、セーフエンド、ベローズとスリーブ等に接続する配管（接続配管）によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。また、フランジ部はボルトにより固定されており、シール部にはガスケットを使用している。

上記を踏まえ、以下の構成で健全性を確認する。

8.2 項では、配管貫通部（接続配管）の構造健全性を確認する。

8.3 項では、配管貫通部（スリーブ）の構造健全性を確認する。

8.4 項では、配管貫通部（平板類）の構造健全性、シール部の機能維持を確認する。

8.5 項では、配管貫通部（セーフエンド）の構造健全性を確認する。

8.6 項では、配管貫通部（ベローズ）の構造健全性を確認する。

図 8-1 に評価部位の概形を示す。

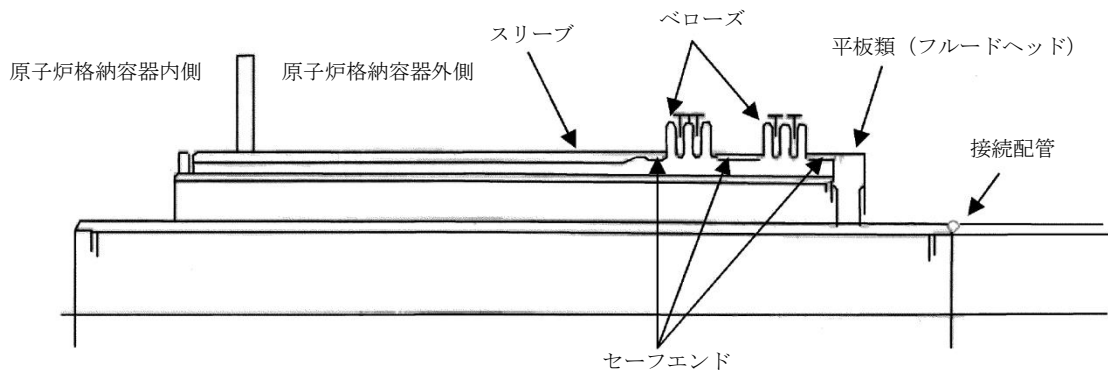


図 8-1 評価部位概形図（配管貫通部）

8.2 配管貫通部（接続配管）

8.2.1 評価方針

接続配管は、スリーブ等を介して原子炉格納容器と接続している。

接続配管の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、座屈が発生するような圧縮力が接続配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

一方、接続配管には原子炉格納容器内圧が作用し、一次応力が生じるため、接続配管における延性破壊が機能喪失要因として想定される。

このため、200℃、2Pd の環境下における構造健全性を確認する。

8.2.2 評価

(1) 応力評価

接続配管の構造健全性評価は、添付書類VI-3-3-3-1「原子炉冷却材再循環設備の強度計算書」、VI-3-3-3-2「原子炉冷却材の循環設備の強度計算書」、VI-3-3-3-3「残留熱除去設備の強度計算書」、VI-3-3-3-4「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の強度計算書」、VI-3-3-3-5「原子炉冷却材補給設備の強度計算書」、VI-3-3-4-2「制御棒駆動水圧設備の強度計算書」、VI-3-3-4-3「ほう酸水注入設備の強度計算書」、VI-3-3-4-4「制御用空気設備の強度計算書」、VI-3-3-7-2-2「原子炉格納容器安全設備の強度計算書」、VI-3-3-7-3「放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の強度計算書」、VI-3-3-7-4「原子炉格納容器調気設備の強度計算書」及びVI-3-3-7-5「圧力逃がし装置の強度計算書」に記載する。

8.2.3 評価結果

(1) 応力評価

接続配管の強度評価方法及び評価結果は、添付書類VI-3-3-3-1「原子炉冷却材再循環設備の強度計算書」、VI-3-3-3-2「原子炉冷却材の循環設備の強度計算書」、VI-3-3-3-3「残留熱除去設備の強度計算書」、VI-3-3-3-4「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の強度計算書」、VI-3-3-3-5「原子炉冷却材補給設備の強度計算書」、VI-3-3-4-2「制御棒駆動水圧設備の強度計算書」、VI-3-3-4-3「ほう酸水注入設備の強度計算書」、VI-3-3-4-4「制御用空気設備の強度計算書」、VI-3-3-7-2-2「原子炉格納容器安全設備の強度計算書」、VI-3-3-7-3「放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の強度計算書」、VI-3-3-7-4「原子炉格納容器調気設備の強度計算書」及びVI-3-3-7-5「圧力逃がし装置の強度計算書」に記載する。

8.3 配管貫通部（スリーブ）

8.3.1 評価方針

スリーブは、原子炉格納容器本体胴を貫通する円筒形の部材で、原子炉格納容器本体胴に溶接固定されている。

スリーブの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、内圧を受けるスリーブに座屈が発生するような圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、スリーブの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。また、外圧を受けるスリーブについては、座屈が想定される。

このため、200℃、2Pd の環境下における構造健全性を確認する。

スリーブ本体は、内圧による発生応力が大きくなる最大径の貫通部 X-244A～H 及び外圧を受けるスリーブのうち板厚／外径比が最小となる貫通部 X-162A, B を代表評価し、スリーブ取付部は、添付書類VI-3-3-7-1-15「配管貫通部の強度計算書」に記載する。

図 8-2 に評価部位の概形を示す。

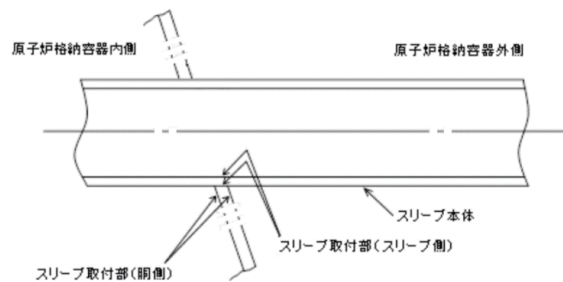


図 8-2 評価部位概形図（スリーブ）

8.3.2 評価

(1) 応力評価

スリーブの構造健全性評価は、添付書類VI-3-3-7-1-15「配管貫通部の強度計算書」に記載する。

(2) 許容圧力評価

内面に圧力を受ける貫通部 X-244A～H の構造健全性評価として、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、内面に圧力を受けるスリーブの許容圧力を求め、2Pd を上回ることを確認する。また、外面に圧力を受ける貫通部 X-162A, B の構造健全性評価として、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される図 PVE-3612-1 に基づき、板厚及び管台外径から外面に圧力を受けるスリーブの許容圧力を求め、2Pd を上回ることを確認する。

8.3.3 評価結果

(1) 応力評価

スリーブの強度評価方法及び評価結果は、添付書類VI-3-3-7-1-15「配管貫通部の強度計算書」に記載する。

(2) 許容圧力評価

貫通部 X-244A～H 及び X-162A, B のスリーブの構造健全性について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式及び図 PVE-3612-1 を準用し、内面及び外面に圧力を受けるスリーブの許容圧力を求め、2Pd を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表 8-1 及び表 8-2 に示す。

表 8-1 内面に圧力を受けるスリーブ（貫通部 X-244A～H）の許容圧力評価結果

スリーブ（貫通部 X-244A～H）：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3611 を準用

$$P = 2S \eta t / (D_o - 0.8t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S _u 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
D _o	管台の外径 (mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	11.001
11.001 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

表 8-2 外面に圧力を受けるスリーブ（貫通部 X-162A, B）の許容圧力評価結果

スリーブ（貫通部 X-162A, B）：STS410

許容圧力算定：PVE-3612 を準用

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける値を使用)	114
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
D _o	管台の外径 (mm)	<input type="text"/>
P _e	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	3.520
3.520 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

8.4 配管貫通部（平板類）

8.4.1 評価方針

平板類のうち、平板、穴あき平板、フランジ、ボルト締め平板及びフルードヘッドは、スリーブ又はセーフエンドに溶接固定されている。また、フランジ部はボルトにより固定されており、シール部にはガスケットを使用している。

平板類の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、延性破壊並びに高温、高圧に伴うフランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は考慮する必要がない。

したがって、平板類の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

また、シール部については、高温状態で内圧を受け、フランジ部が変形することによる開口及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が想定される。さらに、シール部の開口が進むとボルトに引張応力が作用し、ボルト破損に至ることが想定される。

このため、200℃、2Pd での環境下における構造健全性を確認する。シール部については、改良 EPDM による評価を実施する。

平板類は、内圧による発生応力が大きくなる最大径の貫通部 X-7A, B を代表評価する。

図 8-3 に評価部位の概形を示す。

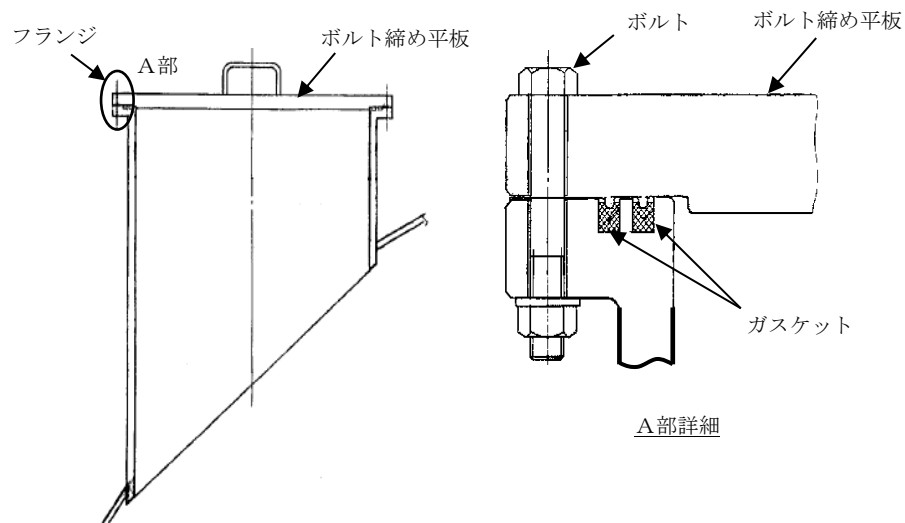


図 8-3 評価部位概形図（平板類（X-7A, B））

8.4.2 評価

(1) 構造部（ボルト締め平板）

貫通部 X-7A, B のボルト締め平板の構造健全性評価として、既工認と同様の評価手法で

ある設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。

(2) 構造部（ボルト、フランジ）

貫通部 X-7A, B のフランジ部の構造健全性評価として、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格 PVE-3700 に準拠し、J I S B 8 2 6 5 「压力容器の構造—一般事項」に基づいて $2Pd$ におけるボルト荷重を算出し、ボルトの必要総有効断面積がボルトの総有効断面積を下回ることを確認する。また、 $2Pd$ におけるフランジの発生応力が許容応力を下回ることを確認する。

(3) シール性能

貫通部 X-7A, B のフランジ部について、文献の理論式を用いて $2Pd$ における開口量を求め、許容開口量を評価する。

シール材は、重大事故等時環境の耐性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更する。

改良 EPDM 製シール材による重大事故等時の格納容器閉じ込め機能を確認するため、評価した開口量は、添付 1 に示す重大事故等時環境におけるガスケットの健全性確認結果をもとに設定した許容開口量と比較し、開口量が許容開口量を下回ることを確認する。

8.4.3 評価結果

(1) 構造部（ボルト締め平板）

貫通部 X-7A, B のボルト締め平板の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認した。



評価結果の詳細を表 8-3 に示す。

表 8-3 ボルト締め平板 (X-7A, B) の許容圧力評価結果

ボルト締め平板 (X-7A, B) : SGV480

許容圧力算定式 : PVE-3410 を準用

$$P = S / K (t / d)^2$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S _u 値を使用)	281
K	係数	0.26
t	板厚 (mm)	
d	平板の径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	1.923
1.923 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

(2) 構造部 (ボルト, フランジ)

貫通部 X-7A, B のフランジ部の強度評価方法及び評価結果は、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格 PVE-3700 に準拠し、J I S B 8 2 6 5 「圧力容器の構造—一般事項」に基づいて 2Pd におけるボルト荷重を算出し、ボルトの必要総有効断面積がボルトの総有効断面積を下回ることを確認した。また、2Pd におけるフランジの発生応力が許容応力を下回ることを確認した。

貫通部 X-7A, B のフランジ主要寸法を図 8-4、評価条件を表 8-4 に示す。また、ボルトの評価結果を表 8-5、フランジの評価結果を表 8-6 に示す。

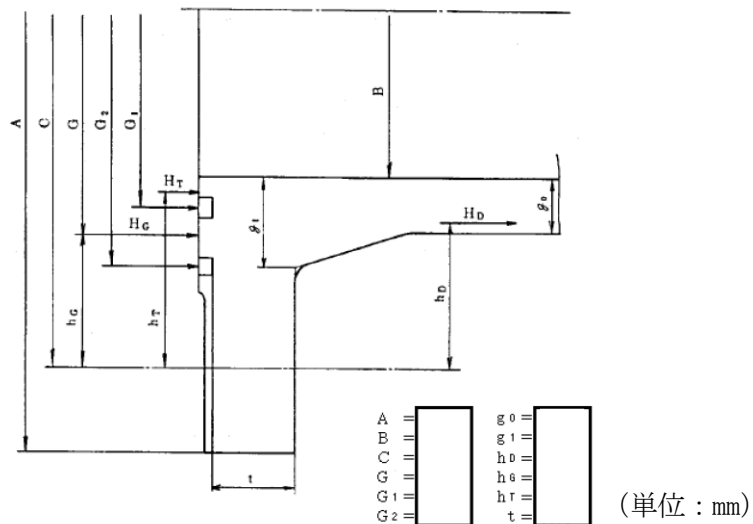


図 8-4 フランジ主要寸法 (貫通部 X-7A, B)

表 8-4 評価条件 (貫通部 X-7A, B)

項目	仕様及び値
評価圧力	0.853MPa
評価温度	200℃
フランジ材質	SGV480
フランジ内径	<input type="text"/> mm
フランジ板厚(最小厚さ)	<input type="text"/> mm
ボルト呼び径	<input type="text"/>
ボルト本数	<input type="text"/> 本

表 8-5 ボルト評価結果 (貫通部 X-7A, B)

(単位: mm²)

荷重	必要総有効断面積 A_m	総有効断面積 A_b
2Pd	5.255×10^3	9.470×10^3

表 8-6 フランジ応力評価結果 (貫通部 X-7A, B)

(単位: MPa)

荷重	発生応力			許容応力
2Pd	ハブの軸方向応力	σ_H	82	422
	フランジの半径方向応力	σ_R	106	281
	フランジの周方向応力	σ_T	13	281
	組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_R}{2}$	94	281
		$\frac{\sigma_H + \sigma_T}{2}$	48	281

(3) シール性能

貫通部 X-7A, B のフランジ部について、図 8-5 に示すようにモデル化し、文献の理論式を用いて 2Pd における開口量を求め、許容開口量を下回ることを確認した。

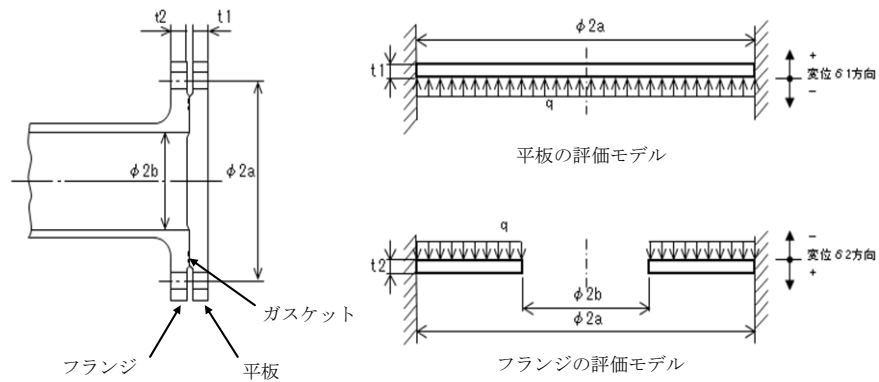












図 8-5 評価モデル

評価結果を表 8-7 に示す。初期押し込み量 mm に対してシール部の開口量は mm である。これは、添付 1 に示す改良 EPDM 製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ率 % を考慮した許容開口量 mm に十分余裕があることから、限界温度、限界圧力としている 200℃、2Pd 条件下においてもシール機能は維持される。

表 8-7 フランジ部開口量評価結果 (貫通部 X-7A, B)

a	ボルトピッチ円半径	
b	フランジ内半径	
D_1	$= \frac{Et_1^3}{12(1-\nu^2)}$ *1	
D_2	$= \frac{Et_2^3}{12(1-\nu^2)}$ *1	
E	縦弾性係数	191000MPa
K_{yb}	b/a から定まる係数 *1	-1.373×10^{-4}
q	評価圧力	0.853MPa
t_1	閉止板板厚	
t_2	フランジ部板厚	
ν	ポアソン比	0.3
δ_1	$= \frac{qa^4}{64D_1}$ *1, *2	
δ_2	$= \frac{-K_{yb} \cdot qa^4}{D_2}$ *1, *2	
$\delta_1 + \delta_2$	開口量合計	
δ_{ac}	許容開口量	

注記*1：出典「ROARK'S FORMULAS FOR STRESS AND STRAIN EIGHTH EDITION」

*2：保守的に、はりの最大変位量をシール部の変位量とみなす。

8.5 配管貫通部（セーフエンド）

8.5.1 評価方針

セーフエンドは、ベローズ付貫通部に用いられる短管で、スリーブ及びベローズ等に溶接固定されている。

セーフエンドの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200°C 、 2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力がセーフエンドに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、セーフエンドの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

このため、 200°C 、 2Pd の環境下における構造健全性を確認する。

セーフエンドは、内圧による発生応力が大きくなる最大径の貫通部 X-10A～D を代表評価する。

図 8-6 に評価部位の概形を示す。

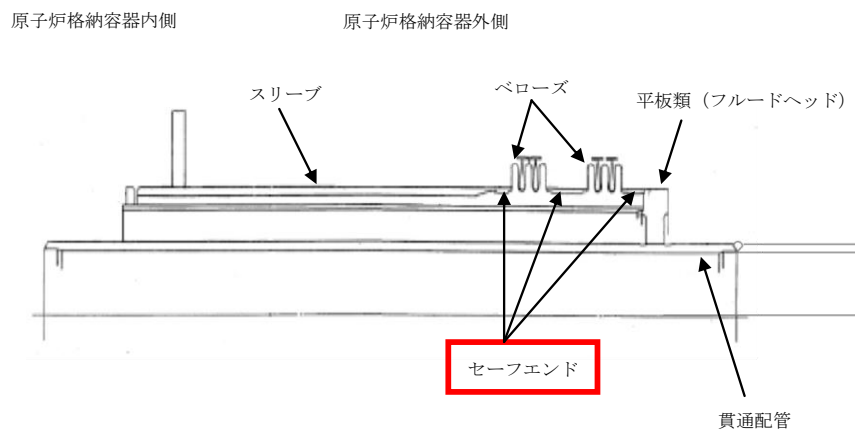


図 8-6 評価部位概形図（セーフエンド）

8.5.2 評価

貫通部 X-10A～D のセーフエンドの構造健全性評価として、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、許容圧力を求め、 2Pd を上回ることを確認する。

8.5.3 評価結果

貫通部 X-10A～D のセーフエンドの構造健全性について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、許容圧力を求め、 2Pd を上回ることを確認した。



評価結果の詳細を表 8-8 に示す。

表 8-8 セーフエンド（貫通部 X-10A～D）の許容圧力評価結果

セーフエンド（貫通部 X-10A～D）：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a 項を準用

$$P = 2S \eta t / (Di + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S _u 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	板厚 (mm)	
Di	胴内径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	3.653
3.653 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

8.6 配管貫通部（ベローズ）

8.6.1 評価方針

ベローズは、配管貫通部に用いられる伸縮継手で、セーフエンドに溶接固定されている。

ベローズの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊及び疲労破壊が考えられる。今回の評価条件である 200°C、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないことから、脆性破壊は考慮する必要がない。

したがって、ベローズの機能喪失要因は、通常運転時に累積される低サイクル疲労に加えて重大事故等時に累積される低サイクル疲労による疲労破壊が想定される。

このため、200°C、2Pd の環境下における構造健全性を確認する。

8.6.2 評価結果

ベローズの強度評価方法及び評価結果は、添付書類 VI-3-3-7-1-17「配管貫通部ベローズ及びベント管ベローズの強度計算書」に記載する。

8.7 評価結果のまとめ

配管貫通部の健全性評価結果を表8-9に示す。

表8-9 配管貫通部の健全性評価結果 (1/2)

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	接続配管	応力評価	添付書類VI-3-3-3-1「原子炉冷却材再循環設備の強度計算書」、VI-3-3-3-2「原子炉冷却材の循環設備の強度計算書」、VI-3-3-3-3「残留熱除去設備の強度計算書」、VI-3-3-3-4「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の強度計算書」、VI-3-3-3-5「原子炉冷却材補給設備の強度計算書」、VI-3-3-4-2「制御棒駆動水圧設備の強度計算書」、VI-3-3-4-3「ほう酸水注入設備の強度計算書」、VI-3-3-4-4「制御用空気設備の強度計算書」、VI-3-3-7-2-2「原子炉格納容器安全設備の強度計算書」、VI-3-3-7-3「放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の強度計算書」、VI-3-3-7-4「原子炉格納容器調気設備の強度計算書」及びVI-3-3-7-5「圧力逃がし装置の強度計算書」に記載。	
2	スリーブ	①応力評価	添付書類VI-3-3-7-1-15「配管貫通部の強度計算書」に記載。	
		②許容圧力評価	200℃における許容圧力が2Pd以上であること確認した。	○
3	平板類 (ボルト締め平板, ボルト, フランジ)	①許容圧力評価	ボルト締め平板について200℃における許容圧力が2Pd以上であること確認した。また、200℃、2Pdにおけるボルトの必要総有効断面積が総有効断面積を下回ることを確認した。また、200℃、2Pdにおけるフランジの発生応力が許容応力を下回ることを確認した。	○
		②開口量評価	シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、限界圧力における開口量は許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。	○

表 8-9 配管貫通部の健全性評価結果 (2/2)

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
4	セーフエンド	許容圧力評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること確認した。	○
5	ベローズ	応力評価	添付書類VI-3-3-7-1-17「配管貫通部ベローズ及びベント管ベローズの強度計算書」に記載。	

以上により，配管貫通部について，限界温度，限界圧力環境下でも，放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

9. 電気配線貫通部

9.1 概要

電気配線貫通部の 200℃, 2Pd 環境下における健全性を確認する。

電気配線貫通部は、構造上、高圧用と低圧用の 2 種類に大別される。高圧用電気配線貫通部の構造図を図 9-1、低圧用電気配線貫通部の構造図を図 9-2 に示す。

高圧用電気配線貫通部は、モジュールがヘッドに溶接されており、モジュール内に封入された EP ゴム、スリーブ及びアダプタにより気密性を維持する構造となっている。

低圧用電気配線貫通部は、ヘッドとモジュール固定部の O リング (EP ゴム又は EPDM)、モジュール内に封入されたエポキシ樹脂、SUS 又はセラミックとスリーブ及びアダプタにより気密性を維持する構造となっている。

上記を踏まえ、本章では以下の構成で健全性を確認する。

9.2 項では、電気配線貫通部 (アダプタ) の構造健全性を確認する。

9.3 項では、電気配線貫通部 (ヘッド) の構造健全性を確認する。

9.4 項では、電気配線貫通部 (モジュール) のシール部の機能維持を確認する。

スリーブについては、8.3 項の配管貫通部 (スリーブ) の評価において評価している。

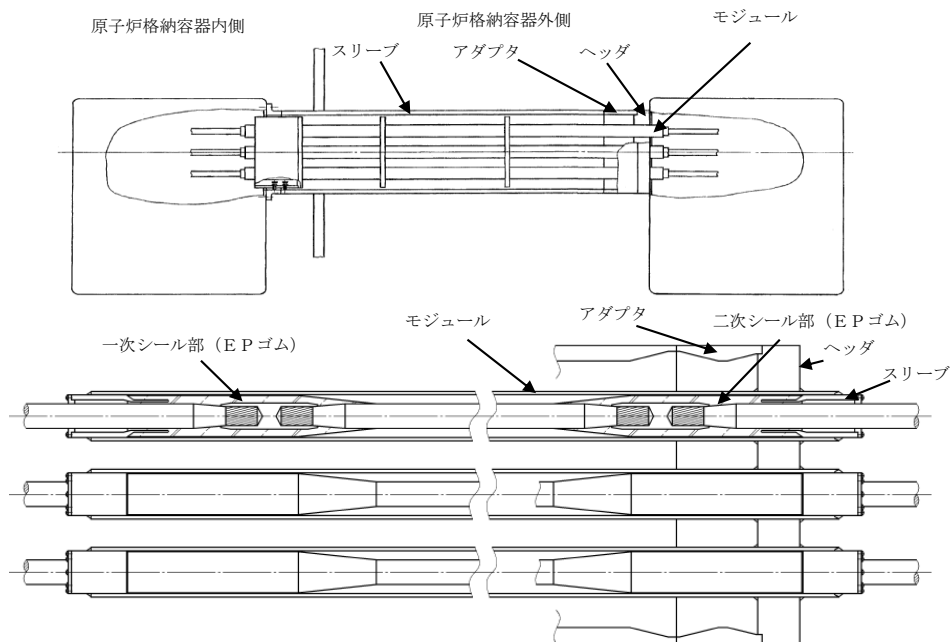


図 9-1 高圧用電気配線貫通部構造図

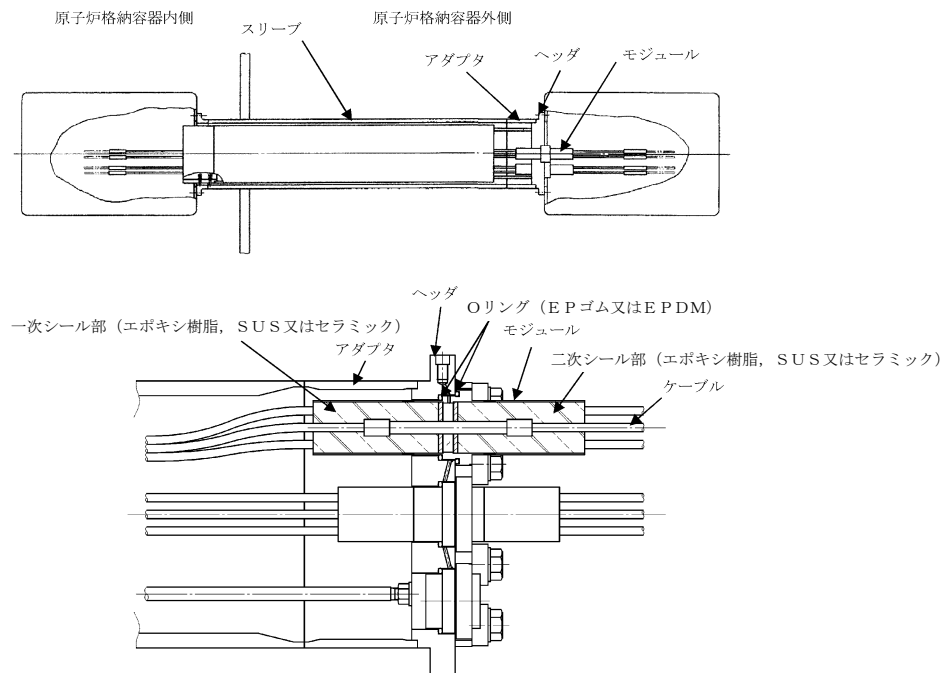


図 9-2 低圧用電気配線貫通部構造図

9.2 電気配線貫通部 (アダプタ)

9.2.1 評価方針

アダプタの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200°C 、 2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、座屈が発生するような圧縮力がアダプタに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、アダプタの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形による延性破壊が想定される。

このため、 200°C 、 2Pd の環境下における構造健全性を確認する。

9.2.2 評価

アダプタの構造健全性評価として、設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、許容圧力を求め、 2Pd を上回ることを確認する。

9.2.3 評価結果

アダプタの構造健全性について、設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、許容圧力を求め、 2Pd を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表 9-1 に示す。

表 9-1 電気配線貫通部（アダプタ）の許容圧力評価結果

アダプタ：STS410

許容圧力算定式：PVE-3611 を準用

$$P = 2S \eta t / (D_o - 0.8 t)$$

項目		低圧用 X-101A~D, X-102A~E X-103A~C, X-104A~D X-105A~D, X-300A, B	高圧用 X-100A~D
S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S _u 値を使用)	269	269
η	継手効率 (-)	1.0	1.0
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D _o	アダプタ外径 (mm)	<input type="text"/>	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	17.860	29.223
低圧用 17.860 MPa > 0.853 MPa (2Pd) 高圧用 29.223 MPa > 0.853 MPa (2Pd)			

9.3 電気配線貫通部（ヘッド）

9.3.1 評価方針

ヘッドの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200°C、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、座屈が発生するような圧縮力がヘッドに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、ヘッドの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形による延性破壊が想定される。

このため、200°C、2Pd の環境下における構造健全性を確認する。

9.3.2 評価

ヘッドの構造健全性評価として、設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、許容圧力を求め、2Pd を上回ることを確認する。

9.3.3 評価結果

ヘッドの構造健全性について、設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、許容圧力を求め、2Pd を上回ることを確認した。





評価結果の詳細を表 9-2 に示す。

表 9-2 電気配線貫通部（ヘッド）の許容圧力評価結果

ヘッド：SUS304

許容圧力算定式：PVE-3410 を準用

$$P = S / K (t / d)^2$$

項目		低圧用 X-101A~D, X-102A~E X-103A~C, X-104A~D X-105A~D, X-300A, B	高圧用 X-100A~D
S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S _u 値を使用)	268	268
K	平板の取り付け方法による係数	0.33	0.33
t	板厚 (mm)		
d	平板の径又は最小内のり (mm)		
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	24.563	18.368
		低圧用 24.563 MPa > 0.853 MPa (2Pd)	高圧用 18.368 MPa > 0.853 MPa (2Pd)

9.4 電気配線貫通部（モジュール）

9.4.1 評価方針

モジュールのシール材として、高圧用モジュールには EP ゴム、低圧用モジュールにはエポキシ樹脂及び EP ゴムを使用しているため、高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

なお、モジュールの接合部は、原子炉格納容器貫通部付け根から十分距離を確保し、原子炉格納容器胴側の変形影響が減衰する位置に設けていることから、200°C、2Pd による原子炉格納容器胴側の不均一な変形に伴う影響は及ばない。

このため、200°C、2Pd でのモジュールの健全性確認について、過去の検証試験にて気密性が確保されていることを確認する。

また、原子炉格納容器内に設置する SA 計装回路の貫通部の一部に信頼性向上の観点から、モジュール型計測用 MI 電気ペネトレーションを採用する。モジュールのシール材には SUS 又はセラミック及び EPDM を使用し、試験にて気密性が確保されていることを確認する。

9.4.2 評価

- (1) 電共研「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験（昭和 62 年度）」の試験結果を用いた評価

電共研「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験（昭和 62 年度）」（以下「電気ペネ共研」という。）において、LOCA時の圧力、温度条件を超える条件下での、電気配線貫通部の知見を得るため、島根原子力発電所第 2 号機を含む国内 BWR 電力実機の電気配線貫通部の構造を反映した試験体を用い、電気配線貫通部モジュールの気密性能について検証を行っている。表 9-3 に試験結果を、図 9-3 に電気ペネ共研の試験概要図を示す。

試験結果より、高圧用モジュールの EP ゴムシール部は 194°C/62 時間、低圧用モジュールの樹脂シール部は 137°C/62 時間の熱劣化に対して、漏えいがないことが確認できている。

また、試験結果の二次シール部の温度（高圧用 44°C、低圧用 68°C）に対して、余裕を考慮し保守的に 100°C と想定した場合においても、一次シール部の熱劣化条件（高圧用 194°C/62 時間、低圧用 137°C/62 時間）に対してアレニウス式により活性化エネルギー（15kcal/mol）を用いて換算評価を行うと、高圧用 3640 時間、低圧用 384 時間となり、168 時間を上回った。

表 9-3 電気ペネ共研試験結果

種類	試験条件					シール部温度(°C)/漏えい有無	
	雰囲気	温度(°C)	圧力(MPa)	放射線照射	時間(h)	一次シール部	二次シール部
高圧	乾熱	200(220)*	(0.61~0.79)*	なし	62	194/漏えいなし	44/漏えいなし
低圧	乾熱	200(230)*	(0.60~0.81)*	なし	62	137/漏えいなし	68/漏えいなし

注記*：() 内は記録グラフからの読み取り値

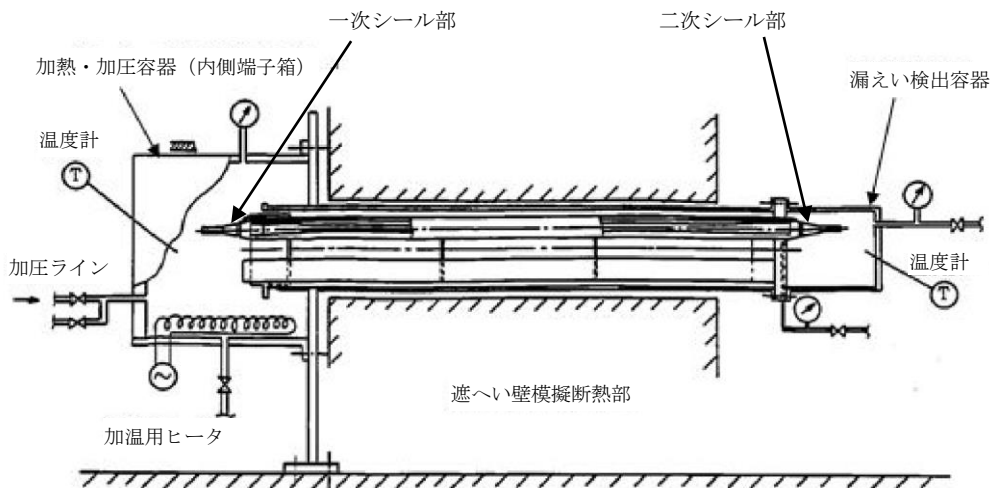


図 9-3 電気ペネ共研の試験概要図

(2) 過去の環境試験結果を用いた評価

過去の電気配線貫通部の環境試験では、低圧用電気配線貫通部及び高圧用電気配線貫通部を対象として、LOCA時の蒸気環境を模擬した性能確認試験が実施されており、シール機能の健全性が確認されている。各電気配線貫通部の二次シール部の温度、環境試験温度を図9-4に示す。

図9-4に示す試験結果は、原子炉格納容器内を模擬した電気ペネ共研の試験（二次シール部において高圧用44℃、低圧用68℃）よりも厳しい温度条件の下で、13日間の健全性が確認できたことを示している。なお、当該環境試験は、経年劣化を考慮した試験体を用いて実施したものであり、劣化を考慮して表9-4に示す試験を実施している。



図9-4 モジュール型電気配線貫通部の既往環境試験

表9-4 劣化を考慮した試験方法

No.	試験項目	試験方法
1	サーマルサイクル試験	ペネトレーションを冷熱装置内に設置し、60サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前後2回実施。1サイクル <input type="text"/> ℃→ <input type="text"/> ℃→ <input type="text"/> ℃を <input type="text"/> 時間で変化させる。
2	放射線照射試験	ペネトレーションが40年間の運転期間及びLOCA時に受ける放射線を考慮し、照射線量 <input type="text"/> kGyとして試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進により、40年間に相当する加速熱劣化として、 <input type="text"/> ℃、 <input type="text"/> 日間を加える。

(3) (財) 原子力発電技術機構による試験結果を用いた評価

(財) 原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）による重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成2年度～平成14年度）において、実機を模擬したモジュール試験体を使用して、高温時におけるシール部の漏えい確認試験が行われている。表9-5に試験結果、図9-5に漏えい発生温度の圧力依存性を示す。

表9-5 漏えい発生条件確認試験結果

種類	雰囲気	圧力 (MPa)	放射線照射 (kGy)	漏えい発生温度(°C)
高圧	蒸気	0.8	800	400°Cまで漏えいなし
低圧	蒸気	0.4	800	284
	蒸気	0.8	800	284～303
	蒸気	0.8	なし	285
	蒸気	1.0	なし	266

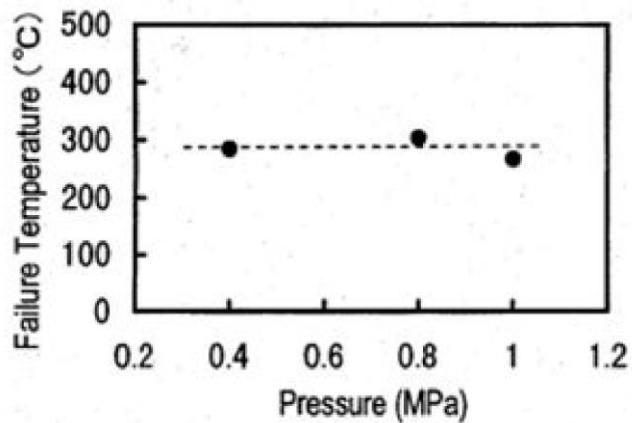


図9-5 低圧モジュールの漏えい発生温度の圧力依存性

漏えい発生温度は、圧力が0.4MPa～1.0MPaの範囲においては、圧力に依存せず、ほぼ一定となることが報告されている。

また、放射線照射の影響については、エポキシ樹脂に800kGyの放射線照射を行った場合においても、放射線照射を行わなかった場合に比べ、シート部からの漏えい発生温度が著しく低くなることはなかった。

(4) モジュール型計測用 MI 電気ペネトレーションの型式認定試験結果による評価

低圧用モジュールとして設置するモジュール型計測用 MI 電気ペネトレーションの型式認定試験において、重大事故等時環境を考慮した試験が実施されており、(1)から(3)に示す過去の検証試験と同等の試験を実施し、健全性を確認している。

なお、200℃、2Pdにおける気密性の確認については、サーマルサイクル試験等長期間の経年劣化を考慮した試験及び事故環境を模擬した蒸気曝露試験を実施した後、リーク試験及び耐圧試験により確認している。表9-6に試験内容及び試験結果、図9-6に試験概要図を示す。

表9-6 試験内容及び試験結果

試験内容	測定結果	結果
200℃、2Pdにおける気密性の確認 下記条件で蒸気曝露試験後、リーク試験、耐圧試験を実施。 (温度) (圧力) (時間)	<ul style="list-style-type: none"> リーク試験 (Pa・m³/s) (基準：1.0×10⁻⁷以下) リーク試験圧力*1： kPa 耐圧試験 圧力変化なし 耐圧試験圧力*2： kPa 	良

注記*1：設計・建設規格による。

*2：告示第501号「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(昭和55年10月30日通商産業省告示第501号)による。

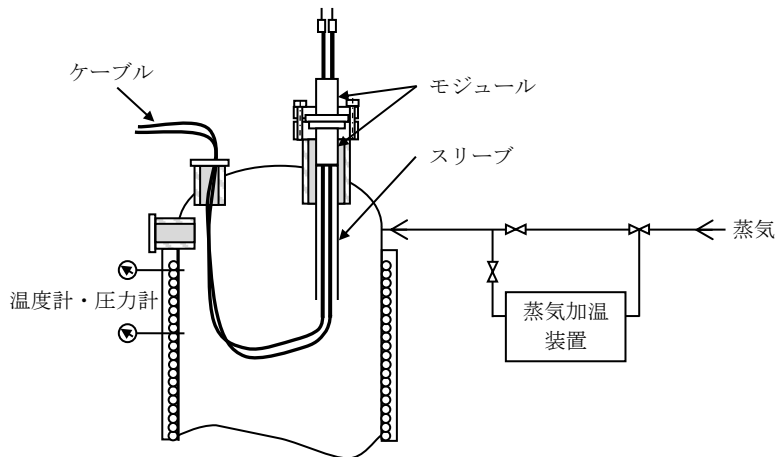


図9-6 モジュール型計測用 MI 電気ペネトレーション蒸気曝露試験概要図

9.4.3 評価結果

9.4.2 より，原子炉格納容器の重大事故等時環境下における劣化を考慮しても，200℃、2Pdにおける電気配線貫通部のシール機能が確保されていることを確認した。

10. 原子炉格納容器隔離弁

10.1 概要

原子炉格納容器隔離弁の 200℃、2Pd 環境下における健全性を確認する。

弁の耐圧部は、弁箱、弁ふた、弁体等で構成している。また、弁体、グラウンド部及び弁ふた部等には、シール材を使用している。

原子炉格納容器隔離弁のうち、窒素ガス制御系バタフライ弁、T I P ボール弁及びパージ弁には、ゴム系又は樹脂系のシール材を使用しており、高温劣化による機能低下が想定される。

また、弁の耐圧部については、機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈、延性破壊並びに高温、高圧に伴うフランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられるが、200℃、2Pd の環境下では、脆性破壊が生じる温度域ではないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、座屈が発生するような圧縮力が弁耐圧部に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、原子炉格納容器隔離弁のうち、窒素ガス制御系バタフライ弁、T I P ボール弁及びパージ弁の機能喪失要因として、高温状態で内圧を受け、過度な変形（一次応力）による延性破壊が想定される。また、シール材の高温劣化によるシール機能の低下が想定されるため、以下の構成で健全性を確認する。

10.2 項では、窒素ガス制御系バタフライ弁の機能維持を確認する。

10.3 項では、T I P ボール弁及びT I P パージ弁の機能維持を確認する。

上記以外の原子炉格納容器隔離弁については、以下の理由により 200℃、2Pd の環境下で健全性を有している。

- ・弁耐圧部の圧力クラスは各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており（圧力クラス：1.03MPa 以上）、耐圧上問題とならない。
- ・グラウンドシール部及び弁ふたシール部には、黒鉛製のパッキン、ガスケットを有しており、耐熱性上問題とならない。
- ・弁シート部は金属製又は黒鉛製である。

10.2 原子炉格納容器隔離弁（窒素ガス制御系バタフライ弁）

10.2.1 評価方針

窒素ガス制御系バタフライ弁は、弁シート部に EP ゴムを使用しているため、シール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。なお、グラウンドシール部及び弁ふたシール部においては黒鉛製のシール材を使用しており、耐熱性上問題にならないことを確認している。

このため、200℃、2Pd 環境下における健全性を確認する。また、弁耐圧部の健全性についても確認する。なお、弁シート部のシール材については、改良 EPDM による評価を実施する。

窒素ガス制御系バタフライ弁の評価対象を図 10-1 に示す。

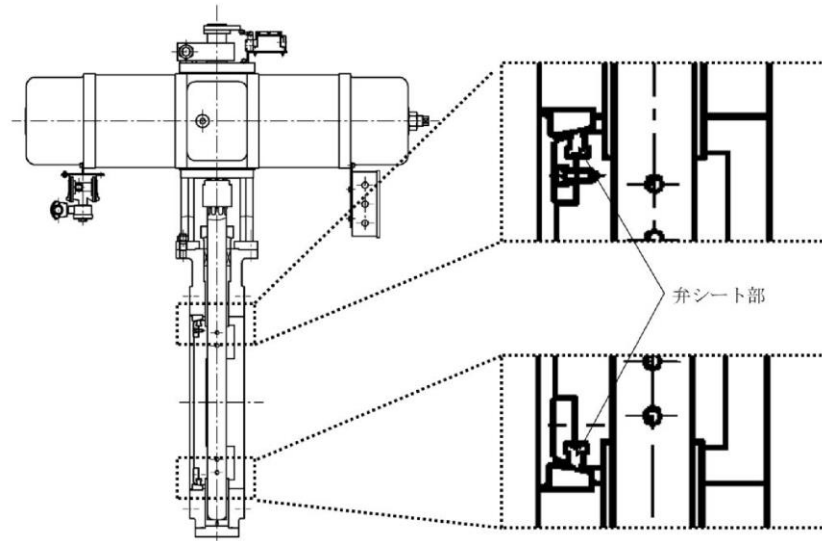


図 10-1 窒素ガス制御系バタフライ弁評価対象

10.2.2 評価

(1) 耐圧機能

弁耐圧部について、耐圧機能の評価を行う。

(2) 隔離機能

隔離機能は、弁シート材の耐環境性が支配的であるため、200℃、2Pd の環境下での弁シート部への影響を 600A のバタフライ弁供試体による蒸気加熱漏えい試験により確認する。試験条件を表 10-1 に示す。

表 10-1 蒸気加熱漏えい試験条件

試験圧力	0.853MPa 以上 (2Pd 以上)
試験温度	200℃
試験時間	168h
積算放射線量	<input type="text"/> kGy

10.2.3 評価結果

(1) 耐圧機能

当該弁の圧力クラス (圧力温度基準) が 1.03MPa (150LB) であり、弁耐圧部の 200℃における許容圧力 1.40MPa は 2Pd (0.853MPa) を上回る。これにより、弁耐圧部については、200℃、2Pd 環境下において健全性が維持されることを確認した。

圧力クラス 1.03MPa の弁の温度-許容圧力を図 10-2 に示す。

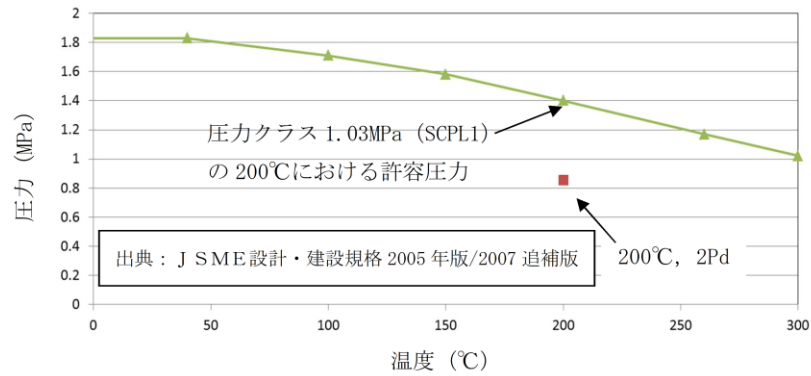


図 10-2 窒素ガス制御系バタフライ弁（圧力クラス 1.03MPa）の温度－許容圧力

(2) 隔離機能

蒸気加熱漏えい試験を実施した結果、200°C、2Pd 環境下において、弁シート部からの漏えいはなく、弁シート部の隔離機能が維持することを確認した。

以上により、窒素ガス制御系バタフライ弁について、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

10.3 T I P ボール弁及びパージ弁

10.3.1 評価方針

T I P ボール弁は、弁シート部、ランドシール部にはフッ素樹脂、弁ふたシール部にはフッ素ゴムを使用しているため、シール材の放射線劣化によるシール機能の低下が考えられる。また、T I P パージ弁は、弁シート部、ランドシール部及び弁ふたシール部には EP ゴムを使用しているため、シール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、200°C、2Pd 環境下における健全性を確認する。また、弁耐圧部の健全性についても確認する。なお、弁シート部、ランドシール部及び弁ふたシール部のシール材については、変更後の改良 EPDM による評価を実施する。

T I P ボール弁及びパージ弁の評価対象を図 10-3 及び図 10-4 に示す。

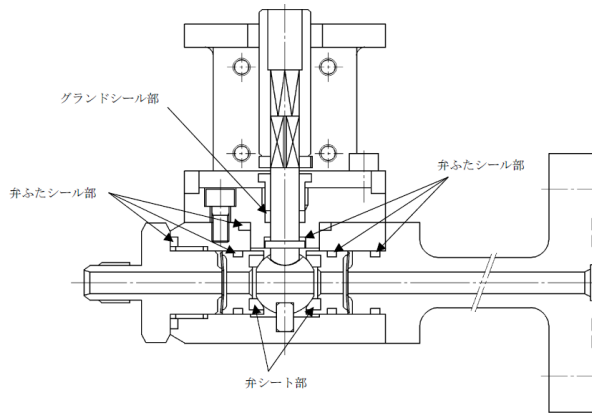


図 10-3 T I P ボール弁評価対象

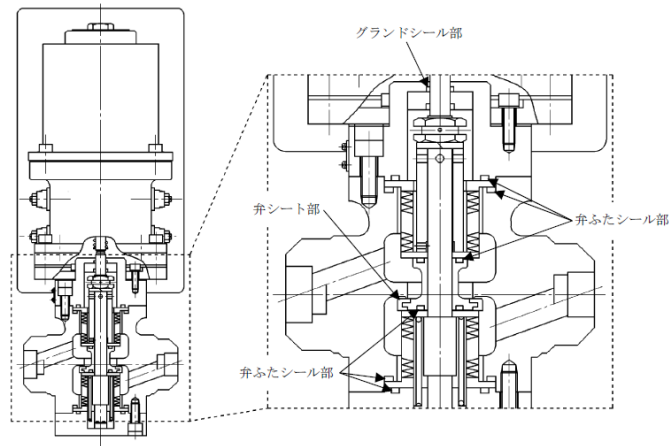


図 10-4 T I P パージ弁評価対象

10.3.2 評価

(1) 耐圧機能

弁耐圧部について、耐圧機能の評価を行う。

(2) 隔離機能

隔離機能は、弁シール材の耐環境性が支配的であるため、原子炉格納容器内が 200℃、2Pd の環境下におけるシール部への影響を検討する。

10.3.3 評価結果

(1) 耐圧機能

当該弁の圧力クラス（圧力温度基準）が 1.03MPa（150LB）であり、弁耐圧部の 200℃における許容圧力 1.32MPa は 2Pd（0.853MPa）を上回る。これにより、弁耐圧部については、200℃、2Pd 環境下において健全性が維持されることを確認した。

圧力クラス 1.03MPa の弁の温度－許容圧力を図 10-5 に示す。

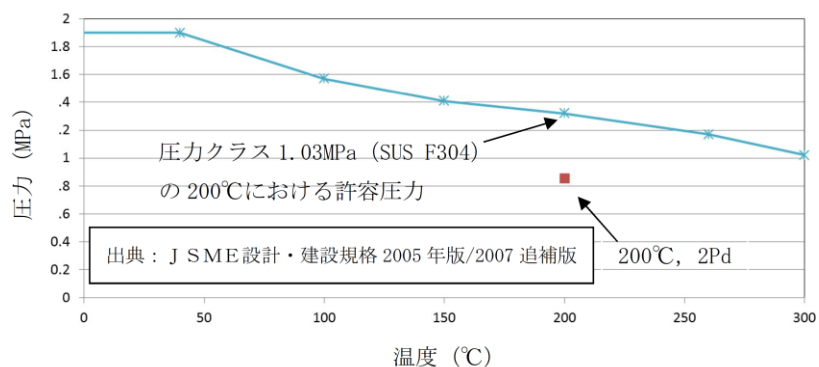


図 10-5 T I P ボール弁及びパージ弁（圧力クラス 1.03MPa）の温度－許容圧力

(2) 隔離機能

弁シート部、グランドシール部及び弁ふたシール部について、添付 1 に示す 200°C, 2Pd の環境下における圧縮永久ひずみ試験に有意な劣化が認められないことから、シール機能が維持されることを確認した。

以上により、T I P ボール弁及びパージ弁について、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

重大事故等時条件におけるガスケット健全性について

1. はじめに

原子炉格納容器のフランジシール部は、内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されているが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏えい経路を形成する。ただし、フランジ部が開口しても、フランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができる。しかしながら、重大事故等時の環境に曝されると、原子炉格納容器ドライウェル主フランジ等のフランジシール部に使用されているシール材が劣化し、フランジの開口に追従できなくなり原子炉格納容器閉じ込め機能を損なう可能性がでてくる。

そこで、原子炉格納容器フランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について、重大事故等時環境の耐性が優れた改良 EPDM 製シール材に変更して原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図る。したがって、改良 EPDM 製シール材について、重大事故等時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は軽微であることから、通常運転時の劣化を考慮せず重大事故等時条件下での評価を実施する。

2. 改良 EPDM 製シール材の試験について

2.1 改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験

改良 EPDM 製シール材の重大事故等時環境における劣化特性を確認するため、J I S K 6 2 6 2 「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じて圧縮永久ひずみ試験を実施した。その結果を表 2-1 に示す。なお、圧縮永久ひずみ率測定とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を 0%とし、全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を 100%としている。例えば、圧縮永久ひずみ率が表 2-1 で示す「□%」の場合は、シール材の初期締付量が □mm である場合、□mm 戻ることを意味する。この場合、□mm のフランジ部開口まではシール機能が確保可能と想定できる。

表 2-1 改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験*1 結果

試験温度	200℃
放射線照射量	□ kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168h
ひずみ率*2	□%*3

注記*1：J I S K 6 2 6 2 に従い実施

*2：試料を圧縮し完全に回復した状態が 0%，全く回復しない状態が 100%

*3：□%，□%，□%の平均値

2.2 改良 EPDM 製シール材の実機を模擬した小型フランジ性能確認試験

改良 EPDM 製シール材の性能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験に加え、実機フランジ O リング溝を模擬した小型試験装置を用いて、重大事故等時環境に曝露した後のシール機能を確認した。試験装置を図 2-1 に示しており、実機 O リング溝の断面寸法を 1/2 スケールとして試験治具を製作し、あらかじめ γ 線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施した。

試験条件としては、重大事故等時条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガスケット部の事故後 7 日間の累積放射線量の目安である 800kGy を用いて実施している。また、高温曝露は高温空気及び高温蒸気で曝露し、温度については、原子炉格納容器限界温度である 200℃と、更に余裕を見た 250℃を設定し、それぞれ 7 日間(168h)一定温度で高温曝露した。また、試験治具の O リング溝は内側に 1mm の段差があり、その段差の間からシール材が高温空気又は蒸気に曝露されるため、重大事故等時の原子炉格納容器過圧に伴うフランジ開口を考慮した状態で、高温曝露ができる試験体となっている。高温曝露後は、重大事故等時に発生する水素を模擬するために、He により気密確認試験を実施している。気密確認試験では、原子炉格納容器限界圧力 2Pd 以上の気密性を確認するため最大で 0.9MPa まで加圧して気密性を確認している。また、原子炉格納容器過圧に伴うフランジ開口時のシール材の気密性を確認するために、高温曝露後の試験体フランジを 0.8mm (実機 1.6mm 相当の変位) 開口させ、その状態でも He 気密確認試験を実施し、0.9MPa 加圧時に漏えいのないことを確認している。

試験の結果は表 2-2 に示すとおり、本試験により 200℃が 168 時間継続した場合の改良 EPDM 製シール材のシール機能の健全性を確認した。

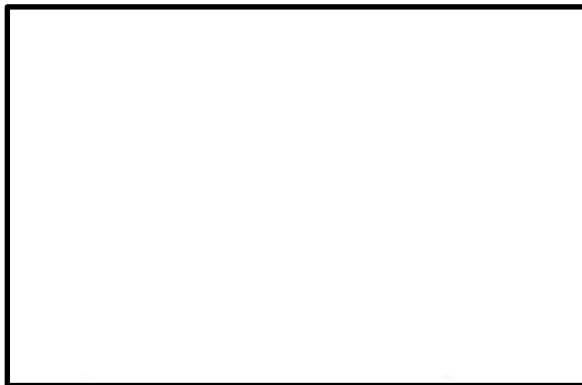


図 2-1 改良 EPDM 製シール材の性能確認試験装置

表 2-2 He 気密確認試験状況

No.	曝露条件	γ 線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○ : リーク及び圧力降下なし

2.3 改良 EPDM 製シール材の実機フランジモデル性能確認試験

改良 EPDM 製シール材は前述の小型フランジ試験に加え、より大口径 (O リング径: 約 250mm) の実機フランジモデル試験も実施しており、実機条件に近い状態でのシール機能の健全性確認を実施している。試験装置は図 2-2 及び図 2-3 に示しており、試験フランジの溝断面形状は実機と同じとし、溝径を縮小した試験フランジとする。試験試料の断面形状は実機と同じとし、径を縮小した試験試料とする。あらかじめ γ 線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施する。

試験条件としては、重大事故等時条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガスケット部の事故後 7 日間の累積放射線量の目安である 800kGy を用いて実施している。また、EPDM の劣化は一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、高温曝露は蒸気ではなく高温空気 (乾熱) で曝露し、温度については、原子炉格納容器限界温度である 200℃と、更に余裕を見た 250℃, 300℃とし、それぞれ定める期間を一定温度で高温曝露する。また、内圧作用時の実機フランジの開口を模擬するため、フランジ面に調整シムを挟んで押し込み量を調整できる装置にしている。

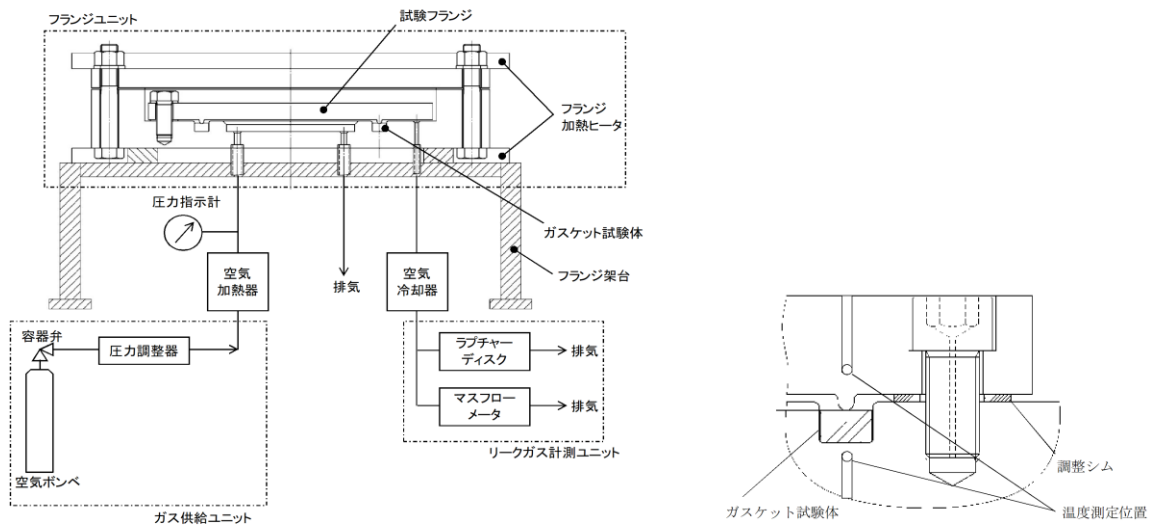
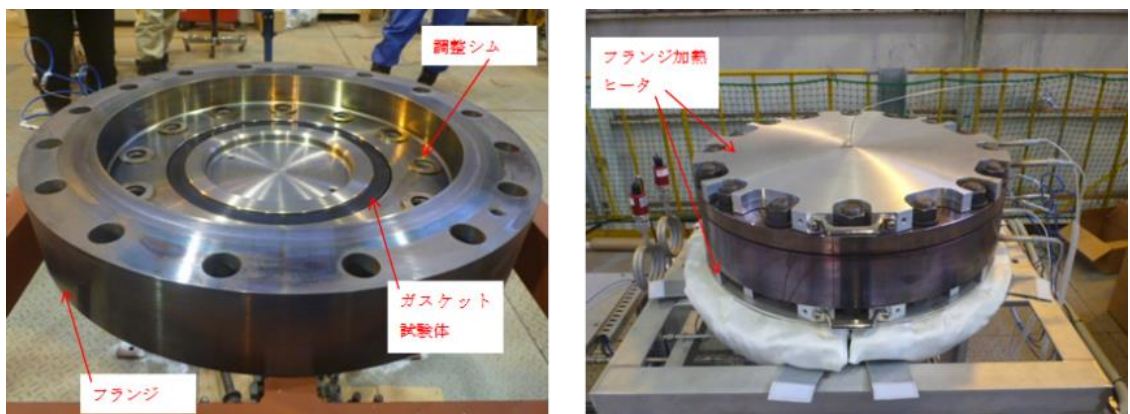


図 2-2 実機フランジモデル試験の装置概要



試験装置外観（フランジ開放時）

試験装置外観（フランジ密閉時）

図 2-3 実機フランジモデル試験装置の外観

本試験装置によりシール材を高温曝露した後、気密確認試験を実施した。気密確認試験では、原子炉格納容器限界圧力 $2Pd$ (0.853MPa) を包絡する圧力で気密性を確認しており、その試験結果を表 2-3 に示す。フランジによるガスケット試験体の押し込み量が最小限 (0mm) であっても有意な漏えいは発生せず、 $200^\circ\text{C} \cdot 168\text{h}$ 、 $250^\circ\text{C} \cdot 96\text{h}$ 、 $300^\circ\text{C} \cdot 24\text{h}$ の耐性が確認された。図 2-4 に $200^\circ\text{C} \cdot 168\text{h}$ の試験ケースにおける試験体の外観を示す。図 2-4 より、フランジとガスケット試験体との接触面を境界として劣化（表面のひび割れ）は内周側で留まり、外周側に有意な劣化が見られないことから、フランジ接触面でシール機能を維持できていることを確認した。また、断面形状より、劣化（表面のひび割れ）はガスケット試験体の表面層のみで留まっているため、有意な劣化が進行していないことを確認した。

表 2-3 実機フランジモデル試験結果*

No.	温度	継続時間	押込量	漏えい
1	200℃	168h	0mm	無
2	250℃	96h	0mm	無
3	300℃	24h	0mm	無

注記*：下記条件は全ケース共通である。

試験圧力：2Pd 以上，照射量：800kGy，過圧媒体：乾熱（空気）

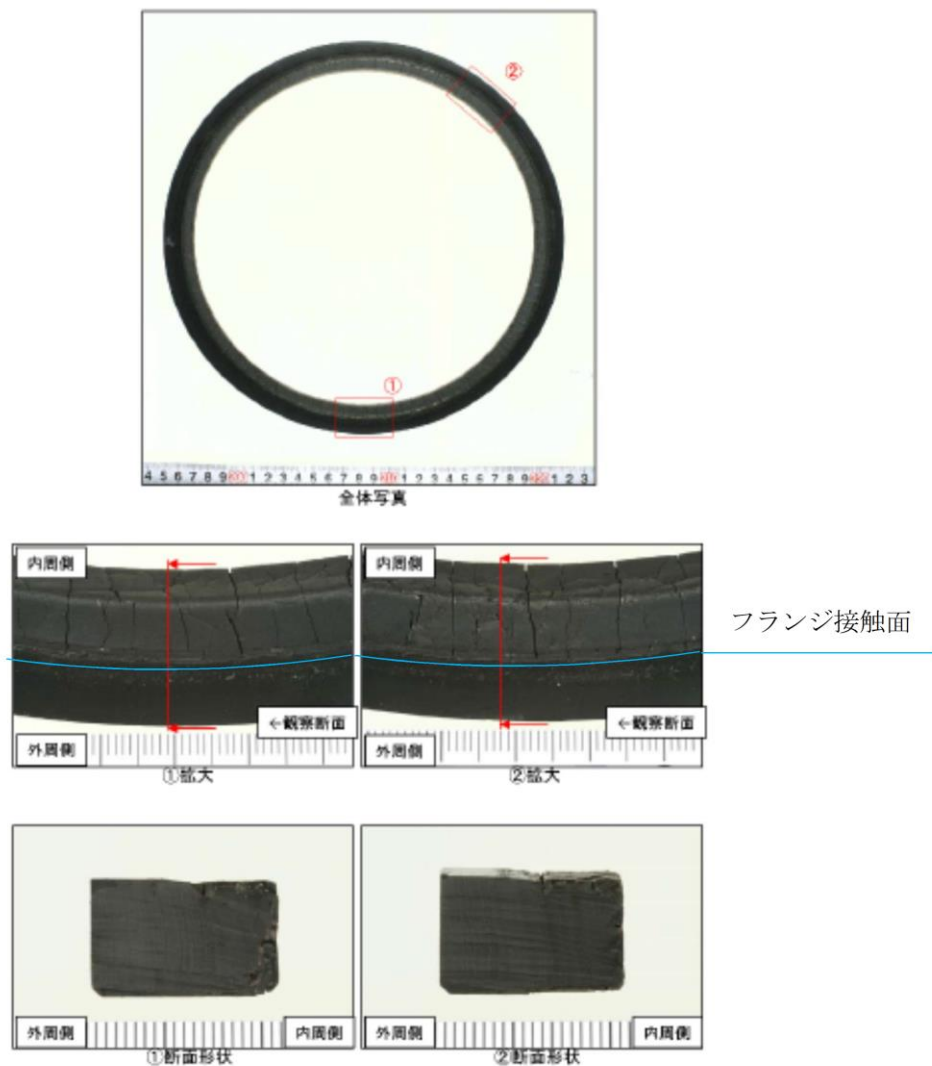


図 2-4 試験後の試験体外観（200℃，168 時間）

原子炉格納容器隔離弁の抽出について

原子炉格納容器隔離弁について、原子炉格納容器限界温度、限界圧力（200℃、2Pd）の健全性を確認するため、図 1-1 の評価フローに従い弁を抽出した。弁設計圧力が 2Pd 以下のものはなかったため、200℃で最も影響を受けると考えられるシート部及びシール部に着目して、ゴム材が使われている弁を抽出し「窒素ガス制御系バタフライ弁」と「T I P ボール弁及びパージ弁」が抽出された。

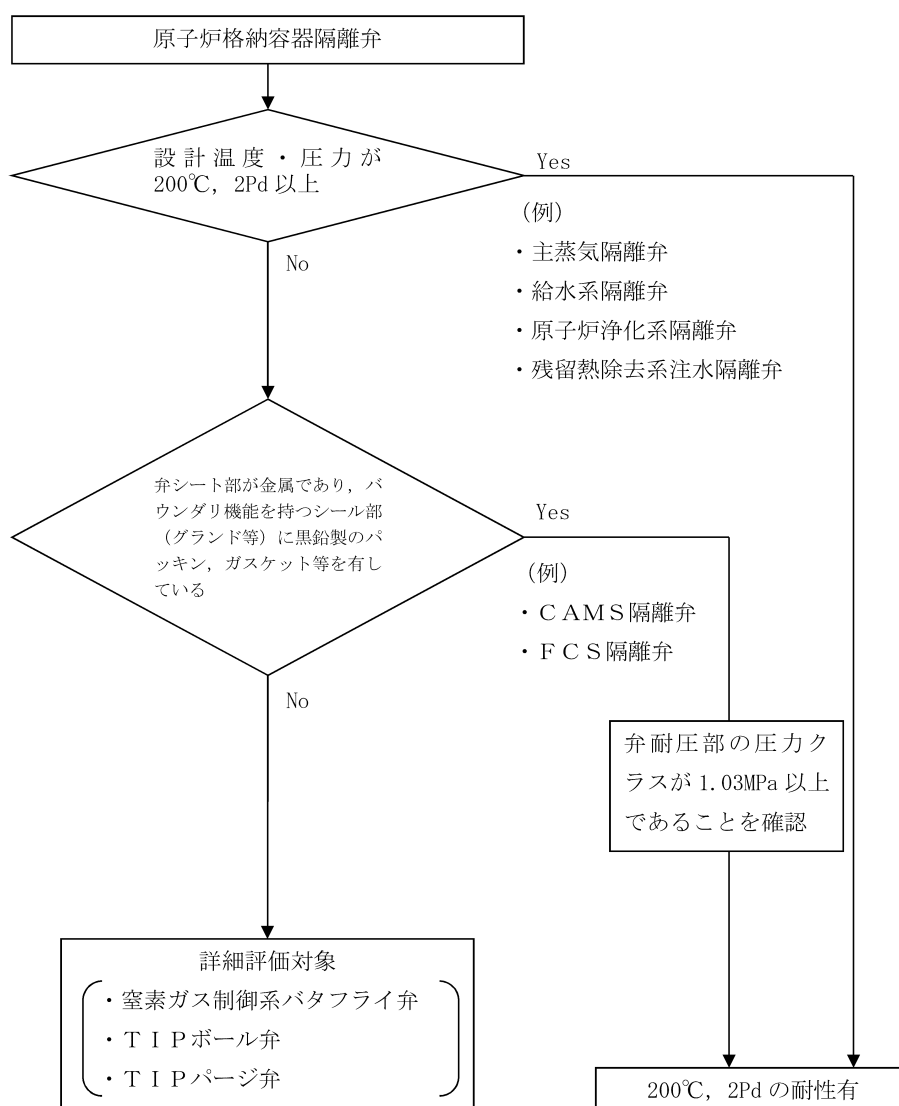


図 1-1 200℃、2Pd における原子炉格納容器隔離弁の評価フロー

原子炉格納容器限界温度，限界圧力に対する経年劣化の影響について

1. はじめに

原子炉格納容器の限界温度，限界圧力に関する評価における評価対象部位について，放射性物質の閉じ込め機能が，経年劣化により低下していないことを確認し，今回の限界温度，限界圧力に関する評価結果に影響しないことを確認する。なお，考慮する経年劣化事象については，島根原子力発電所第2号機において実施した高経年化技術評価を参考に検討する。

2. 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体については，経年劣化事象として腐食が考えられるが，原子炉格納容器本体は，鋼板表面に防食塗装を施すとともに，保全計画に基づき，計画的に外観点検を実施し，表面の腐食，塗膜等の異常があれば，補修塗装を実施していることから，有意な劣化はないと考えられる。

なお，原子炉格納容器本体に対して，一般社団法人 日本電気協会 電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（J E A C 4 2 0 3）」（以下「J E A C 4 2 0 3」という。）に基づく，全体漏えい率試験（1回/1定検）を実施し，放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

3. 原子炉格納容器本体以外

原子炉格納容器本体以外の評価部位について，考慮する経年劣化事象は以下のとおり。

- ・ステンレス鋼配管については，塩分付着による外面の応力腐食割れが考えられるが，建設時から，空調設備に中性能フィルタが設置されていること及び工場出荷前における配管養生等の塩害対策が実施されていること，また，計画的に目視確認又は漏えい試験を実施していることから，有意な劣化はないと考えられる。
- ・炭素鋼配管については，流れ加速型腐食による減肉が考えられるが，社内規則に基づき計画的な肉厚測定を実施し，基準を満足しない場合は，計画的に取替えを行うなど，適切な管理を行っている。
- ・電気配線貫通部については，経年劣化事象として樹脂等の劣化が考えられる。これらの部位の経年劣化については，長期健全性試験により，健全性を確認している。
- ・原子炉格納容器隔離弁については，保全計画に基づく，計画的な分解点検，目視・表面検査を実施していることから，有意な劣化はないと考えられる。
- ・機器搬入口等に使用しているガスケットについては，保全計画に基づく定期的な取替えを実施していることから，経年劣化事象とはならない。
- ・J E A C 4 2 0 3に基づく，全体漏えい率検査（1回/1定検）を実施し，放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

以上のことから，経年劣化による原子炉格納容器の限界温度，限界圧力に関する評価結果への影響はないと考える。

電気配線貫通部（エポキシ樹脂及びOリング）の経年劣化に対する長期健全性評価

1. 概要

島根原子力発電所第2号機に設置されているモジュール型電気配線貫通部は長期間の経年劣化を考慮した健全性試験を実施しており、この結果に基づき長期健全性評価を行う。

2. 長期健全性試験

2.1 評価項目

エポキシ樹脂及びOリングは有機物であり、熱及び放射線により経年劣化が進行するため、経年劣化に対する評価が必要である。

2.2 熱劣化期間算出

エポキシ樹脂及びOリングの加速熱劣化試験を実施するため、以下のアレニウスの式を用いることで、加速熱劣化の条件を設定する。（表2-1）

加速倍率算出

$$a = \exp \left[\frac{-E}{R} \left(\frac{1}{(273 + T_{\text{exam}})} - \frac{1}{(273 + T_{\text{real}})} \right) \right]$$

熱劣化期間

$$T_{\text{acc}} = \frac{365 \cdot Z}{a}$$

加速熱劣化試験条件は、40年の運転を包絡した運転期間を想定し、余裕をみてエポキシ樹脂は °C - 日、Oリングは °C - 日で設定する。

表 2-1 各パラメータ

項目	記号	単位	数値	
			エポキシ樹脂	Oリング
加速倍率	a	倍		
気体定数	R	kcal/mol・K		
実機温度	T _{real}	°C		
試験温度	T _{exam}	°C		
部材の活性化エネルギー*	E	kcal/mol		
評価年数	Z	years		
熱劣化期間	T _{acc}	days		

注記*: メーカー値及び文献値であり、複数の試験温度で部材の機能が維持される期間をプロットし、直線の傾きから活性化エネルギーを算出

2.3 試験条件

エポキシ樹脂と O リングの長期健全性試験条件をそれぞれ表 2-2 及び表 2-3 に示す。

表 2-2 エポキシ樹脂の試験条件

No.	試験項目	試験方法
1	放射線照射試験 (通常時)	電気配線貫通部が 40 年の運転を包絡した運転期間に受ける放射線を考慮し照射線量 <input type="text"/> Gy として試験を実施。
2	サーマルサイクル試験	<input type="text"/> サイクルのサーマルサイクルを実施。1 サイクルは <input type="text"/> °C → <input type="text"/> °C → <input type="text"/> °C を変化させている。
3	熱劣化試験	加熱促進により、40 年間に相当する加速熱劣化を包絡した <input type="text"/> °C, <input type="text"/> 日間を加える。
4	放射線照射試験 (事故時)	電気配線貫通部が冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量 <input type="text"/> kGy として試験を実施。
5	冷却材喪失事故 模擬試験	国内 BWR プラントの冷却材喪失事故時 (温度, 蒸気, 圧力, 時間) 条件を包絡するような条件として, <input type="text"/> °C - <input type="text"/> kPa 以上で <input type="text"/> 時間の後, <input type="text"/> °C - <input type="text"/> kPa 以上で <input type="text"/> 日間の試験を実施。

出典: 共同研究報告書 原子炉格納容器電気ペネの経年劣化評価に関する研究 Phase-II 報告書 (モジュール型ペネトレーション) 平成 23 年 3 月

表 2-3 0リングの試験条件

No	試験項目	試験方法
1	放射線照射試験	電気配線貫通部が40年の運転を包絡した運転期間に受ける放射線を考慮し照射線量 <input type="text"/> kGy として試験を実施。
2	熱劣化試験	加熱促進により、40年間に相当する加速熱劣化を包絡した <input type="text"/> °C、 <input type="text"/> 日間を加える。
3	サーマルサイクル試験	<input type="text"/> サイクルのサーマルサイクルを実施。1サイクルは <input type="text"/> °C → <input type="text"/> °C → <input type="text"/> °C を変化させている。
4	冷却材喪失事故模擬試験	国内BWRプラントの冷却材喪失事故時（温度、蒸気、圧力、時間）条件を包絡するような条件として、 <input type="text"/> °C - <input type="text"/> kPa 以上で <input type="text"/> 時間の後、 <input type="text"/> °C - <input type="text"/> kPa 以上で <input type="text"/> 日間の試験を実施。

出典：共同研究報告書 原子炉格納容器電気ペネの経年劣化評価に関する研究 Phase-II 報告書（モジュール型ペネトレーション）平成23年3月

3. 評価結果

40年の運転を包絡した運転期間及び冷却材喪失事故を想定した表2-2及び表2-3の試験条件を負荷した後の漏えい試験では、エポキシ樹脂と0リングの漏えい量はそれぞれ Pa・m³/s 及び Pa・m³/s であった。一方、電気配線貫通部のモジュール1台あたりの許容漏えい量は Pa・m³/s であり、漏えい量は十分小さい値となっている。

このことから、電気配線貫通部は、40年間の運転を想定しても、放射性物質の閉じ込め機能を維持できると判断する。

原子炉格納容器限界温度，限界圧力負荷後の耐震性について

1. 検討方針

原子炉格納容器バウンダリ構成部の評価対象の各部位に対し，限界温度，限界圧力(200℃, 2Pd)負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか，また，除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに，除荷後の残留ひずみの挙動により，耐震性への影響を評価する。

2. 検討結果

一次応力が S_y を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。一次応力が S_y 以下の場合は，除荷後に残留ひずみは生じない (図 2-1, $0 \rightarrow a \rightarrow 0$)。 S_y を超える場合は，除荷後に残留ひずみが生じる (図 2-1, $0 \rightarrow a \rightarrow b \rightarrow c$)。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため，同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり，限界温度，限界圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す (図 2-1, $c \rightarrow b$)。また，設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力をもとに設定されているため (図 2-2)，設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題はない。

なお，材料に予めひずみが作用した場合について，作用した予ひずみ (～約 19%) だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと，予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見*が得られており，十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないといえる。

地震 (許容応力状態 $IV_A S$) の一次応力の許容応力は，供用状態 D の許容応力の制限内で同等であり，さらに限界温度，限界圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性に影響はないと判断できる。

注記*：一般社団法人 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー (第 12 回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会)」 JWES-IS-9701, (1997)

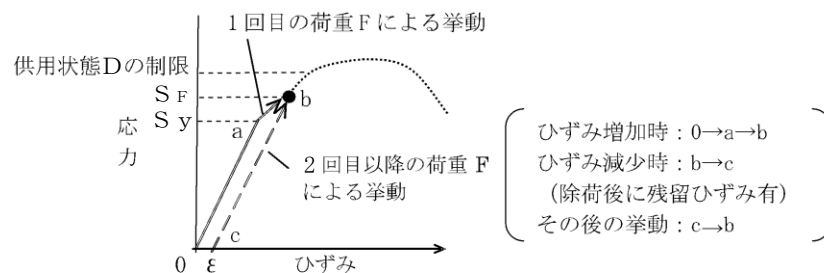


図 2-1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ (一次応力)

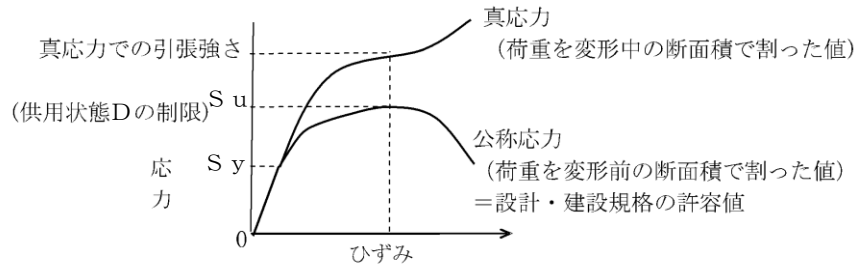


図 2-2 公称応力と真応力について

除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価するため、一次応力が S_y 以下若しくは供用状態Dの許容応力の制限内であることを確認した。確認結果を表 2-1 に示す。

原子炉格納容器隔離弁については、一次応力が判定値を超えないため、残留ひずみは生じない。

その他の評価部位については、一次応力が供用状態Dの許容応力の制限内であり、また、残留ひずみは十分小さい。

したがって、耐震評価にて考慮する許容応力に対応する地震が生じた場合、地震による外力が加わったとしても今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり、さらに限界温度、限界圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性への影響はないと考える。

表 2-1 各部位の限界温度，限界圧力負荷時の状況

評価部位		評価点	分類	評価値*1		判定値	残留 ひずみ 有無
ドライウエル		円筒胴	添付書類VI-3-3-7-1-1「ドライウエルの強度計算書」に記載				なし
サプレッションチェンバ		エビ継部	添付書類VI-3-3-7-1-3「サプレッションチェンバの強度計算書」に記載				なし
ベント管		ドライウエルとの結合部	添付書類VI-3-3-7-2-1-3「ベント管の強度計算書」に記載				なし
機器搬入口		補強板との結合部	添付書類VI-3-3-7-1-5「機器搬入口の強度計算書」に記載				なし
逃がし安全弁搬出ハッチ		補強板との結合部	添付書類VI-3-3-7-1-7「逃がし安全弁搬出ハッチの強度計算書」に記載				なし
制御棒駆動機構搬出ハッチ		補強板との結合部	添付書類VI-3-3-7-1-9「制御棒駆動機構搬出ハッチの強度計算書」に記載				なし
サプレッションチェンバアクセスハッチ		本体と補強板との結合部	添付書類VI-3-3-7-1-11「サプレッションチェンバアクセスハッチの強度計算書」に記載				なし
所員用エアロック		隔壁部	添付書類VI-3-3-7-1-13「所員用エアロックの強度計算書」に記載				なし
配管貫通部	スリーブ	同左	添付書類VI-3-3-7-1-15「配管貫通部の強度計算書」に記載				なし
	平板類	同左	一次	$5.255 \times 10^3 \text{mm}^2$ *2	$9.470 \times 10^3 \text{mm}^2$ *3	なし	
	セーフエンド	同左	一次	0.853MPa (2Pd)	3.653MPa	なし	
	ベローズ	同左	添付書類VI-3-3-7-1-17「配管貫通部ベローズ及びベント管ベローズの強度計算書」に記載				—*5
電気配線貫通部	アダプタ	同左	一次	0.853MPa (2Pd)	17.860MPa	なし	
	ヘッド	同左	一次	0.853MPa (2Pd)	18.368MPa	なし	
原子炉格納容器隔離弁		弁箱	一次	0.853MPa (2Pd)	1.32MPa*4	なし	

注記*1：判定値を超える場合，残留ひずみ有となる。

*2：ボルト締め平板の 200℃，2Pd におけるボルトの必要総有効断面積

*3：ボルト締め平板のボルトの総有効断面積

*4：設計・建設規格 別表 1-1 による 200℃での弁の許容圧力

*5：限界温度，限界圧力と地震時を組み合わせた疲労評価のため対象外

原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による影響について

炉心溶融時の原子炉格納容器の各貫通部において、よう素等の核分裂生成物（以下「FP」という。）が沈着して発熱することにより、温度上昇することが考えられる。このときの温度上昇を評価し、原子炉格納容器限界温度以下となることを確認する。

1. 原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による温度評価

炉心溶融時の原子炉格納容器内の FP の沈着による温度上昇について、格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定した条件にて、原子炉格納容器のリークパスへ FP が飛散し、リークパス内が FP で満たされ、目詰まりしたと保守的に仮定し、FEM 解析により温度分布を確認した。

評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約 183℃となり、原子炉格納容器限界温度である 200℃を下回ることから原子炉格納容器限界温度に影響ないことを確認した。

注：原子炉格納容器内の FP の挙動としては、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析（原子力安全基盤機構（JNES）」において、FP が飛散してもその多くは重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、リークパスへ FP が飛散し導かれたと仮定する。リークパスへの FP の捕集量についての知見はないことから保守的に FP が満たされた状態と仮定する。（FP が満たされた状態は、漏えい量はゼロとなるが温度評価のため保守的に仮定する。）

○ 原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による温度評価

炉心溶融時の原子炉格納容器内の FP が貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇について、下記条件にて評価する。イメージ図を図 1-1 に示す。

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定する。
- b. 重大事故等時における原子炉格納容器内の FP の飛散については「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析（原子力安全基盤機構（JNES）」において、FP のほとんどが重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面に付着し原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、FP が飛散し貫通部リークパスへ到達したと仮定する。
- c. 貫通部の仮定するリークパスは、原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに約 1mm²のリークパスと仮定する。
- d. FP が飛散した場合の貫通部リークパスにおける FP の捕集量については、知見がない

ことから保守的にリークパスに FP が満たされた状態を仮定する。(リークパスへ FP が満たされた状態では、漏えい率は 0%/day となるが温度評価のため保守的に仮定する。)

- e. 原子炉格納容器貫通部リークパスに沈着した FP の発熱量は、NUREG-1465 の炉心内の FP 量に対する原子炉格納容器内への放出割合を核種ごとの発熱量に乗じて算出する。
- f. FP の発熱量は、時間経過により低下するが、本評価では保守的に沈着後の時間経過による発熱量の低下は考慮しない。よう素については事象進展により化学組成が変動することが考えられるが寄与割合の大きなセシウムについて密度の高い CsI (よう化セシウム) の密度を想定し、FP 質量の保守性を考慮し算出する。
- g. 解析コードは「ABAQUS」を使用する。

本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類VI-5「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

上記条件による評価結果として、原子炉格納容器内壁面温度が雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時の最大値である約 181℃となるとき、FP による温度上昇は、約 2℃であり原子炉格納容器の貫通部表面温度は、約 183℃となり原子炉格納容器限界温度(200℃)を下回ることを確認した。

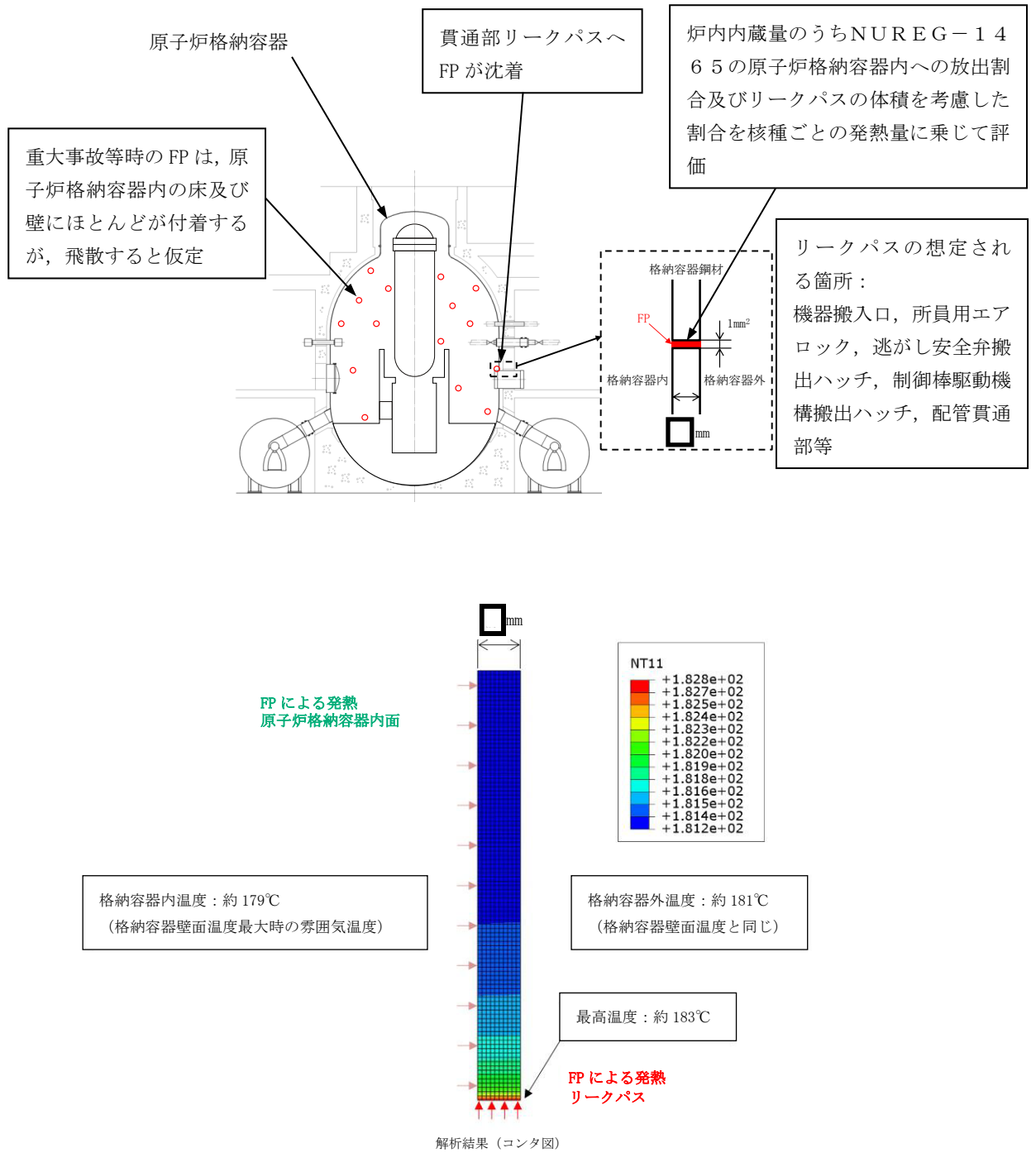


図 1-1 FP 沈着による温度上昇評価イメージ

○ FP 沈着による温度評価における保守性について

- ・ リークパスを 1 箇所と仮定。

原子炉格納容器のリークパスは、数箇所の可能性もあるが評価においては 1 箇所に集中して FP が捕集されたと仮定する。

- ・ リークパスに捕集される FP の量がリークパスに満たされた状態を仮定。

FP の捕集量については、原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験 (NUP E C) の結果より FP が配管に目詰まりする事象が確認されており、目詰まりはリークパス入口部で生じていることも確認されているが、捕集量に関しての知見は得られていないことからリークパスに FP が満たされた状態を仮定する。

- ・ リークパスに捕集される FP の質量を発熱量の寄与割合が高いものの内、密度の高い核種として算出。

発熱の寄与割合が高い核種は、CsI (よう化セシウム) であることから、FP の密度は、CsI の約 $4.5\text{g}/\text{cm}^3$ を用いて FP の質量を求める。

- ・ FP の発熱量は、発熱量が最大である事故直後の熱量、原子炉格納容器内温度は最大となる時点の温度にて評価。

FP の発熱量は、時間の経過とともに低下するが、評価においては NUREG-1465 の FP の核種の放出割合をもとに、FP の発熱量が最大となる事故直後 (プラント停止直後) の発熱量より求められた約 $4.87 \times 10^3\text{kW}$ とし、原子炉格納容器壁面温度は最高となる約 9.7 時間後の 181°C を使用し評価した。(9.7 時間後は、約 $2.04 \times 10^3\text{kW}$ (事故直後の約 0.4 倍))

○ FP 発熱における核種の寄与割合について

FP 発熱における核種の寄与割合を表 1-1 に整理する。

よう素の寄与割合が約 85.5%と高く，その他核種の発熱の寄与割合は約 14.5%であり熱量への寄与割合は低い。

表 1-1 核種グループごとの熱量の寄与割合

核種グループ	熱量寄与割合
よう素	約 85.5%
セシウム類	約 2.3%
アンチモン	約 1.5%
テルル	約 2.5%
ストロンチウム	約 4.2%
バリウム	約 2.5%
ルテニウム類	約 0.1%
セリウム類	約 0.4%
ランタン類	約 0.9%
合計	100%

- 原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに算出した約 1mm²のリークパスの算出方法について

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスは、「原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験 (NUPEC)」及び「流体力学 実教出版株式会社 第 21 版」を参考とした下記評価方法により算出した。

$$A_e = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_o}}{P_o \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_o} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_o} \right)^{\frac{\gamma + 1}{\gamma}} \right\}}}$$

ここで, m : 質量流量 A_e : 漏えい等価面積
 P_o : 一次側圧力 P_b : 二次側圧力
 γ : 比熱比 T_o : 一次側温度
 R : ガス定数

上記式中の一次側及び二次側のパラメータは、それぞれ原子炉格納容器内外の値を使用する。
 原子炉格納容器内のパラメータは、原子炉格納容器漏えい試験の圧力、温度、原子炉格納容器外の圧力は大気圧として評価する。

質量流量 (m) は原子炉格納容器内の密度×体積×漏えい率より算出する。

○ 原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種の割合について

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種は、表 1-1 に示す NUREG-1465 の炉心内の FP 量に対する原子炉格納容器内への放出割合を使用しリークパスにおける発熱量を評価する。

表 1-1 NUREG-1465 の原子炉格納容器内放出割合

Table 3.12 BWR Releases Into Containment*				
	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.
 ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
 *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

出典: NUREG-1465 「Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants」

リークパスの体積は、リークパス面積 1mm^2 と鋼板厚さ $\square\text{mm}$ より $\square\text{cm}^3$ であるため、原子炉格納容器内に放出された FP のうち支配的な CsI (よう化セシウム) の密度を想定し、リークパスに詰まる FP の量は約 $\square\text{g}$ となる。

また、この量は原子炉格納容器内に放出された FP のうち約 $7.63 \times 10^{-5}\%$ が詰まっている想定となる。この割合と NUREG-1465 の放出割合をもとにリークパスでの発熱量を算出する。

VI-1-8-1-別添2 コリウムシールドの設計

目 次

1. コリウムシールドの概要及び設置目的	1
2. コリウムシールド材料の選定	4
3. コリウムシールド構造	6
3.1 コリウムシールド設計条件	6
3.2 コリウムシールド基本構造	7
3.3 コリウムシールド各部寸法	8
3.4 スリット部の構造について	10
4. コリウムシールドの施工について	12
4.1 コリウムシールドの施工手順	12
4.2 製造公差について	13

1. コリウムシールドの概要及び設置目的

島根原子力発電所第2号機における熔融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）の影響抑制を目的に設置するコリウムシールドの概要を以下に示す。

原子炉格納容器内には、原子炉格納容器内で発生した廃液を集水し、ポンプによって原子炉格納容器外へ移送するためにドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプ（以下「ドライウェルサンプ」という。）が図1-1、図1-2のとおり配置されており、原子炉格納容器下部床とドライウェルサンプはドレン配管にて接続されている。

炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、原子炉格納容器下部への熔融炉心の落下に至り、落下してきた熔融炉心がドライウェルサンプ内に流入する場合、ドライウェルサンプ壁面と圧力容器ペデスタル（外側鋼板）までの距離及びドライウェルサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリである鋼製ライナまでの距離が短いことから、サンプ壁面及びサンプ底面コンクリートの侵食により熔融炉心が外側鋼板及び鋼製ライナに接触し、原子炉圧力容器の支持機能及び原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれるおそれがある。ドライウェルサンプへの熔融炉心の流入を抑制し、かつペデスタル代替注水系他と合わせて、サンプ壁面及びサンプ底面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、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。

図1-3に、コリウムシールドの外観を示す。また、表1-1に、コリウムシールドの仕様を示す。

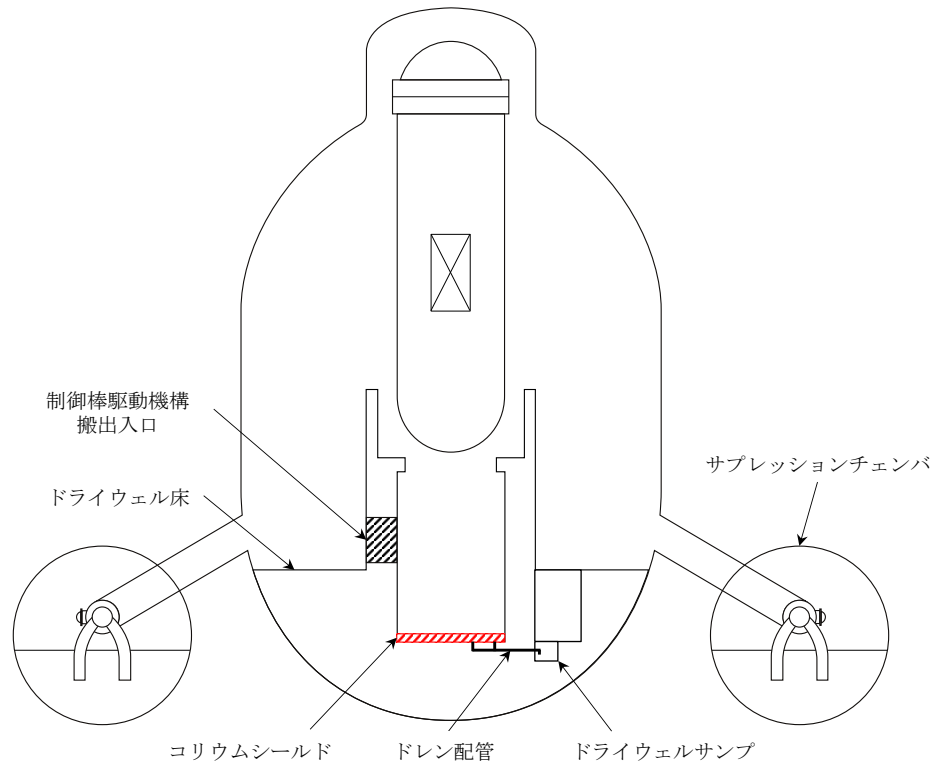


図 1-1 原子炉格納容器の概要図

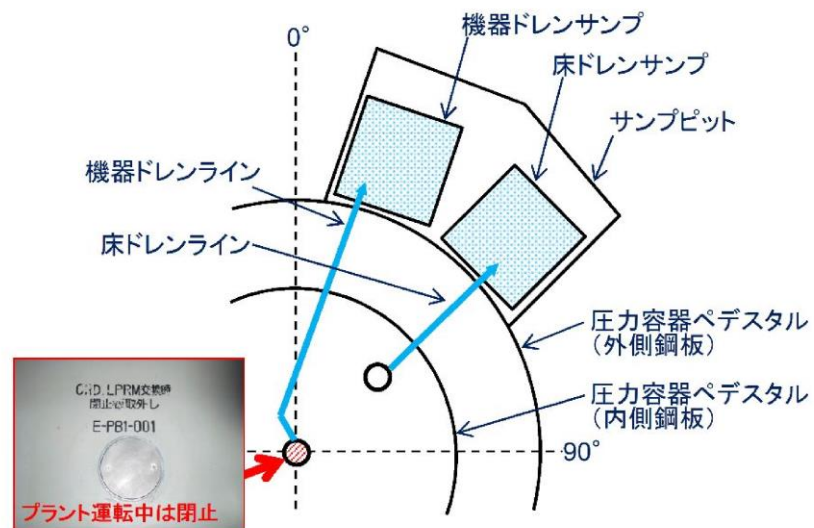


図 1-2 ドライウエルサンプルの配置

表 1-1 コリウムシールド仕様

項目	仕様
耐熱材材質（サンプル防護材，犠牲材）	ジルコニア（ZrO ₂ ）
耐熱材厚さ*1	0.13m（公称値）以上
目地材	ジルコニアを主成分とした モルタル及びスタンプ材
基本厚さ*2	<input type="text"/> m（公称値）

注記*1：設置箇所によって耐熱材の厚さが異なることから，最も薄くなる箇所の厚さを示す。

*2：耐熱材，目地材及びライニングプレートの厚さを含む。



図 1-3 コリウムシールド外観

2. コリウムシールド材料の選定

コリウムシールドの材料としては、模擬溶融炉心を用いた種々の試験結果を基に、高融点でかつ化学的安定性に優れており、溶融炉心に対して高い耐性を有していることが確認された ZrO_2 を選定した。表 2-1 に、試験の概要を示す。

表 2-1 コリウムシールド材料の選定に係る試験の概要*

試験の種類	概要
溶融 Zr による耐熱材侵食試験	<p>試験目的：耐熱材の各候補材の耐侵食性を確認。</p> <p>模擬溶融炉心として、侵食量が大きくなる $100mol\% Zr$ をるつぼ内で $2000^{\circ}C \sim 2200^{\circ}C$ の所定温度に昇温・溶融し、<input type="text"/>, <input type="text"/>, ZrO_2 の耐熱材試験片を上部から挿入し 5 分間保持した後、取り出して残存状態を確認。</p> <p>侵食量は <input type="text"/> > <input type="text"/> > ZrO_2 となり、ZrO_2, <input type="text"/>, <input type="text"/> の順に耐侵食性に優れていることを確認 (図 2-1)。</p>
模擬溶融炉心による耐熱材侵食試験	<p>試験目的：ZrO_2 耐熱材の侵食開始温度として設定している $2100^{\circ}C$ までの溶融炉心温度範囲における耐熱材の耐侵食性を確認。</p> <p>るつぼ内に円柱状に加工した ZrO_2 耐熱材と模擬溶融炉心粒子 ($UO_2 - ZrO_2 - Zr : 30mol\% - 30mol\% - 40mol\%$) を装荷し、模擬溶融炉心を $2000^{\circ}C \sim 2100^{\circ}C$ に昇温・溶融し 10 分間保持した後、るつぼを切断し断面を確認。</p> <p>ZrO_2 耐熱材の厚さは試験前から変化せず、模擬溶融炉心による ZrO_2 耐熱材の有意な侵食がないことを確認 (図 2-2)。</p>
耐熱材への模擬溶融炉心落下試験	<p>試験目的：耐熱材に溶融炉心が接触した際の短期的な相互作用を確認。</p> <p>ZrO_2 耐熱材を内張りしたコンクリートトラップに、$2450^{\circ}C$ 以上に加熱した模擬溶融炉心 ($UO_2 - ZrO_2 - Zr : 30mol\% - 30mol\% - 40mol\%$) を落下させ、耐熱材の侵食状況等を確認。</p> <p>模擬溶融炉心接触部から最大約 1cm の範囲で ZrO_2 耐熱材が黒色化し、その周辺部が白色化していることが確認されたものの、顕著な耐熱材の侵食及び急激な入熱 (熱衝撃) による耐熱材の割れが生じていないことを確認 (図 2-3)。</p> <p>黒色化した部分について X 線回折分析を行った結果、耐熱材表面の組成に有意な変化がないことを確認。</p>

注記*：本試験は、中部電力 (株)、東北電力 (株)、東京電力ホールディングス (株)、北陸電力 (株)、中国電力 (株)、日本原子力発電 (株)、電源開発 (株)、(一財) エネルギー総合工学研究所、東芝エネルギーシステムズ (株) 及び日立 GE ニュークリア・エナジー (株) が実施した共同研究の成果の一部である。

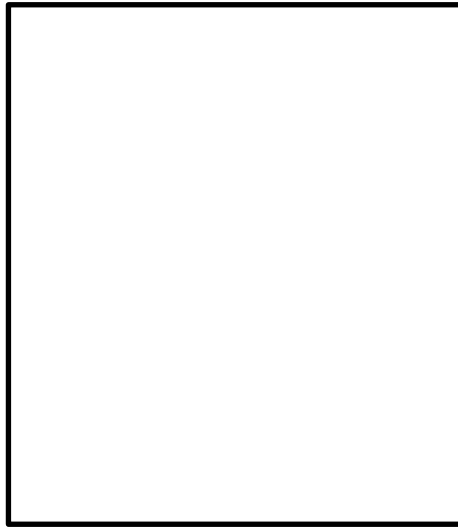


図 2-1 溶融 Zr による耐熱材侵食試験後の断面写真

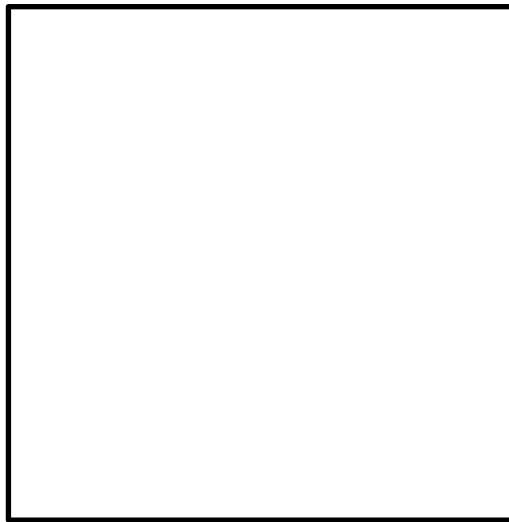


図 2-2 模擬溶融炉心による耐熱材侵食試験後の断面写真

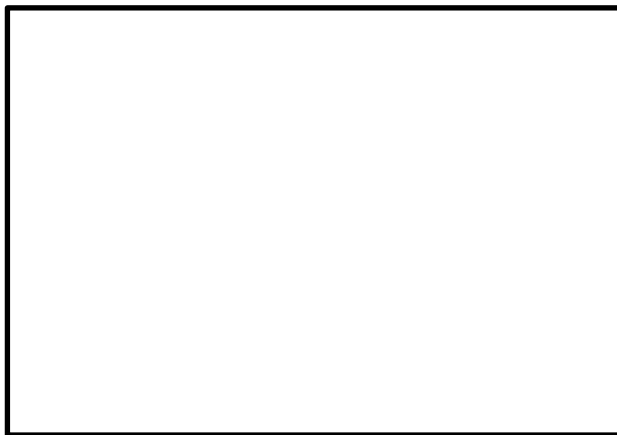


図 2-3 耐熱材への模擬溶融炉心落下試験後の断面写真

3. コリウムシールド構造

コリウムシールドは、MCC I の影響抑制を目的としており、熔融炉心のドライウェルサンプへの流入を防ぐため、原子炉格納容器下部床面全体を覆う構造とし、耐熱材厚さ 0.13m 以上（公称値）のものを設置する。また、コリウムシールドについては、ドライウェルサンプの漏えい検出機能を維持するため、スリットを設けることからスリット部が熔融炉心のドライウェルサンプへの流入経路とならないよう考慮する。以下に、これらコリウムシールドの設計の考え方を示す。

3.1 コリウムシールド設計条件

(1) 想定する事故シナリオ

コリウムシールドを設計するための前提条件となる事故シナリオは以下のとおりである。

- ・高圧・低圧注水機能喪失及び重大事故等対処設備による原子炉注水失敗を想定（令和 3 年 9 月 15 日付け「原規規発第 2109152 号」をもって許可を受けた「島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置変更許可申請書」という。）添付書類十 3.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」における MCC I シナリオと同様）

「設置変更許可申請書 添付書類十 3.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」での解析コード「MAAP」を使用した解析結果及びシュラウド下部の構造から、熔融した炉心は直下の炉心支持板を損傷し、下部プレナムに落下、それに伴い原子炉压力容器下部鏡板の中央部（炉底部）における熱的な損傷が大きくなり、原子炉压力容器が破損、熔融炉心が原子炉压力容器外に流出（落下）すると想定される。原子炉压力容器から落下した熔融炉心はそのほとんどが垂直に落下し原子炉格納容器下部に到達。その後、原子炉格納容器下部床面を水平方向に拡散し、ファンネルへ流入すると想定される。熔融炉心の総量は約 t と想定される。

表 3-1 熔融炉心組成内訳

--

(2) コリウムシールド設計要求事項

- ・崩壊熱レベル : 事故後約 5.4 時間後に原子炉圧力容器が破損することを考慮し、事故後 5 時間相当とする。(ジルコニウム-水反応熱も考慮)
- ・床面積 : 原子炉格納容器下部床面全体を覆うものとして、 \square m²とする。
- ・熔融炉心質量 : 原子炉圧力容器内の主要設備(表 3-1 に記載)の熔融を考慮し、約 \square t とする。
- ・熔融炉心初期温度 : 「設置変更許可申請書 添付書類十 3.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」での解析コード「MAAP」を使用した解析における、原子炉圧力容器が破損し、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した直後の温度、 \square °C とする。
- ・熔融炉心除熱量 : 「設置変更許可申請書 添付書類十 3.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて用いている値(800kW/m²)よりも保守的な \square kW/m² とする。
- ・初期水張条件 : 原子炉圧力容器破損前から原子炉格納容器下部に注水を行うことを考慮し、MCCI の観点から保守性を持たせた高さ 1m とする。

3.2 コリウムシールド基本構造

コリウムシールドの外形及び基本構造を図 3-1 及び図 3-2 に示す。コリウムシールドは熔融炉心のドライウェルサンプへの流入を抑制するため、原子炉格納容器下部床面全体を覆う構造とする。なお、コリウムシールドの下部には、スリットを設置する。スリット部の断面の概略を図 3-3 に示す。



図 3-1 コリウムシールド外形

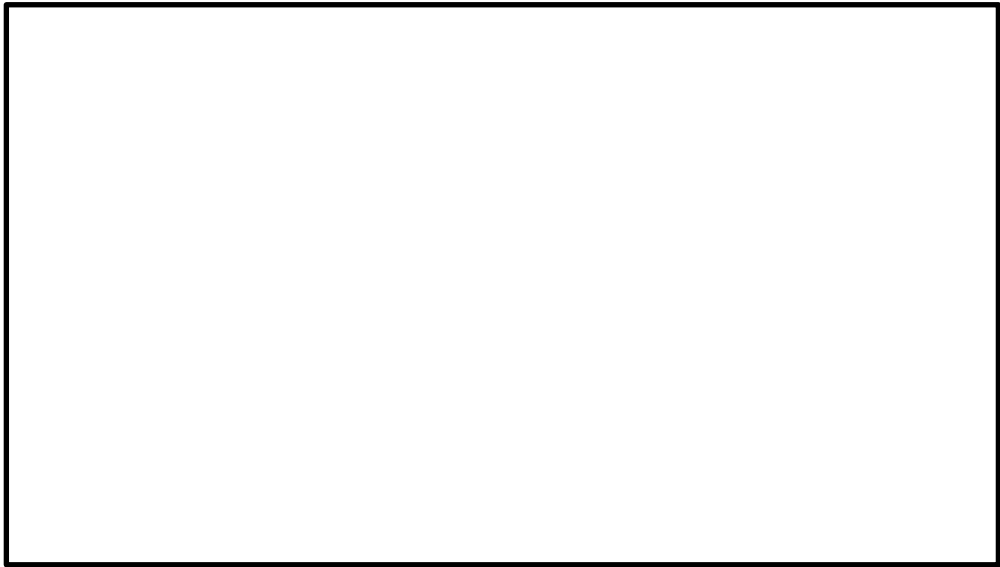


図 3-2 コリウムシールド基本構造



図 3-3 スリット部断面概略図

3.3 コリウムシールド各部寸法

(1) 耐熱材厚さについて

図 3-2 に示すとおり耐熱材は溶融炉心との接触に伴う熱衝撃対策として二層構造（サンプル防護材：厚さ m + 犠牲材：厚さ m）とし、 ZrO_2 製のモルタルにて互いを接着する。サンプル防護材の厚さについては、図 3-4 に示す耐熱材厚さ方向の熱伝導評価により、溶融炉心と接触する部分の温度時間変化を求め、最高温度が耐熱材材質である ZrO_2 の融点を超えない厚さとする。

ZrO_2 融点については、 ZrO_2 単体では 2677°C であるが、共晶反応及び酸化還元反応・合金化反応により融点が下がることを考慮し、 2100°C とした。

一般に UO_2-ZrO_2 の共晶温度は約 2500°C であることが知られており、 UO_2-ZrO_2 の共晶温度を考慮しても十分に低い融点を設定している。また、耐熱材の熱伝導評価においては保守的に、図 3-5 に示すとおり溶融炉心と接触する耐熱材表面の温度として、溶融炉心初期温度を上回る $^\circ\text{C}$ を初期条件として与えている。加えて、溶融炉心の水への除熱量を、「設置変更許可申請書 添付書類十 3.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて用いている値 ($800\text{kW}/\text{m}^2$) よりも小さい kW/m^2 とすることで、溶融炉心が高温である時間が長くなり、より侵食量が増える評価条件としている。解析コード「MAAP」を使用し、溶融炉

心の温度変化を求める。本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

なお、図3-6に示す評価結果から耐熱材の侵食量は \square m 以下であるが、コリウムシールド設計においては耐熱材の厚さに十分な余裕を見込み、サンプル防護材の厚さは \square m とする。

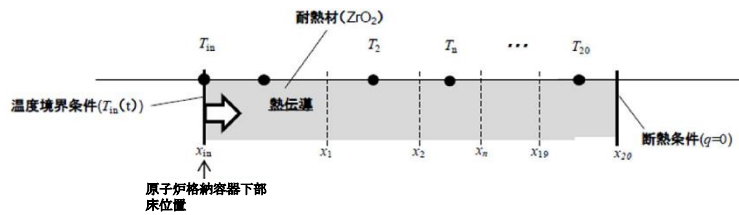


図3-4 耐熱材の熱伝導解析モデル

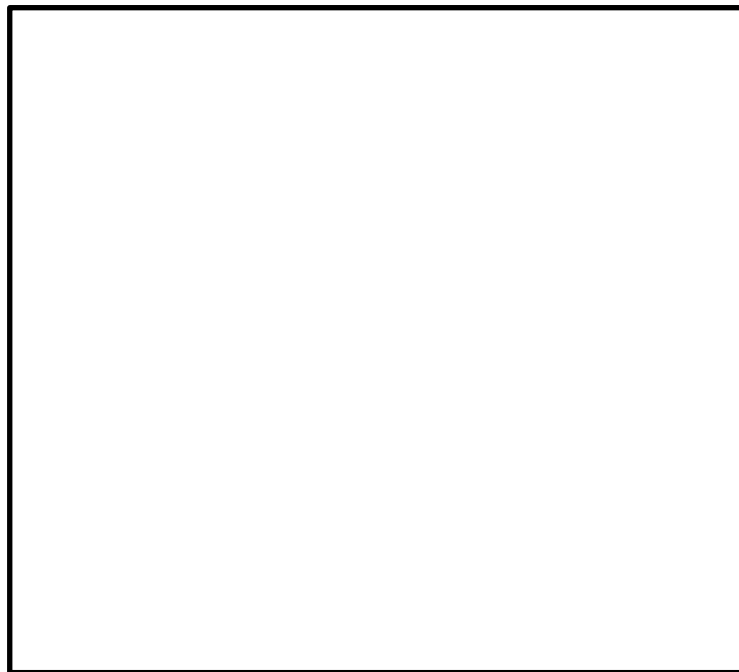


図3-5 溶融炉心温度変化（温度境界条件 $T_{in}(t)$ ）

実線：コリウムシールド設計用の解析コード「MAAP」を使用した解析結果

破線：解析結果を包絡する評価用温度を表す



図 3-6 溶融炉心と接触するノードの温度変化

犠牲材については、あくまでも熱衝撃を吸収するためのもの（熱衝撃による割れを許容するもの）であることから、耐熱材製造上の最小厚さ \square m とする。

3.4 スリット部の構造について

原子炉格納容器下部床面に設置するコリウムシールドについては、ドライウェルサンプの漏えい検出機能を維持するため、コリウムシールド上部（床面）から床ドレンファンネルの間にスリットを設置する（図 3-1 参照）。スリット寸法については、スリット内の溶融炉心が構造物への伝熱によりドレン配管に流入する前に凝固し、水路を閉塞することを確認する。

(1) スリット内の溶融炉心凝固評価について

溶融炉心のスリット内凝固評価は実溶融炉心を用いた試験による確認が困難であることから、複数の評価モデルで凝固評価を実施し、各々の結果を包絡するようにスリット長さを決定する。なお、凝固評価においては、事前注水成功によりスリット内に水が存在すると考えられるものの、スリット部が非常に狭隘であることから、水による冷却を考慮しない保守的な評価となるよう水は存在しないものとして評価を行った。

凝固評価に用いたモデルを表 3-2 に、各モデルでの凝固評価結果を表 3-3 に示す。モデルの違いにより溶融炉心の凝固評価結果に多少の差異があるものの、高さ \square mm のスリットであれば溶融炉心の流動距離は最大でも約 1.3m あれば溶融炉心はスリット内で凝固することから、溶融炉心の凝固距離に余裕を見込んで、スリット長さを \square m 以上とする。

表 3-2 溶融炉心凝固評価モデル比較

評価モデル	概要	適用実績
US-ABWR DCD モデル	平行平板間の溶融炉心が凝固し流路が平衡することを想定したモデル	<ul style="list-style-type: none"> ・米国NRCに認可されたモデル ・US-ABWR は本モデルに基づき標準設計認証を取得
Epstein モデル	円管内での溶融炉心の流動距離を評価するモデル	<ul style="list-style-type: none"> ・解析コード「MAAP」を使用したRPV下部プレナムにおける核計装配管等の貫通部配管での溶融炉心凝固評価に用いられている。 ・EPR Iによって行われた模擬溶融炉心の凝固試験結果と、本モデルの評価結果とが、おおよそ一致していることが確認されている。
Flemings モデル	流路周長全体を伝熱面とし、壁面への伝熱を評価するモデル	<ul style="list-style-type: none"> ・鋳造分野で使用されている。

表 3-3 スリット内容融炉心凝固評価結果

評価モデル	流動距離（凝固するまでの距離）
US-ABWR DCD モデル	0.25m
Epstein モデル	1.3m
Flemings モデル	0.55m

4. コリウムシールドの施工について

4.1 コリウムシールドの施工手順

図 4-1 に施工手順の概念図を示す。

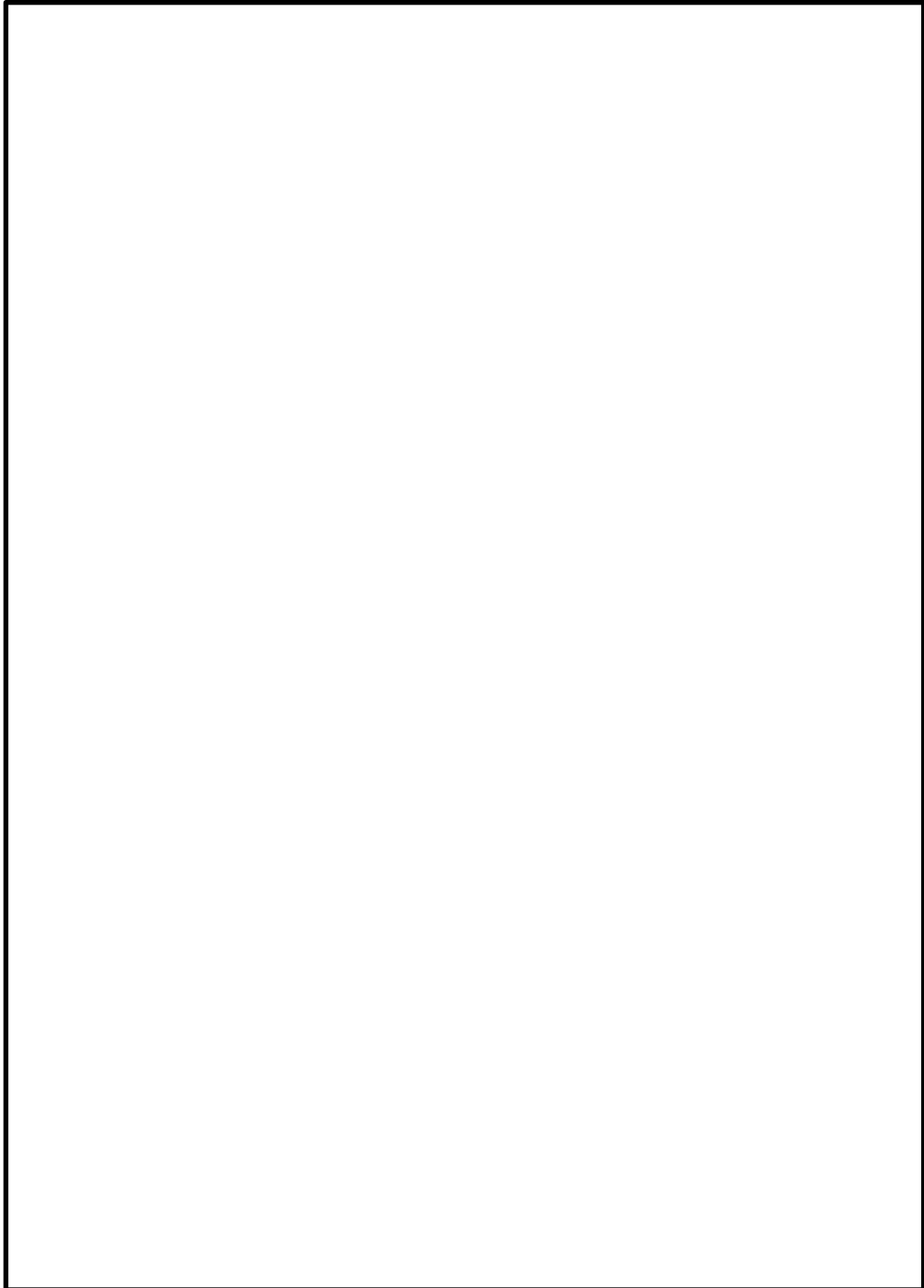


図 4-1 コリウムシールドの施工手順概念図

4.2 製造公差について

コリウムシールドの製造公差を表 4-1 に示す。また、製造公差による各種評価への影響を表 4-2 に示す。各部位の製造公差を考慮した場合でも、各種評価結果への有意な影響はない。

表 4-1 コリウムシールド各部位の製造公差

項目	主要寸法(mm)*	許容公差	根拠	備考
コリウムシールド	基本厚さ		製造能力, 製造実績を考慮したメーカー許容値	ライニングプレート厚さ <input type="text"/> mm を含む
スリット	鋼材厚さ		製造能力, 製造実績を考慮したメーカー許容値	
	幅		製造能力, 製造実績を考慮したメーカー許容値	
	高さ	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー許容値		

注記* : 公称値を記載

表 4-2 製造公差と各種評価への影響 (1/3)

項目	コリウムシールド基本厚さ
公称値 (製造公差)	<input type="text"/> mm (<input type="text"/> mm 以上)
溶融炉心堆積高さ・冠水維持評価	コリウムシールドが厚くなると、溶融炉心の堆積高さが増加するが、水面高さも同様に増加するため、有意な影響はない。
溶融炉心による侵食量評価	コリウムシールドが厚くなると、溶融炉心による侵食量に対する裕度が増加するため、影響なし。
溶融炉心による熱影響評価	コリウムシールドが厚くなると、溶融炉心からコンクリートへの熱伝達が緩和され裕度が増加するため、影響なし。
溶融炉心の凝固停止評価	コリウムシールド等の原子炉格納容器下部の構造物は考慮せず、原子炉格納容器下部に堆積した溶融炉心が直接スリットに流入するモデルとしているため、影響なし。

表 4-2 製造公差と各種評価への影響 (2/3)








項目	スリット鋼材厚さ
公称値 (製造公差)	 (最も薄い部分) ( mm,  mm)
溶融炉心堆積高さ・冠水維持評価	影響なし。
溶融炉心による侵食量評価	影響なし。
溶融炉心による熱影響評価	<p>単位体積当たりの熱容量はコンクリートよりもスリット鋼材 (SUS) の方が大きいため、スリット鋼材が厚くなると熱影響 (温度上昇) は小さくなり、裕度が増加する。</p> <p>スリットが薄くなる場合、熱影響は大きくなるが、有意な影響はない。</p>
溶融炉心の凝固停止評価	影響なし。

表 4-2 製造公差と各種評価への影響 (3/3)

項目	スリット幅	スリット高さ
公称値 (製造公差)	 ( mm,  mm)	 ( mm,  mm)
溶融炉心堆積高さ・冠水維持評価	影響なし。	
溶融炉心による侵食量評価	影響なし。	
溶融炉心による熱影響評価	<p>スリットの高さや幅が大きくなると、スリット内の溶融炉心の量 (発熱量) が増加するが、評価モデルは 2 次元軸対象であり床スラブ内の水平面全面にスリットが存在するモデルとなっているため、この保守性に包絡される。スリットの高さや幅が小さくなると、スリット内の溶融炉心の量が減少するため、裕度が増加する。</p>	
溶融炉心の凝固停止評価	<p>スリット厚さが  mm, スリット幅が  mm 大きくなった場合、スリット内の単位長さ当たりの溶融炉心の量は約 1.2 倍となる。これにより、溶融炉心が冷却され凝固停止するまでの距離が 1.4 倍となったとしても*, その距離は約 1.8m であり、スリット長さの範囲内に留まる。</p>	

注記* : スリット厚さ及び幅が増加すると溶融炉心からスリットへの除熱面積も増加するため、実際には凝固停止距離は 1.4 倍より小さくなる。

VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計

目 次

1. 概要	1
1.1 設置目的	1
1.2 基本性能	1
1.3 系統概要	1
2. 系統設計	4
2.1 設計方針	4
2.2 設計条件	8
2.3 格納容器フィルタベント系	9
2.3.1 系統構成	9
2.3.2 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器	14
2.3.3 配置	25
2.4 付帯設備	37
2.4.1 計装設備	37
2.4.2 電源設備	44
2.4.3 補給設備（自主対策設備）	47
2.4.4 可搬式窒素供給装置	49
2.4.5 排水設備（自主対策設備）	52
2.4.6 排気管排水設備（自主対策設備）	54
3. フィルタ性能	55
3.1 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器による放射性物質の除去原理	55
3.1.1 エアロゾルの除去原理	55
3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理	60
3.2 運転範囲	63
3.3 性能検証試験結果	64
3.3.1 性能検証試験の概要	64
3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果	69
3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果	75
3.3.4 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の継続使用による性能への影響	79
4. 設備の維持管理	83

- 別紙1 可燃性ガスの爆発防止対策について
- 別紙2 格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について
- 別紙3 流量制限オリフィスの設定方法について
- 別紙4 スクラビング水の水位の設定根拠及び健全性について
- 別紙5 格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作について
- 別紙6 ベント実施に伴う現場操作の被ばく評価について

1. 概要

1.1 設置目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損、原子炉格納容器内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するため、格納容器フィルタベント系を設置する。

本システムは第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水、金属フィルタ）及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）を通して放射性物質を低減した上で、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを放出することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ放出する機能を有する。

また、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する機能を有する。

1.2 基本性能

格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内に発生するガスを、第1ベントフィルタスクラバ容器を通して大気に逃がすことで、放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。

このため、「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」の解釈の「放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」を確認するために、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」で定められているCs-137の放出量が100TBqを下回ることができる性能を有したものとする。

第1ベントフィルタスクラバ容器としては、上述したCs-137の放出量制限を満足させるため、粒子状放射性物質に対して除去効率99.9%以上、ガス状放射性よう素のうち無機よう素に対して除去効率99%以上の性能を有する装置を採用する。

また、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器としては、ガス状放射性よう素のうち有機よう素に対し除去効率98%以上の性能を有する装置を採用する。

1.3 系統概要

図1-1に系統概要を示す。

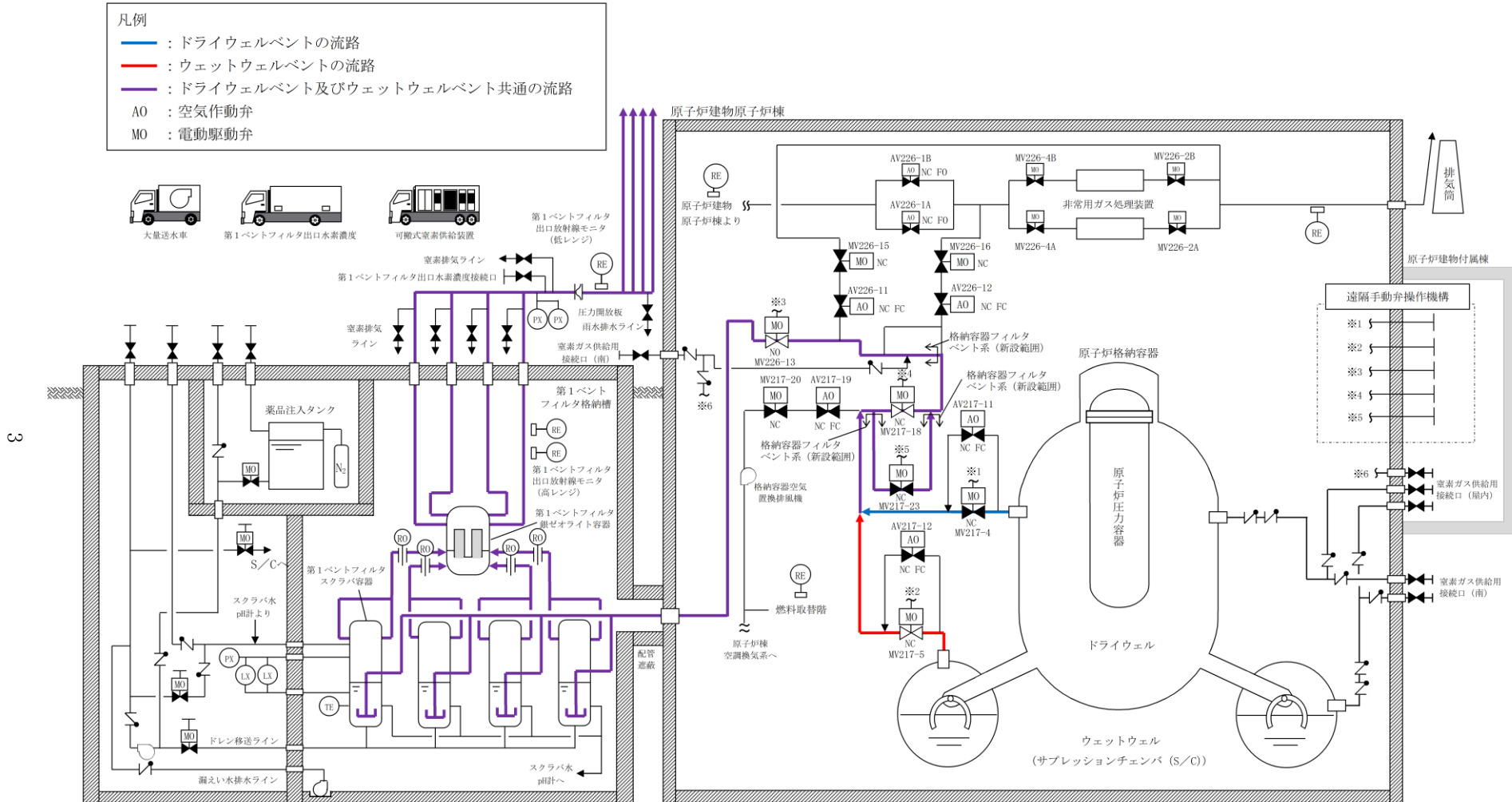
本システムは、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板、隔離弁等とこれらを接続する配管で構成する。本システムは、中央制御室からの操作で、隔離弁のうち第1弁及び第2弁を「全開」とすることにより、原子炉

格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウェル又はサプレッションチェンバより抜き出し、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器にて放射性物質を低減させた後に、排気管を通して原子炉建物屋上位置（EL 約65500mm）で放出する。

本系統は、排気ラインに圧力開放板を設け、水素爆発防止のため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。この圧力開放板の破裂圧力は、原子炉格納容器からの排気の妨げにならないように、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い破裂圧力に設定する。

本系統は、中央制御室からの操作を可能とするため、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源からの給電を可能とするが、電源の確保ができない場合であっても、放射線量率の低い原子炉建物付属棟（二次格納施設外）より遠隔で操作することができる。

なお、原子炉格納容器からの排気時に、高線量率となる第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器等からの被ばくを低減するために、必要な遮蔽等を行う。



注：系統構成は，ウェットウエルベント時の状態を示す。

図1-1 格納容器フィルタベント系 系統概要図

2. 系統設計

2.1 設計方針

格納容器フィルタベント系は、想定される重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損、原子炉格納容器内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するとともに、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送できるよう、以下の事項を考慮した設計とする。

(1) 格納容器フィルタベント系の設置

- a. 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。

格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水、金属フィルタ）、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量9.8kg/s（格納容器圧力427kPa [gage] において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するために、原子炉格納容器内の水素ガスを大気に排出できる設計とする。

また、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

なお、炉心の著しい損傷等を防止するため、格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が5mSv以下であることを確認しており、格納容器フィルタベント系はこの評価条件を満足する設計とする。

第1 ベントフィルタスクラバ容器は、4個を並列に設置し、スクラバ容器1個当たりのベントガス流量が同等となる設計とし、ベントガス流量のばらつきによる影響を防止するため以下について考慮した設計とする。

- ・各スクラバ容器の設計条件（ベンチュリノズル個数，金属フィルタ個数等）を同等とする。
 - ・各スクラバ容器の気相部及び液相部をそれぞれ連絡管で接続する。
 - ・すべてのスクラバ容器を近接配置する。
 - ・第1 ベントフィルタスクラバ容器入口配管の分岐部をスクラバ容器近傍に設置する。
- b. 第1 ベントフィルタスクラバ容器は、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、排気中に含まれるガス状の有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（系統待機時においてpH13以上）に維持する設計とする。放射性物質除去能力の設計条件を表2-1に示す。

表2-1 放射性物質除去能力の設計条件

	粒子状放射性物質	無機よう素	有機よう素
DF	1000以上	100以上	50以上

- c. 格納容器フィルタベント系は、サプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気では、サプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さを確保するとともに燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。
- d. 格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、可搬式窒素供給装置により、系統内を不活性ガス（窒素ガス）に置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。
- e. 格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に

に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

- f. 格納容器フィルタベント系の使用後に再度、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。
- g. 格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構（個数5）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。
- h. 排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。
- i. 系統内に設ける圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。
- j. 格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器等は、第1ベントフィルタ格納槽内に設置し、格納容器フィルタベント系使用後に高線量となる第1ベントフィルタスクラバ容器等の周囲には遮蔽体（第1ベントフィルタ格納槽遮蔽、配管遮蔽）を設け、格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。
- k. 格納容器フィルタベント系は、水の放射線分解により発生する水素ガスが系統内に蓄積することを防止するため、格納容器フィルタベント系使用後に第1ベントフィルタスクラバ容器内のスクラビング水をドレン移送ポンプ（容量10m³/h、揚程70m、個数1）（自主対策設備）によりサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。
- l. 格納容器フィルタベント系は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から、大量送水車及び補給設備（自主対策設備）により第1ベントフィルタスクラバ容器にスクラビング水を補給できる設計とする。
- m. 可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。
- n. 残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却手段及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。
- o. 格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

- p. 残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物附属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
- q. 残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。
- これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として可能な限りの独立性を有する設計とする。
- r. 格納容器フィルタベント系は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。
- s. 格納容器フィルタベント系は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作機構を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。
- t. 格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置し、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプと異なる区画に設置することで、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。
- u. 格納容器フィルタベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して独立性を有する設計とする。

2.2 設計条件

本システムにおける設備の設計条件を表2-2に示す。

表2-2 設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	853kPa [gage] (流量制限オリフィスまで)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（格納容器圧力の推移）を踏まえ、原子炉格納容器の限界圧力である853kPa[gage]とする。
	427kPa [gage] (流量制限オリフィス以降)	格納容器フィルタベント系の系統圧力損失を評価した結果から、流量制限オリフィス以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、427kPa [gage]とする。
最高使用温度	200℃	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（格納容器温度の推移）を踏まえ、原子炉格納容器の限界温度を考慮し、200℃とする。
設計流量	9.8kg/s (格納容器圧力427kPa [gage]において)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（ベントタイミング）を踏まえ、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気流量（9.8kg/s（格納容器圧力427kPa [gage]において））とする。
第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量	370kW	想定される第1ベントフィルタスクラバ容器に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の0.015%に相当する発熱量とする。
エアロゾル移行量	300kg	想定される第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾルの量（約28kg）に対して十分な余裕を見込み、300kgとする。
よう素の炉内内蔵量	18.1kg	BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象とした解析コード「ORIGEN2」を使用した計算結果に対して、島根原子力発電所第2号機の熱出力（2436MW）を考慮して算出した結果、18.1kgとする。
耐震条件	基準地震動 S_s にて機能維持	格納容器フィルタベント系は、常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備として設置するため、基準地震動 S_s にて機能を維持する。

2.3 格納容器フィルタベント系

2.3.1 系統構成

本系統は、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、配管、弁、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、計装設備、電源設備、補給設備（自主対策設備）、可搬式窒素供給装置、排水設備（自主対策設備）及び排気管排水設備（自主対策設備）で構成される。

(1) 配管等の構成

原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器までの入口配管は、原子炉格納容器のサブプレッションチェンバ及びドライウェルに接続された窒素ガス制御系配管が合流した下流に接続する非常用ガス処理系配管から分岐し、弁を経由して4個並列に設置した第1ベントフィルタスクラバ容器に接続する。

また、4個の第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水の水位を等しくするために、各スクラバ容器の気相部及び液相部をそれぞれ連絡管で接続する。

第1ベントフィルタスクラバ容器入口側及び出口側の配管は、各スクラバ容器のベントガス流量を同等とするため、圧力損失の差を小さくするように配管ルートを設定する。

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器から放出口までの出口配管には、系統待機時に窒素置換された系統と大気を隔離する圧力開放板を設置する。圧力開放板はベント開始時に微正圧で動作するものとし、信頼性の高いものを使用する。

第1ベントフィルタスクラバ容器には、外部からスクラビング水を補給できるよう給水配管（自主対策設備）を設置する。また、外部から系統に窒素ガスを供給できるよう窒素ガス供給配管を設置する。また、ベント停止後の放射性物質を含むスクラビング水を原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）に移送するためのドレン移送ポンプ（自主対策設備）及び配管（自主対策設備）、さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が第1ベントフィルタ格納槽内に漏えいした場合に、漏えい水を原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）に移送するための排水ポンプ（自主対策設備）及び配管（自主対策設備）を設置する。

図2-1に格納容器フィルタベント系の系統構成を示す。

(2) 材質及び構造

配管及び弁は、重大事故等クラス2機器として、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む。））（J S M E S N C 1 - 2005/2007）」のクラス2の規定に準拠して設計する。材質は炭素鋼を基本とするが、使用環境に応じて耐食性の高いステンレス鋼を使用する。炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し、特に屋外に敷設される配管の外面については、海塩粒子の付着による腐食防止の観点から、エポキシ樹脂系等の防食塗装を行う。

遠隔手動弁操作機構については、隔離弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し、原子炉建物付属棟まで延長し、端部にハンドルを取り付けて人力で操作できる構成とする。

圧力開放板については、ベント開始時の格納容器圧力（334～384kPa[gage]）と比較して十分低い圧力で動作するように設定し、材料はステンレス鋼を使用する。

系統を構成する主要な機器の仕様を表2-3に、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器及び配管の材質範囲を図2-2に示す。

(3) 系統の切替性

原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器へ至る配管は、ベントを実施する際に、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。対象となる系統は、原子炉棟空調換気系及び非常用ガス処理系である。これらの系統との取合いの弁は通常全閉状態であるが、開状態の場合でも中央制御室からの操作により、速やかに閉操作が可能である。

原子炉棟空調換気系及び非常用ガス処理系との取合いの弁は、フェイルクローズの空気作動弁及びフェイルアズイズの電動弁であることから、全交流動力電源喪失時には、空気作動弁については全閉状態となり、電動弁については全閉状態を維持する。

以上より、原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器へ至る配管は、ベントを実施する際に、他系統と隔離し流路の構成が可能である。

表2-3 主要系統構成機器の仕様

(1) 配管

	口径	材質
a. 弁 MV217-23 入口ライン分岐部から 弁 MV217-23 出口ライン合流部	400A	炭素鋼
b. 非常用ガス処理系入口ライン分岐部から 第1 ベントフィルタスクラバ容器	200A, 250A, 300A	炭素鋼
c. 第1 ベントフィルタスクラバ容器から 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器	200A, 300A	ステンレス鋼
d. 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器から 放出口	300A, 400A	炭素鋼

(2) 隔離弁

	型式	駆動方式	口径
a. 第1弁 (サブプレッションチェンバ側) MV217-5	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	600A
b. 第1弁 (ドライウェル側) MV217-4	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	600A
c. 第2弁 MV217-18	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	400A
d. 第2弁バイパス弁 MV217-23	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	400A
e. 第3弁 MV226-13	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	300A

(3) 遠隔手動弁操作機構

	第1弁 (サブプレッション チェンバ側) (600A)	第1弁 (ドライウェル側) (600A)	第2弁 (400A)	第2弁 バイパス弁 (400A)	第3弁 (300A)
フレキシブルシャフト長さ	約 22m	約 25m	約 21m	約 22m	約 13m
個数	1	1	1	1	1

(4) 圧力開放板

型式	設定破裂圧力	呼び径	材質	個数
反転型ラプチャディスク	80kPa	400A	ステンレス鋼	1

2.3.2 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器
 (1) 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器
 仕様

第1ベントフィルタスクラバ容器は、スカート支持たて置円筒形の容器であり、常時スクラビング水を貯留する。また、第1ベントフィルタスクラバ容器は4個で構成し、4個は並列に第1ベントフィルタ格納槽内に設置する。容器下部にはベンリュリスクラバ（ベンチュリノズル及びスクラビング水）、上部には金属フィルタが設置され、これらを組み合わせて粒子状放射性物質及びガス状放射性物質のうち無機よう素を除去する。

さらに、第1ベントフィルタスクラバ容器の後段に、スカート支持たて置円筒形の容器である第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を設け、ガス状放射性よう素のうち有機よう素を捕集する物質（銀ゼオライト）を収納している。

第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の主な仕様を以下に示す。

- a. 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、重大事故等クラス2容器として「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む。）」（J S M E S N C 1 -2005/2007）」のクラス2容器の規定に準拠して設計する。
- b. 第1ベントフィルタスクラバ容器内に貯留するスクラビング水量は、捕集した放射性物質の崩壊熱による減少を考慮し、設計条件であるスクラバ容器内発熱量370kWに対して、ベント開始後24時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が確保できるように設定する。
- c. 第1ベントフィルタスクラバ容器及び内部構造物の材料は、スクラビング水に添加されるアルカリ性の薬剤に対して、耐性に優れるステンレス鋼を使用する。また、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器及び内部構造物の材料は、腐食の発生を考慮してステンレス鋼を使用する。
- d. 第1ベントフィルタスクラバ容器には、スクラビング水の減少分を補充するための補給用ノズル、各容器水位に差異が出ないようにするための連絡管用ノズル及びスクラビング水を移送するためのドレン用ノズルを設ける。なお、スクラビング水のサンプリングは、連絡管から行う設計とする。
- e. 第1ベントフィルタスクラバ容器は、ベンチュリノズル及び金属フィルタを内蔵する。
- f. 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器には、銀ゼオライトフィルタを設け、銀ゼオライトを収納する。
- g. 第1ベントフィルタスクラバ容器から第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器までの4本の配管それぞれに流量制限オリフィスを設け、原子炉格納容器よ

り排出されるガスの体積流量をほぼ一定に保つ設計とする。

第1 ベントフィルタスクラバ容器及び第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器の仕様を表2-4、表2-6に、構造を図2-3、図2-4に示す。

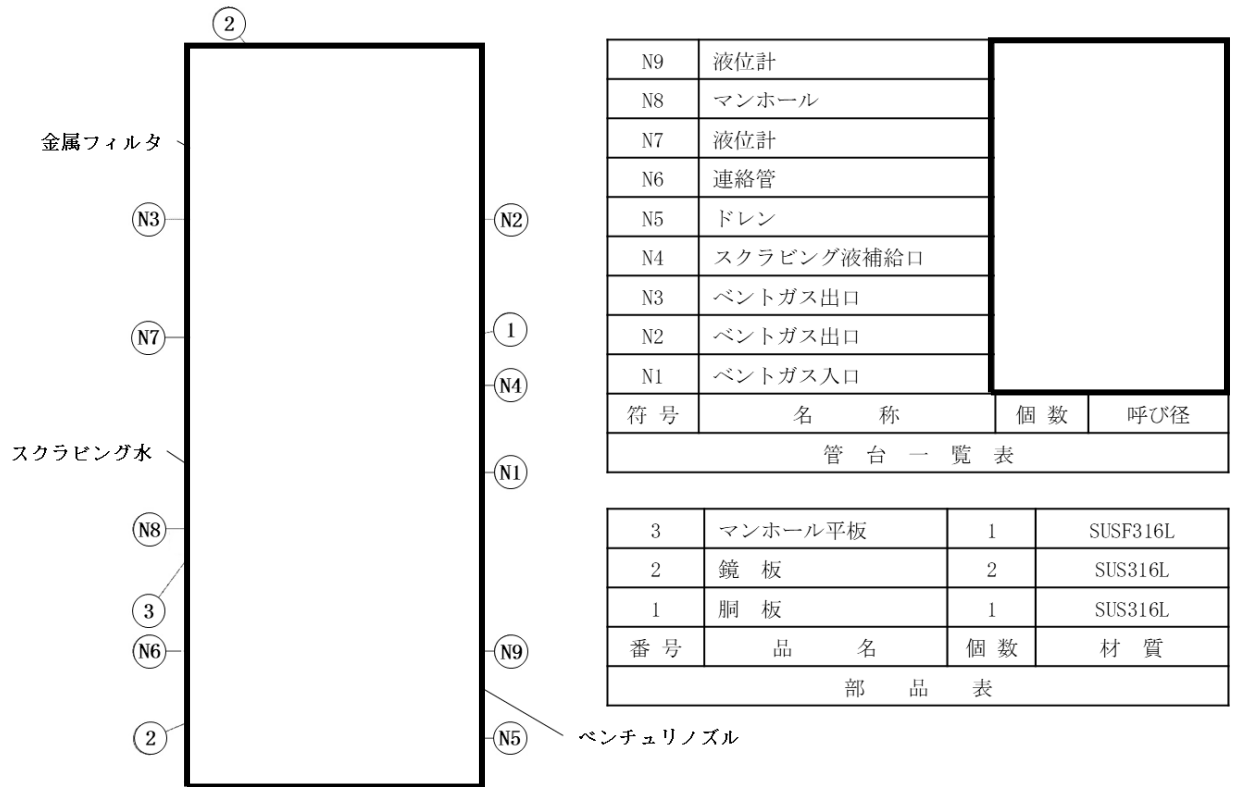


図2-3 第1 ベントフィルタスクラバ容器構造図

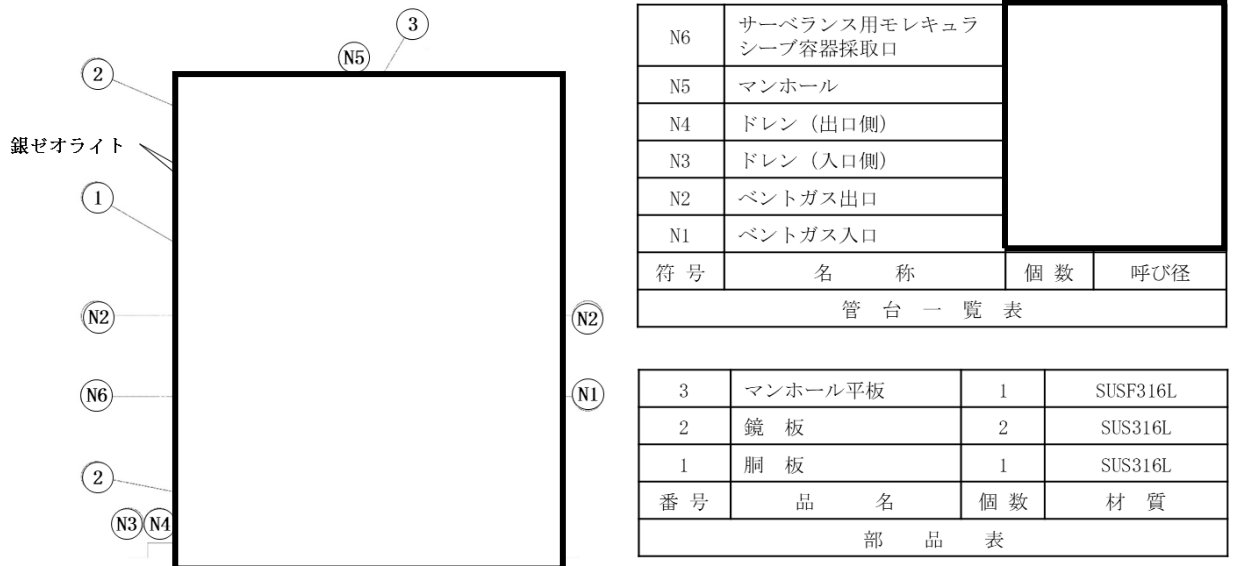


図2-4 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器構造図

(2) フィルタ仕様

a. ベンチュリスクラバ

ベンチュリスクラバは、ベンチュリノズル及びスクラビング水で構成され、ベントガス中に含まれる粒子状放射性物質及び無機よう素を捕集し、スクラビング水中に保持する。

ベンチュリノズルは、上部にいくにつれて緩やかに矩形断面の流路面積を増やして断面変化させており、上端は閉じて、側面に出口開口を設けている。また、ベンチュリノズル中低部の最も流路断面面積が小さくなるスロート部の側面にスクラビング水を取り込む開口を設けている。これにより、スロート部で高流速とすることで、スロート部の圧力を周囲スクラビング水領域よりも低下させて側面開口からノズル周囲のスクラビング水を吸込み、ベンチュリノズル内に噴霧させる。ノズル内ではガスと噴霧水滴の流速の差で粒子状放射性物質の捕集効率を高め、上端吐出部からスクラビング水中に排出させる。

ベンチュリノズルは、分岐管に対して直交する向きに設置し、同心円状のベンチュリノズルは、離隔距離を確保した配置とする。また、ベントガスは、スクラビング水中に [] に排出されたのち、減速し分岐管の間を浮き上がっていく流れとなるため、隣接するベンチュリノズルへ与える影響はない。

また、スクラビング水に放射性の無機よう素 (I_2) を捕集、保持するため、 [] 及び水酸化ナトリウム (NaOH) が添加される。 [] は、揮発性の高い無機よう素 (I_2) を不揮発性のよう素イオン (I^-) に変化させ、水酸化ナトリウム (NaOH) は、 []

□の効果を安定させるために、スクラビング水を高アルカリ性の状態に維持する。

ベンチュリノズルの材質は、耐アルカリ性に優れたステンレス鋼とする。

ベンチュリノズルの機器仕様を表2-4に、スクラビング水の仕様を表2-7、概略を図2-5に、配置を図2-6に、ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要を図2-7に示す。

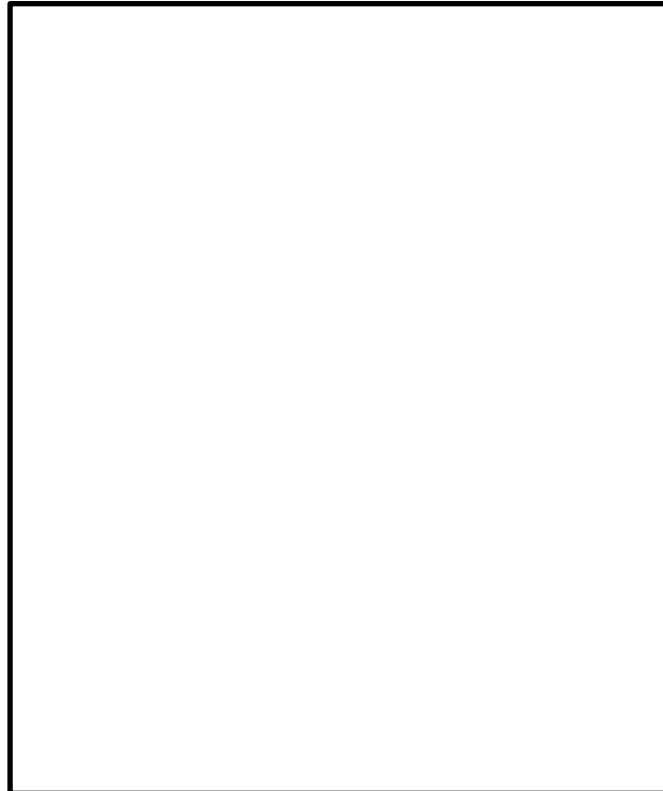


図2-5 ベンチュリノズル概略図

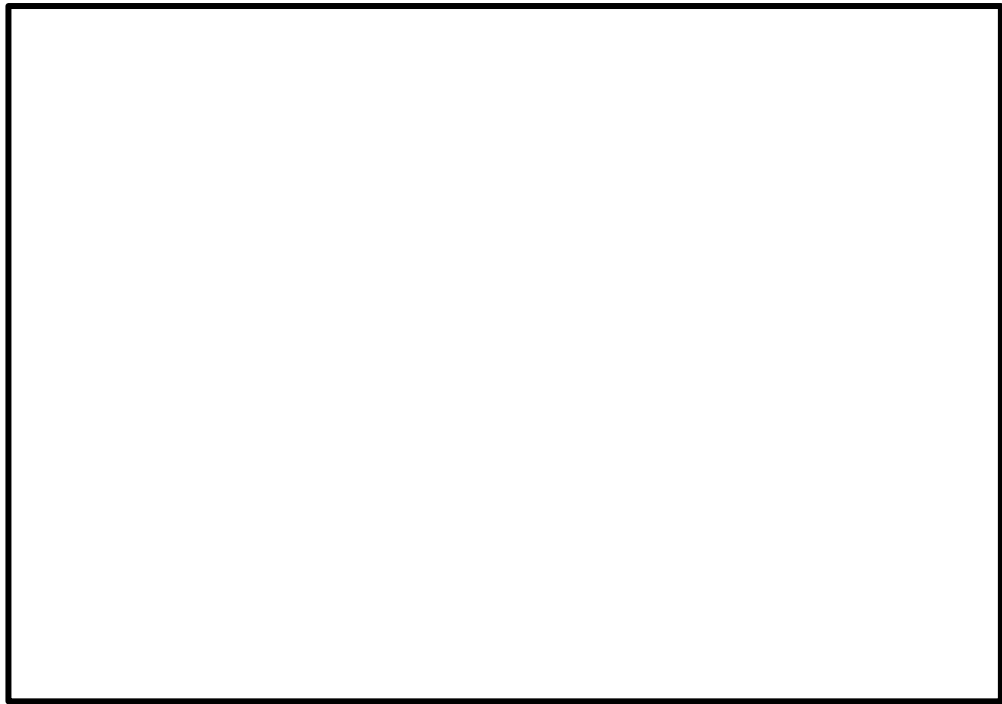


図2-6 ベンチュリノズルの配置図

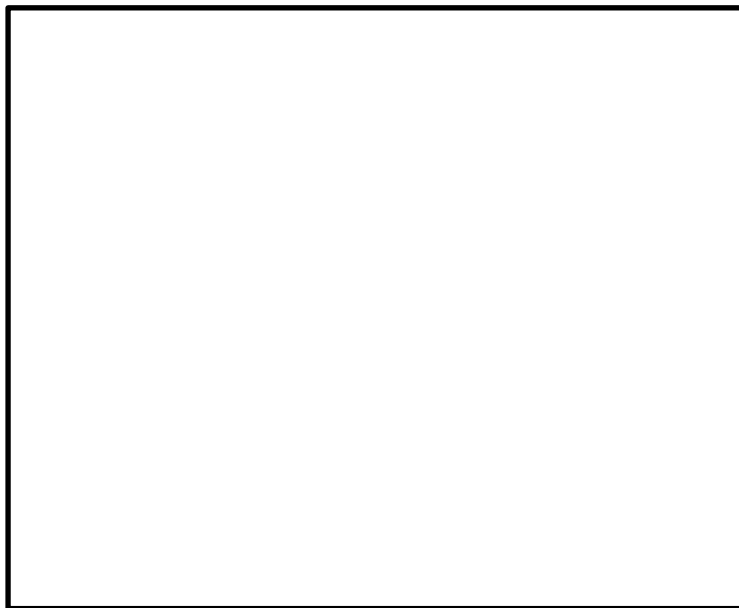


図2-7 ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要図

b. 金属フィルタ

金属フィルタは、ベンチュリスクラバで除去しきれなかった粒子状放射性物質を除去する。

金属フィルタは、必要なフィルタ面積と最適なガス流速が得られるように、第1ベントフィルタスクラバ容器の上部に縦向きに配置される。金属フィルタ

はステンレス鋼製で、プレフィルタとメインフィルタを [] であり、周囲の型枠により第1ベントフィルタスクラバ容器内部に直接取り付けられる。

ベントガスは、スクラビング水を出た後、スクラビング水から生じる湿分（液滴）を含んでいる。長時間の運転でも高い除去効率を確保するため、 [] [] には湿分分離機構が設けられ、除去した液滴は、スクラビング水内にドレンされる。

金属フィルタの機器仕様を表2-4に、概略を図2-8に、第1ベントフィルタスクラバ容器内の配置を図2-9に示す。

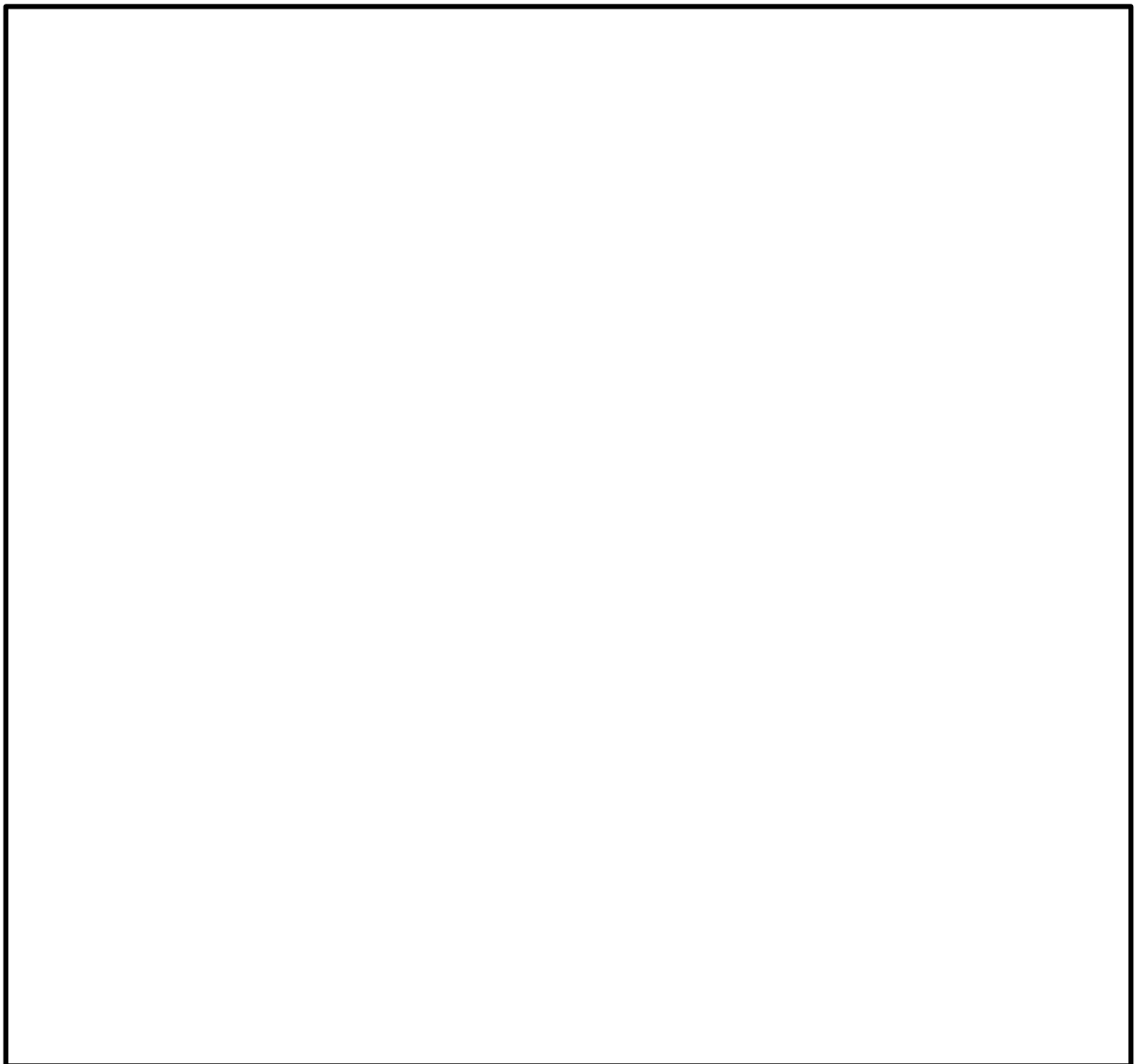


図2-8 金属フィルタ概略図

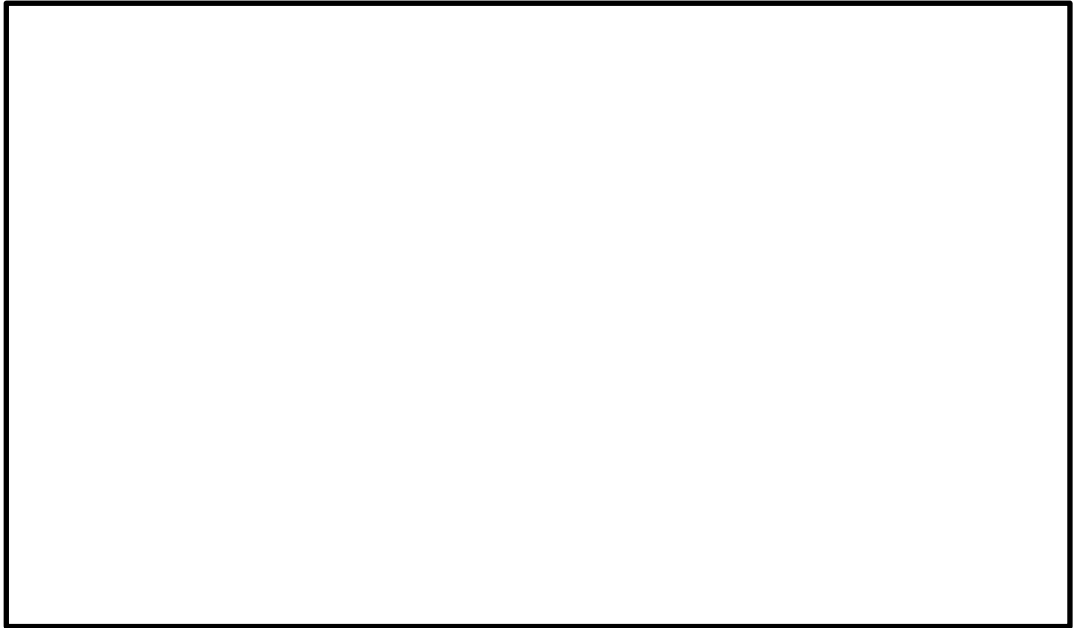


図2-9 第1ベントフィルタスクラバ容器の断面図（金属フィルタ）

(a) プレフィルタ及び湿分分離機構

プレフィルタ及び湿分分離機構は、ベントガスに含まれる液滴を凝集させる。ベントガスに含まれる液滴は、湿分分離機構（）を通過する際、し、ベントガス中から分離される。分離した液滴は、金属フィルタ下部に接続したドレン配管を介してスクラビング水中に戻る。

プレフィルタは、約 μm の繊維径のものを使用し、になっている。繊維の材質は、ステンレス鋼を採用する。

湿分分離機構の概略を図2-10に、ドレン配管接続部の概略を図2-11に示す。



図2-10 湿分分離機構の概略図

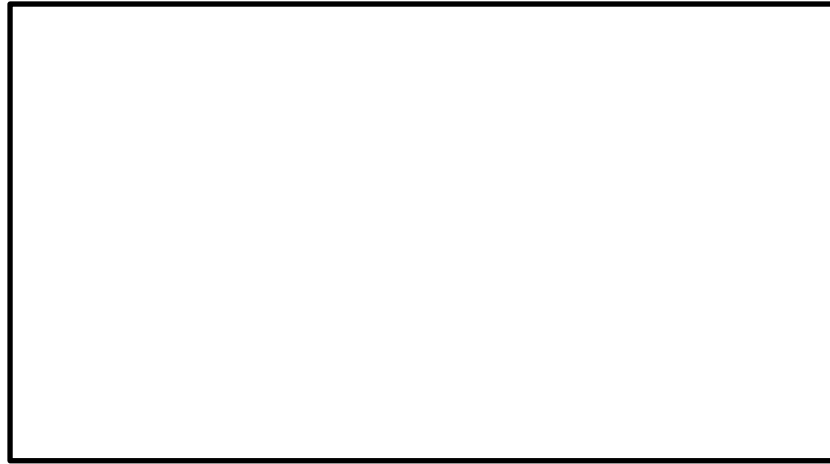


図2-11 ドレン配管接続部の概略図

(b) メインフィルタ

メインフィルタは、約 [] μm の繊維径のものを使用し、 []
[]になっている。繊維の材質は、 []ステン
レス鋼を採用する。

c. 流量制限オリフィス

第1ベントフィルタスクラバ容器内の体積流量をほぼ一定に保つため、第1ベントフィルタスクラバ容器から第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器までの4本の配管それぞれに流量制限オリフィスを設置する。流量制限オリフィスの穴径は、系統の圧力損失を考慮した上で、原子炉格納容器の最高使用圧力(427kPa [gage] (1Pd))において、格納容器フィルタベント系の設計流量である9.8kg/sの水蒸気が確実に排気できるよう設定する。

なお、ベントガスは、 []により、 []
[]となり、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に供給される。

流量制限オリフィスの仕様を表2-5に示す。

d. 銀ゼオライトフィルタ

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器には、銀ゼオライトを収納し、ベントガスを通過させることで、ガス中に含まれる放射性の有機よう素を除去する。

銀ゼオライトは、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の銀ゼオライトフィルタ内に充填し、万一、銀ゼオライトの交換が必要になった場合は、容器頂部のマンホールを介して銀ゼオライトを充填若しくは回収できる構造とする。

銀ゼオライトフィルタの仕様を表2-6に，概略を図2-12に，第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の銀ゼオライトの配置を図2-13に示す。

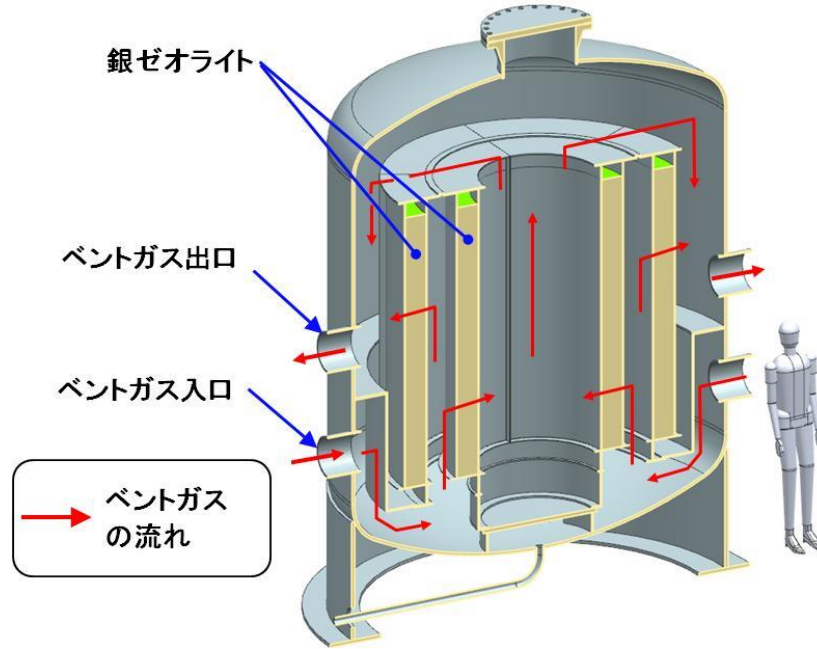


図2-12 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器概略図

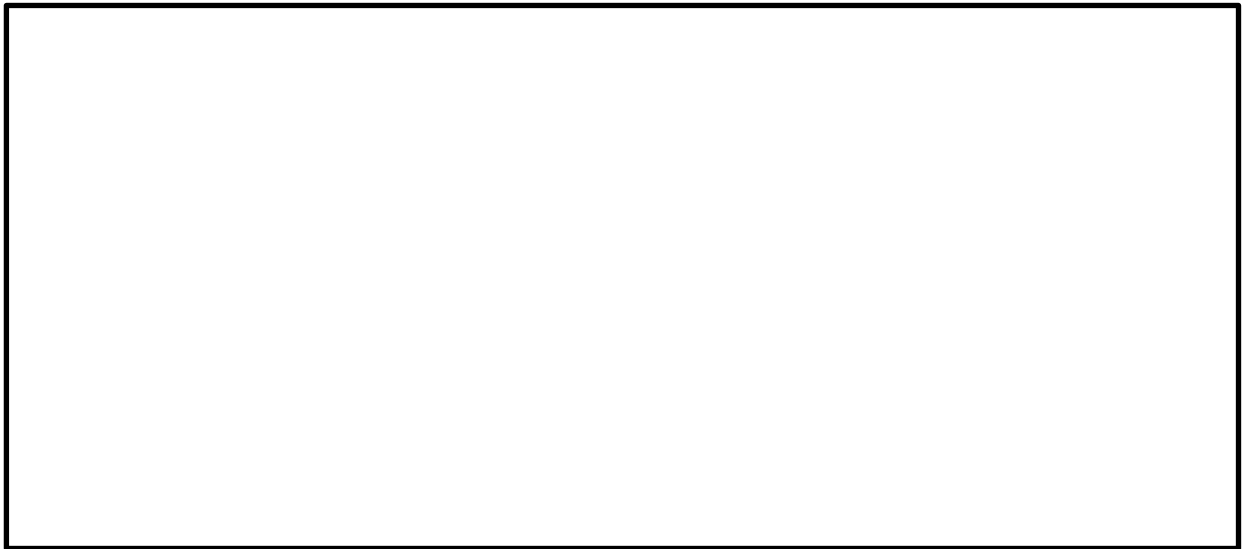


図2-13 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の銀ゼオライト配置図

表2-4 第1ベントフィルタスクラバ容器主要仕様

(1) 容器

型 式	スカート支持たて置円筒形	
材 質	胴板	ステンレス鋼 (SUS316L)
	鏡板	
	マンホール平板	ステンレス鋼 (SUSF316L)
胴 内 径	2200mm	
高 さ	7500mm	
個 数	4	

(2) ベンチュリノズル

材 質	ステンレス鋼 (<input type="text"/>)
個 数	<input type="text"/>

(3) 金属フィルタ

材 質	ステンレス鋼 (<input type="text"/>)	
寸 法	高さ	<input type="text"/> mm
	横幅	<input type="text"/> mm
	厚さ	<input type="text"/> mm
織 維 径	プレフィルタ	約 <input type="text"/> μ m
	メインフィルタ	約 <input type="text"/> μ m
個 数	<input type="text"/>	
総 面 積	約 <input type="text"/> m ² (約 <input type="text"/> m ² /個)	

表2-5 流量制限オリフィス主要仕様

型 式	同心オリフィス板	
材 質	ステンレス鋼 (<input type="text"/>)	
個 数	4	

表2-6 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器主要仕様

(1) 容器

型 式		スカート支持たて置円筒形
材 質	胴板 鏡板	ステンレス鋼 (SUS316L)
	マンホール平板	ステンレス鋼 (SUSF316L)
胴 内 径		3000 mm
高 さ		3850 mm

(2) 銀ゼオライトフィルタ

材 質	銀ゼオライト
充 填 量	約 <input type="text"/> t
ベッド厚さ	約 <input type="text"/> mm

表2-7 スクラビング水仕様 (系統待機時)

項 目	設 定 値
<input type="text"/> 濃度	約 <input type="text"/> wt%以上
水酸化ナトリウム (NaOH) 濃度	約 <input type="text"/> wt%以上
水位	1700mm~1900mm
pH	13 以上

2.3.3 配置

第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、原子炉建物外に地下埋設で設置する頑健な第1ベントフィルタ格納槽の中に設置することで、地震や津波等の自然現象及び飛来物に対する耐性を高めている。第1ベントフィルタ格納槽は、鉄筋コンクリート製であり、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に保持された放射性物質からの遮蔽を考慮した設計とする。また、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び原子炉補機海水ポンプ並びに重大事故等対処設備である移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車に対して位置的分散を図っている。さらに、重大事故等対処設備である残留熱代替除去ポンプに対しても位置的分散を図っている。

第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の配置を図2-14、図2-15に示す。

格納容器フィルタベント系の配管については、ベント実施時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素ガス及び酸素ガスの滞留を防止するため、配置に留意する。具体的には配管ルートにUシール部ができないよう配置する。なお、新設部分については、水平配管に適切な勾配を設ける。

格納容器フィルタベント系は、サブプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とするため、サブプレッションチェンバ側からの排気では、重大事故等時の最大水位（EL 6900mm）よりも高い位置（EL 11117mm）に接続箇所を設け、ドライウエル側からの排気では燃料棒有効長頂部（EL 25406mm）よりも高い位置（EL 28200mm）に接続箇所を設ける。

格納容器フィルタベント系の配管ルートを図2-16～図2-34に示す。

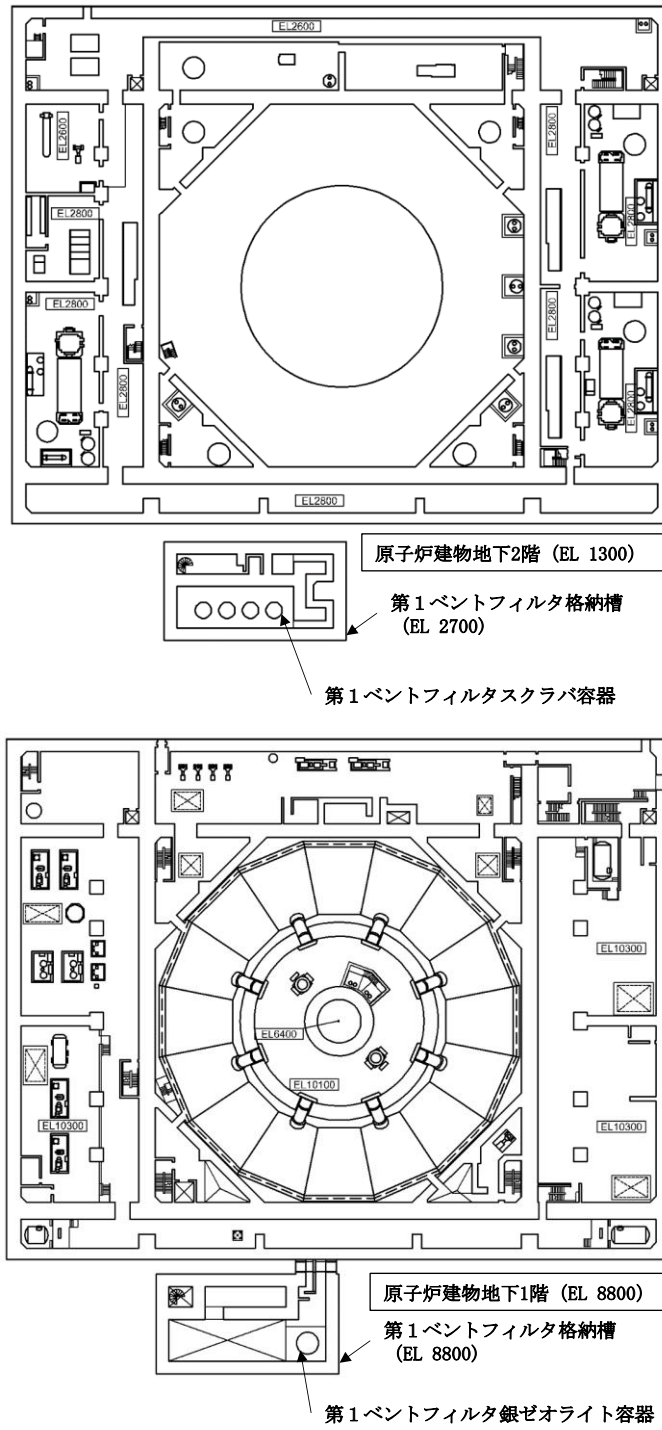


図2-14 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の配置図

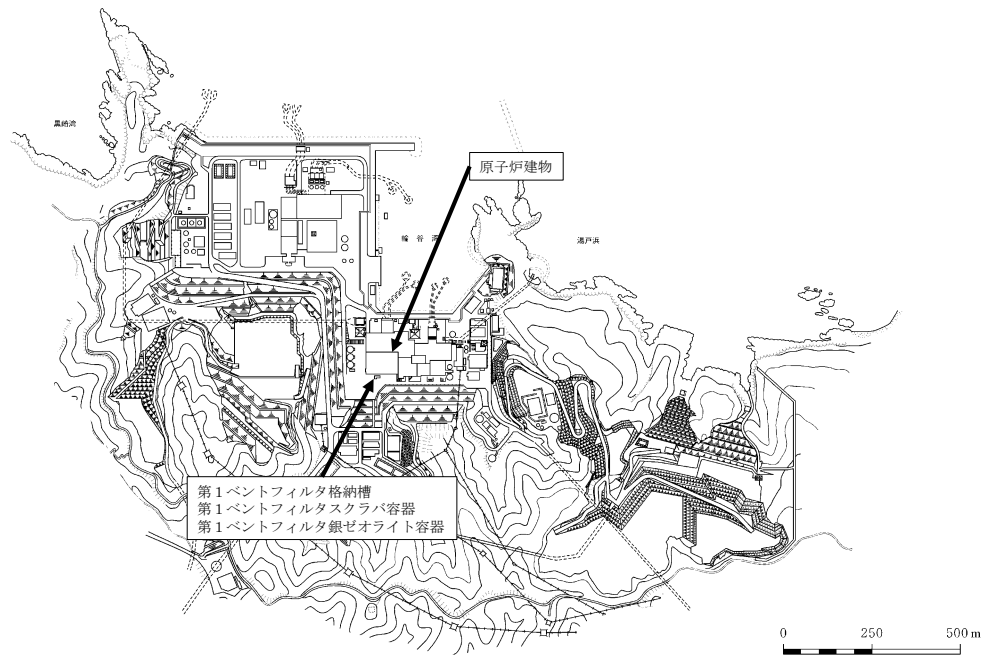


図2-15 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の配置図（屋外）

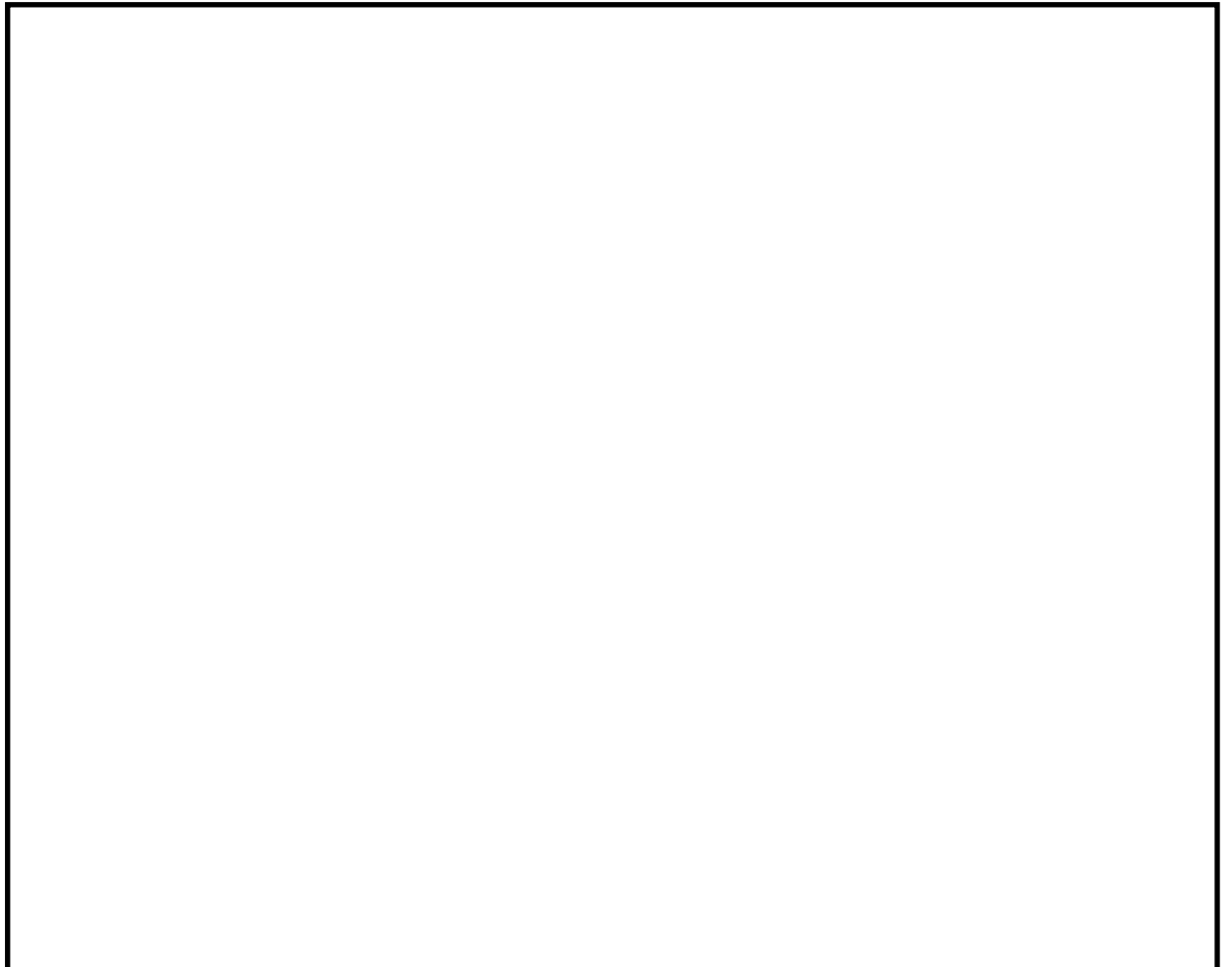


図2-16 格納容器フィルタベント系 配管ルート図（全体図）

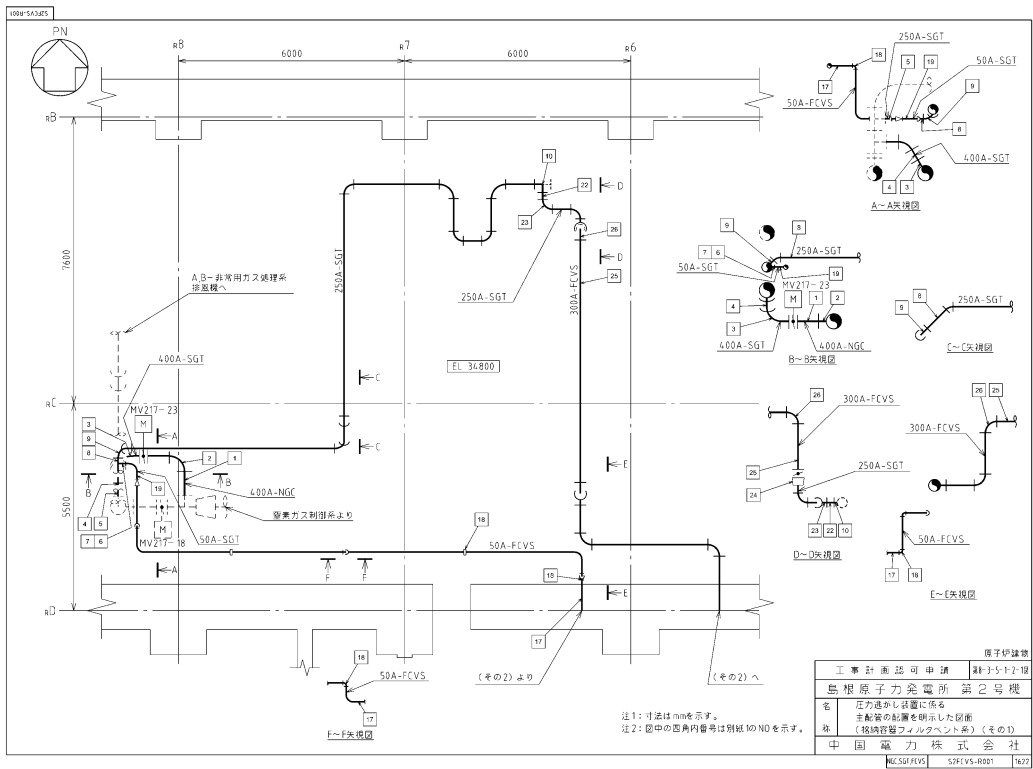


図2-17 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (1/18)

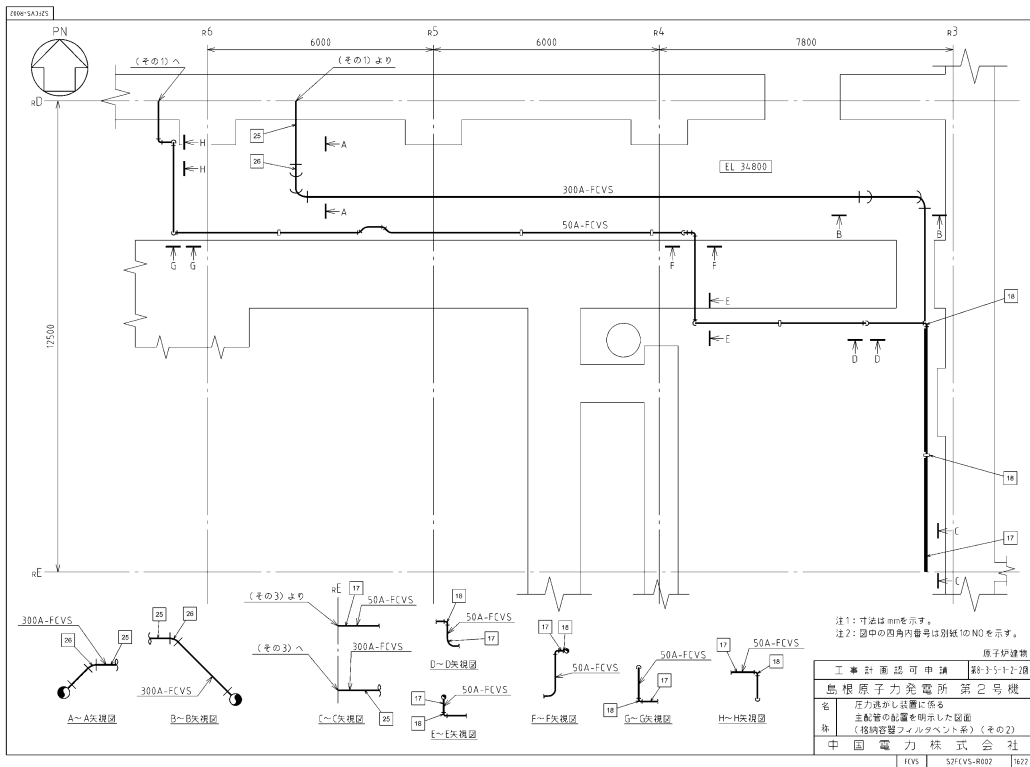


図2-18 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (2/18)

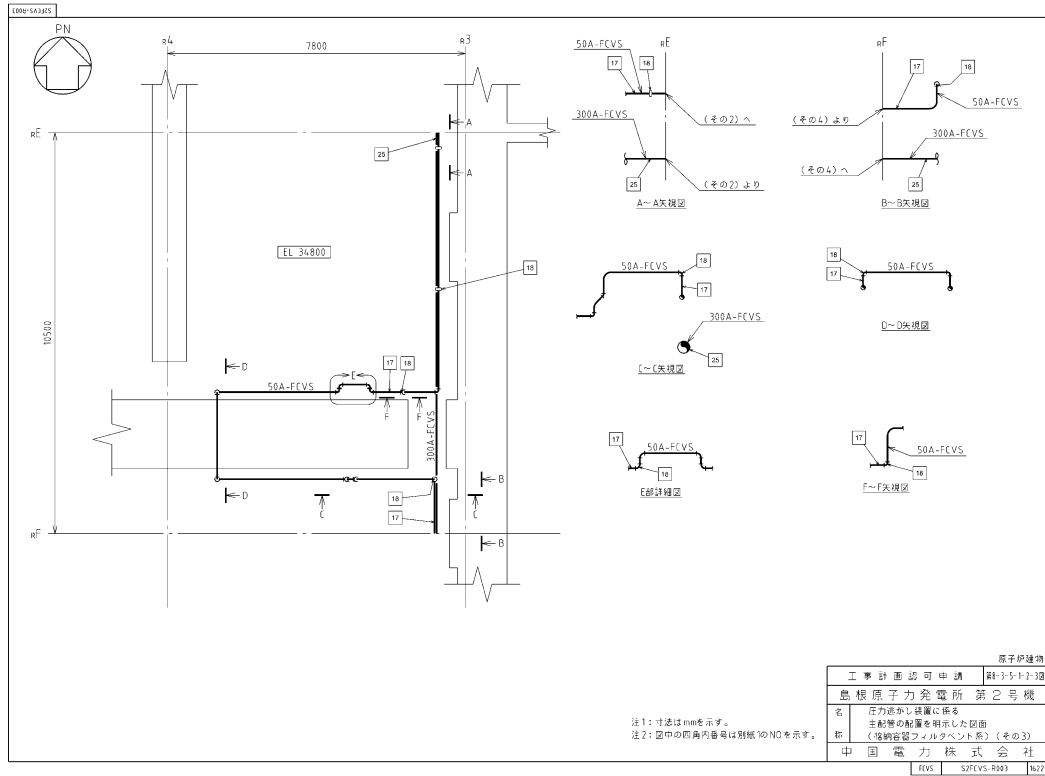


図2-19 格納容器フィルタベント系 配管ルート図（拡大図）（3/18）

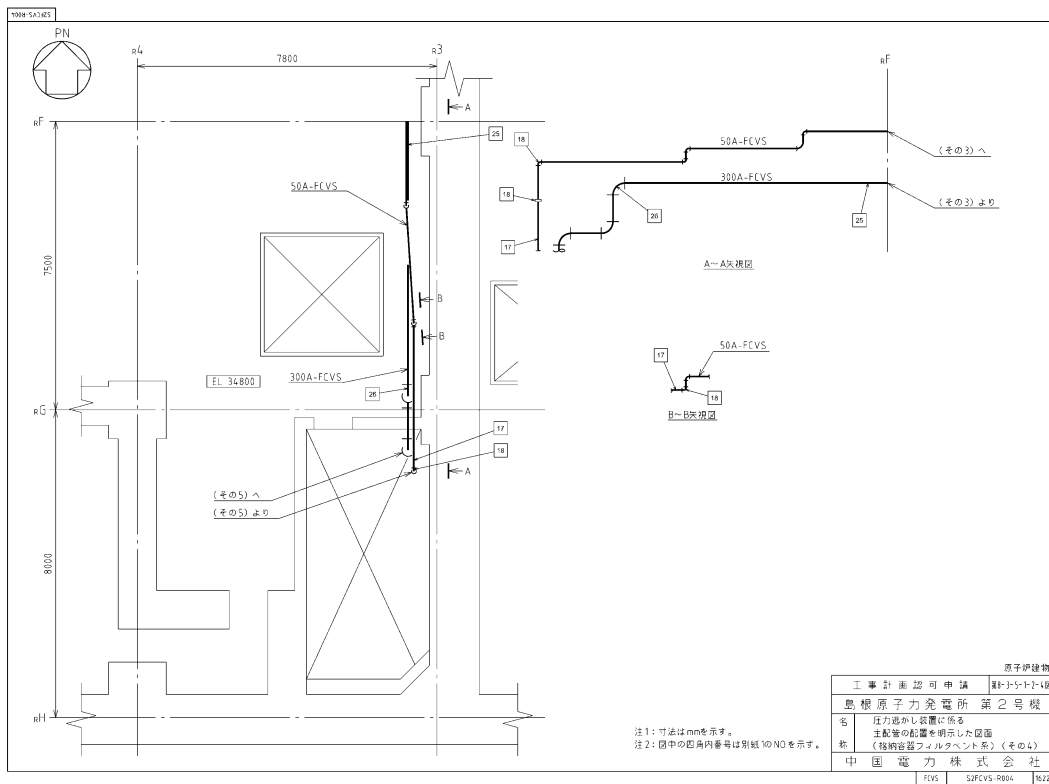


図2-20 格納容器フィルタベント系 配管ルート図（拡大図）（4/18）

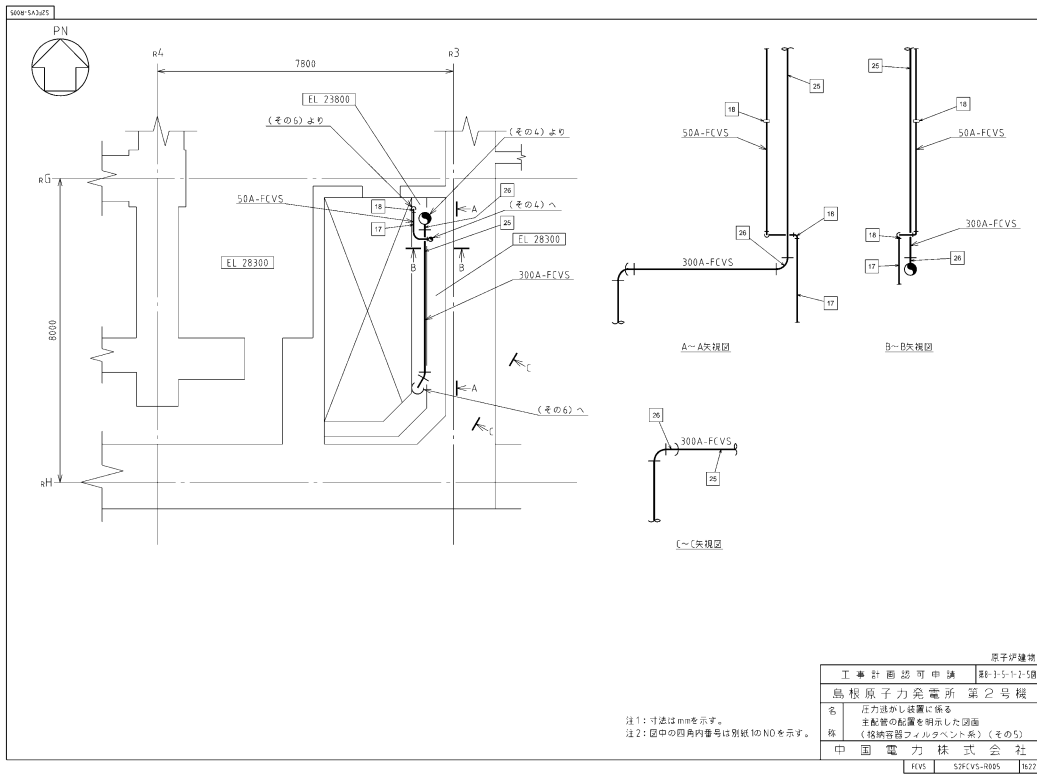


図2-21 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (5/18)

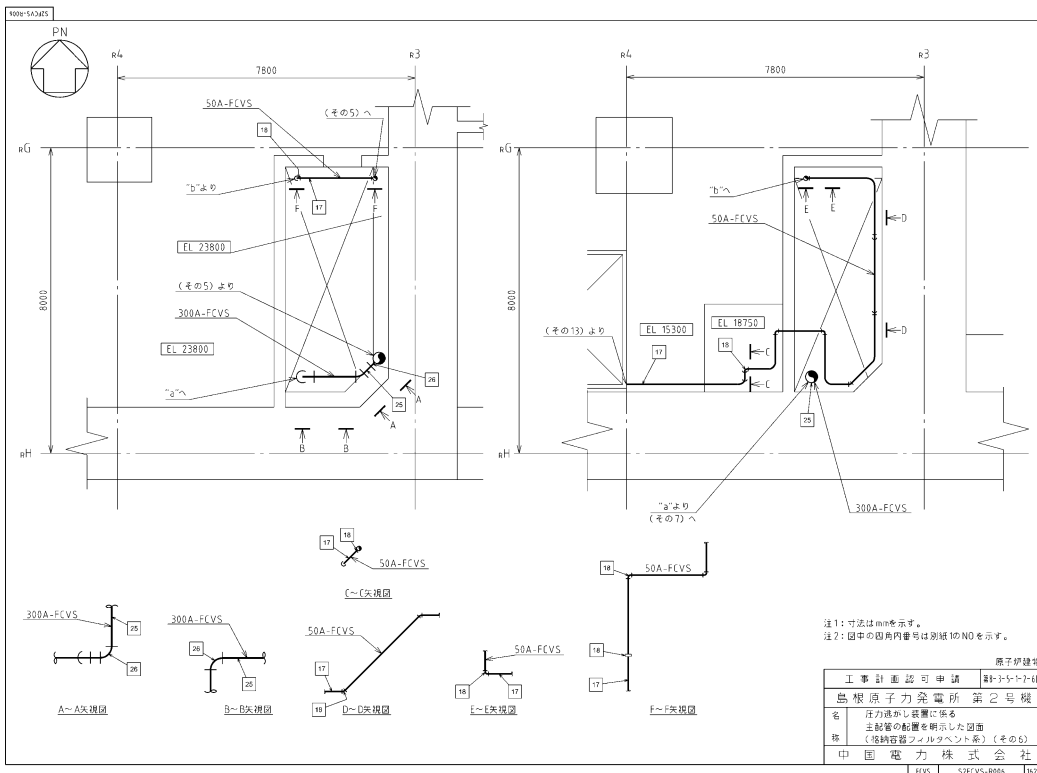


図2-22 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (6/18)

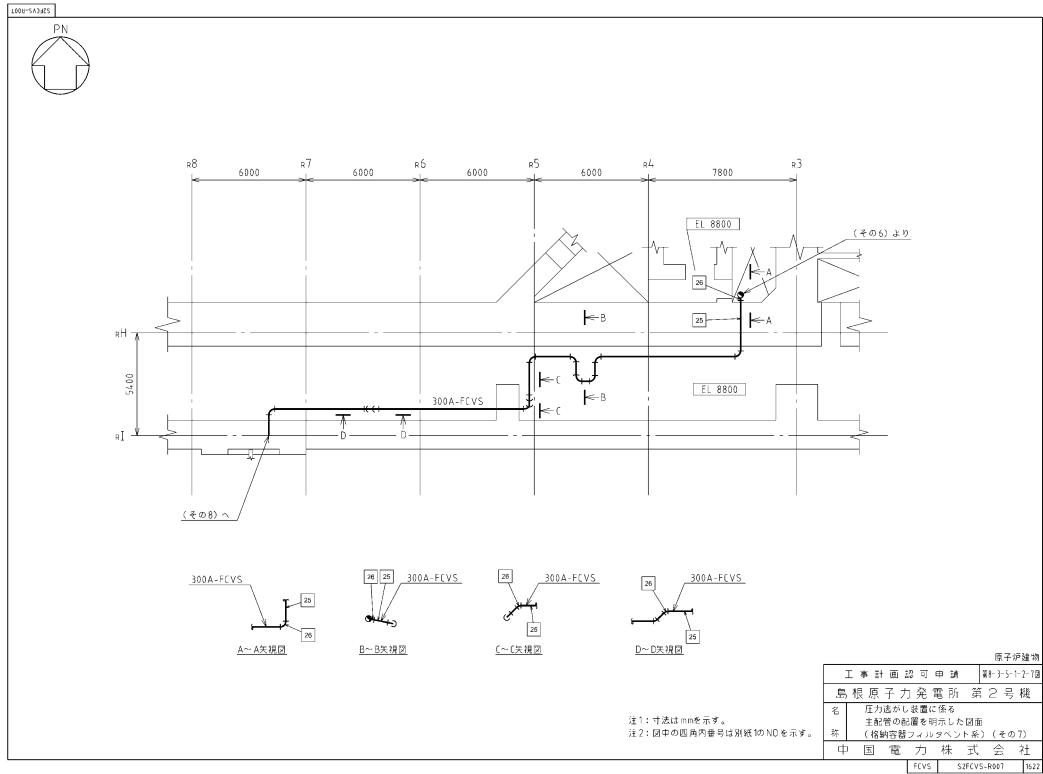


図2-23 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (7/18)

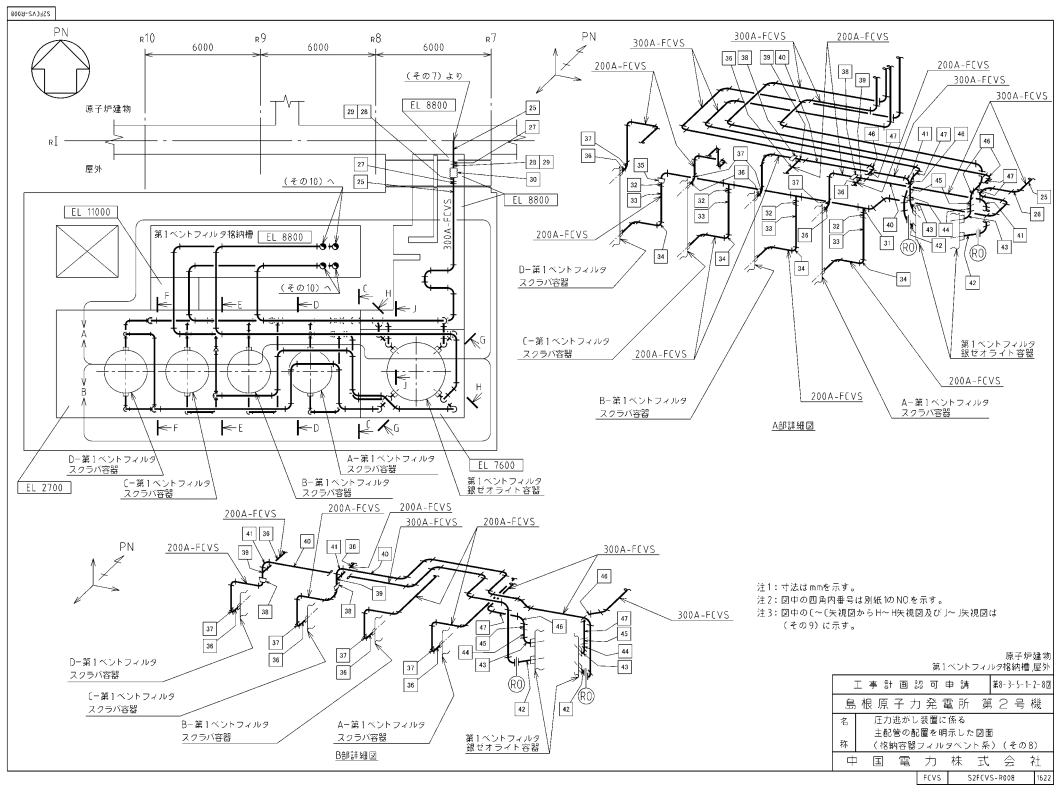


図2-24 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (8/18)

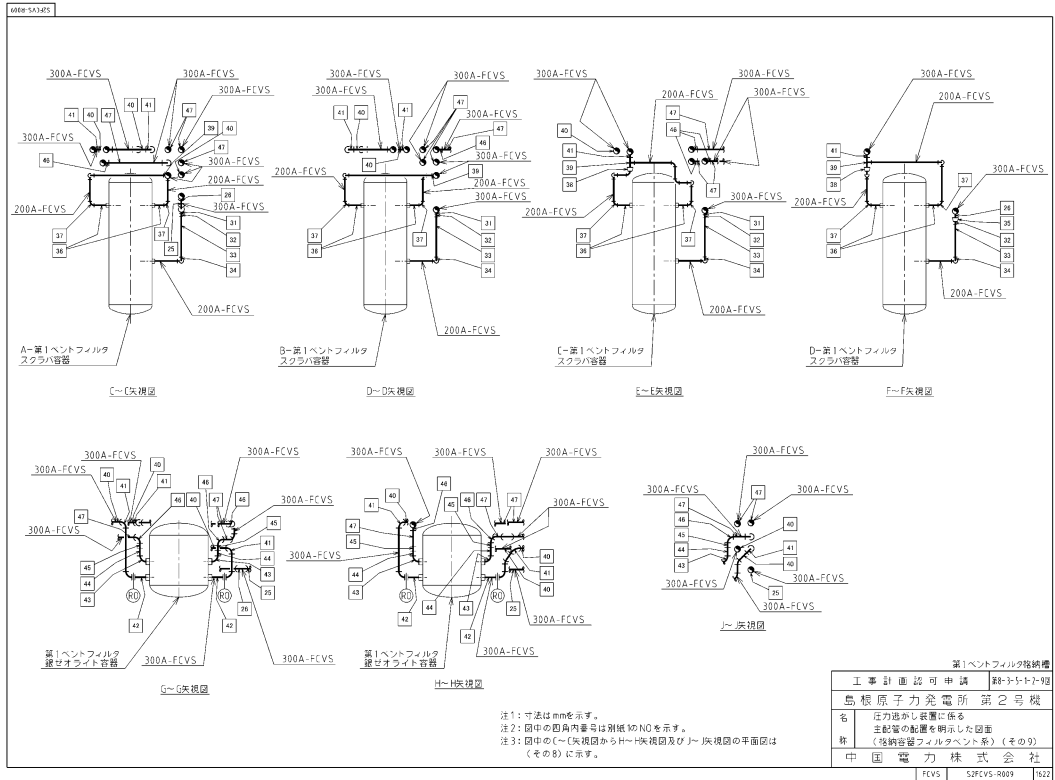


図2-25 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (9/18)

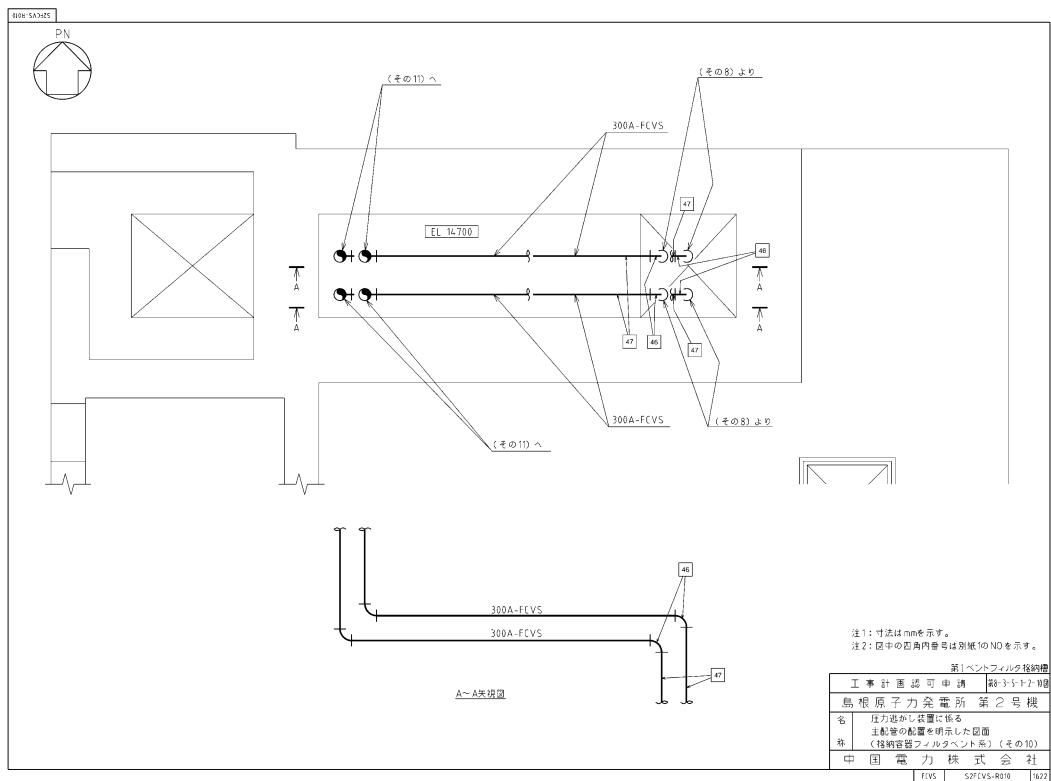


図2-26 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (10/18)

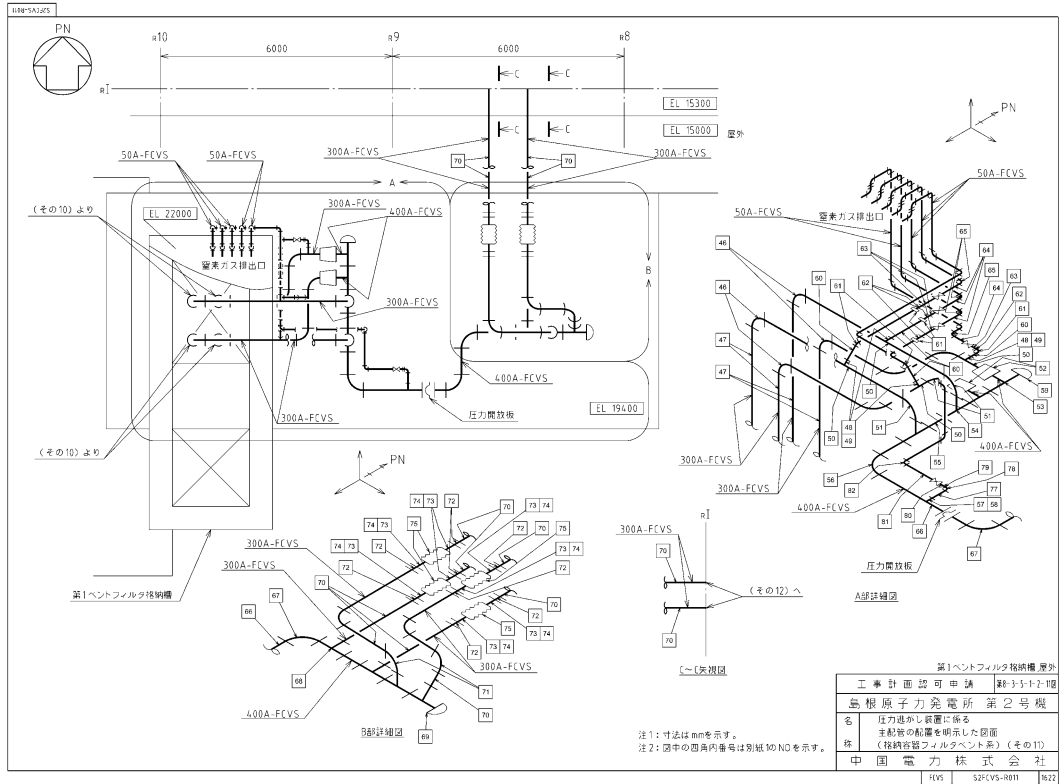


図2-27 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (11/18)

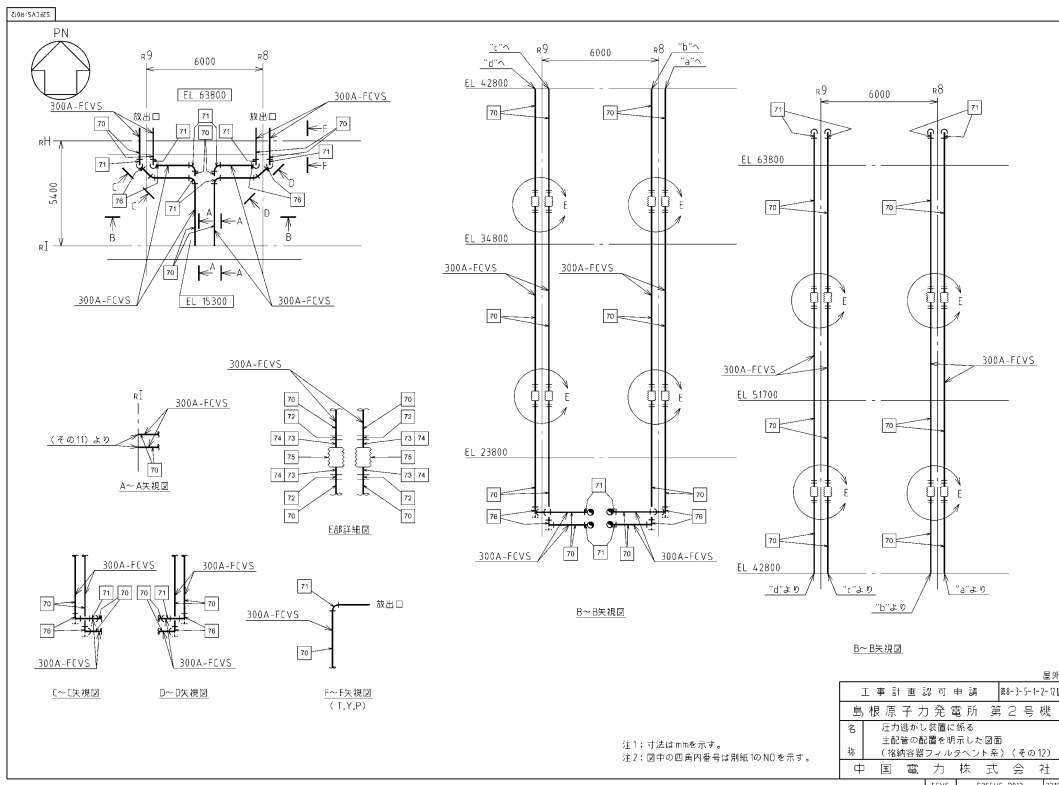


図2-28 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (12/18)

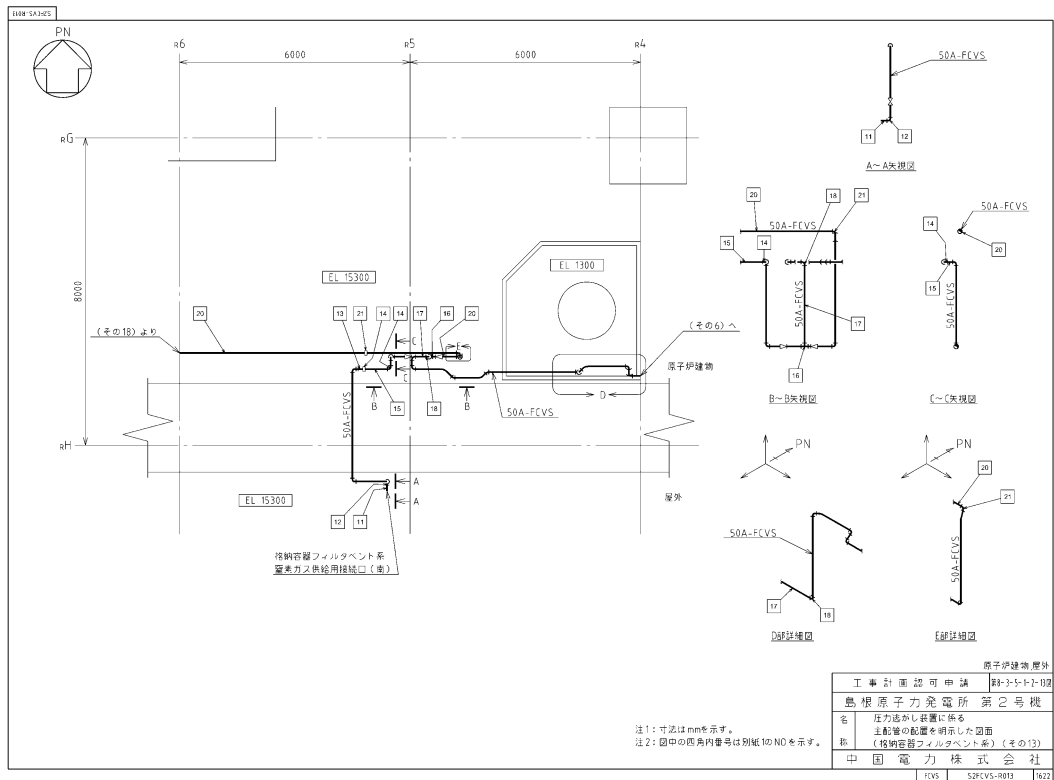


図2-29 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (13/18)

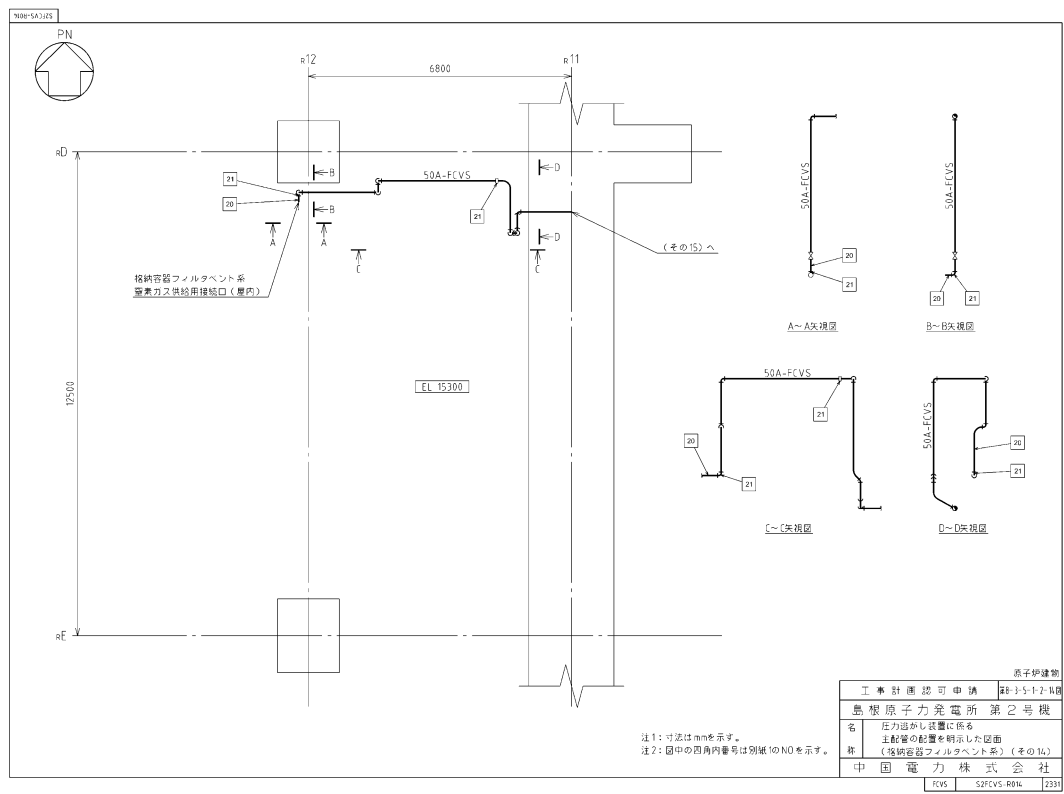


図2-30 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (14/18)

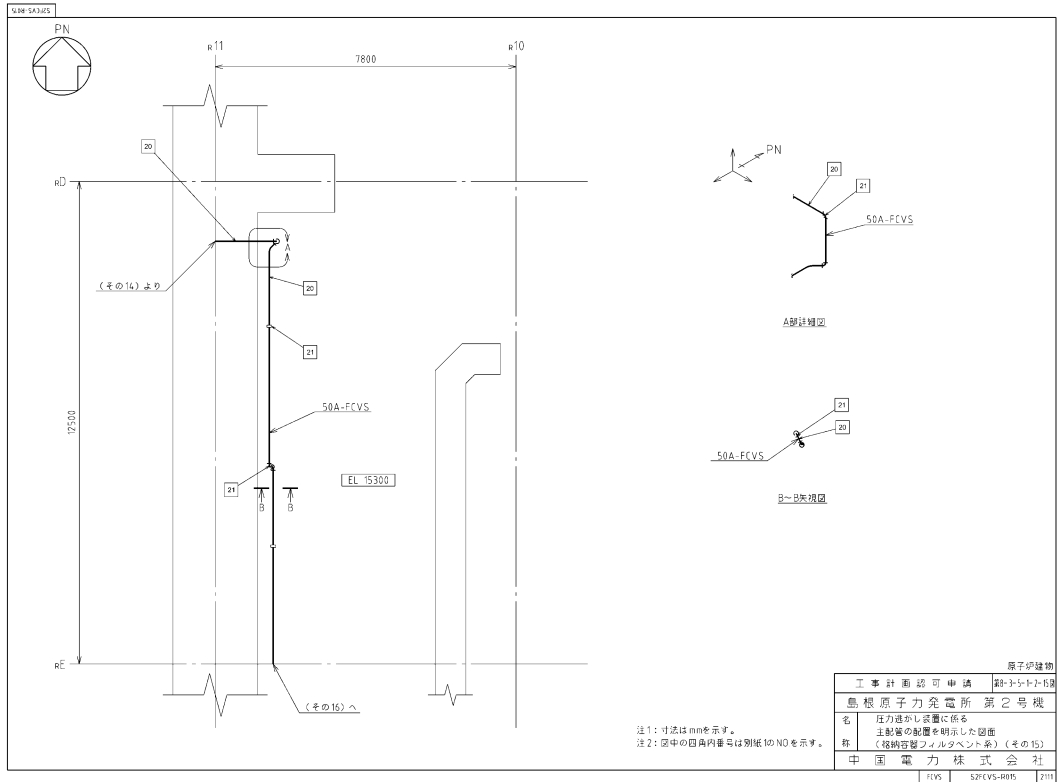


図2-31 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (15/18)

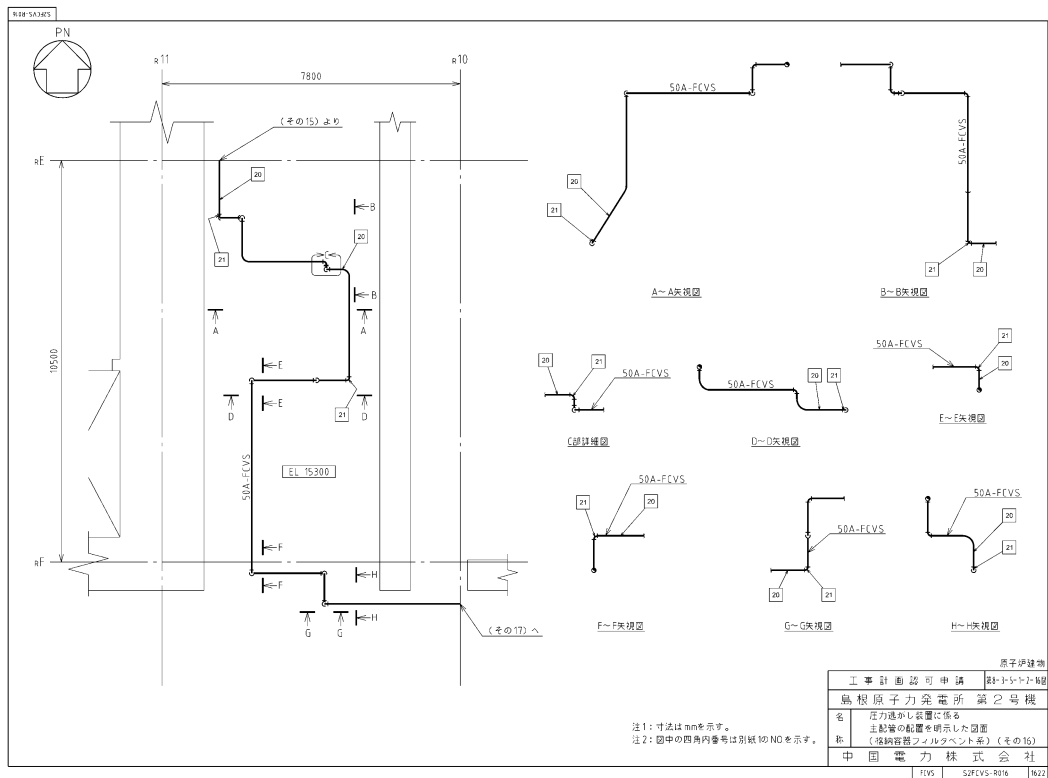
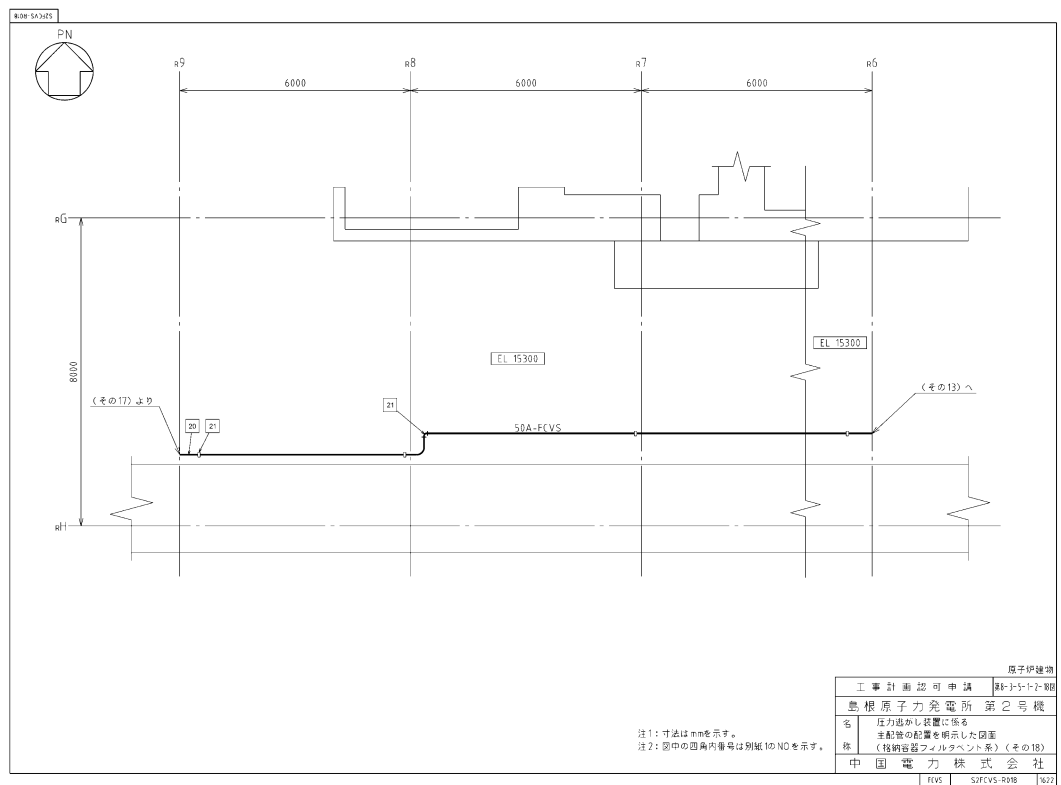
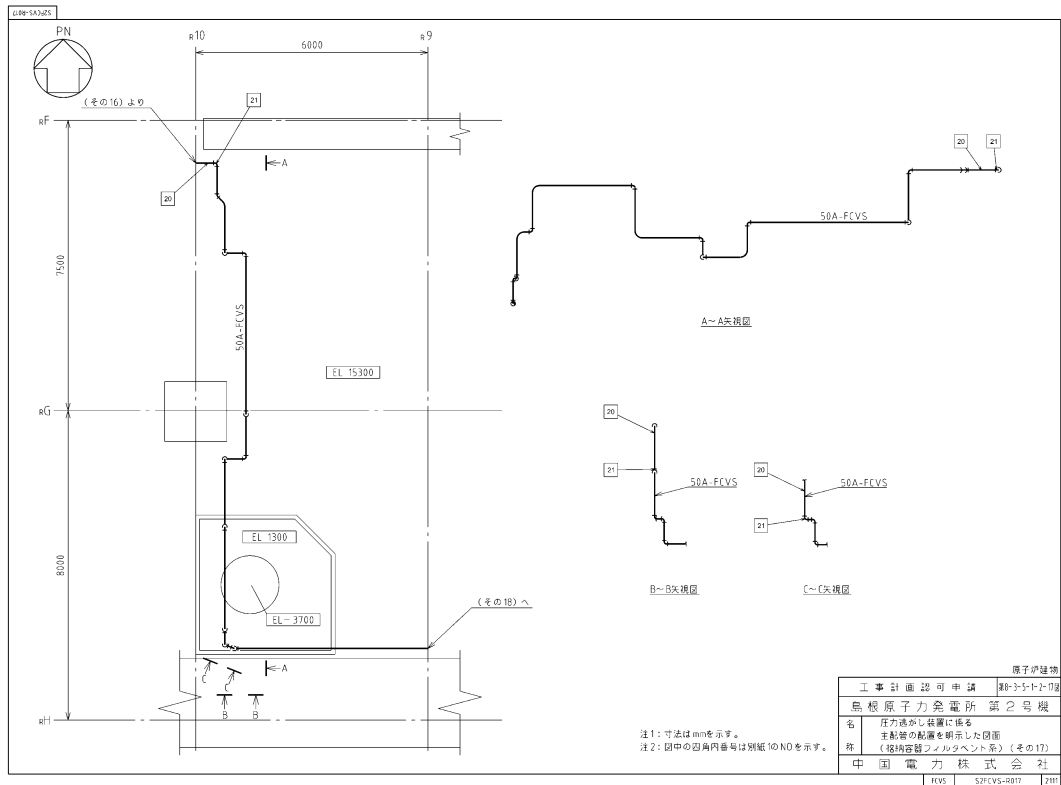


図2-32 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (16/18)



2.4 付帯設備

2.4.1 計装設備

格納容器フィルタベント系の計装設備は、各運転状態において、設備の状態を適切に監視するため、第1ベントフィルタ出口水素濃度、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ及び第1ベントフィルタスクラバ容器周り計装設備にて構成する。

(1) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度は、系統内の水素濃度が可燃限界4vol%以下に維持されていることを監視するため、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器出口配管に設置する。

ベント停止前には、第1ベントフィルタスクラバ容器入口配管に窒素ガスを供給し、ベント停止後も連続的に系統内に残留するガスを掃気することで、水素ガスが可燃限界に至ることはない。また、第1ベントフィルタスクラバ容器内の放射性物質を保持するスクラビング水より放射線分解で発生する水素ガスは、窒素ガスを供給することで第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器出口配管を通して掃気され、可燃限界に至ることはない。

水素濃度の計測は、ベント停止前の原子炉格納容器への窒素ガス供給時に開始する。

第1ベントフィルタ出口水素濃度の計測範囲は、0～100vol%とし、0～20vol%に切り替えて計測できる設計とする。計測した水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、重大事故等時に常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電可能な構成とする。

第1ベントフィルタ出口水素濃度の仕様を表2-8に示す。

表2-8 第1ベントフィルタ出口水素濃度の主要仕様

種 類	熱伝導式水素検出器
計測範囲	0～20vol% / 0～100vol%
個 数	1(予備1)
使用電源	交流電源

(2) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ

第1ベントフィルタ出口放射線モニタは、放射性物質を含む気体の排気を検出及び大気へ放出する放射性物質濃度を監視する目的で、排気中の放射性物質からのγ線強度を計測するため、第1ベントフィルタ出口配管近傍に設置する。

第1 ベントフィルタ出口放射線モニタの計測範囲は、ベント実施時に想定される排気中の放射性物質が第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器出口配管に内包された時の最大の線量当量率を計測できる範囲として、炉心損傷している場合は $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$ （高レンジ用）を、炉心損傷していない場合は $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$ （低レンジ用）を計測範囲としている。計測した線量当量率は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

第1 ベントフィルタ出口放射線モニタは、系統待機時には非常用所内電気設備より受電しているが、重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池並びに可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電可能な構成とする。

第1 ベントフィルタ出口放射線モニタの仕様を表2-9に示す。

表2-9 第1 ベントフィルタ出口放射線モニタの主要仕様

	高レンジ用	低レンジ用
種 類	電離箱式	電離箱式
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$
個 数	2	1
使用電源	直流電源	直流電源

(3) 第1 ベントフィルタスクラバ容器周り計装設備

系統待機時、系統運転時及び事故収束時の各状態において、第1 ベントフィルタスクラバ容器の水位、圧力及び温度並びにスクラビング水pHを監視するため、第1 ベントフィルタスクラバ容器周辺に水位計、圧力計、温度計及びpH計を設置し、中央制御室、緊急時対策所及び一部現場において監視できる設計とする。

第1 ベントフィルタスクラバ容器周り計装設備のうち水位計、圧力計及び温度計は、系統待機時には非常用所内電気設備より受電しているが、重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池並びに可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電可能な構成とする。

また、pH計は、系統待機時には代替所内電気設備より受電しており、重大事故等時は常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電可能な構成とする。

なお、第1 ベントフィルタスクラバ容器周り計装設備のうち、フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ水pH計は、系統待機時以外の系統運転時及び事故収束時は監視する必要がないため、自主対策設備とする。また、スクラバ容器水位計は、中央制御室にて監視が可能であるため、現場計器は自主対策設備とする。

(4) 各状態における監視の目的

a. 系統待機状態

格納容器フィルタベント系の系統待機時の状態を、以下のとおり確認する設計とする。

(a) 第1ベントフィルタスクラバ容器の性能に影響するパラメータの確認

スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が、系統待機時の設定範囲内（1700mm～1900mm）にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認する。

系統待機時における水位の範囲は、ベント実施時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し、ベント実施後7日間は水補給が不要となるよう設定している。

また、スクラバ水pH計にて、pHがアルカリ性の状態（系統待機時においてpH13以上）であることを監視することで、第1ベントフィルタスクラバ容器の性能維持に影響がないことを確認する。

(b) 系統不活性状態の確認

フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ容器圧力計にて、封入した窒素圧力（kPa [gage] 程度）を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認する。

また、フィルタ装置出口配管圧力計にて、点検後の窒素置換操作を実施した際に、現場で圧力を監視することで、配管内が不活性状態になったことを把握できる。

b. 系統運転状態

格納容器フィルタベント系の運転時の状態を、以下のとおり確認する設計とする。

(a) 原子炉格納容器内の雰囲気ガスが第1ベントフィルタスクラバ容器へ導かれていることの確認

スクラバ容器圧力計にて、ベント実施により圧力が上昇し、ベント継続により原子炉格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、原子炉格納容器内の雰囲気ガスが第1ベントフィルタスクラバ容器に導かれていることを確認する。

また、スクラバ容器温度計にて、ベント実施によりスクラビング水が系統待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで、原子炉格納容器のガスが第1ベントフィルタスクラバ容器に導かれていることを確認する。さらに、第1ベントフィルタ出口放射線モニタが初期値から上昇することを

計測することにより、ベントガスが通気されていることを把握できる。

(b) 第1ベントフィルタスクラバ容器の性能に影響するパラメータの確認

スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が、ベント実施中の下限水位から上限水位の範囲内（mm）にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が維持できること確認する。

ベント実施中における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。

(c) ベントガスが放出されていることの確認

第1ベントフィルタ出口放射線モニタにて、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器出口を通過するガスに含まれる放射性物質からのγ線強度を計測することで、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器出口配管よりベントガスが放出されていることを確認する。

c. 事故収束状態

格納容器フィルタベント系の事故収束時の状態を以下のとおり確認する設計とする。

(a) 系統内に水素ガスが滞留していないことの確認

可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度にて、ベント停止前の原子炉格納容器への窒素ガス供給時に測定を開始し、ベント停止後においても測定を継続し、可搬式窒素供給装置による窒素ガスパーージが確実に実施されていることを確認する。

(b) 第1ベントフィルタスクラバ容器の状態確認

第1ベントフィルタスクラバ容器に異常がないことを確認するため、スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が確保されていること（第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水の移送後を除く。）、スクラバ容器温度計にて温度の異常な上昇がないこと及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタにて放射性物質の放出がないことを確認する。

(5) 計装設備の仕様

第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水の水位について図2-35に、計装設備の概略構成を図2-36に、仕様を表2-10に示す。

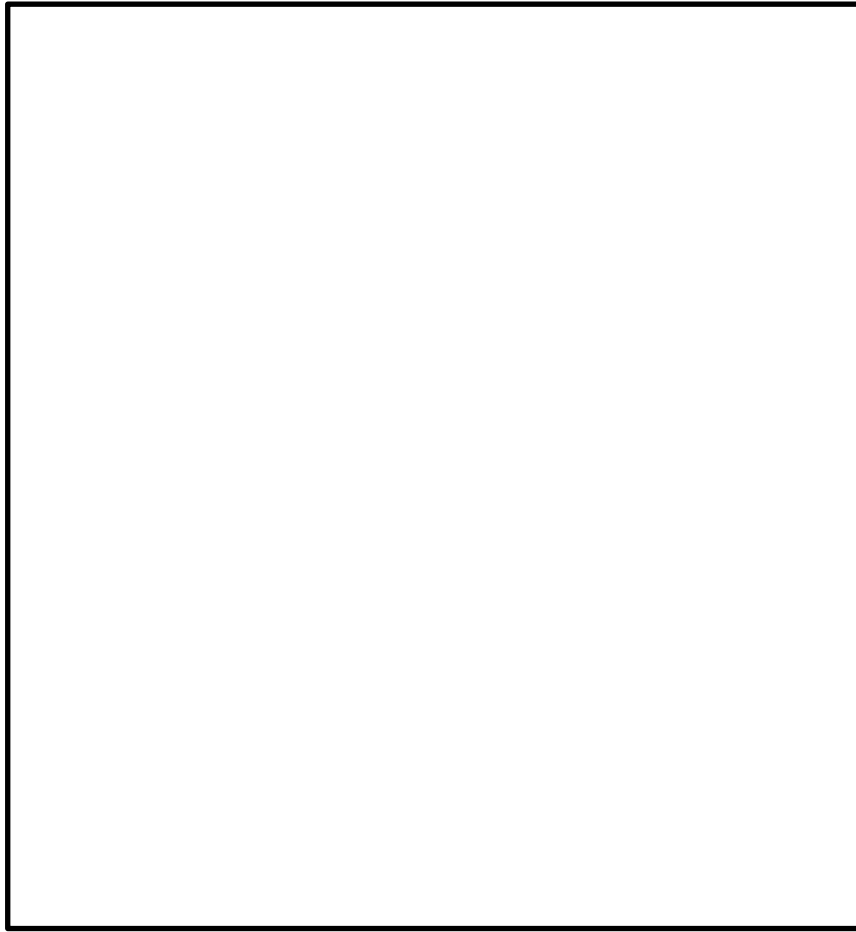


図2-35 スクラビング水の水位

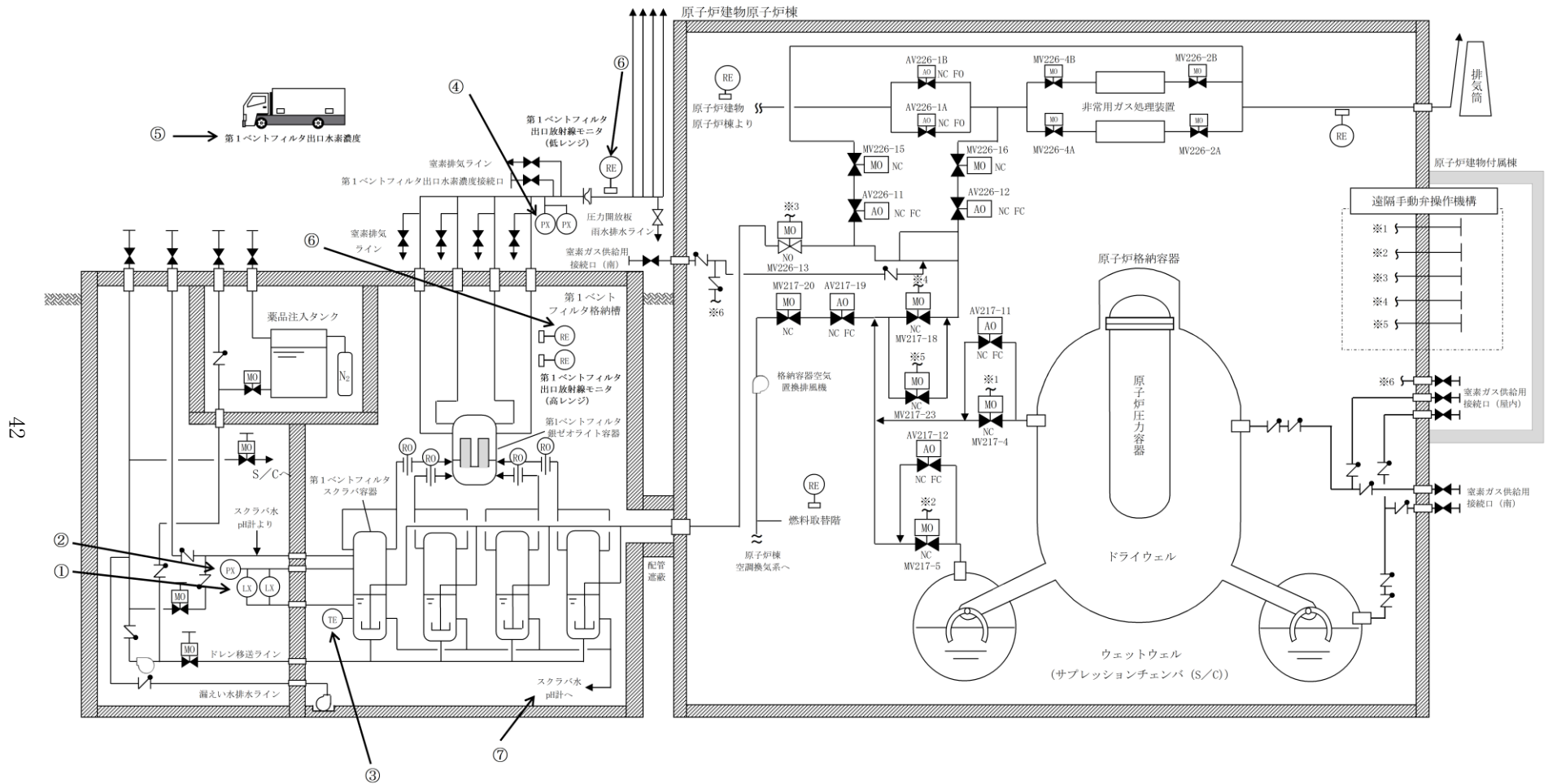


図2-36 格納容器フィルタベント系の計装設備 概略構成図

表2-10 計装設備主要仕様

監視パラメータ*1	監視目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
①スクラバ容器水位	第1ベントフィルタスクラバ容器性能維持のための水位監視	□ mm	系統待機時における水位の範囲（1700mm～1900mm）及びベント実施時の下限水位から上限水位の範囲（□ mm）を計測可能な範囲とする。	8	中央制御室 緊急時対策所 現場
②スクラバ容器圧力	系統運転中に格納容器内雰囲気ガスが第1ベントフィルタスクラバ容器へ導かれていることの確認	0～1MPa[gage]	系統運転中に、格納容器フィルタベント系の最高使用圧力である853kPa[gage]（2Pd）が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換（□ kPa [gage] 程度）が維持されていることを計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
③スクラバ容器温度	第1ベントフィルタスクラバ容器の温度監視	0～300℃	系統の最高使用温度（200℃）を計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
④フィルタ装置出口配管圧力*2	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0～100kPa[gage]	系統待機時に、窒素置換（□ kPa [gage] 程度）が維持されていることを計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所
⑤第1ベントフィルタ出口水素濃度	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	0～20vol% / 0～100vol%	事故収束時に、格納容器フィルタベント系の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界（4vol%）未満であることを計測可能な範囲とする。	1 (予備1)	中央制御室 緊急時対策所
⑥第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	放射性物質を含む気体の排気を検出及び系統運転中に放出される放射性物質濃度の確認	高レンジ： 10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h	系統運転中に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大線量当量率を計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所
		低レンジ： 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h		1	
⑦スクラバ水pH*2	第1ベントフィルタスクラバ容器性能維持のためのpH監視	pH 0～14	系統待機時に、スクラビング水のpH（pH 0～14）が計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所

注記*1：監視パラメータの数字は図2-36の○数字に対応する。

*2：自主対策設備

2.4.2 電源設備

ベントガスの流路となる配管に設置される電動弁及び計装設備については、系統待機時には非常用所内電気設備又は代替所内電気設備より受電しているが、重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車，常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池並びに可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電可能な構成とする。電源構成を図2-37及び図2-38に示す。

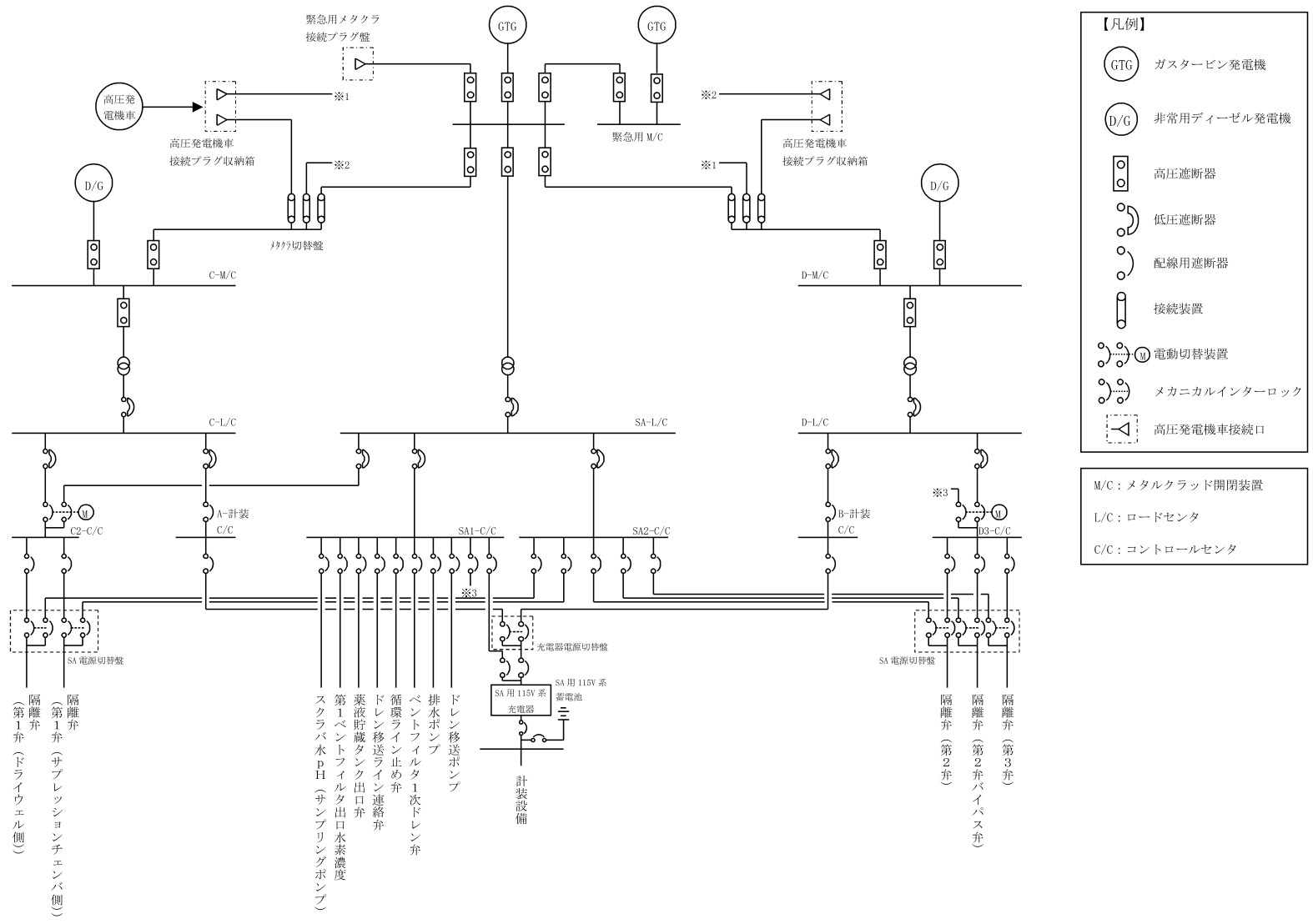


図2-37 格納容器フィルタベント系 電源構成図 (交流電源)

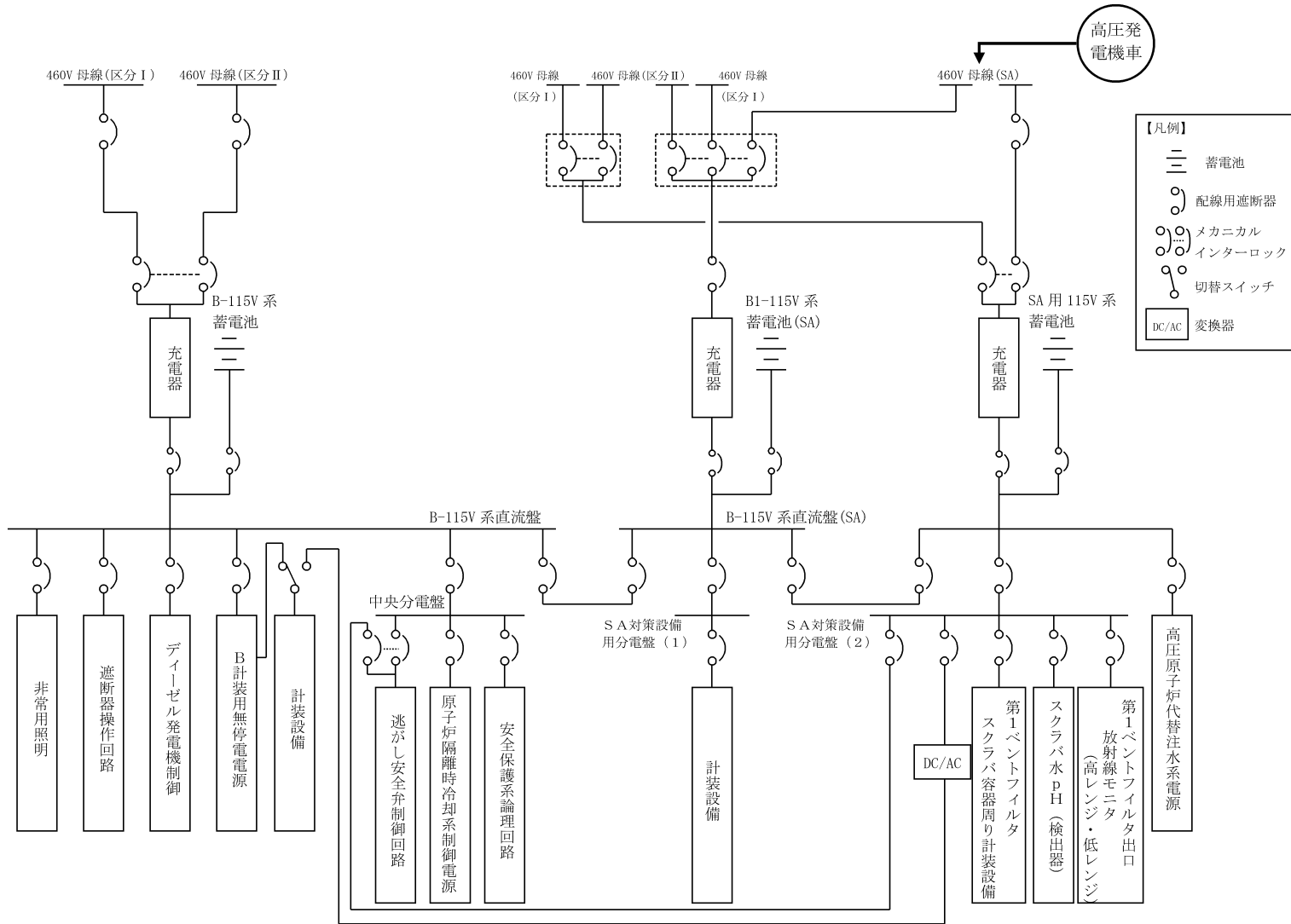


図2-38 格納容器フィルタベント系 電源構成図 (直流電源)

2.4.3 補給設備（自主対策設備）

系統待機状態において、第1ベントフィルタスクラバ容器はスクラビング水を貯留している状態であるが、重大事故等時において格納容器フィルタベント系を使用した場合、保持した放射性物質の崩壊熱によりスクラビング水が蒸発し、水位が低下する。このような状況に備え、第1ベントフィルタスクラバ容器には第1ベントフィルタ格納槽外から給水できるよう接続口を設け、大量送水車からのスクラビング水の補給、薬品注入タンク及びドレン移送ポンプからの薬品の補給を可能とする設計とする。

補給設備の仕様を表2-11に、概要を図2-39に示す。

表2-11 補給設備主要仕様

(1) 配管

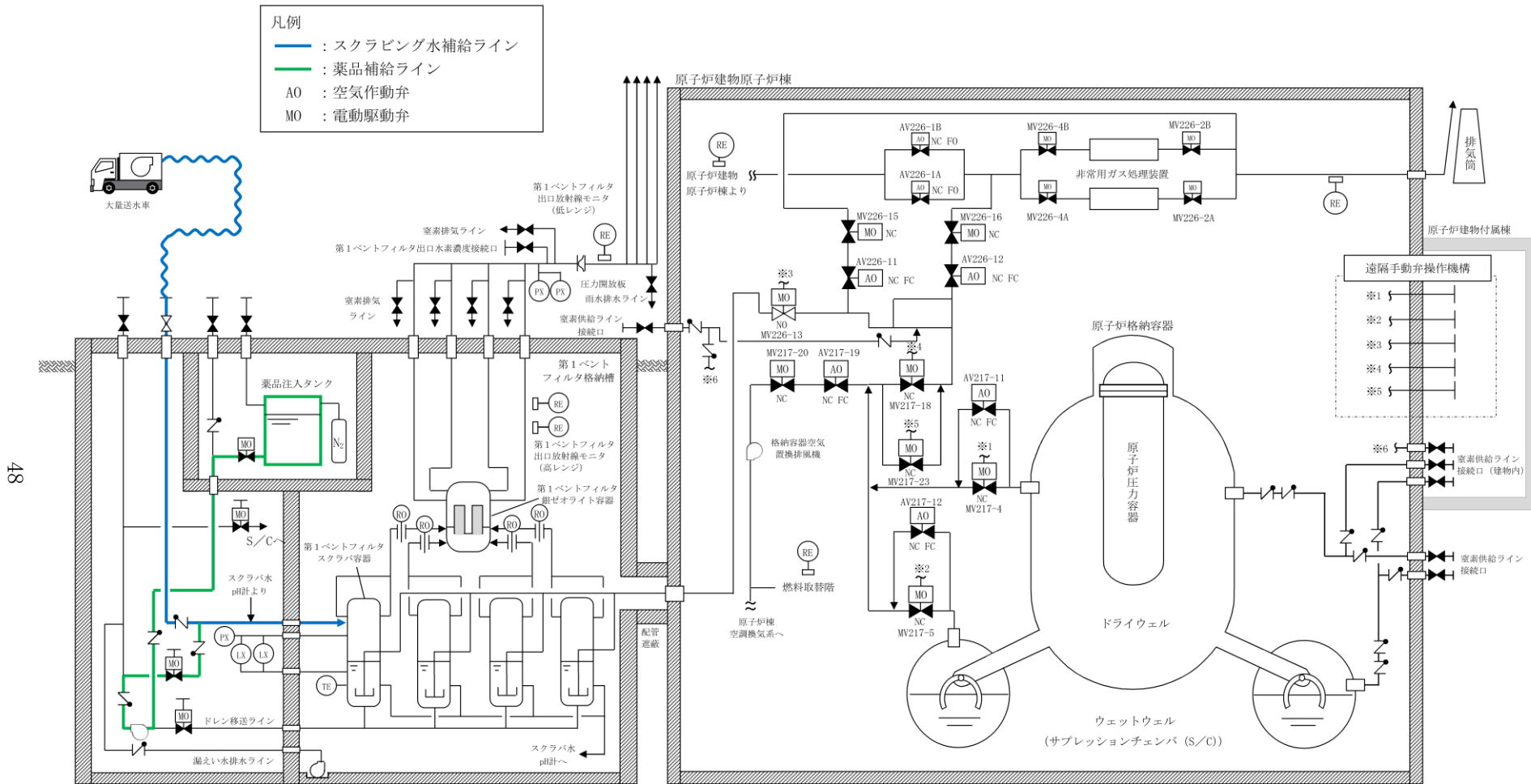
口 径	100A, 80A, 50A, 25A
材 質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)

(2) 薬品注入タンク

材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
容 量	0.83m ³
基 数	1

(3) ドレン移送ポンプ（2.4.5 排水設備と兼用）

型式	キャンドポンプ
定格流量	10m ³ /h
定格揚程	70m
個数	1
駆動方式	電動駆動（交流）



注：系統構成は、大量送水車からのスクラビング水の補給時（スクラビング水補給ライン使用時）の状態を示す。

図2-39 補給設備概要図

2.4.4 可搬式窒素供給装置

ベント停止後，スクラビング水の放射線分解によって発生する水素ガスにより系統内の水素濃度が上昇する可能性があるため，ベント停止前には窒素ガスを供給し，ベント停止後も連続的に系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように希釈，掃気するために，可搬式窒素供給装置を設ける。また，系統待機時に系統内を窒素ガスで置換し，ベントガスに含まれる水素ガスによる爆発を防止するために，可搬式窒素供給装置を設ける。

窒素ガスの供給は，可搬式窒素供給装置により行う。第2弁の下流配管から窒素ガス供給ラインを分岐し，屋外及び原子炉建物附属棟内に接続口を設け，可搬式窒素供給装置を可搬ホースにて接続する。

可搬式窒素供給装置の仕様を表2-12に，窒素ガス供給配管の仕様を表2-13，可搬式窒素供給装置の概要を図2-40に，可搬式窒素供給装置の構造を図2-41に，可搬式窒素供給装置の構成概略を図2-42に示す。

表2-12 可搬式窒素供給装置主要仕様

種 類	圧力変動吸着式
容 量	100m ³ /h [normal]
純 度	99.9vol%
供給圧力	0.6MPa [gage] 以上
台 数	1 (予備 1)

表2-13 窒素ガス供給配管主要仕様

口 径	50A
材 質	炭素鋼 (STPT410)，ステンレス鋼 (SUS304TP)

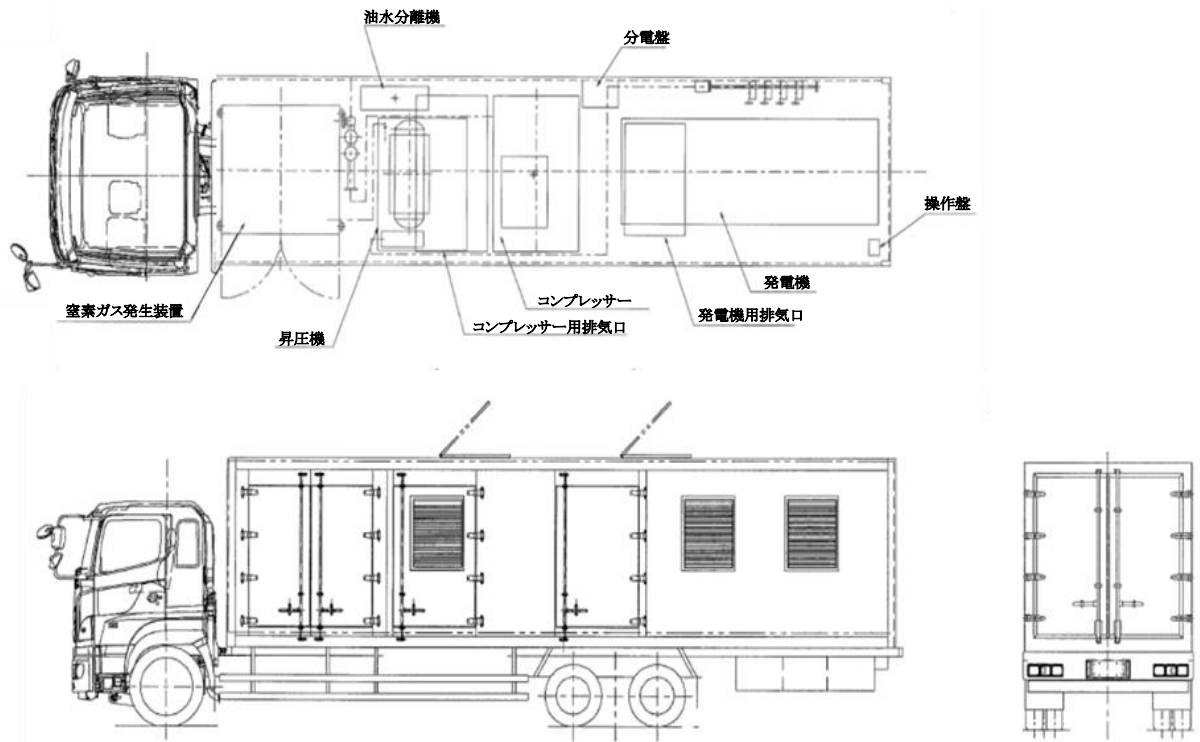


図2-41 可搬式窒素供給装置構造図

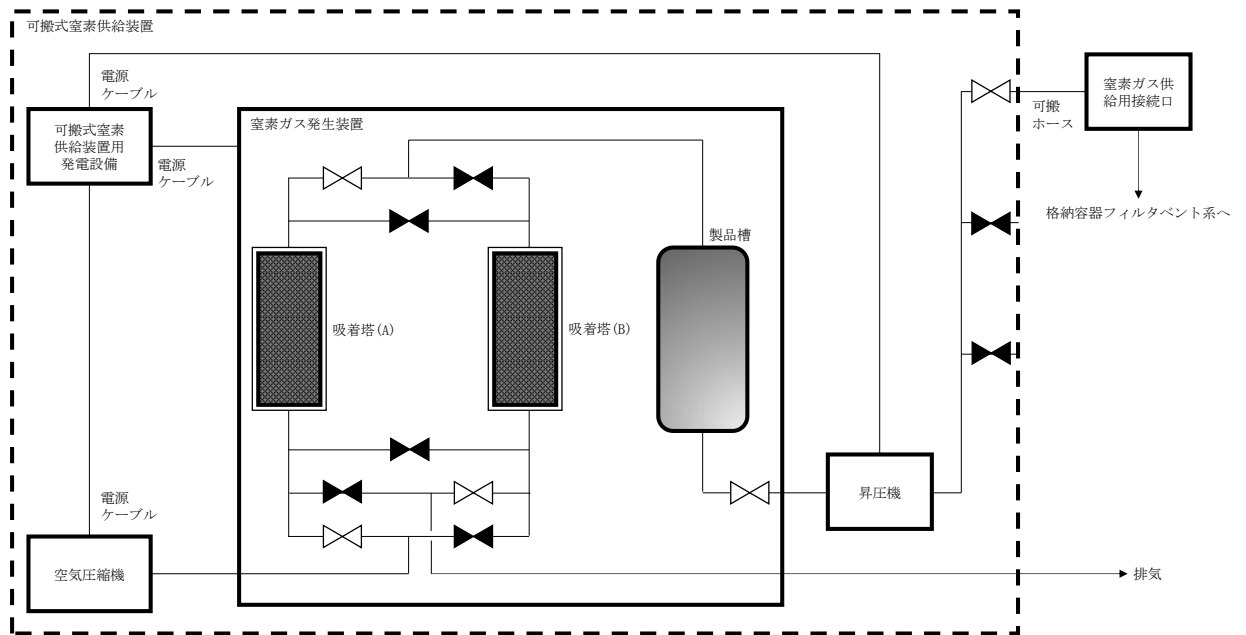


図2-42 可搬式窒素供給装置構成概略図

2.4.5 排水設備（自主対策設備）

第1ベントフィルタスクラバ容器の水位調整及びベント停止後の放射性物質を含んだスクラビング水を原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）へ移送するためのドレン移送ポンプ及び配管，さらに，万一，放射性物質を含むスクラビング水が第1ベントフィルタ格納槽に漏えいした場合に，漏えい水を原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）に移送するための排水ポンプ及び配管を設置する。排水設備の仕様を表2-14，排水設備の概要を図2-43に示す。

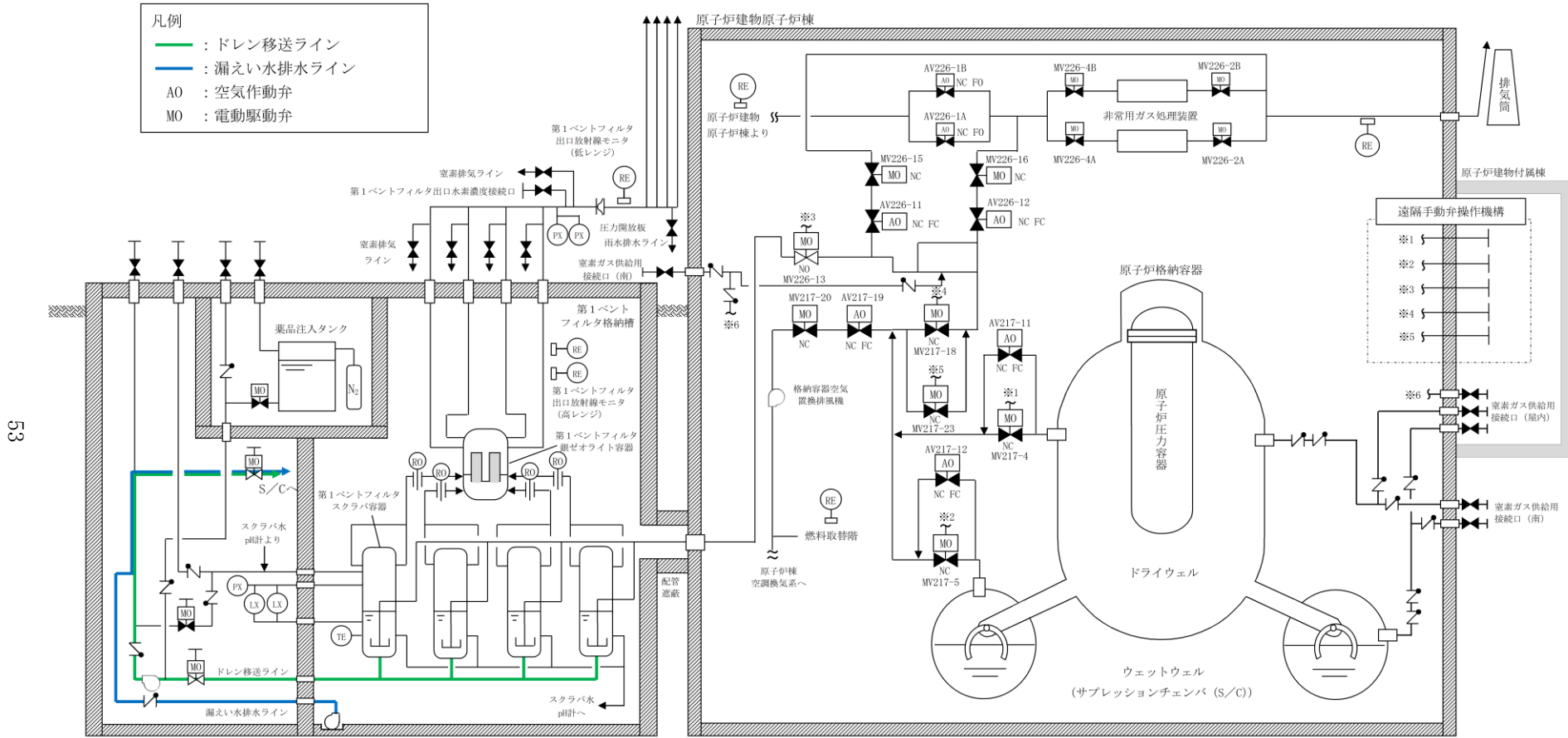
表2-14 排水設備主要仕様

(1) 配管

口 径	100A, 80A, 65A, 50A
材 質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)

(2) ポンプ

	ドレン移送ポンプ	排水ポンプ
型式	キャンドポンプ	水中ポンプ
定格流量	10m ³ /h	2m ³ /min
定格揚程	70m	50m
個数	1	1
駆動方式	電動駆動（交流）	電動駆動（交流）



注：系統構成は、排水設備使用時の状態を示す。

図2-43 排水設備概要図

2.4.6 排気管排水設備（自主対策設備）

格納容器フィルタベント系排気管への雨水の滞留による配管腐食等を防止するため、排気管下端に設置した雨水排水ラインから、流入した雨水を排出可能な排気管排水設備（自主対策設備）を設置する。

また、雨水排水ラインの止め弁を常時開運用とすることにより、流入した雨水は排気管に蓄積せずに系外放出され、凍結による配管閉塞が生じることのない設計とする。

なお、雨水排水ラインの止め弁は、ベント実施前に人力で確実に閉操作する運用とし、ベントガスが雨水排水ラインを通して排出されることを防止する。

排気管排水設備の概要を図2-44に示す。

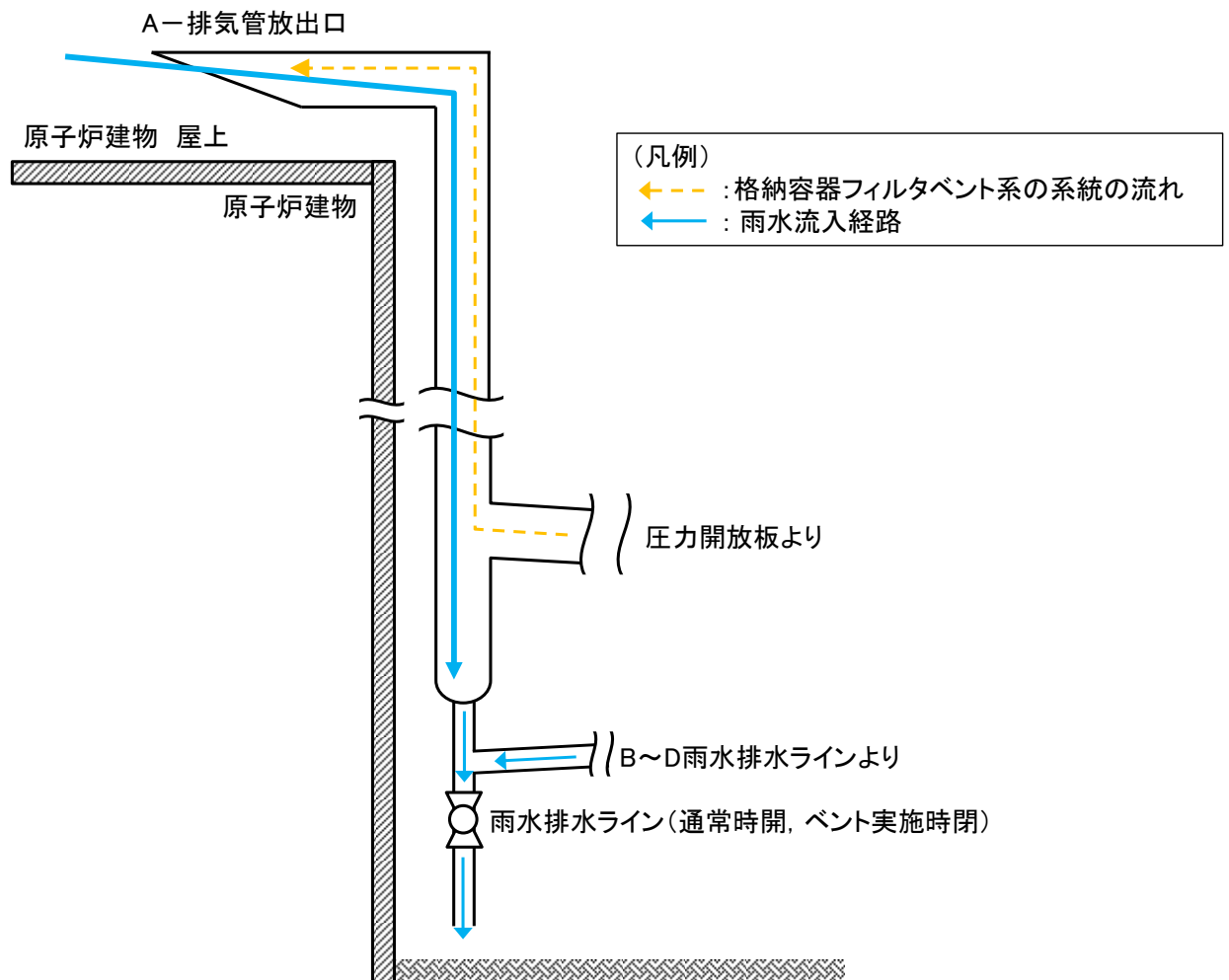


図2-44 排気管排水設備概要図

3. フィルタ性能

3.1 第1 ベントフィルタスクラバ容器及び第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器による放射性物質の除去原理

3.1.1 エアロゾルの除去原理

エアロゾルの除去は、一般にフィルタ媒体（ベンチュリスクラバの場合は水滴、金属フィルタの場合は金属繊維）の種類によらず、主に以下の3つの効果の重ね合わせとして記述できる。

- ・ さえぎり効果（Interception） : 粒径が大きい場合に有効
- ・ 拡散効果（Diffusion） : 流速が遅い場合、粒径が小さい場合に有効
- ・ 慣性衝突効果（Inertia effect） : 流速が早い場合、粒径が大きい場合に有効

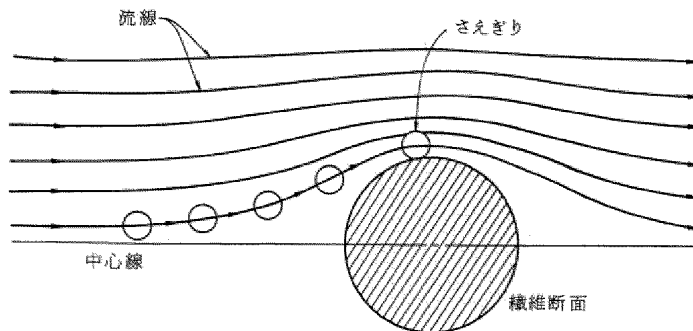
(1)～(3)に、それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径、流速の範囲が異なることから、幅広い粒径、流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

(4)、(5)に、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理を示す。

(1) さえぎり効果

さえぎりによるエアロゾルの捕集は、図3-1に示すように、エアロゾルが流線にそって運動している場合に、フィルタ媒体表面から1粒子半径以内にエアロゾルが達したときに起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合、より遠くの流線に乗っていた場合でもフィルタ媒体と接触することが可能であるため、さえぎりによる除去効果は、エアロゾル粒径が大きい程大きくなる傾向にある。



出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

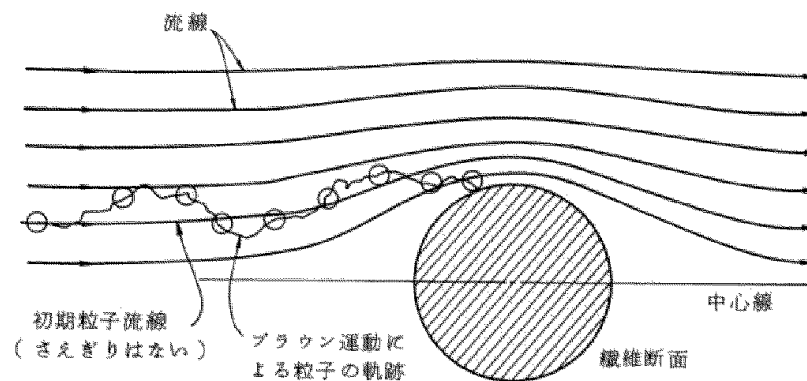
図3-1 さえぎりによる捕集

(2) 拡散効果

拡散によるエアロゾルの捕集は、図3-2に示すように、エアロゾルがフィルタ媒体をさえぎらない流線上を移動しているときでも、フィルタ媒体近傍を通過する際に、ブラウン運動によってフィルタ媒体に衝突することで起こる。

エアロゾル粒径が小さい場合、ブラウン運動による拡散の度合いが大きくなるため、拡散による除去効果は、エアロゾル粒径が小さい程大きくなる傾向にある。

また、フィルタ媒体の近傍にエアロゾルが滞在する時間が長い程ブラウン運動によりフィルタ媒体に衝突する可能性が高まるため、流速が遅い程大きくなる傾向にある。



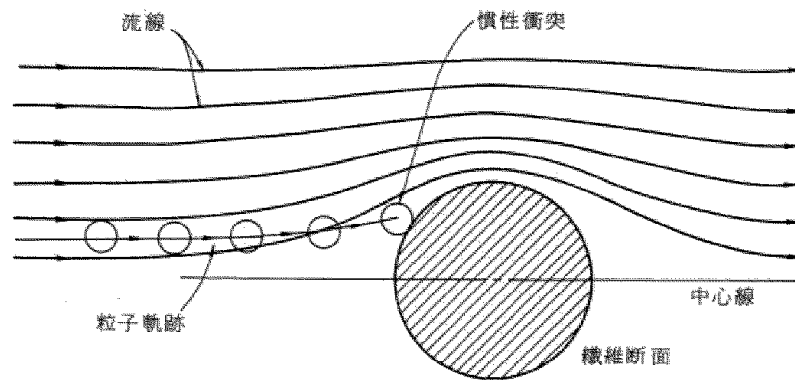
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

図3-2 拡散による捕集

(3) 慣性衝突効果

慣性衝突によるエアロゾルの捕集は、図3-3に示すように、エアロゾルがその慣性のために、フィルタ媒体の近傍で急に変化する流線に対応することができず、流線を横切ってフィルタ媒体に衝突するときに起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合又はエアロゾルの流れが速い場合にエアロゾルの慣性が大きくなり、フィルタ媒体と衝突する可能性が高まるため、慣性衝突による除去効果は、エアロゾル粒径が大きい程大きく、流速が速い程大きくなる傾向にある。



出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

図3-3 慣性衝突による捕集

(4) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの除去原理

ベンチュリスクラバは，断面積の小さいベンチュリノズルのスロート部にベンチトガスを通し，ガス流速を大きくすることで発生する負圧によって，ガス中にスクラビング水を噴霧（いわゆる霧吹き）し，微小水滴にすることでエアロゾルがスクラビング水と接触する面積を大きくすることにより，効果的にエアロゾルを水滴に捕集する。

ベンチュリノズルにおける除去原理を図3-4，ベンチュリノズルにおける速度模式図を図3-5に示す。

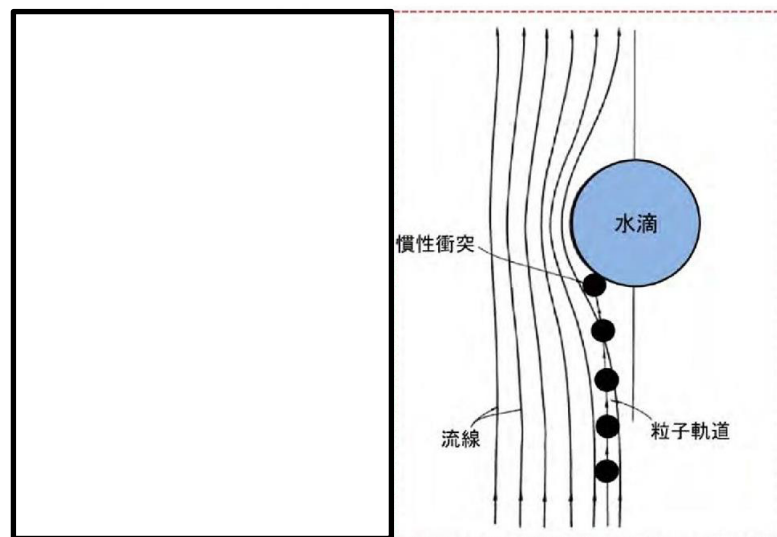


図3-4 ベンチュリノズルにおける除去原理

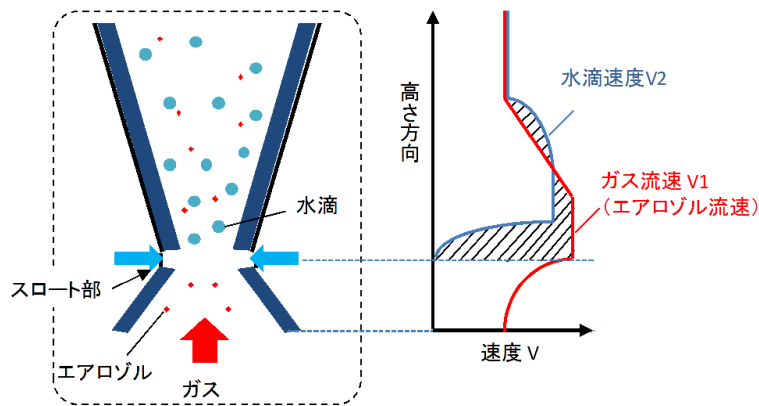


図3-5 ベンチュリノズルにおける速度模式図

図3-5に示すとおり，ベンチュリスクラバはガス流速 V_1 と水滴流速 V_2 が異なることで，ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し付着する現象を利用していることから，慣性衝突による除去が支配的と考えられる。慣性衝突効果では「ガス流速」と「粒径」が主な影響因子である。

以上より，ベンチュリスクラバの除去性能に影響を与える可能性のある主要なパラメータは，ガス流速，水滴流速，エアロゾル粒径及び水滴の噴霧量が考えられるが，水滴流速及び水滴の噴霧量はガス流速に依存するため，ガス流速及びエアロゾル粒径が主要なパラメータとなる。

ベンチュリスクラバにおける除去原理の模式図を図3-6に示す。

- ① ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入する。
- ② ベンチュリノズルのスロート部（絞り機構）によってベントガスが加速される。
- ③ ガス流速を大きくすることで発生する負圧によりスクラビング水が吸入され，ガス流中に水滴を噴霧（いわゆる霧吹き）する。
- ④ 噴霧によって，微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積が大きくなり，エアロゾルがフィルタ媒体と衝突し，ベントガスから捕集される。
- ⑤ ベンチュリノズルの出口に設置した板によってベントガス及び水滴の方向が変わり，エアロゾルはスクラビング水中に保持される。

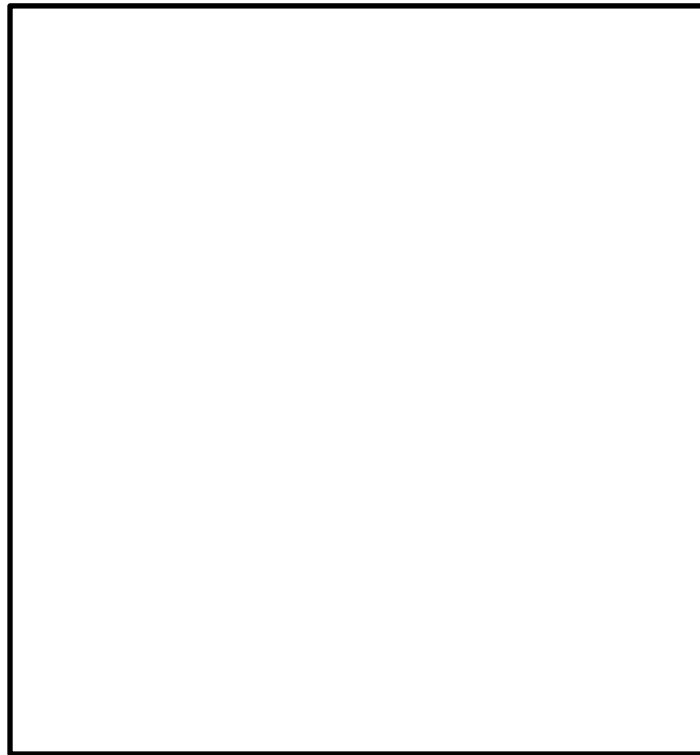


図3-6 ベンチュリスクラバにおける除去原理の模式図

(5) 金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理

金属フィルタは、ベンチュリスクラバの後段に設置され、より粒径の小さいエアロゾルを除去する。

金属フィルタの除去原理は、図3-7に示すように、さえぎり、拡散、慣性衝突効果の重ね合わせにより、エアロゾルを金属繊維表面に付着させ捕集する。

さえぎり、拡散、慣性衝突効果では「ガス流速」と「粒径」が主な影響因子である。

以上より、金属フィルタの除去性能に対して、影響を与える可能性のある主要なパラメータとしては、ガス流速及びエアロゾル粒径を考慮する必要がある。

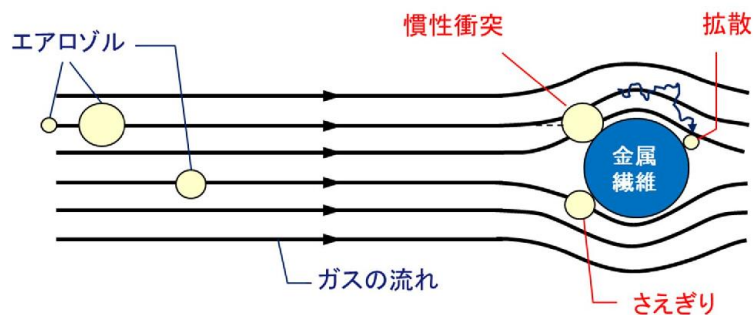


図3-7 金属フィルタにおける除去原理

3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理

重大事故等時に発生する放射性よう素は、粒子状よう素（CsI：よう化セシウム等）と、ガス状よう素として無機よう素（ I_2 ：元素状よう素）と有機よう素（ CH_3I ：よう化メチル等）の形態をとる。大部分のよう素は粒子状よう素として原子炉格納容器内へ放出され、残りは無機よう素として原子炉格納容器内に放出されるが、無機よう素の一部は原子炉格納容器内の有機物（塗装等）と結合し、有機よう素へ転換する。粒子状よう素については、エアロゾルの除去原理に基づき、第1ベントフィルタスクラバ容器内のベンチュリスクラバと金属フィルタで捕集する。

無機よう素については、第1ベントフィルタスクラバ容器内のスクラビング水に添加された薬剤と化学反応させることによりベンチュリスクラバで捕集し、さらに第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の吸着剤と化学反応させることにより捕集する。有機よう素については、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の吸着剤と化学反応させることにより捕集する。

(1) 第1ベントフィルタスクラバ容器内及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内におけるベントガスの流れ

第1ベントフィルタスクラバ容器内部の下部にベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル、スクラビング水等）、上部に金属フィルタを設置し、下流の第1ベントフィルタスクラバ容器の出口側配管に流量制限オリフィスを介して第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を設置する。

ベントガスの流れを図3-8に示す。

ベントガスが第1ベントフィルタスクラバ容器から第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の間に設置している流量制限オリフィスを通過する際、となる。

流量制限オリフィス下流の排気配管は大気開放となるため、銀ゼオライトフィルタにおける圧力は大気圧に近い状態となることから、流量制限オリフィス上流の圧力が高いベント開始初期は、

流量制限オリフィス通過時の蒸気の状態変化のイメージを図3-8に示す。

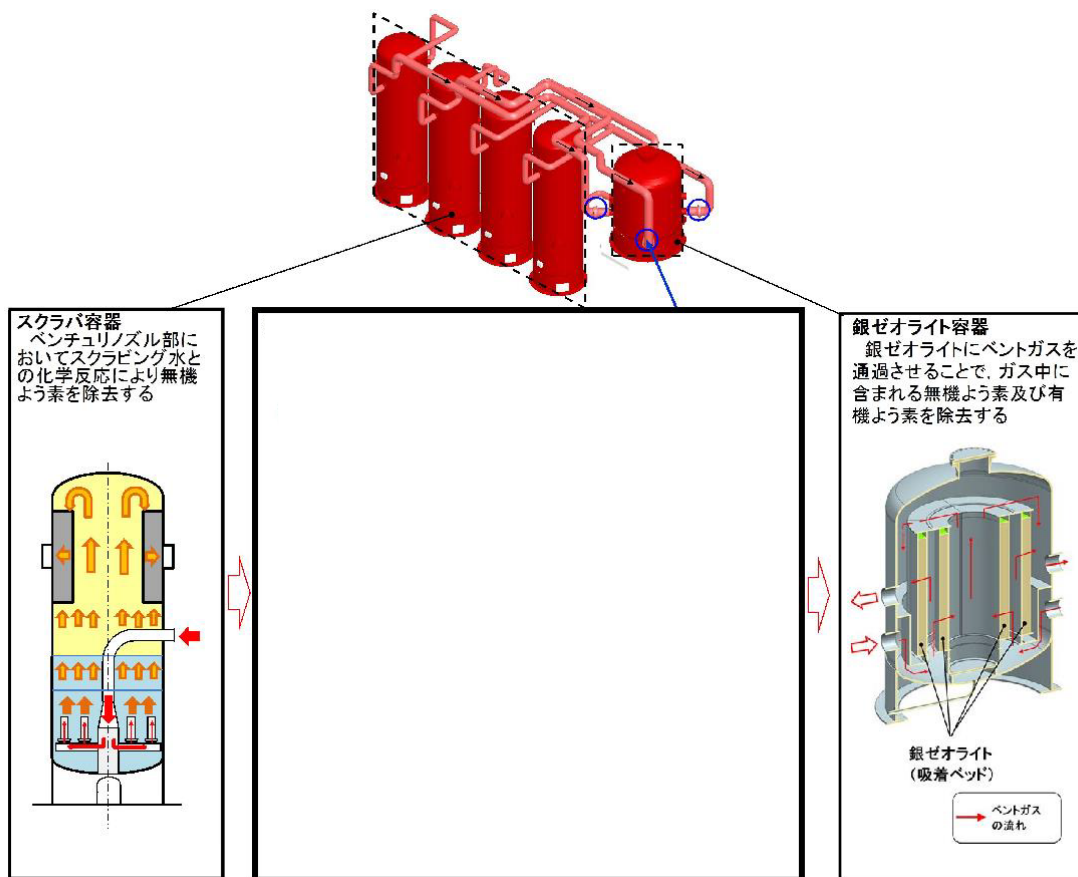


図3-8 第1ベントフィルタスクラバ容器内及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内のベントガスの流れ

(2) ベンチュリスクラバにおけるよう素の除去

ベントガスがベンチュリスクラバを通過する際、無機よう素を化学反応によりスクラビング水中に効果的に捕集・保持するために、スクラビング水には表3-1に示す薬剤を添加する。

表3-1 スクラビング水への添加薬剤

薬 剤	化学式	目 的
[]	[]	<ul style="list-style-type: none"> [] []
水酸化ナトリウム	NaOH	<ul style="list-style-type: none"> [] 溶液を高アルカリ性とする。 無機よう素の再揮発を防止する。

ベンチュリスクラバを通過する際、揮発性の高い無機よう素は、添加薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化し、スクラビング水中に捕集・保

持される。以下に化学反応式を示す。



水酸化ナトリウムの添加によって、スクラビング水はアルカリ性条件下となるため、式(3.2)により、無機よう素を捕集する。

また、スクラビング水に捕集されたよう素イオンと、気相中に含まれる無機よう素の割合(気液分配係数)は、スクラビング水のpHの影響を受け、アルカリ性条件下では気液分配係数が大きいため、スクラビング水中に捕集されたよう素イオンが再び無機よう素となる再揮発が抑制される。

したがって、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去効率に影響を与える主要な因子として、「スクラビング水のpH」が挙げられる。

なお、一般的に有機よう素は無機よう素に比べ活性が低く、反応しにくいいため、ベンチュリスクラバでの有機よう素の除去は期待していない。

(3) 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器におけるよう素の除去

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器には、を添加した吸着剤が充填されており、有機よう素を除去するとともに、無機よう素の除去も可能である。以下に化学反応式を示す。



吸着剤は、ためににを添加して粒状に成形したもので、これを第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の銀ゼオライトフィルタに充填することで吸着ベッドを形成している。

ベントガスの滞留時間は、ベントガスが吸着ベッドを通過するのに要する時間であり、長い程反応の効率が高まる。また、過熱度は吸着ベッドを通過するベントガスの温度と飽和温度との差であり、

であれば、

したがって、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器におけるよう素の除去効率に影響を与える主要な因子として、「ベントガスの滞留時間」と「過熱度」を考慮する必要がある。

3.2 運転範囲

3.1.1で、エアロゾルの除去原理において主要なパラメータとしたガス流速及びエアロゾル粒径に加え、ベント実施中に変動するパラメータであるガス温度及びガス蒸気割合について、有効性評価に基づき、ベント実施中に想定する運転範囲を表3-2に示す。また、3.1.2で、ガス状放射性ヨウ素の除去原理において主要なパラメータとしたスクラビング水のpH及びガスの過熱度について、ベント実施中に想定する運転範囲を表3-2に示す。

表3-2 ベント実施中における想定運転範囲

パラメータ	想定変動範囲
ガス流速	ベント実施からほぼ静定した格納容器圧力に対応するベンチュリノズルのガス流速は、約 <input type="text"/> m/s*なる。 なお、金属フィルタにおけるガス流速は、適切なガス流速となるよう金属フィルタの表面積を設定している。
エアロゾル粒径	サプレッションチェンバからのベント実施時の粒径分布より、質量中央径を約 <input type="text"/> μm とする。
ガス温度	原子炉格納容器の限界温度である 200℃から温度低下率がほぼ横這いで静定した状態となる約 120℃に至る温度範囲（約 120～200℃）を格納容器フィルタベント系に流入するガス温度の想定変動範囲とする。
蒸気割合	ベント実施～事象発生 7 日後における格納容器フィルタベント系に流入する蒸気割合は約 <input type="text"/> %となる。
スクラビング水の pH	スクラビング水は高アルカリ性を保つために、水酸化ナトリウムが添加されていることから、運転範囲はアルカリ性で維持される。
ガス過熱度	原子炉格納容器の限界圧力である 853kPa[gage]及びほぼ静定した状態となる 100kPa[gage]に対応する第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器におけるベントガスの過熱度は約 <input type="text"/> K となる。

注記*： m/sはベント実施からほぼ静定した時の格納容器圧力100kPa[gage]における流速であり、最大圧力（853kPa[gage]）の時の流速を m/sとしている。

3.3 性能検証試験結果

3.3.1 性能検証試験の概要

Framatome社製のフィルタ装置は、大規模なセクター試験装置により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。以下に試験の概要を示す。

(1) エアロゾルの除去性能試験（JAVA試験）

Framatome（当時Siemens）社は、1980年代から1990年にかけて、ドイツのカールスシュタインにある試験施設（以下「JAVA」という。）にて、電力会社、ドイツ原子力安全委員会（以下「RSK」という。）及びその他第三者機関立会の下、フィルタ装置のエアロゾルに対する除去性能試験を行っている。

試験装置には、実機に設置するものと同一形状のベンチュリノズルと、実機に設置するものと同一仕様の金属フィルタを設置し、試験条件として、実機の想定事象における種々のパラメータ（圧力、温度、ガス流量等の熱水力条件及びエアロゾル粒径、濃度等のエアロゾル条件）について試験を行うことにより、フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。試験装置の概要を図3-9、試験条件を表3-3に示す。

試験にはエアロゾルを模擬するため、を使用している。図3-10に示すように、試験で使用したの質量中央径は約 μm 、空气中の質量中央径は約 μm 、蒸気中の質量中央径は約 μm 、の質量中央径は約 μm となっている。

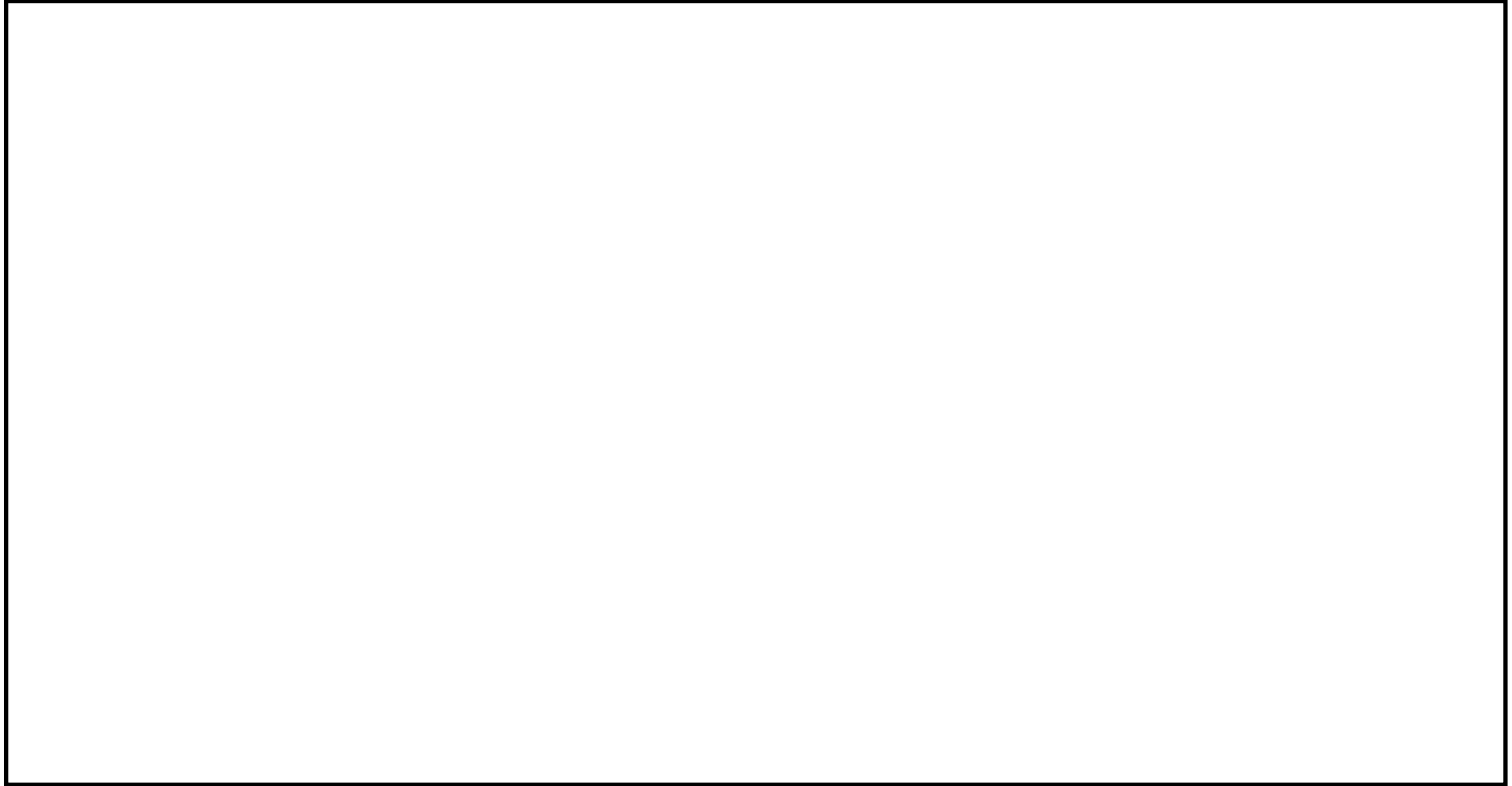


図3-9 JAVA試験装置概要

表3-3 JAVA試験条件（エアロゾル除去性能試験）

試験範囲	
圧力*	約 [] bar[abs] (約 [] kPa[abs])
温度*	約 [] °C
流量	約 [] m ³ /h
蒸気割合*	[] %
試験用エアロゾル	[] [] []

注記*：エアロゾルの除去性能に影響を与える主要な因子に該当しない。

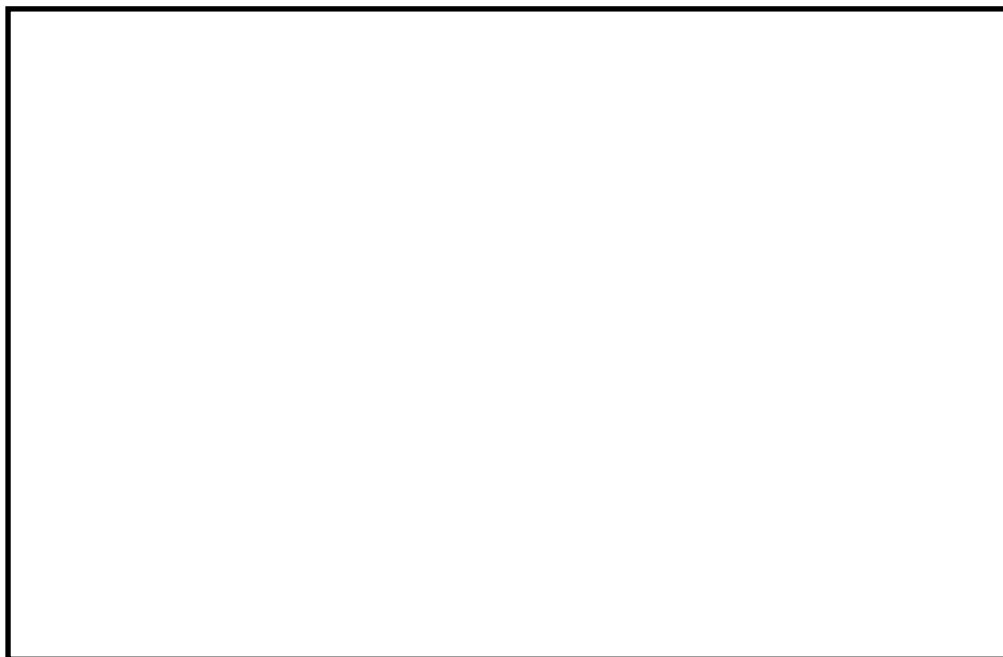


図3-10 試験用エアロゾルの粒径分布

(2) 無機よう素の除去性能試験（JAVA 試験）

Framatome社は、JAVA試験装置を使用し、(1)に示したエアロゾルの除去性能試験と同時期に電力会社、RSK及びその他第三者機関立会の下、無機よう素の除去性能試験を実施している。

試験条件として、種々のパラメータ（圧力、温度、ガス流量等の熱水力条件、スクラビング水のpH等の化学条件）にて試験を行うことにより、フィルタ装置における無機よう素の除去性能について確認している。JAVA試験における無機よう素の試験条件を表3-4に示す。

表3-4 JAVA試験条件（無機よう素除去性能試験）

試 験 範 囲	
圧 力*	約 [] bar[abs] (約 [] kPa[abs])
温 度*	約 [] °C
流 量*	約 [] m ³ /h
pH	約 []
試験用物質	[]

注記*：無機よう素の除去性能に影響を与える主要な因子に該当しない。

(3) 有機よう素の除去性能試験（JAVA PLUS試験）

実機使用条件を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、Framatome社はJAVA試験装置に有機よう素除去部を設けたJAVA PLUS試験装置を用いて、2013年より有機よう素の除去性能試験を実施している。

試験装置には、実機に使用する吸着材を実機と同一の密度で充填し、試験条件として、種々のパラメータ（圧力、温度、過熱度等の熱水力条件）にて試験を行うことにより、フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。

試験装置の概要を図3-11、試験条件を表3-5に示す。

表3-5 JAVA PLUS試験条件（有機よう素除去性能試験）

試 験 範 囲	
圧 力*	約 [] bar[abs] (約 [] kPa[abs])
温 度*	約 [] °C
流 量*	約 [] kg/s
蒸気割合*	約 [] %
過 熱 度	約 [] K
試験用物質	[]

注記*：有機よう素の除去性能に影響を与える主要な因子に該当しない。

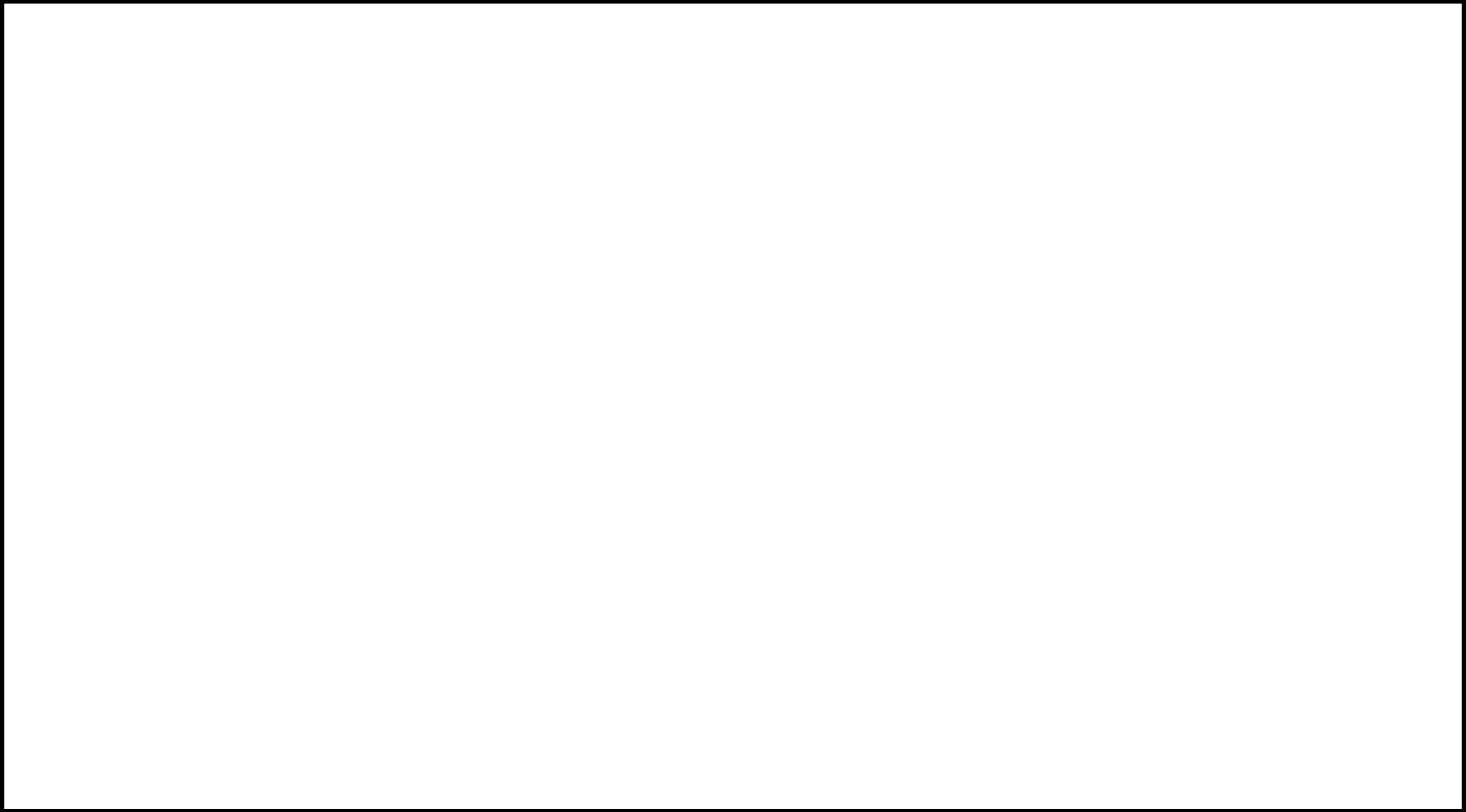


図3-11 JAVA PLUS試験装置概要

3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果

JAVA試験における性能検証試験結果を表3-6～9に示す。

エアロゾルの除去原理では、3.1.1に示すとおり、「ガス流速」及び「粒径」が主な影響因子であるため、ガス流速及びエアロゾル粒径に対しての性能評価を行った。さらに、その他の試験条件に用いたパラメータについても第1ベントフィルタスクラバ容器のエアロゾルの除去性能への影響を確認するため、ガス温度及び蒸気割合に対しての性能評価を行った。試験の結果、エアロゾルの除去能力がDF1000以上であることを確認した。

(1) ガス流速

ガス流速の変化による除去性能を確認するために、流量からベンチュリノズル部のガス流速と金属フィルタ部のガス流速を計算*して確認した。

図3-12及び図3-13にベンチュリノズル部及び金属フィルタ部におけるガス流速に対して整理した性能検証試験結果を示す。DFについては、装置の入口と出口のエアロゾル濃度を測定することで算出している。

この結果から、ベンチュリスクラバ部にて想定する運転範囲（約 m/s）と金属フィルタ部にて想定する運転範囲全域にわたって要求されるDF1000以上を満足していることが分かる。

なお、運転範囲よりも小さいガス流速でもベンチュリスクラバ及び金属フィルタの組合せで、DF1000以上を満足しているため、第1ベントフィルタスクラバ容器はガス流速によらず十分な性能を示していると言える。

注記*：ガス流速は、体積流量を、図3-14に示すベンチュリノズルの最小断面積であるスロート部の総断面積又は金属フィルタの総断面積で割ることにより、算出している。

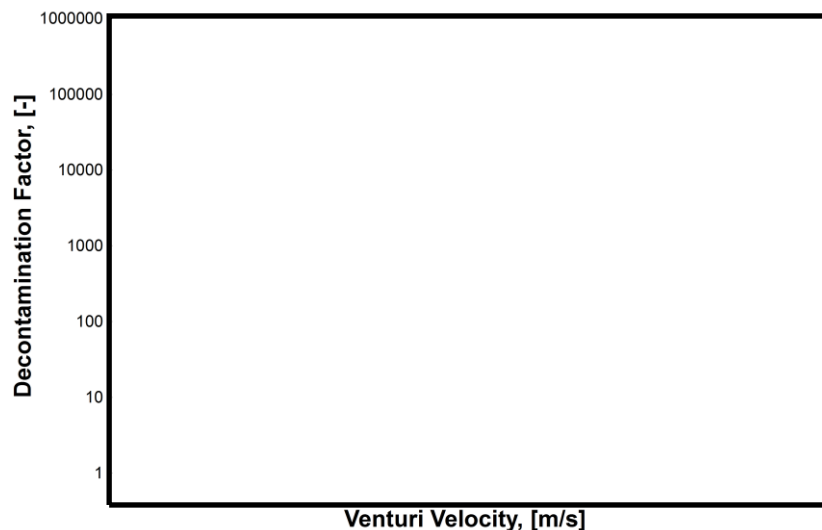


図3-12 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数（JAVA試験）

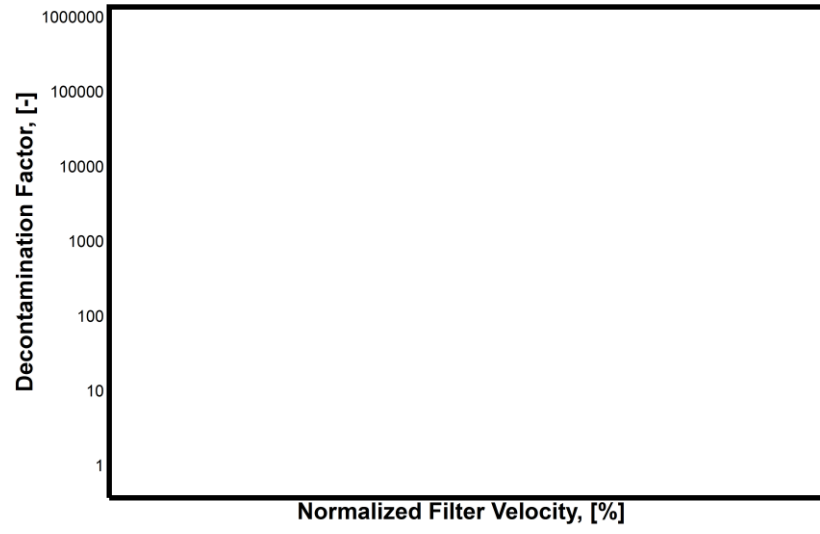


図3-13 金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数（JAVA試験）

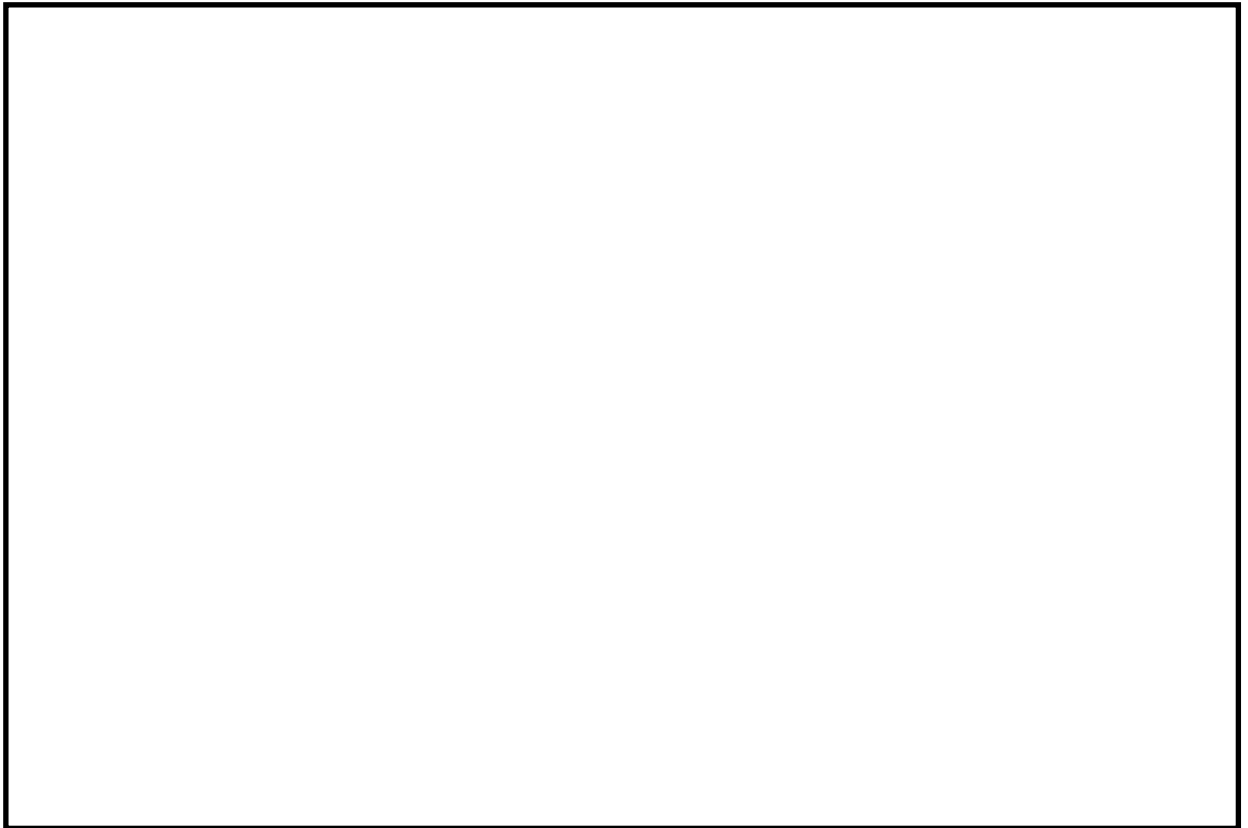


図3-14 ペンチュリノズルスロット部及び金属フィルタの断面積

(2) エアロゾル粒径

図3-15に試験用エアロゾル（エアロゾルの粒径）に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果からエアロゾル粒径（質量中央径：約 μm ）の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、いずれの試験結果においても要求されるDF1000以上を満足していることが分かる。

サプレッションチェンバからのベント実施時に想定する質量中央径は約 μm である。試験用エアロゾルとして質量中央径約 μm の を使用し、DF1000以上を満足していることから、第1ベントフィルタスクラバ容器はエアロゾル粒径に対して十分な性能を示していると言える。

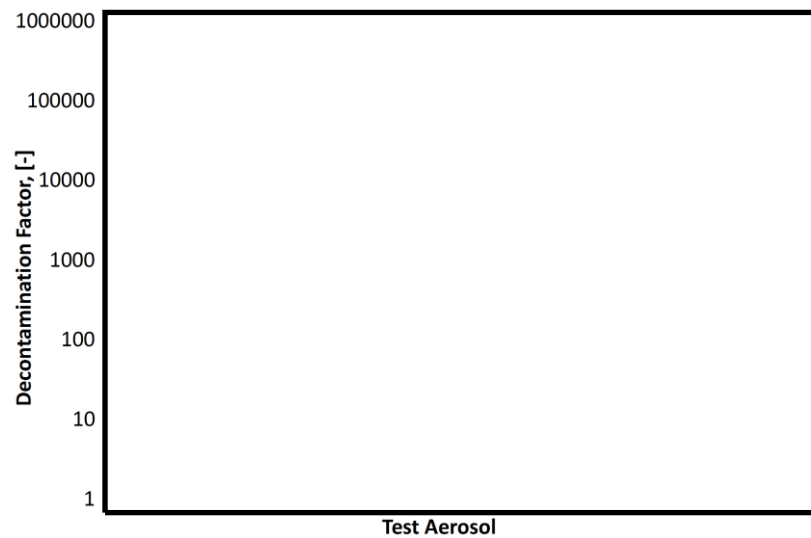


図3-15 粒径に対する除去係数（JAVA試験）

(3) ガス温度

図3-16にガス温度に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から、ガス温度の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、試験を実施した全域にわたって要求されるDF1000以上を満足していることが分かる。

したがって、ガス温度の運転範囲（約120～200℃）に対して、第1ベントフィルタスクラバ容器は十分な性能を示していると言える。

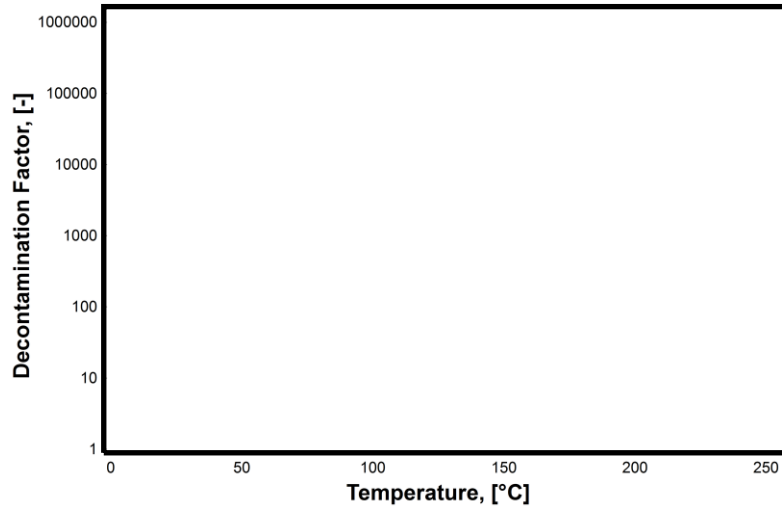


図3-16 ガス温度に対する除去係数（JAVA試験）

(4) ガス蒸気割合

図3-17にガス蒸気割合に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から、ガス蒸気割合の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、試験を実施した全域にわたって要求されるDF1000以上を満足していることが分かる。

ガス蒸気割合の運転範囲（約 %）は性能検証試験範囲内であり、第1ベントフィルタスクラバ容器はガス蒸気割合に対して十分な性能を示していると言える。

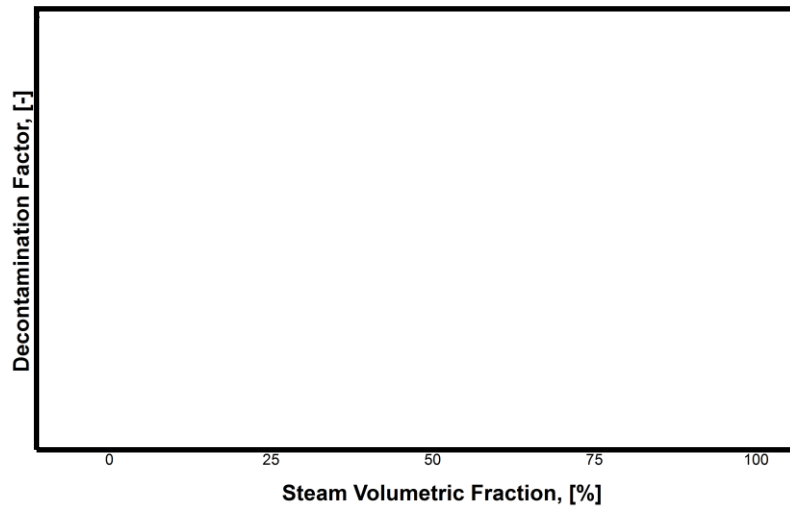


図3-17 ガス蒸気割合に対する除去係数（JAVA試験）

表3-6 エアロゾル () 除去性能試験結果 (JAVA試験)

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Total Removal Efficiency (%)

表3-7 エアロゾル () 除去性能試験結果 (JAVA試験)

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Total Removal Efficiency (%)

表3-8 エアロゾル () 除去性能試験結果 (JAVA試験) (1/2)

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Total Removal Efficiency (%)

表3-9 エアロゾル () 除去性能試験結果 (JAVA試験) (2/2)

Test-No.	Gas Composition	Gas Flow (m ³ /h)	Pressure (bar abs)	Total Removal Efficiency (%)	Test Aerosol	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)

3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果

(1) 無機よう素除去性能試験結果

JAVA試験における無機よう素除去性能試験結果を表3-10に示す。

無機よう素のベンチュリスクラバ（スクラビング水）への捕集は化学反応によるものであり，その反応に影響を与える因子は，「スクラビング水のpH」である。図3-18にスクラビング水のpHに対する無機よう素の除去性能試験結果を示す。この結果から，スクラビング水がpH の状態においても設計条件である除去効率99%（DF100）以上であることを確認した。

一般的に無機よう素は，有機よう素と比べ活性が高く，反応しやすいため，銀ゼオライトフィルタでも捕集されやすい。したがって，ベンチュリスクラバに銀ゼオライトフィルタを組み合わせることで，さらに除去性能が高くなるものと考えられる。

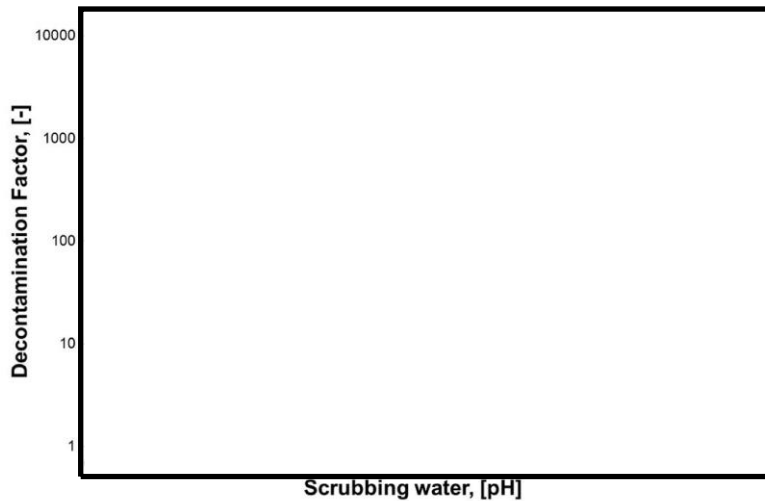


図3-18 pHに対する無機よう素の除去係数

表3-10 ベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果（JAVA試験）

Test-No.	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Scrubbing Water (pH)	Removal Efficiency (%)

(2) 有機よう素除去性能試験結果

JAVA PLUS試験における有機よう素の除去性能試験結果を表3-11に示す。JAVA PLUS試験で得られた除去係数を、過熱度で整理したものを図3-19に示す。

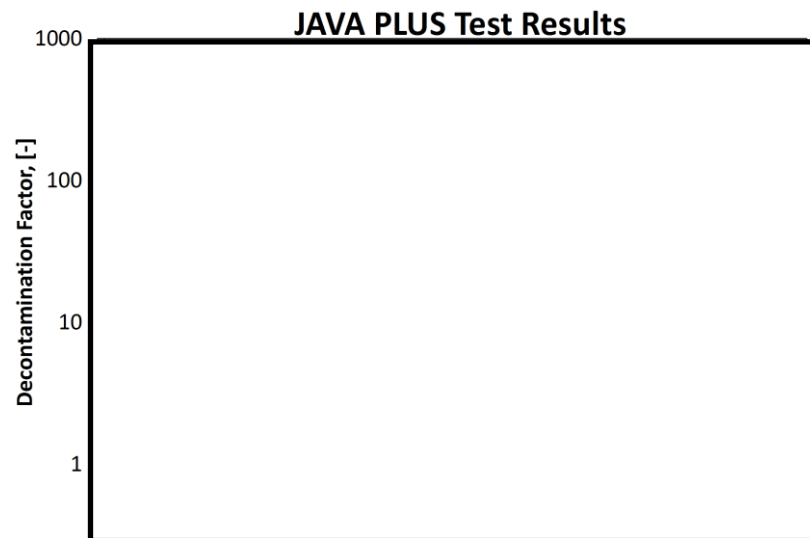


図3-19 JAVA PLUS試験結果

ここで、JAVA PLUS試験装置と実機においては、吸着ベッドの形状が異なるため、ベントガスの吸着ベッドにおける滞留時間が異なる。その補正をするために、以下に示す関係を用いる。

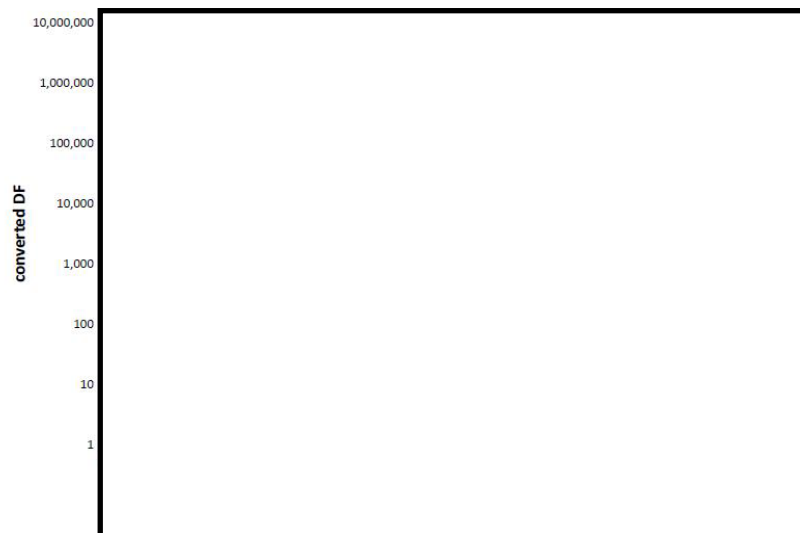
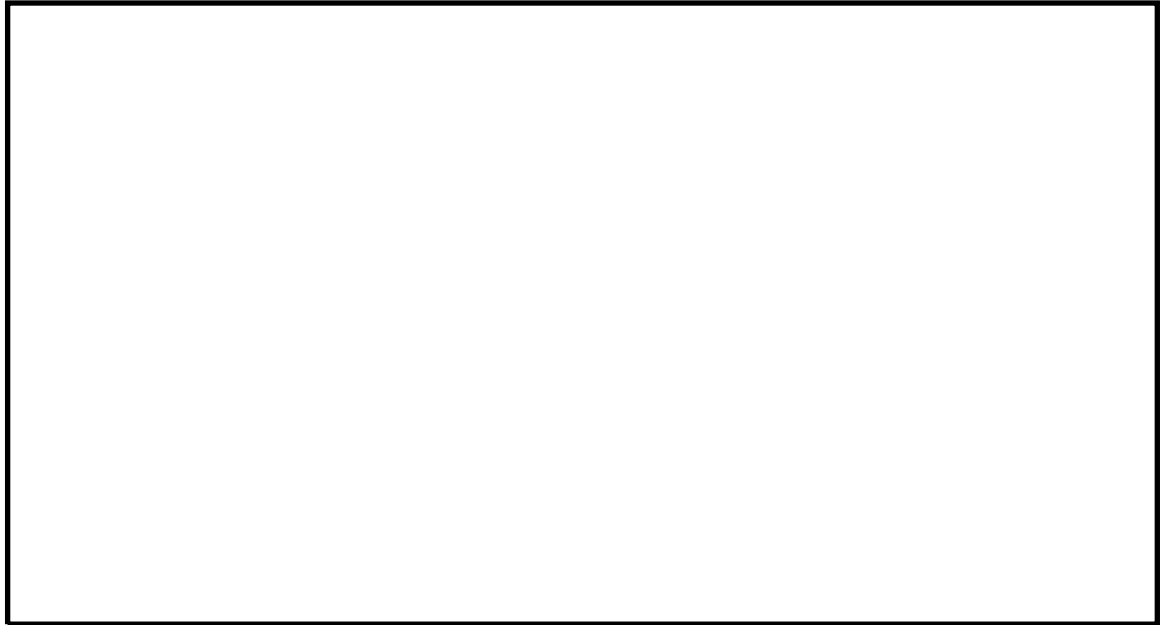


図3-20 JAVA PLUS 試験結果（補正後）

表3-11 有機よう素除去性能試験結果 (JAVA PLUS試験)

Test-No.	VSV inlet Pressure (bar abs)	Pressure in the M/S (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (kg/s)	Gas Composition (Steam:Air) (vol.%)		Removal Efficiency (%)

3.3.4 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の継続使用による性能への影響

第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を継続使用することにより、放射性物質の除去性能に影響する可能性のある因子について検討する。

(1) 粒子状放射性物質（エアロゾル）の再浮遊

a. ベンチュリスクラバ部

(a) 想定する状態

第1ベントフィルタスクラバ容器を継続使用すると、ベンチュリスクラバで捕集されたエアロゾルにより、ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。スクラビング水の水面近傍には、水の沸騰やベンチュリノズルを通るベントガスによる気流により、細かい飛沫（液滴）が発生するが、その飛沫にエアロゾルが含まれていると、エアロゾルがベンチュリスクラバの後段に移行することが考えられる。

(b) 影響評価

ベンチュリスクラバの後段には、金属フィルタが備えられており、この金属フィルタには、ベンチュリスクラバからの飛沫（液滴）を除去するための機構（プレフィルタ及び湿分分離機構）と除去したドレン水をスクラビング水内に戻すためのドレン配管が設置されている。そのため、ベンチュリスクラバで発生した飛沫（液滴）は、メインフィルタに到達する前に除去される。また、飛沫（液滴）の微細化や蒸発によってエアロゾルが放出される可能性があるが、メインフィルタにて捕集される。

以上のとおり、第1ベントフィルタスクラバ容器は、ベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計となっている。

b. 金属フィルタ部

(a) 想定する状態

金属フィルタで捕集されたエアロゾルが蓄積すると、崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇し、放射性物質の融点/沸点を超えた場合に液体/気体となる。これらの液体/気体がベントガス流により下流に流された場合、第1ベントフィルタスクラバ容器下流側にエアロゾルを放出することが考えられる。

(b) 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント実施中はベント

ガスの流れによって冷却され、ベント停止後は系統内を不活性化するための窒素ガスにより冷却されることから、金属フィルタの温度が、エアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOHの融点：272.3℃）に対し、十分に低く抑えることができる。なお、窒素ガスを停止した場合の温度評価により金属フィルタの温度が、エアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOHの融点：272.3℃）を下回ることを確認している。

(2) ガス状放射性よう素の再揮発

a. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発

(a) 想定する状態

第1ベントフィルタスクラバ容器を継続使用すると、スクラビング水の温度が上昇する。スクラビング水の温度上昇に伴い、スクラビング水中に捕集した無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

さらに、酸性物質を含むベントガスが流入し、スクラビング水のpHが低下した場合、気相中への無機よう素の再揮発が促進されることが考えられる。

(b) 影響評価

気液界面（第1ベントフィルタスクラバ容器水面）における無機よう素の平衡については温度依存性があり、スクラビング水の水温が高い方が気相の無機よう素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、無機よう素とよう素イオンの平衡により液相中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラビング水の温度が上昇しても十分小さい値となる。

JAVA試験は、高温のベントガスを用いて、無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており、温度上昇による影響に配慮したものとなっている。

また、スクラビング水には水酸化ナトリウムが添加されており、重大事故等時においてもスクラビング水はアルカリ性に維持される。

b. 銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の再揮発

(a) 想定する状態

化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素ガスを通気することにより捕集されているよう素を再揮発させる技術がある。銀ゼオライトフィルタに充填された銀ゼオライトに、ベントガスに含まれる水素ガスが通気されると、捕集された放射性よう素が再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

水素ガスによるよう素の再浮遊は400℃以上の高温状態で数時間程度、水素ガスを通気した場合に起こることが知られている。一方、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に流入するガスは200℃以下であり、銀ゼオライトに水素ガスが通過したとしても、銀ゼオライトに捕集されているよう素が再揮発することはない。

また、銀ゼオライトで捕集した放射性よう素の崩壊熱は、ベント実施中はベントガスの流れにより冷却され、ベント停止後は系統内を不活性化するための窒素ガスにより冷却されることから、銀ゼオライトフィルタの温度が、放射性よう素の再揮発が起こるような温度（400℃以上）に対し、十分低く抑えることができる。なお、窒素ガスを停止した場合の温度評価により銀ゼオライトフィルタの温度が、放射性よう素の再揮発が起こるような温度（400℃以上）を下回ることを確認している。

(3) フィルタの閉塞

a. 想定する状態

炉心損傷後のベント実施時には、溶融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温等によるエアロゾル、コアコンクリート反応により発生するCaO₂等のコンクリート材料に起因するエアロゾル及び保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵が、第1ベントフィルタスクラバ容器に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、ベンチュリノズルの狭隘部や金属フィルタに付着し、閉塞することが考えられる。

b. 影響評価

ベンチュリノズルの狭隘部を通過するガス流速は、高速となる。ベンチュリノズルの狭隘部寸法に対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、ベンチュリノズルが閉塞することはない。

金属フィルタには、ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルが移行する。移行するエアロゾル量は、金属フィルタの設計負荷量に対して十分小さく、金属フィルタが閉塞することはない。

(4) 薬剤の容量減少

a. 想定する状態

無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤（）との反応により捕集されるが、薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には、無機よう素は捕集されずに下流に流出されることが考えられる。

b. 影響評価

スクラビング水に含まれる [] の量は、原子炉格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達することはない。

(5) 吸着材の容量減少

a. 想定する状態

銀ゼオライトフィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトが、よう素の捕集によって吸着容量に達した場合には、ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。

b. 影響評価

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、原子炉格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから吸着飽和に達することはない。

(6) 吸着材の変質

a. 想定する状態

銀ゼオライトフィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトは、放射線の照射環境、高湿度並びに光照射の環境に長期間晒されると、変質してよう素除去性能が低下することが考えられる。

b. 影響評価

放射線照射による影響については、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器で想定される照射量以上の放射線を照射した銀ゼオライトの性能試験結果から捕集性能を確認しており、よう素の除去性能への悪影響はない。

湿分による影響については、密閉容器内にスクラビング水（水酸化ナトリウム及び []）と銀ゼオライトを保管し、6カ月後及び15カ月後の除去効率の測定試験を行い、性能基準（ []）を満たしていることを確認している。

光照射による影響については、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器はステンレス鋼製の容器とし、銀ゼオライトフィルタ内に充填される銀ゼオライトに光が照射されないようにするため、変質する恐れはない。

4. 設備の維持管理

(1) 点検方法

保全方式の選定に当たっては、「原子力発電所の保守管理規程（J E A C 4209）MC-11-1-1 保全方式の選定」に基づき、適切な方針を選定することとした。

格納容器フィルタベント系は、設備の重要性から予防保全を行うことが適切である。機械設備、電気設備及び計装設備については、運転経験、劣化の進展予測等から、定期的な保全が妥当と判断するため、時間基準保全とする。

a. 機械設備

格納容器フィルタベント系の機械設備については、島根原子力発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

第1ベントフィルタスクラバ容器及び容器内部構造物については、薬液に対する劣化状況について確認するため、マンホールを開放して定期的な内部点検を行う必要がある。

スクラビング水の分析については、海外プラントにおいて窒素ガス封入環境下で約 薬液濃度の有意な変化は認められていない実績があり、性状に有意な変化はないものと考えられるが、定期事業者検査時に実施することとする。

また、銀ゼオライトフィルタに充填される銀ゼオライトについては、試験を行い、スクラビング水による飽和蒸気環境下で15カ月間保管した後も性能基準を満たしていることを確認した。

島根原子力発電所第2号機の第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器では、銀ゼオライトのサンプリングが可能な設計としており、定期的な性能確認を実施することとする。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は、表4-1のとおりである。

なお、点検周期については、今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。

表4-1 機械設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容	点検周期*
第1 ベントフィルタ スクラバ容器	1. 本体	a. 開放点検	65M
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	1C
		b. スクラビング水性状確認 試験	1C
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属フィルタ ・多孔板	1. 本体	a. 開放点検	65M
第1 ベントフィルタ 銀ゼオライト容器	1. 本体	a. 開放点検	65M
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	1C
		b. 銀ゼオライト性能確認試験	1C
伸縮継手	1. 本体	a. 外観点検	10C
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	10C
流量制限オリフィス	1. 本体	a. 開放点検	10C
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	10C
圧力開放板	1. 機能確認	a. 漏えい確認	5C
弁	1. 本体	a. 分解点検	78M
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	1C, 10C
		b. 動作確認	1C
配管	1. 本体	a. 外観点検	10C
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	1C, 10C

注記*：点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。

b. 電気設備

格納容器フィルタベント系の電気設備については、島根原子力発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は、表4-2のとおりである。

なお、点検周期については、今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。

表4-2 電気設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容	点検周期*
電動弁アクチュエータ	1. 電気室内部	a. 分解点検	65M
		b. 部品取替	130M
	2. トルクスイッチ	a. 分解点検	65M
		b. 部品取替	130M
	3. リミットスイッチ	a. 分解点検	65M
		b. 部品取替	130M
	4. ピニオン, ギア	a. 分解点検	65M
	5. 開度計	a. 分解点検	65M
		b. 機能・性能試験	5C
	6. 駆動部	a. 分解点検	65M
		b. 機能・性能試験	5C
	7. 駆動電動機	a. 分解点検	130M
	8. 機能確認	a. 機能・性能試験	5C

注記*：点検周期のMは「月」，Cは「サイクル」を示す。

c. 計装設備

格納容器フィルタベント系の計装設備は、島根原子力発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は、表4-3のとおりである。

なお、点検周期については、今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。

表4-3 計装設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容	点検周期*
水位計	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	13M
		b. ループ試験	1C
圧力計	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	13M
		b. ループ試験	1C
温度計	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 絶縁抵抗測定, 導通試験	1C
		b. ループ試験	1C
水素濃度計	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 標準ガス校正試験	13M
		b. ループ試験	1C
サンプリング機器	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 分解点検	a. ポンプ分解点検	65M
	3. 機能・性能試験	a. 動作試験	1C
放射線モニタ	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	13M
		b. 線源校正試験	13M
pH計	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	13M
制御盤	1. 外観点検	a. 外観点検	1C

注記*：点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。

(2) 試験方法

格納容器フィルタベント系の機能検査として、「弁開閉試験」、「漏えい試験」、「スクラビング水性状確認試験」及び「銀ゼオライトフィルタ（銀ゼオライト）性能確認試験」を実施する。

a. 弁開閉試験

系統が所定の機能を発揮することを確認するため、以下の弁について開閉試験を実施する。図4-1に対象弁を示す。

(a) 電動弁（弁番号：①，②，③，④，⑤）

- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験
：①*，②*，③*，④*，⑤
- ・遠隔手動弁操作機構による人力での弁開閉試験
：①，②，③，④，⑤

注記*：当該弁の中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験は，原子炉格納容器隔離弁の弁開閉試験として別途実施する。

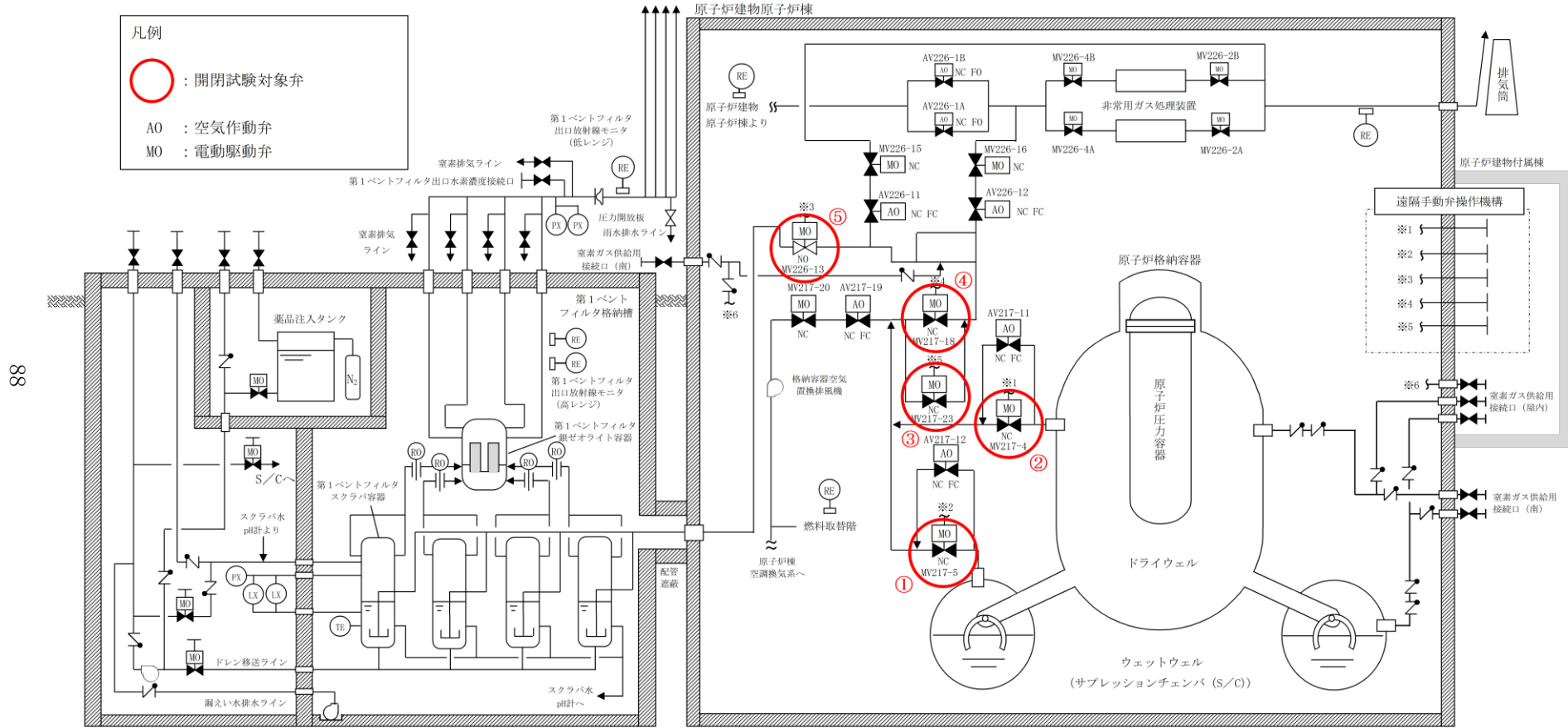


図4-1 格納容器フィルタベント系検査対象弁

b. 漏えい試験（主配管）

漏えい試験の試験条件・目的・方法を表4-4に、試験概要を図4-2に示す。

漏えい試験の各条件について下記(a)～(c)に整理する。

(a) 加圧媒体

格納容器フィルタベント系の最高使用圧力853kPa [gage] でのベント開始時の系統内は窒素ガスが支配的であること、また、ベント実施中に漏えい防止対象となる放射性物質は窒素より分子量が大きいことから、窒素ガスを加圧媒体とすることは妥当であると判断する。なお、事故時に発生する水素ガスについては、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器のフランジ部等から漏えい試験の検出限界値の水素ガスが漏えいした場合においても、長期にわたって第1ベントフィルタ格納槽内が可燃限界に到達しないこと、系統内から水素ガスが漏えいした場合においても、建物内については静的触媒式水素処理装置による処理が、建物外については外気への拡散が期待できること、また、試験時の安全性確保の観点から、水素ガスを加圧媒体とした漏えい試験は行わない。

(b) 試験圧力

漏えい試験では、系統内が不活性状態で維持されていることを確認するため窒素封入圧力 \square kPa [gage] 以上を試験圧力とする。また、系統の使用時にバウンダリ機能を維持できることを確認するため最高使用圧力853kPa [gage] 及び427kPa [gage] を試験圧力とする。

(c) 試験温度

漏えい試験では、系統の最高使用温度200℃を模擬することが困難となることから約180℃低い常温約20℃での漏えい確認となるが、試験温度については、環境温度が高い場合、配管が熱膨張した状態となり、フランジ部パッキンに圧縮荷重が付加されることによりシール性が向上するものとなることから、常温での試験環境は、保守的となる。

また、同様に系統最高使用温度での漏えい確認が困難な原子炉圧力容器の漏えい試験では、通常運転温度約280℃に対し180℃以上低い100℃以下で漏えい確認を行っていることから、常温での漏えい確認で十分であると判断する。

表4-4 漏えい試験の試験条件・目的・方法

加圧媒体	試験圧力	試験温度	周期	試験目的・方法
窒素ガス	□kPa[gage] (窒素ガスパージ 圧力)	常温	1C	系統内を不活性状態に維持することを目的に、系統全体を窒素ガスパージ圧力（系統待機状態）に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。
	853kPa[gage] (最高使用圧力 (第2弁から流量制限 オリフィスまで))		10C	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために、系統全体を最高使用圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。
	427kPa[gage] (最高使用圧力 (流量制限オリフィスか ら圧力開放板まで))		10C	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために、系統全体を最高使用圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。

c. スクラビング水性状確認試験

スクラビング水性状確認試験は，原子炉停止中に，連絡管からサンプル水の採取・分析を実施し，スクラビング水が規定の薬液濃度であることを確認する。

d. 銀ゼオライトフィルタ（銀ゼオライト）性能確認試験

銀ゼオライトフィルタに充填される銀ゼオライトについては，原子炉停止期間中に第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の試験用銀ゼオライトを用いてよう素除去性能確認試験を行い，規定の性能が確保されていることを確認する。

可燃性ガスの爆発防止対策について

1. 格納容器フィルタベント系

格納容器フィルタベント系の系統内で可燃性ガスの爆発が発生した場合、当該系統に期待している放射性物質の低減効果が喪失するおそれ又は第1ベントフィルタスクラバ容器内及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内で保持している放射性物質の外部への放出のおそれがあるため、設計及び運用により系統内での可燃性ガスの爆発を防止する。

(1) 考慮する可燃性ガスの種類及び対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故等時に発生するおそれのある可燃性ガスとして、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び金属腐食により発生する水素ガスが考えられる*1。これらの反応によって原子炉格納容器内水素濃度は、可燃限界濃度である4vol%を大きく上回るが、原子炉格納容器内雰囲気は系統待機時から不活性化（ドライ条件で酸素濃度2.5vol%以下に管理）することに加え、水の放射線分解によって発生する酸素ガスを考慮しても酸素濃度を可燃限界であるドライ条件で5vol%未満に管理することで、水素ガス及び酸素ガスが同時に可燃限界に到達することを防止する。格納容器フィルタベント系については、系統待機状態から系統内を窒素ガスで不活性化することにより、原子炉格納容器内の水素ガスが排出経路を通過する際における水素爆発を防止する。

また、格納容器フィルタベント系の配管については、ベント実施時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素ガス及び酸素ガスの滞留を防止するために、配管ルートにUシール部ができないように配置する。新設部分については水平配管に適切な勾配を設ける。

なお、水素爆発の条件として、水素濃度4vol%以上かつ酸素濃度5vol%以上の条件に加えて、着火源又は500℃以上の発熱源が必要となるが、原子炉格納容器内における着火源又は500℃以上の発熱源の不確かさが大きいことから、酸素濃度を管理することで水素爆発を防止することとしている。

注記*1：溶融炉心・コンクリート相互作用によって、可燃性ガスである一酸化炭素が発生することが考えられるが、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置するとともに溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水を継続することで、溶融炉心・コンクリート相互作用はほとんど発生せず、一酸化炭素の発生量は無視できるほど小さいことから、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮しないこととした。なお、仮に溶融炉心・コンク

リート相互作用により、原子炉格納容器下部のコンクリートが壁面で約13cm侵食した場合でも、一酸化炭素の発生量は約6kgであり、事故シナリオ「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗+デブリ冷却失敗」における水素発生量422kgに対して十分に低いこと及び一酸化炭素の可燃限界濃度が空気中において12.5vol%^{*2}であることを踏まえると、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮不要と考える。

*2：国際化学物質安全性カード（ICSC） 一酸化炭素

(2) 系統の各運転状態における設計上の考慮

a. 系統待機状態①：プラント通常運転中

(a) 水素爆発防止対策

プラント通常運転中においては、原子炉格納容器と同様に系統内を窒素ガスで不活性化する設計とする。第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器から放出口へ至る配管上には、窒素置換時に大気と隔離するため、圧力開放板を設けている。この圧力開放板は、原子炉格納容器からの排気と比較して、十分低い圧力で開放する設計とする。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、水素ガスの発生がないため、監視不要である。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図1-1に示す。

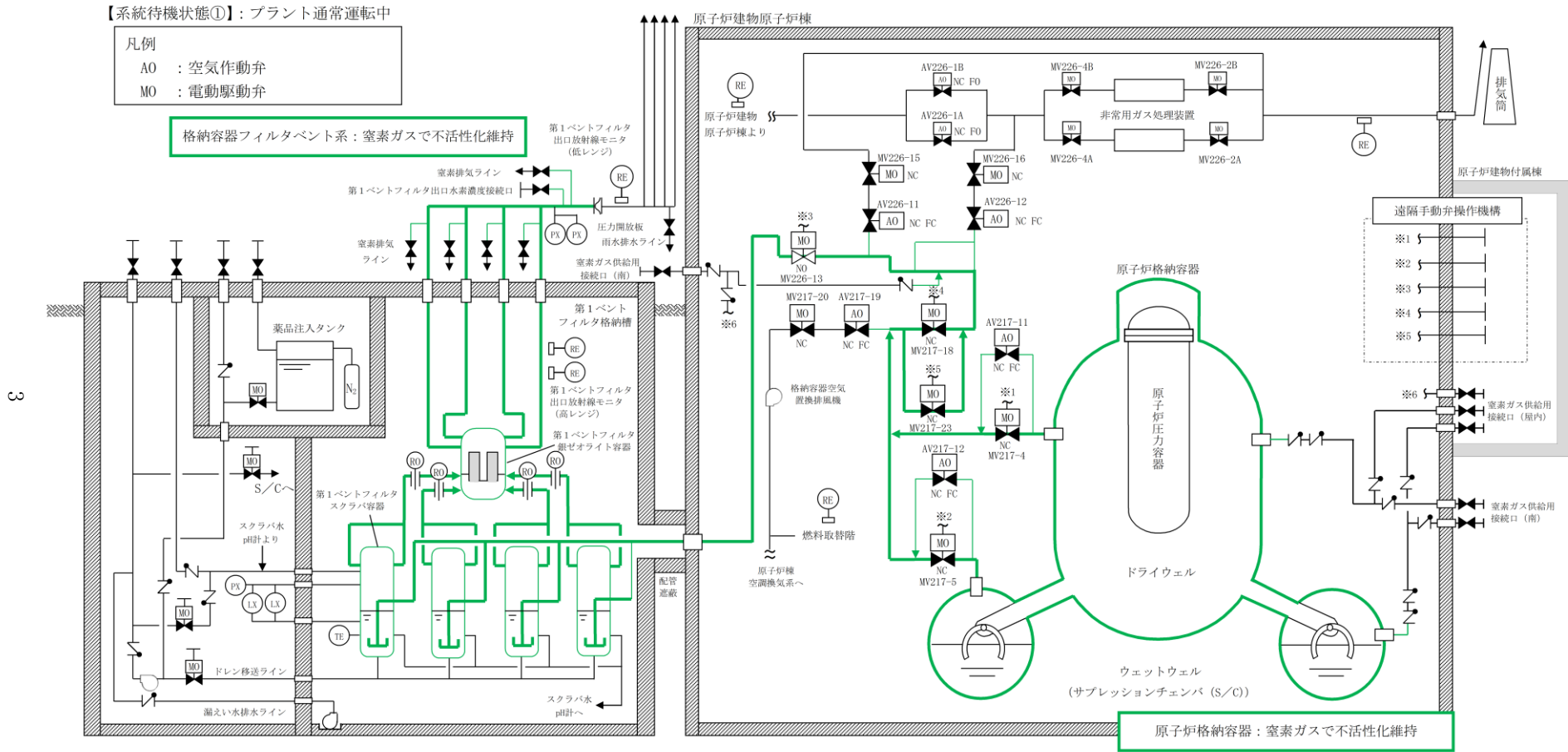


図1-1 水素爆発防止対策（系統待機状態①）

b. 系統待機状態②：重大事故等時，ベント実施前

(a) 水素爆発防止対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気は，蒸気，窒素ガス，水素ガス及び酸素ガスが混合した状態となるが，ベント実施前の系統は，原子炉格納容器からのガス流入はないため，不活性状態が保たれる。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては，系統内に水素ガスが持ち込まれないため，監視不要である。なお，ベント実施までに可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度による測定の準備を実施する。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図1-2に示す。

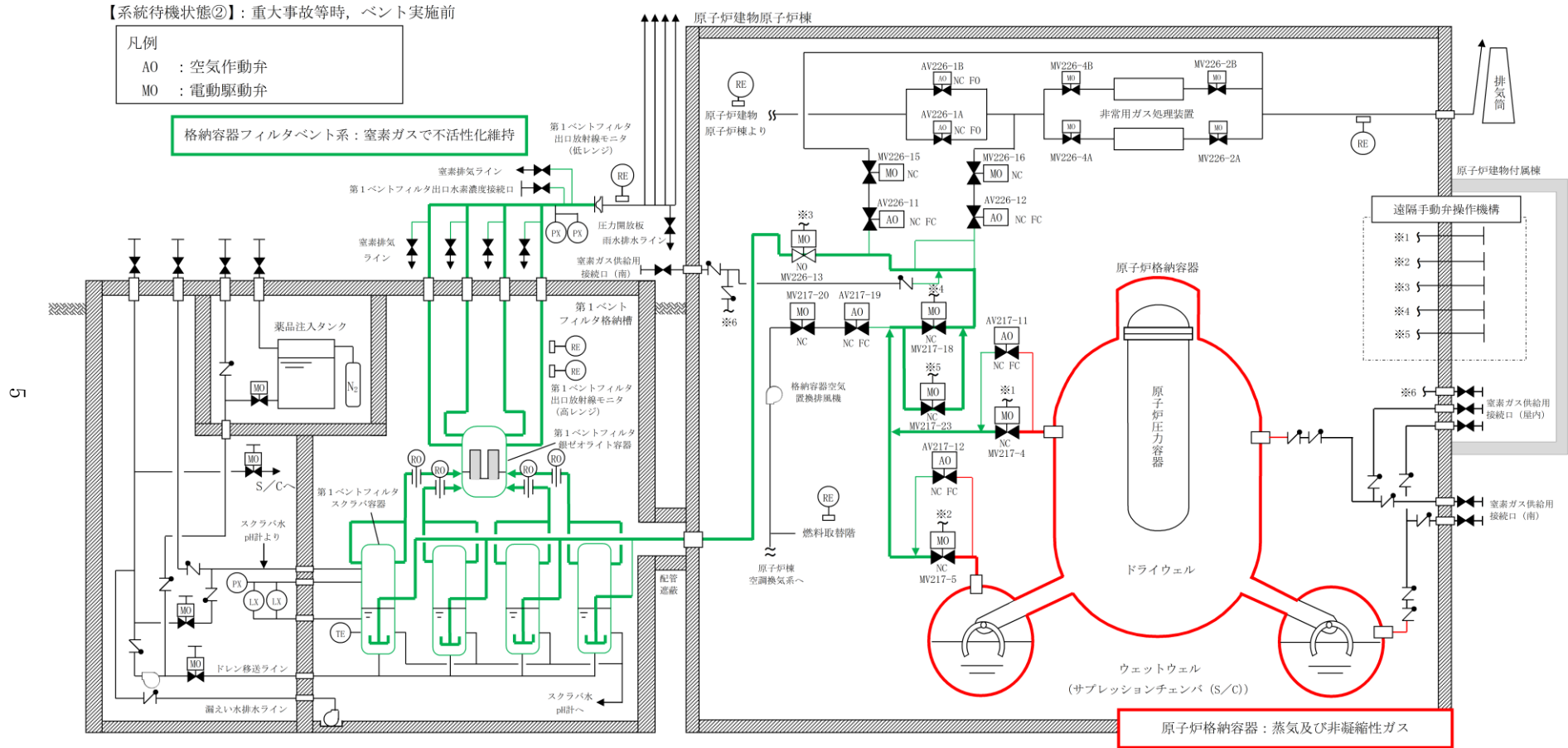


図1-2 水素爆発防止対策（系統待機状態②）

c. 系統運転状態①：ベント実施直後

(a) 水素爆発防止対策

ベント開始時において、ベントガス中の蒸気がスクラビング水によって凝縮された場合、酸素濃度が上昇することで、水素爆発が発生するおそれがあるが、ベント実施前から、原子炉格納容器内の酸素濃度をウェット条件及びドライ条件で監視し、ウェット条件の酸素濃度が1.5vol%に到達したこと及びドライ条件の酸素濃度4.4vol%に到達したことをベント実施の判断基準に設定していること、ベント実施直後のベントガスのモル組成としては水蒸気、水素ガス及び窒素ガスが支配的であり酸素ガスはほとんど含まれていないこと、並びに格納容器フィルタベント系の系統内は不活性化されているため、仮にベントガス中の蒸気全てがスクラビング水によって凝縮された場合においても水素爆発は発生しない。なお、このベント実施判断基準については、酸素濃度の可燃限界である5vol%に対し、酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（S A））の測定誤差である±0.5vol%及び0.1vol%の余裕を考慮して設定した。また、原子炉格納容器内の気体については、格納容器スプレイ及び温度差による自然対流効果によって均一に攪拌されており、濃度分布が一樣となるため、酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（S A））により原子炉格納容器全体の濃度を代表して監視することができる。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、原子炉格納容器から可燃限界を超えた水素ガスが流入するが、原子炉格納容器内の酸素ガスを可燃限界未満で管理していることから監視不要である。

(c) 対向流による空気の流入

第1ベントフィルタスクラバ容器内が負圧に至るような状況下では、対向流が発生することにより、第1ベントフィルタスクラバ容器内に空気が流入するおそれがある。しかしながら、ベント実施時におけるスクラビング水沸騰までの間、ベントガス中の蒸気がスクラビング水によって凝縮された場合においても、蒸気の供給が継続的に行われるため第1ベントフィルタスクラバ容器内が負圧にならないこと及び非凝縮性ガスの排出は継続されることから、対向流は発生しない。

(d) 枝管における水素ガス及び酸素ガスの蓄積について

原子炉格納容器内の酸素濃度については、ドライ条件に換算して、5vol%未満に管理することから、ベント実施中において、仮に枝管におけるベント

ガスの蓄積があった場合においても、枝管での水素爆発は発生しないと考えられるが、万が一、枝管内での成層化等によって混合ガスの濃度が変化した場合、枝管での水素爆発の脅威が存在する。そのため、枝管内での混合ガスの蓄積評価を実施する。枝管における水素ガス及び酸素ガスの混合ガスの蓄積の評価について「BWR配管における混合ガス(水素・酸素)の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン(第3版)」(日本原子力技術協会)(以下「ガイドライン」という。)に基づき、上向き枝管及び水平枝管(上り勾配)に対して評価を実施する。また、水平枝管(勾配無し)についても参考に評価を実施する。なお、ガイドラインでは、下向き枝管に対しては、凝縮水により水封されることで混合ガスが蓄積しないと評価されているため対象外とした。

枝管長さ(1)を枝管内径(d)で除することによって規格化した数値($1/d$)によって、枝管内に混合ガスが蓄積する可能性の有無を判断する。 $1/d$ がガイドラインに規定される判定値(上向き枝管の場合は換気限界長さ、水平枝管(上り勾配)の場合は不燃限界長さ)以下であれば混合ガスの蓄積が発生しないとされている。評価結果を表1-1に示す。

非常用ガス処理系との隔離弁(AV226-12)までの配管については、上向きで分岐する組合せ枝管であることから、水素ガスが不燃限界濃度を超えて蓄積する可能性がある。そのため、図1-3～図1-5に示すように、ベント実施時に水素ガスを連続して主配管に排出させるバイパスラインを設置し、水素ガスが蓄積することのない設計とする。

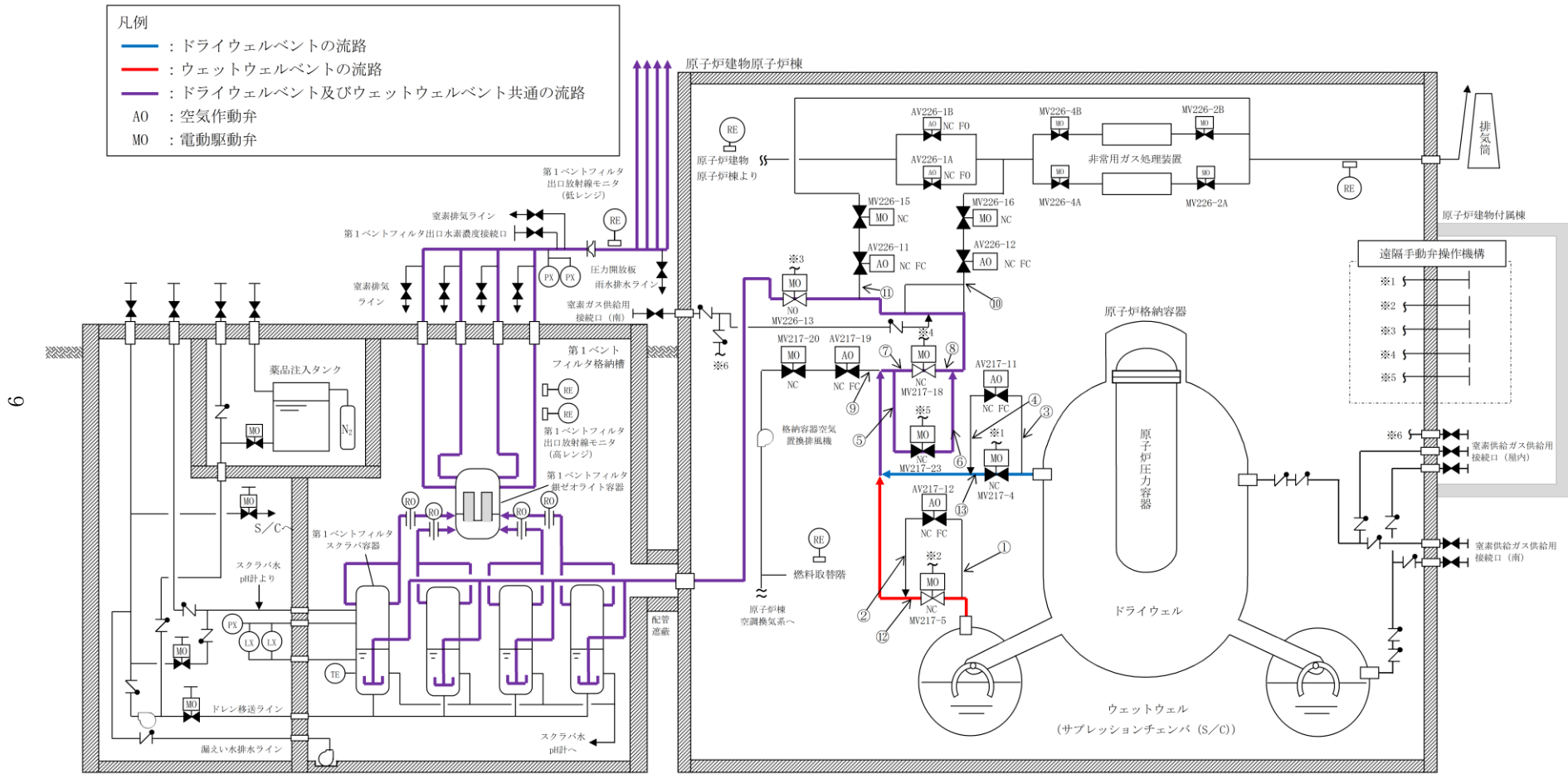
また、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に接続される枝管については、 $1/d$ を考慮して、必要に応じてバイパスラインの設置等の対応措置を講ずる設計とする。

(e) 圧力開放板の下流における水素爆発について

原子炉格納容器から圧力開放板までは不活性化されていること及び原子炉格納容器内の酸素濃度をドライ条件で可燃限界未満に維持することで、高濃度の水素雰囲気においても水素爆発は発生しないが、圧力開放板以降については、不活性化していない範囲であるため、高濃度の水素ガスと空気が触れることで水素爆発のおそれがある。しかしながら、ベント実施直後は、原子炉格納容器からのベントガスによって系統内の窒素ガスが押し出され、圧力開放板以降の空気が排出されることから、放出口までの範囲で高濃度の水素ガスが空気と触れず、水素爆発が発生することはないと考えられる。また、放出口から先については、大気であるものの、大気中には着火源等がなく、水素爆発は発生しないと考えられる。

表1-1 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さとお内径等

No.	分岐箇所	枝管の分類	枝管長さ l (mm)	枝管内径 d (mm)	l/d (-)	不燃限界 長さの 判定値	混合ガス 蓄積の 可能性
①	第1弁（サプレッションチェンバ側） バイパスライン上流側	水平分岐 下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
②	第1弁（サプレッションチェンバ側） バイパスライン下流側	水平分岐 下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
③	第1弁（ドライウエル側） バイパスライン上流側	下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
④	第1弁（ドライウエル側） バイパスライン下流側	下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
⑤	第2弁バイパスライン 上流側	水平枝管 (勾配無し)	2076	387.4	5.4 (参考)	70	無
⑥	第2弁バイパスライン 下流側	水平分岐 下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
⑦	第2弁ベントライン 上流側	水平枝管 (勾配無し)	379	387.4	1.0 (参考)	70	無
⑧	第2弁ベントライン 下流側	下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
⑨	AV217-19上流側 (原子炉棟空調換気系 との隔離)	水平枝管 (勾配無し)	600	590.6	1.1 (参考)	70	無
⑩	AV226-12上流側 (非常用ガス処理系 との隔離)	上向き分岐 組合せ枝管	12294	387.4	—	—	有
⑪	AV226-11上流側 (耐圧強化ベント系 との隔離)	水平枝管 (勾配無し)	313	248.8	1.3 (参考)	50	無
⑫	第1弁（サプレッションチェンバ側） ベントライン下流側	水平分岐 下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
⑬	第1弁（ドライウエル側） ベントライン下流側	水平枝管 (勾配無し)	2949	590.6	5.0 (参考)	70	無



注：系統構成は、ウェットウェルベント時の状態を示す。

図1-3 主ラインから分岐する枝管の概要図

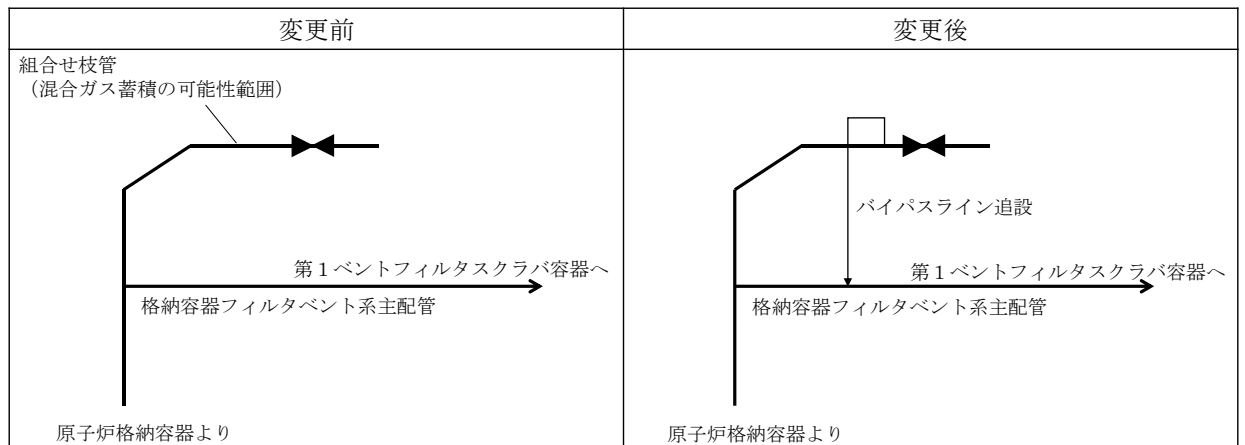


図1-4 枝管へのパイパスラインの追設（混合ガス蓄積防止）

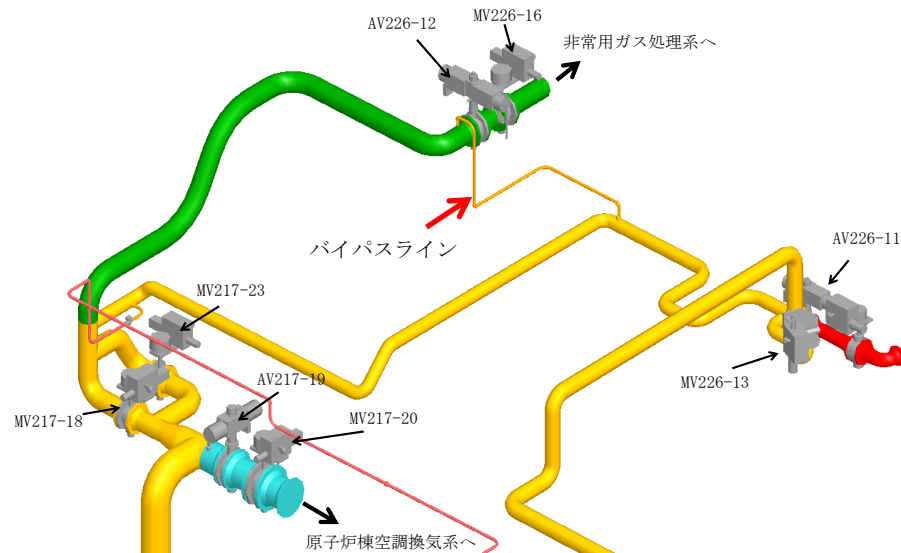
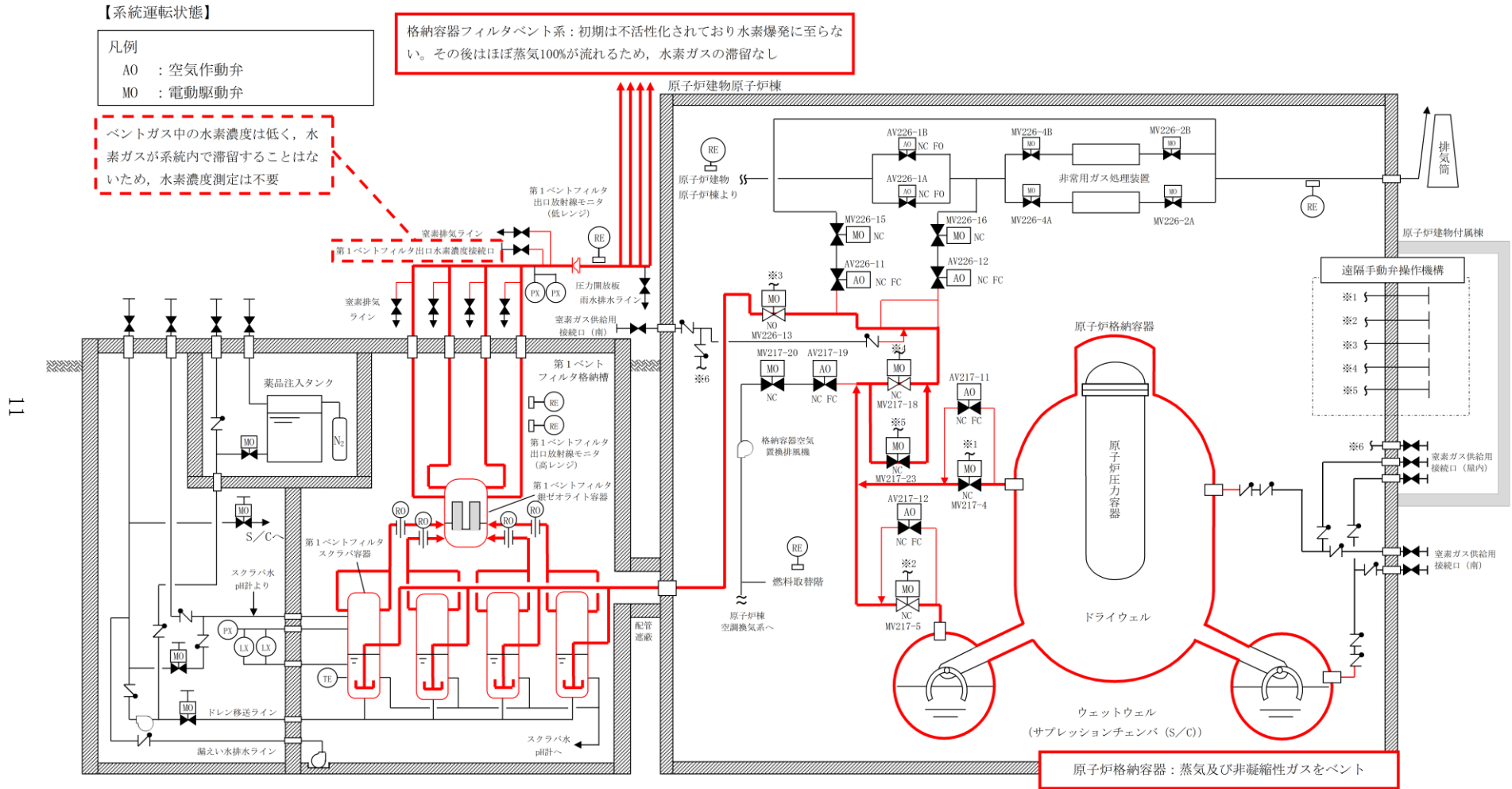


図1-5 追設するパイパスラインの鳥瞰図

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図1-6に、酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（S A））の概要図を図1-7に、格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における原子炉格納容器の気相濃度の推移を図1-8及び図1-9示す。なお、図に示す原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスの気相濃度については、解析コード「MAAP」を使用した解析に基づく水-ジルコニウム反応により発生する水素ガスに加え、解析コード「MAAP」を使用した解析で考慮していない水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスについても考慮している。



注：系統構成は、ウェットウェルベント時の状態を示す。

図1-6 水素爆発防止対策（系統運転状態）

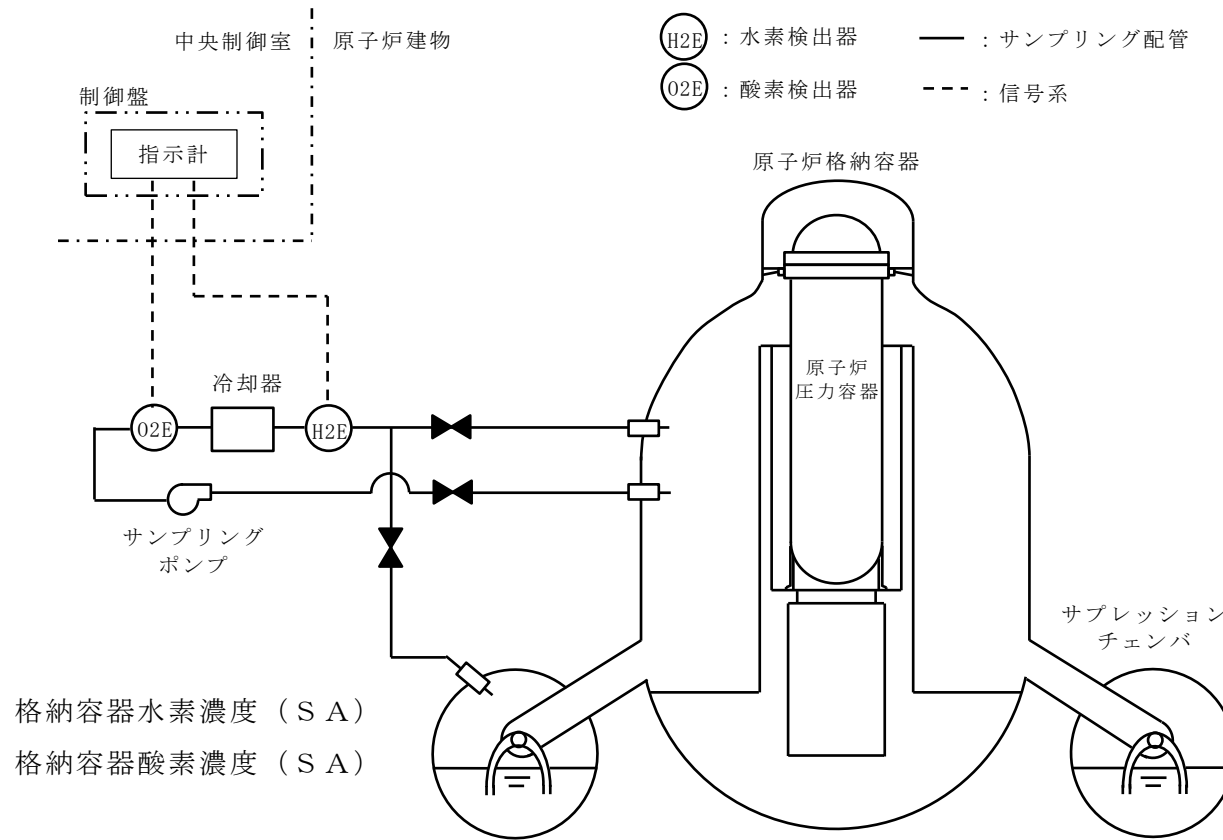


図1-7 水素濃度及び酸素濃度監視設備（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A））に関する系統概要図

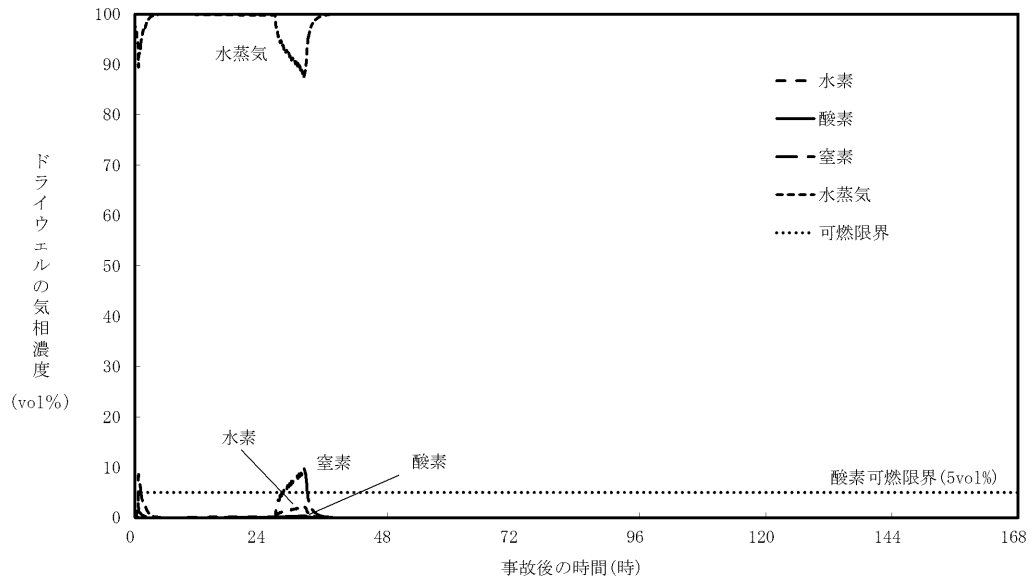


図1-8 格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）

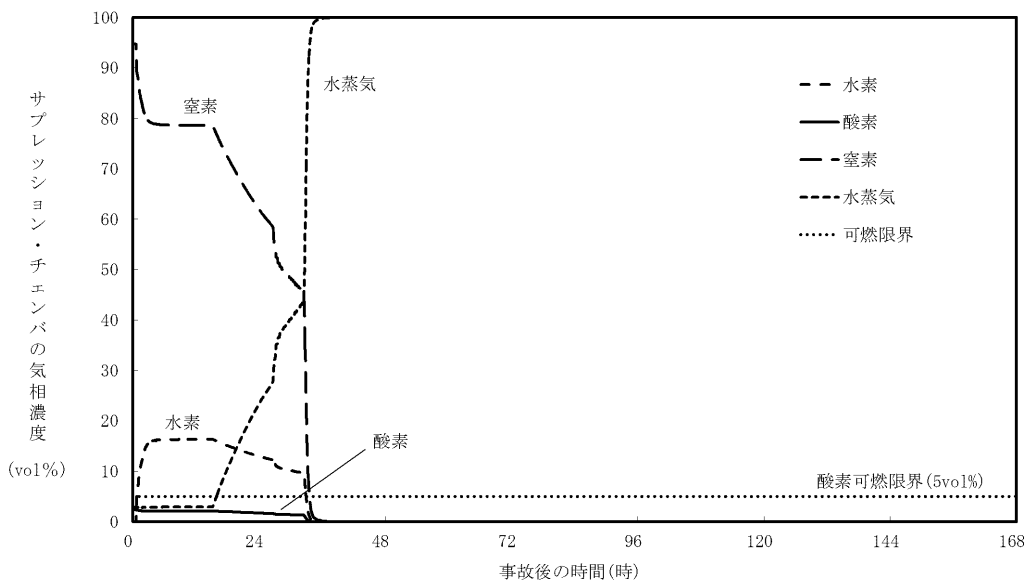


図1-9 格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるサプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

d. 系統運転状態②：非凝縮性ガス排出（ベント開始後1時間程度）後

(a) 水素爆発防止対策

ベント実施に伴うサプレッションチェンバのプール水の減圧沸騰により、可燃性ガスを含む非凝縮性ガスが排出された以降の原子炉格納容器は、ほぼ水蒸気で満たされた状態となり、系統へ流入するベントガスもほぼ水蒸気となることから、水素爆発は発生しない。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度については、ベントガスがほぼ蒸気となっていることから、監視不要である。

(c) 対向流による空気の流入

原子炉格納容器及び系統から非凝縮性ガスが排出された以降は、仮に対向流が発生した場合であっても、原子炉格納容器及び系統内はほぼ蒸気で満たされている状態となるため、水素爆発は発生しない。

この系統状態における水素爆発防止対策概要は図1-6と同様である。

e. 事故収束状態

(a) 水素爆発防止対策

ベント停止後、スクラビング水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生するため、ベント停止前には可搬式窒素供給装置により窒素ガスを供給し、ベント停止後も連続的に窒素ガスを供給することで、系統のパージを継続し、水素爆発を防止する。

(b) 系統における水素濃度監視

系統内の水素爆発を防止するために行う可搬式窒素供給装置による窒素ガスパージが確実に実施されていることを確認するため、可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度により水素濃度を測定し、監視する。

(c) 系統内の水素濃度の評価

イ. ベント停止前

格納容器フィルタベント系へ流入するベントガスの水素濃度については、原子炉格納容器内における水素ガス発生量と窒素ガス供給量の割合から求められ、以下のとおり水素濃度は4vol%未満となるため系統内で水素爆発することはない。

- ・原子炉格納容器内における水素ガス発生量は事象発生7日後を想定し、格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における解析コード「MAAP」を使用した解析結果より、約1.3m³/h[normal]とする。
- ・原子炉格納容器内で発生する蒸気については、保守的に未飽和を想定し考慮しない。
- ・窒素ガス供給量は100m³/h[normal]とする。

$$\begin{aligned} \text{○水素濃度} &= \text{水素ガス発生量} / (\text{窒素ガス供給量} + \text{水素ガス発生量}) \\ &\quad \times 100 = 1.3\text{vol}\% \end{aligned}$$

ここでは保守的にベントガスの蒸気発生量を考慮していないが、格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における蒸気発生量は、事故発生30日後においても約 m³/h[normal]であり、蒸気発生量を考慮した場合、数桁低い水素濃度となる。

ロ. ベント停止後

スクラビング水が沸騰状態である場合のスクラビング水の放射線分解によって発生する水素濃度については、スクラビング水の放射線分解による水素ガス発生量と窒素ガス供給量、同時に発生する蒸気発生量の割合から求められ、以下のとおり、水素濃度は4vol%未満となるため系統内で水素爆発することはない。

- ・水の放射線分解に寄与する熱量は、設計崩壊熱量である370kWを想定する。
- ・スクラビング水の沸騰を考慮し、水素発生量のG値は とする。
- ・スクラビング水の放射線吸収割合 とする。
- ・窒素供給量は100m³/h[normal]とする。
- ・1eV=1.602×10⁻¹⁹J, アボガドロ数は6.022×10²³

$$\begin{aligned} \text{○蒸気発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1000 / ([\text{飽和蒸気比エンタルピ}] - \\ &\quad [\text{飽和水比エンタルピ}]) \times 1000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times \\ &\quad 3600 \\ &= 0.37 \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \\ &\quad \times 3600 \\ &= 734.58\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \text{○水素ガス発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times [\text{G値}] / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \\
 &\quad [\text{放射線吸収割合}] \\
 &= 0.37 \times 10^6 \times \square / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \square \\
 &= \square \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}]
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \text{○水素濃度} &= \text{水素ガス発生量} / (\text{窒素ガス供給量} + \text{蒸気発生量} + \text{水素ガス発生量}) \times 100 \\
 &= \square \text{ vol}\%
 \end{aligned}$$

また、スクラビング水が未飽和となる場合のスクラビング水の放射線分解によって発生する水素濃度については、第1ベントフィルタスクラバ容器内のスクラビング水の放射線分解による水素ガス発生量と窒素ガス供給量の割合から求められ、以下のとおり、水素濃度は4vol%未満となるため系統内で水素爆発することはない。

- ・水の放射線分解に寄与する熱量は、保守的に設計崩壊熱量である370kWを想定する。
- ・スクラビング水は未飽和を想定し、水素発生量のG値は□とする。
- ・放射線吸収割合は□とする。
- ・窒素ガス供給量は100m³/h[normal]とする。
- ・1eV=1.602×10⁻¹⁹J, アボガドロ数は6.022×10²³

$$\begin{aligned}
 \text{○水素ガス発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times [\text{G値}] / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\
 &\quad \times [\text{放射線吸収割合}] \\
 &= 0.37 \times 10^6 \times \square / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \square \\
 &= \square \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}]
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \text{○水素濃度} &= \text{水素ガス発生量} / (\text{窒素ガス供給量} + \text{水素ガス発生量}) \times 100 \\
 &= \square \text{ vol}\%
 \end{aligned}$$

(d) 排水設備（自主対策設備）使用時における原子炉格納容器内への空気流入の影響について

ベント停止後は、図1-10に示すとおり、ドレン移送ポンプを用いてスクラビング水をサブプレッションチェンバへ移送することとしている。スクラビング水を移送する際には、ドレン移送ポンプ下流側配管のうち水張りを行っていない範囲の空気がスクラビング水と共にサブプレッションチェンバへ流入

するが、ベント停止後の原子炉格納容器は窒素ガス供給により不活性化されており、さらに可燃性ガス濃度制御系によって原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界未満に維持するため、空気の流入による影響はない。

なお、系統待機時のドレン移送ポンプは水張りを実施しているが、保守的にドレン移送ラインの配管容積すべての空気量がサプレッションチェンバへ移行したとして評価した結果を以下に示す。

ドレン移送ラインの配管容積	約 0.6m ³
酸素量（酸素濃度 21vol%で算出）	約 0.12m ³
サプレッションチェンバの空間容積	約 3190m ³ （サプレッションプール 水位が通常水位+約 1.3mを考慮）

系統待機時のドレン移送ラインの空気の状態を大気圧、温度 10℃、排水時のサプレッションチェンバの状態を大気圧、温度 100℃、酸素濃度 Cv1%と仮定すると、サプレッションチェンバへの酸素ガス流入量は約 0.164m³、空気流入量は 0.79m³、もともとのサプレッションチェンバ内の酸素ガス量は 31.9Cm³となる。

以上より、排水後のサプレッションチェンバの酸素濃度は

$$\begin{aligned}(\text{酸素濃度}) &= (\text{酸素ガス量}) / (\text{空気量}) \times 100 \\ &= (0.164 + 31.9C) / (0.79 + 3190) \times 100 \\ &= 0.00513 + 0.9998C \quad \text{vol}\%\end{aligned}$$

となる。よって、ドレン移送ライン配管内の酸素ガスが流入することによる酸素濃度上昇分は

$$\begin{aligned}(\text{酸素濃度上昇分}) &= (\text{排水後酸素濃度}) - (\text{排水前酸素濃度}) \\ &= (0.00513 + 0.9998C) - C \\ &= 0.00513 - 0.0002C < 0.01\text{vol}\%\end{aligned}$$

ドレン移送ラインの配管に溜まっている空気（酸素ガス）が全てサプレッションチェンバへ移行した場合でも酸素濃度の上昇分は最大でも 0.01vol%未満であり、酸素の可燃限界濃度である 5vol%に対して非常に小さいことから問題ない。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図1-11及び図1-12に示す。

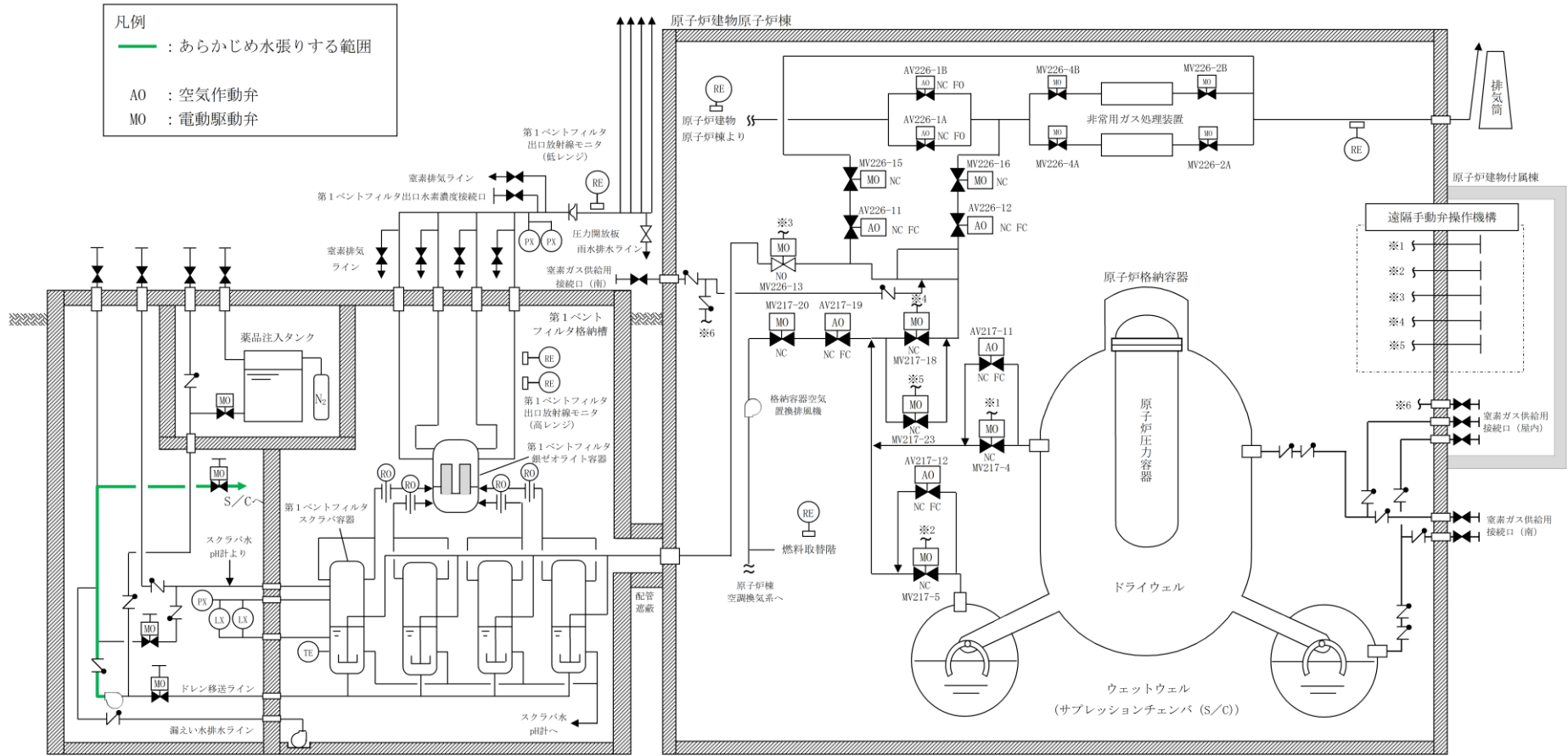
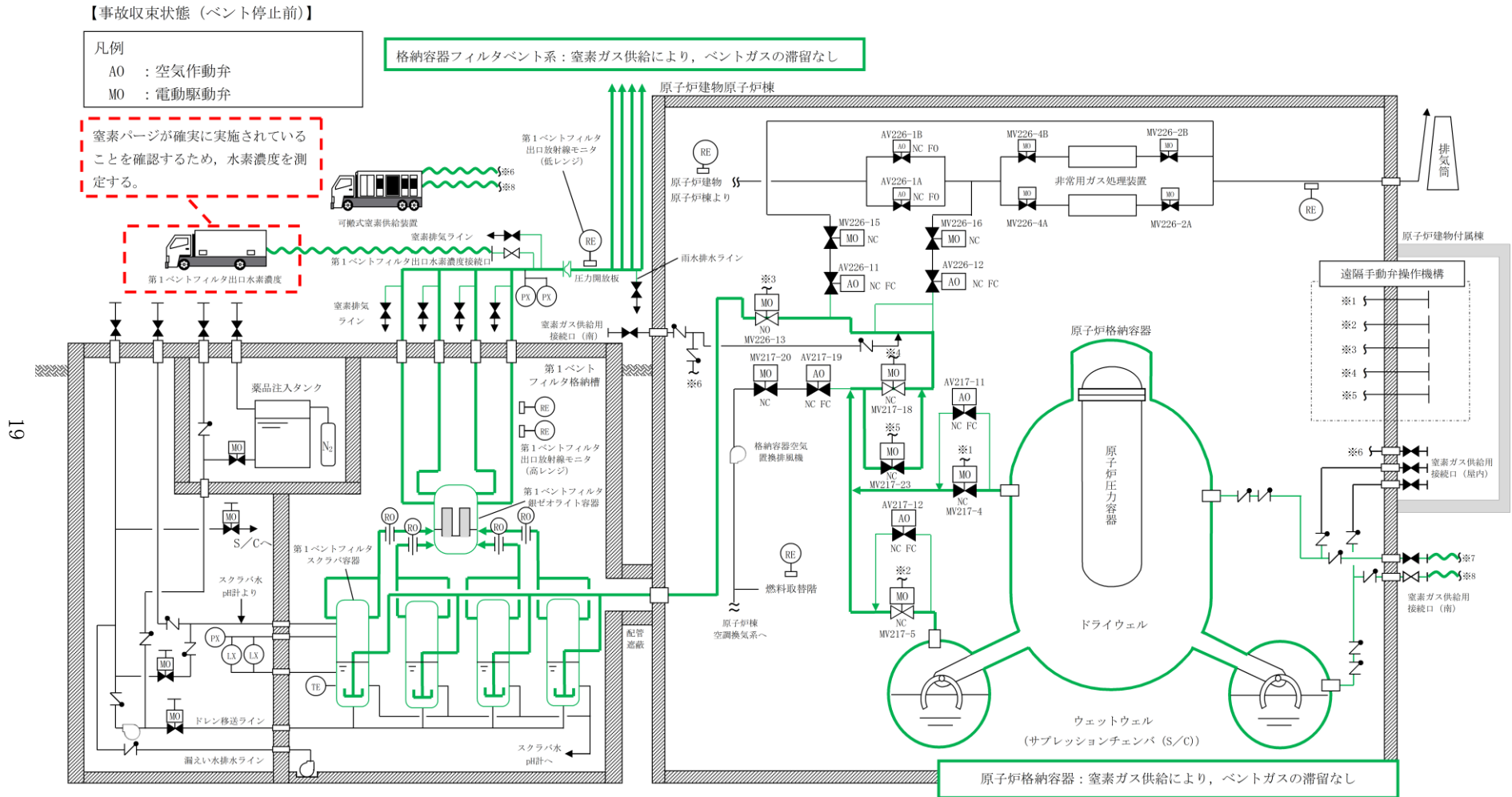
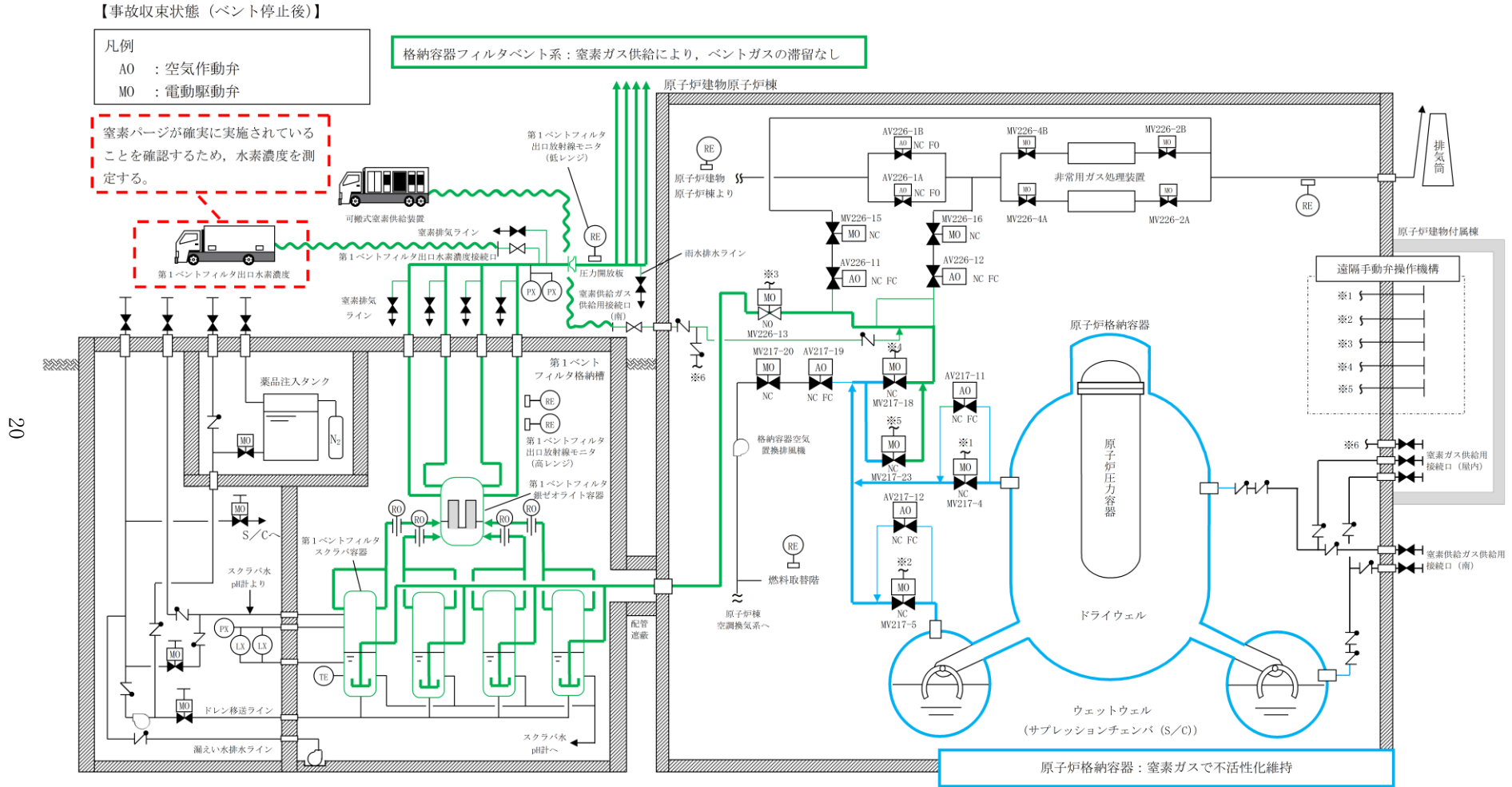


図 1-10 ドレン移送ライン水張り範囲系統図



注：系統構成は、窒素ガス供給用接続口（南）を使用したウェットウエルベント後のサブプレッションチェンバへの窒素ガス供給時の状態を示す。

図1-11 水素爆発防止対策（事故収束状態（ベント停止前））



注：系統構成は、窒素ガス供給用接続口（南）を使用した系統内の窒素ガスパージ時の状態を示す。

図1-12 水素爆発防止対策（事故収束状態（ベント停止後））

2. 第1ベントフィルタ格納槽

第1ベントフィルタスクラバ容器は溶接構造とし、水素ガス等の漏えい防止を考慮した設計としており、水素ガス等の漏えいは発生しないが、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に設置するフランジ部に使用されるガスケットについては、ヘリウムリーク試験における石鹼水発泡法による試験を実施し、漏えいが検出されないことを確認しているものの、検出限界未満の漏えいが生じている可能性は否定できない。このため、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器フィルタベント系によるベントを実施する場合には、原子炉格納容器内又は第1ベントフィルタスクラバ容器内で発生した水素ガスが、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器から第1ベントフィルタ格納槽に漏えいし、可燃限界に到達するおそれがある。しかしながら、以下に示すとおり、保守的な条件を仮定した評価によっても、第1ベントフィルタ格納槽内の水素濃度は、事象発生7日後において、約 2.4×10^{-3} vol%程度であり、長期にわたり可燃限界である4vol%に到達することはない。さらに、事象発生7日後以降については、外部支援等によって、原子炉格納容器除熱機能を復旧させ、ベントの停止及びスクラビング水の移送による第1ベントフィルタ格納槽への水素漏えい防止、ハッチ及び遮蔽扉開放による第1ベントフィルタ格納槽の換気が実施できる。

以上のことから、第1ベントフィルタ格納槽で水素爆発が発生することはない。

(1) 評価シナリオ

評価シナリオは、炉心損傷を伴う有効性評価事象のうち、ベント実施時のウェット条件における水素濃度が最も高いシナリオである「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」とする。

また、当該シナリオでは、図2-1及び図2-2に示すとおり、ベント実施2時間程度で原子炉格納容器内雰囲気は蒸気100vol%雰囲気となるものの、保守的に高濃度の水素が7日間継続して通過することを仮定して評価を実施する。

(2) 評価

評価条件を表2-1に示す。

a. 漏えい条件

漏えい条件は、「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」におけるベント実施前の最大水素濃度である20vol%（ウェット条件）とし、その他のガス組成については、水蒸気として取り扱う。また、漏えいした水蒸気については、保守的に全て凝縮するものとして評価を実施する。なお、ベント実施時の水素濃度は、ドライ条件においても20vol%以下であり、漏えいした水蒸気の凝縮を考慮する場合、ウェット条件の方が保守的な評価となる。

漏えい率については、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に使用されるガスケットのヘリウムリーク試験における石鹼水発泡法による試験に基づき、保守的に427kPa [gage]、200°Cの条件下において、検出限界値の水素漏えいがあるものと仮定する。

スクラビング水の放射線分解によって発生する水素については、発生量が少なく、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通過する水素濃度20vol%の保守性に包絡されるため、考慮しない。

b. 第1ベントフィルタ格納槽の条件

第1ベントフィルタ格納槽の条件は、乾燥空気におけるガス組成とする。空間容積については、躯体図から算出した数値（第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器分除く）に対し、機器配管分の低減率として、0.7を乗じて算出する。

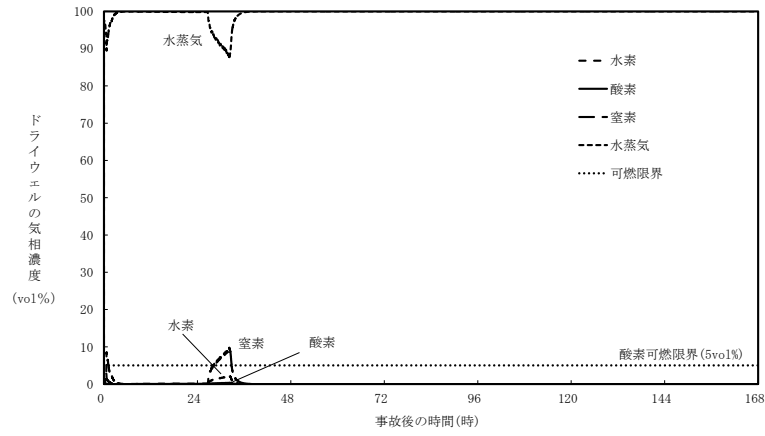


図2-1 「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」におけるドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）

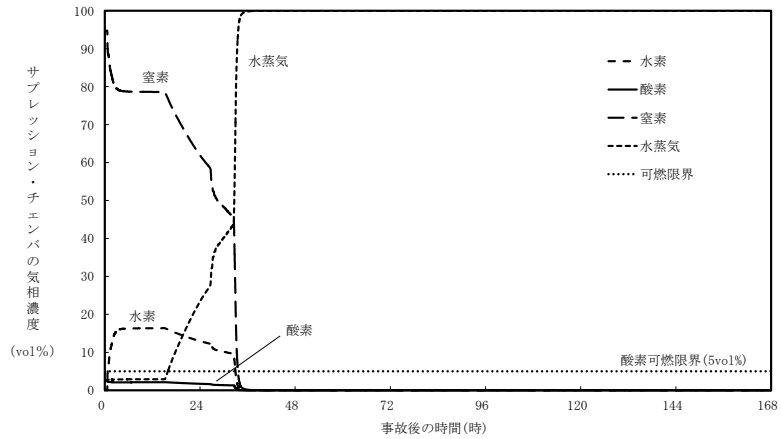


図2-2 「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」におけるサプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

表2-1 第1ベントフィルタ格納槽の水素濃度評価における評価条件

No	項目	条件	備考	
1	評価シナリオ	格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）	炉心損傷を伴う事象のうち、ベント実施時のウェット条件における水素濃度が最も高いシナリオを選定。	
2	漏えい条件	水素濃度	20vol%	ベント実施前の最大水素濃度として設定
		水蒸気濃度（漏えい時）	80vol%	保守的な条件として、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器から漏えいする水素ガス以外の気体は、すべて水蒸気として取扱い、漏えい後は水蒸気がすべて凝縮することを仮定して設定
		水蒸気濃度（漏えい後）	0vol%	
		酸素濃度	0vol%	
		窒素濃度	0vol%	
		漏えい時間	168時間	保守的に7日間継続して高濃度の水素ガスが通過することを仮定して設定
漏えい率	$1.68 \times 10^{-1} \text{m}^3/\text{s}$ ($6.05 \times 10^{-4} \text{m}^3/\text{h}$)	ガスケット漏えい試験の検出限界値（427kPa, 200℃, 水素ガス条件）を踏まえて設定		
3	第1ベントフィルタ格納槽の条件	空間容積	836m ³	躯体図から算出した空間容積（第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器除く）に対し、機器配管分の低減率0.7を考慮して設定
		窒素濃度	79vol%	空気中のガス組成を踏まえて設定
		酸素濃度	21vol%	
4	濃度算出条件	水素の密度	0.0899kg/m ³	標準状態の条件として設定
		窒素の密度	1.25kg/m ³	
		酸素の密度	1.43kg/m ³	
5	第1ベントフィルタ格納槽から大気への水素ガスの漏えい	考慮しない	保守的な条件として設定	
6	スクラビング水の放射線分解によって発生する水素ガス	考慮しない	第1ベントフィルタスクラバ容器を通過する水素濃度20vol%の保守性に包絡されることを踏まえて設定	

c. 第1ベントフィルタ格納槽への漏えい評価

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器から第1ベントフィルタ格納槽へ漏えいする水素ガス漏えい量は、以下の式で算出する。

$$\begin{aligned} \text{水素ガス漏えい量} &= \text{漏えい率} \times \text{水素濃度} \times \text{漏えい時間} \cdots \cdots \cdots (2.1) \\ &= 6.05 \times 10^{-4} \times 0.2 \times 168 \\ &= \text{約} 2.0 \times 10^{-2} \text{m}^3 \end{aligned}$$

第1ベントフィルタ格納槽内での水素濃度を評価するため、式(2.1)で得た結果をmol数に換算する。

$$\begin{aligned} \text{水素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \cdots (2.2) \\ &= 0.0899 \times 2.0 \times 10^{-2} \times 1 / (2 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約} 0.9 \text{mol} \end{aligned}$$

次に、第1ベントフィルタ格納槽側の気体の物質質量を算出する。

$$\begin{aligned} \text{酸素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \cdots (2.3) \\ &= 1.43 \times 836 \times 0.21 / (32 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約} 7.8 \times 10^3 \text{mol} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{窒素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \cdots (2.4) \\ &= 1.25 \times 836 \times 0.79 / (28 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約} 2.9 \times 10^4 \text{mol} \end{aligned}$$

式(2.1)～式(2.4)の結果を踏まえ、第1ベントフィルタ格納槽の水素濃度は以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} \text{水素濃度} &= \text{水素の物質質量} / (\text{水素の物質質量} + \text{酸素の物質質量} + \text{窒素の物質質量}) \times 100 \\ &\cdots \cdots \cdots (2.5) \\ &= 0.9 / (0.9 + 7.8 \times 10^3 + 2.9 \times 10^4) \times 100 \\ &= \text{約} 2.4 \times 10^{-3} \text{vol}\% \end{aligned}$$

3. 可搬式窒素供給装置の容量

可搬式窒素供給装置の容量は、下記①において設定した窒素ガス供給量で原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界に到達しないこと及び②において必要窒素ガス供給量を上回ることを考慮して設定している。

- ① 残留熱代替除去系又は残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施した場合、原子炉格納容器内の酸素濃度を5vol%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持
- ② ベント停止後の格納容器フィルタベント系における水素滞留防止のため、窒素ガスの供給を行い、格納容器フィルタベント系の系統内の水素濃度を4vol%（水素の可燃限界濃度）未満あるいは酸素濃度を5vol%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持

可搬式窒素供給装置の主要な仕様を表3-1に示す。

表3-1 可搬式窒素供給装置の主要仕様

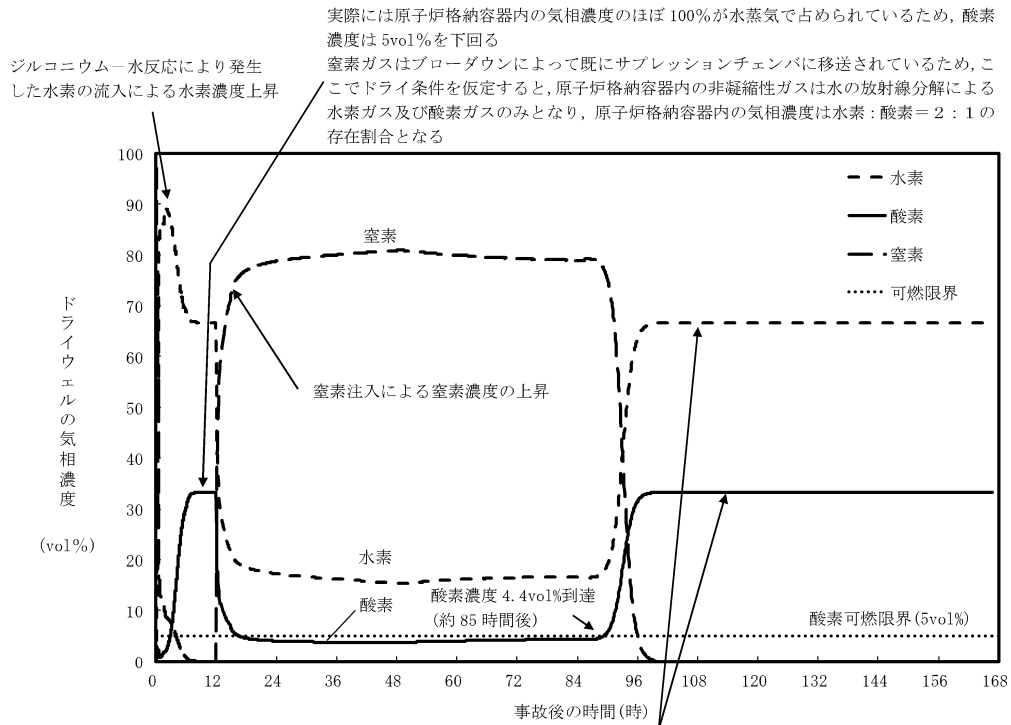
容 量	100m ³ /h [normal]
純 度	99.9vol%
供給圧力	0.6MPa [gage] 以上

以下に、可搬式窒素供給装置の窒素ガス供給量の設定について示す。

(1) 原子炉格納容器における可搬式窒素供給装置の容量

可搬式窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水の放射線分解によって発生する酸素ガスの濃度上昇を抑制可能な設計とし、残留熱代替除去系又は残留熱除去系による除熱を開始した時点で原子炉格納容器内への窒素ガス供給を実施する。

有効性評価シナリオ「水素燃焼」において、設計基準事故等対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のドライウエル及びサプレッションチェンバの気相濃度の推移を図3-1及び図3-2に示す。事象発生12時間後にドライウエルへの窒素ガス供給を開始し、100m³/h[normal]にて窒素ガス供給を実施する。事象発生約85時間後にドライウエルの酸素濃度がドライ条件で4.4vol%に達すれば、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することによって、原子炉格納容器内の酸素濃度は低下し、事象発生から168時間後においても、原子炉格納容器の酸素濃度が可燃限界である5.0vol%に到達することはない。



約 85 時間後にドライウェル気相部の酸素濃度が 4.4vol% に到達するため、ウェットウェルペントラインを開放
 これに伴い原子炉格納容器内の気体が原子炉格納容器外に排出される
 開放後、現実的には原子炉格納容器内で発生し続ける水蒸気が原子炉格納容器内の気相濃度のほぼ 100% を占め続けるが、ここで
 ドライ条件を仮定すると、原子炉格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、原子
 炉格納容器内の気相濃度は水素：酸素＝2：1 の存在割合となる

図3-1 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）

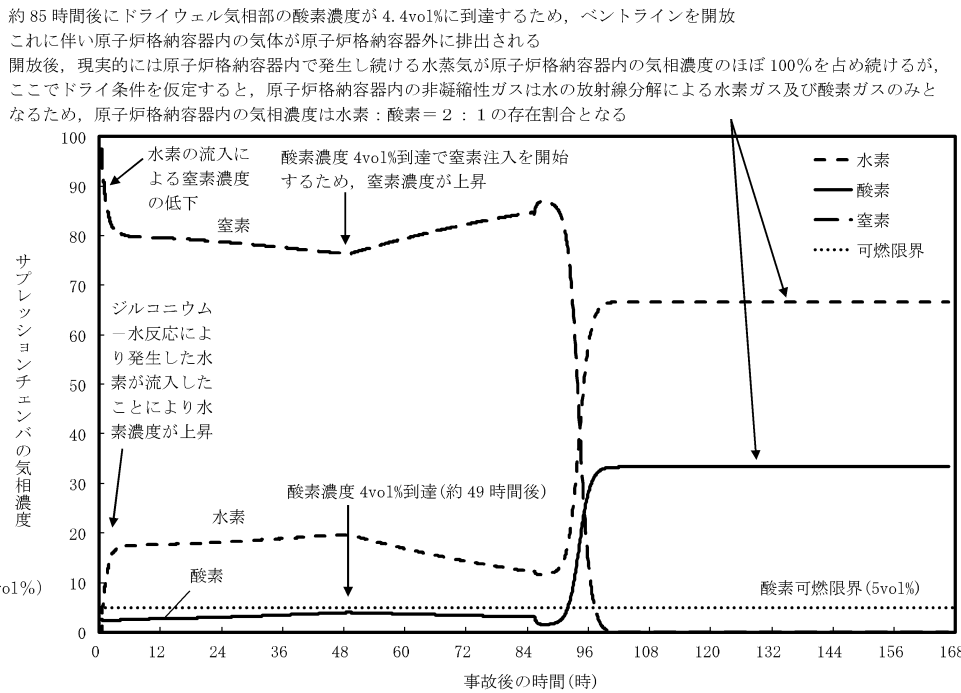


図3-2 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のサプレッションチェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

(2) 格納容器フィルタベント系における可搬式窒素供給装置の容量

可搬式窒素供給装置の容量は、格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における原子炉格納容器内の水素ガス発生量に対して、系統内の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に希釈できる十分な窒素ガス供給量とするよう設定している。

計算条件を以下に示す。

- ・水素ガス発生量は事象発生7日後を想定し、約1.3m³/h[normal]とする。
- ・酸素ガス発生量は事象発生7日後を想定し、約0.65m³/h[normal]とする。

$$\begin{aligned} \text{必要窒素ガス供給量} &= (\text{水素ガス発生量} - \text{水素ガス発生量} \times 0.04 - \text{酸素ガス発生量} \times \\ &\quad 0.04) \div 0.04 \\ &= (1.3 - 1.3 \times 0.04 - 0.65 \times 0.04) \div 0.04 \\ &= 30.6 \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

可搬式窒素供給装置の容量は、上記の必要窒素ガス供給量に余裕を見込み、100m³/h[normal]と設定している。容量設定においてはベントガスの蒸気発生量を考慮していないため、十分保守的な設定である。

なお、系統内の全空間容積は約202m³であり、窒素ガス供給量100m³/h[normal]で約7時間通気することで、系統内の酸素濃度を5vol%から1vol%まで低下させることが可能である。

格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について

1. 系統設計条件

格納容器フィルタベント系については、想定される重大事故等での使用条件下において、性能を発揮できる設計とするため、系統設計条件を定めている。主な系統設計条件を表1-1に示す。

表1-1 格納容器フィルタベント系の系統設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	853kPa [gage] (流量制限オリフィスまで)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（格納容器圧力の推移）を踏まえ、原子炉格納容器の限界圧力である853kPa [gage]とする。
	427kPa [gage] (流量制限オリフィス以降)	格納容器フィルタベント系の系統圧力損失を評価した結果から、流量制限オリフィス以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、427kPa [gage]とする。
最高使用温度	200℃	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（格納容器温度の推移）を踏まえ、原子炉格納容器の限界温度を考慮し、200℃とする。
設計流量	9.8kg/s (格納容器圧力427kPa [gage]において)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（ベントタイミング）を踏まえ、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気流量（9.8kg/s（格納容器圧力427kPa [gage]において））とする。
第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量	370kW	想定される第1ベントフィルタスクラバ容器に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の0.015%に相当する発熱量とする。
エアロゾル移行量	300kg	想定される第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾルの量（約28kg）に対して十分な余裕を見込み、300kgとする。
よう素の炉内内蔵量	18.1kg	BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象とした解析コード「ORIGEN2」を使用した計算結果に対して、島根原子力発電所第2号機の熱出力（2436MW）を考慮して算出した結果、18.1kgとする。
耐震条件	基準地震動S _s にて機能維持	格納容器フィルタベント系は、常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備として設置するため、基準地震動S _s にて機能を維持する。

格納容器フィルタベント系の各設計条件の考え方を2.以降に示す。

2. 最高使用圧力及び最高使用温度

格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内のガスを排気することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、原子炉格納容器内の圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍の圧力である853kPa[gage]に到達するまでにベント操作を実施することとしている。

そのため、格納容器フィルタベント系のうち、原子炉格納容器から流量制限オリフィスまでの範囲については、最高使用圧力を853kPa[gage]とする。また、流量制限オリフィスから放出口までの範囲については、格納容器フィルタベント系使用時の系統圧力損失を評価した結果から、流量制限オリフィスの下流以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、427kPa[gage]とする。一方、最高使用温度については、有効性評価における格納容器温度の推移を踏まえ、原子炉格納容器の限界温度を考慮し、200℃とする。

原子炉格納容器の圧力が853kPa[gage]のときに、ベント経路にある弁を全て全開とした場合の系統各部の圧力の評価結果を、図2-1に示す。格納容器フィルタベント系の圧力は圧力損失により徐々に小さくなり、流量制限オリフィスの下流側では約 kPa[gage]となる。

また、有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における格納容器圧力及び格納容器温度の推移は図2-2及び図2-3に示すとおり、ベント開始後の原子炉格納容器内の圧力及び雰囲気温度は853kPa[gage]及び200℃以下となる。そのため、格納容器フィルタベント系使用時の圧力及び温度は、最高使用圧力及び最高使用温度以下となる。

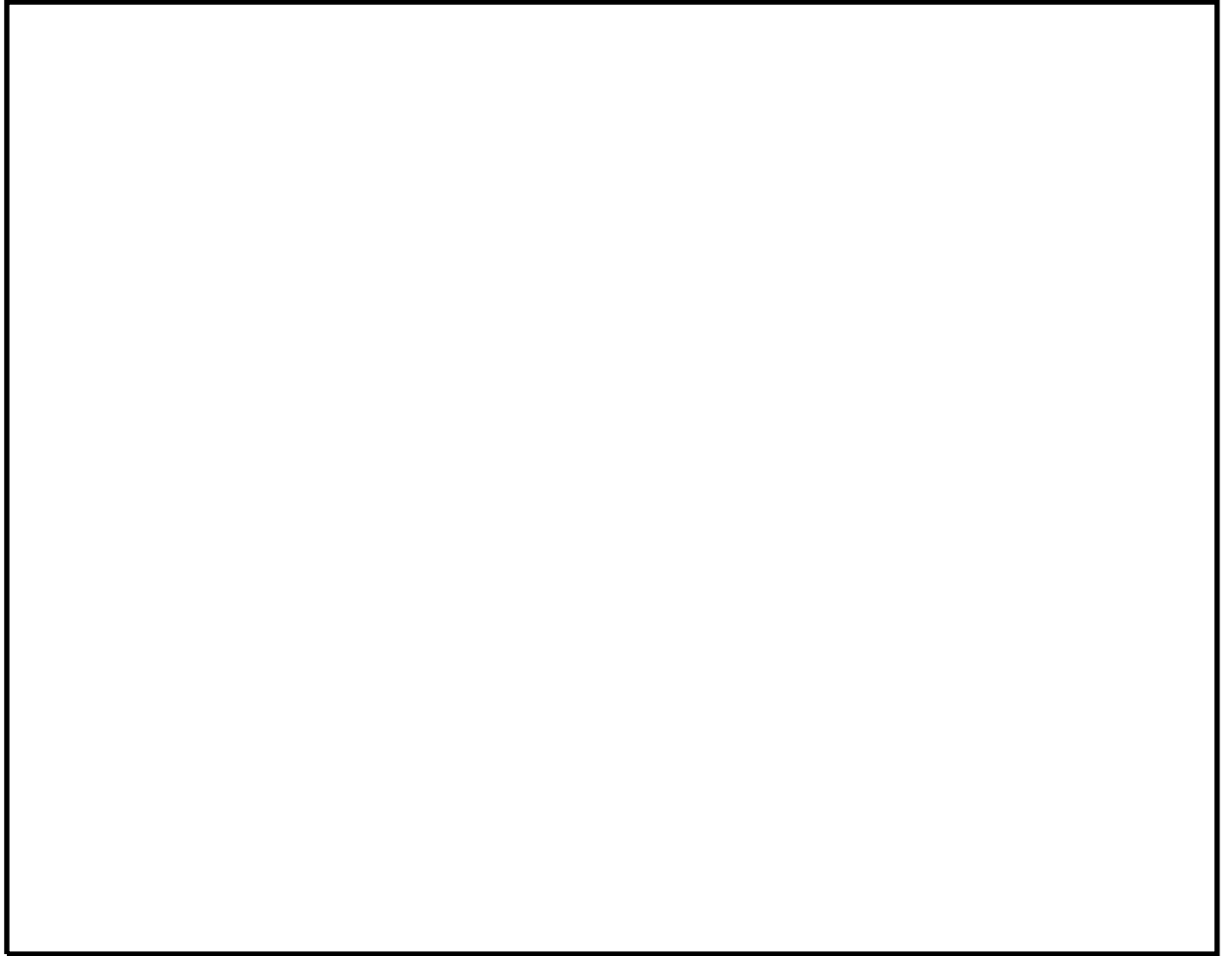


図2-1 格納容器フィルタベント系 各部の圧力

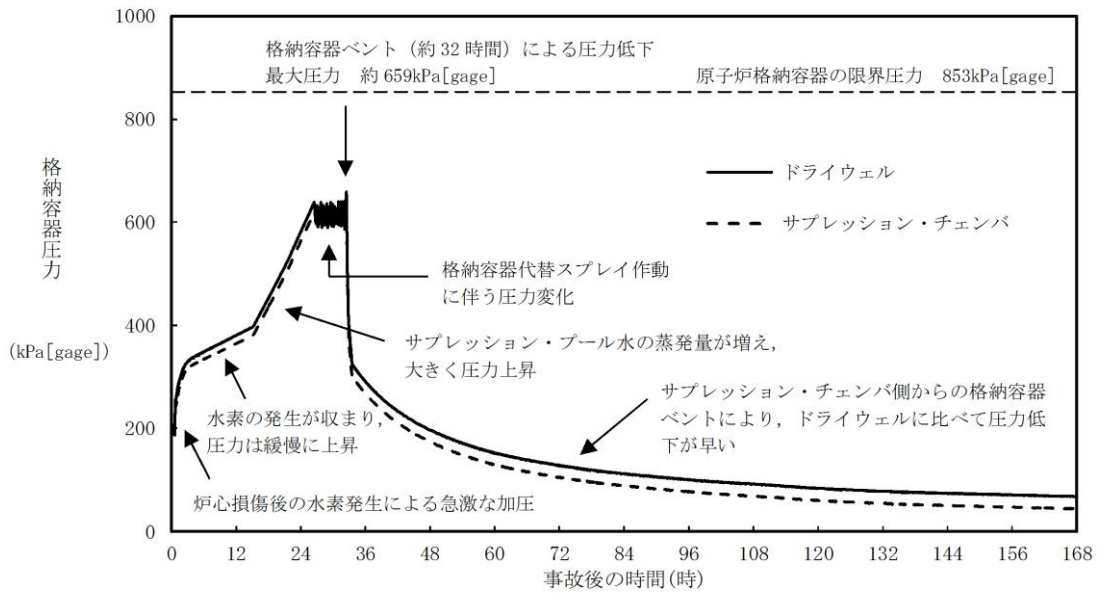


図2-2 「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時における格納容器圧力の推移

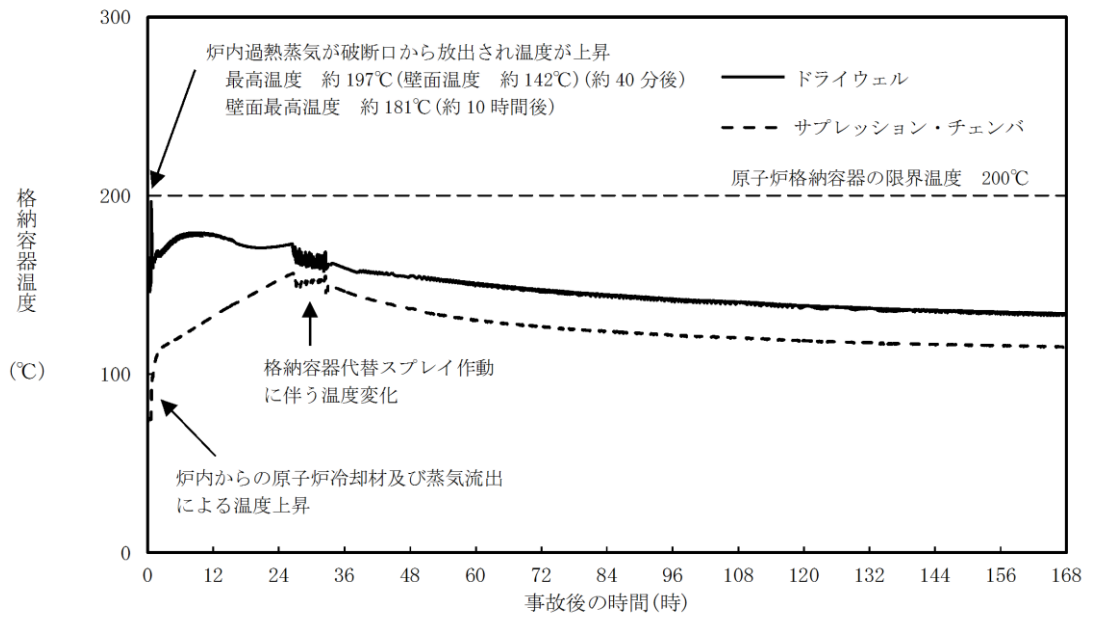


図2-3 「冷却材喪失 (大破断LOCA) + ECCS注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」時における格納容器温度の推移

3. 系統流量（ベントガス流量）

格納容器フィルタベント系の系統流量は、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気流量を、格納容器圧力427kPa [gage]（原子炉格納容器の最高使用圧力（1Pd））において排出できるよう、以下のとおり設定している。

(1) 蒸気流量の設定

重大事故等発生後の数時間で格納容器フィルタベント系が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後2時間～3時間後に格納容器フィルタベント系が使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として原子炉定格熱出力の1%を設定し、それに相当する蒸気流量とする。

(2) 系統流量の算出

崩壊熱は、保守的に注水された水を蒸発させるエネルギーに全て寄与するものと評価とし、サプレッションチェンバ等への熱の移行は考慮しない。さらに、原子炉圧力容器に注水された水の蒸発によって発生した蒸気についても、保守的にサプレッションチェンバ等による凝縮を考慮せず、系統流量として取り扱うこととする。

$$W_{\text{Vent}} = Q_R \times 0.01 / (h_s - h_w) \dots\dots\dots (3.1)$$

ここで、

W_{Vent} : 系統流量 (kg/s)

Q_R : 定格熱出力 (2436 × 10³kW)

h_s : 1Pdにおける飽和蒸気の比エンタルピ (2750.55kJ/kg)

h_w : 60℃*における飽和水の比エンタルピ (251.15kJ/kg)

注記* : 原子炉格納容器内に注水する水温を保守的に高めに設定した温度（重大事故等対処設備として期待する水源（最大35℃）を包含する値）

以上より、保守的に切り上げた9.8kg/sを格納容器圧力1Pdの時の系統流量とする。系統流量は、配管設計やオリフィスの設計条件として使用される。

なお、格納容器圧力が1Pdより高い圧力でベントする場合には、その時の格納容器圧力と系統全体の圧力損失から系統流量が決まり、格納容器圧力が1Pd以上になれば系統流量も9.8kg/s以上となり、より蒸気を排出しやすい状況となる。

4. 第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量は、原子炉定格熱出力の0.015%に相当する崩壊熱である370kWに設定している。

NUREG-1465における原子炉格納容器ソースタームに基づき、ドライウェルベント時に原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器に移行する核分裂生成物（以下「FP」という。）による崩壊熱を評価する。

第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量は以下の式で表される。

【第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量】

= 【①ベント実施時の原子炉の崩壊熱】

× 【②FPの原子炉格納容器への放出割合】

÷ 【③原子炉格納容器内のDF】

× 【④第1ベントフィルタスクラバ容器に蓄積するFPの崩壊熱への寄与割合】

① ベント実施時の原子炉の崩壊熱

重大事故等発生後の数時間で格納容器フィルタベント系が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後約2時間～3時間後に格納容器フィルタベント系が使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として、原子炉定格熱出力の1%とする。

② FPの原子炉格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、揮発性核種のうち原子炉格納容器への放出割合が最も大きいHalogen (I) の放出割合である61%で代表させる。(表4-1)

③ 原子炉格納容器内のDF

海外で行われたFPエアロゾルの自然除去効果に関する試験（NSPP試験等）では、原子炉格納容器のエアロゾルは数時間程度で1/10程度まで減少している結果が得られており、原子炉格納容器内のエアロゾルに対する除去効果として、ドライウェルベント時はDF10*とする。

注記*：事象発生から約32時間（有効性評価におけるベント開始時間）後の解析コード「MAAP」を使用した解析における感度解析の結果からDF10000程度であることを確認しており、DF10としている発熱量評価の設定は保守的である。

④ 第1ベントフィルタスクラバ容器に蓄積するFPの崩壊熱への寄与割合

NUREG-1465に基づき、揮発性が比較的高く、炉心損傷を伴う事故時に有意な放出割合となり、第1ベントフィルタスクラバ容器に蓄積する核種として、Halogen (I)、Alkali metal (Cs)、Te、Ba及びSrを想定し、これら核種の崩壊熱への寄与割合は22%とする。(表4-2)

したがって、定格熱出力に対する崩壊熱は以下のように評価される。

$$\text{ドライウェルベント} : 0.01 \times 0.61 \div 10 \times 0.22 = 0.01342\%$$

以上より、第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量は、上記割合を包絡する条件とし、原子炉定格熱出力の0.015%である370kW (2436MW×0.015%) と設定する。

第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量は、スクラビング水の初期保有量及び第1ベントフィルタスクラバ容器の寸法設定に使用される。

表4-1 NUREG-1465における原子炉格納容器内への放出割合

元素グループ	Gap Release	Early-In -vessel	Ex-vessel	Late-In -vessel	合計
Noble Gases*	0.05	0.95	0	0	1.00
Halogen (I)	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
Alkali metal (Cs)	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
Te	0	0.05	0.25	0.005	0.305
Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.12
Noble metals (Mo, Ru, Sb)	0	0.0025	0.0025	0	0.005
Ce	0	0.0005	0.005	0	0.0055
La	0	0.0002	0.005	0	0.0052

注記*：希ガスは第1ベントフィルタスクラバ容器内に蓄積しないため、評価対象外とする。

表4-2 放出割合が大きい揮発性核種の崩壊熱寄与割合

元素グループ*	放出割合	①放出割合 (ハロゲン比)	②崩壊熱寄与割合 (炉停止後約2~3時間)	崩壊熱寄与割合 ①×②
Halogen (I)	0.61	1.0	0.18	0.18
Alkali metal (Cs)	0.61	1.0	0.02	0.02
Te	0.305	0.5	0.02	0.01
Ba, Sr	0.12	0.2	0.06	0.01
			合計	0.22

注記*：希ガスは第1ベントフィルタスクラバ容器内に蓄積しないため、評価対象外とする。また、放出割合が小さい核種は放出量として無視できるため、評価対象外とする。

5. エアロゾル移行量

有効性評価シナリオのうち、エアロゾル移行量の最も厳しい格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾルの重量を表5-1に示す。（参考）

表5-1 原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾル重量

シーケンス（事象）	エアロゾル重量	
	ウェットウェルベント	ドライウェルベント
格納容器過圧・過温破損モード （冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失）	約0.0018kg	約3.5kg

一方、原子炉格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サブプレッションチェンバのプール水によるスクラビング効果がないドライウェルベント時の原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内内蔵量とNUREG-1465に基づく炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合を用いて評価した結果、約28kgとなるが、エアロゾルに係る海外規制の規定を踏まえ、さらにそれらを上回る300kgとして設計する。

想定するエアロゾル移行量の評価方法と海外規制におけるエアロゾル移行量を以下に示す。

(1) 核分裂生成物の炉内内蔵量

各核種グループのFPの炉内内蔵量を表5-2に示す。

(2) 核分裂生成物の原子炉格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、各核種グループの放出割合を設定する。

（表4-1、表5-2）

(3) 原子炉格納容器内のDF

保守的にドライウェルベントの場合を想定し、崩壊熱の設定と同様に、DF10とする。

以上より、想定するエアロゾル量を計算した結果、約28kgとなる。

評価式を以下に示す。

【エアロゾル量】

$$\sum_{\text{全核種グループ}} [(\text{核種グループの炉内内蔵量}) \times (\text{核種グループの原子炉格納容器への放出割合}) / 10]$$

(4) 海外規制におけるエアロゾル移行量

ドイツ原子力安全委員会 (RSK) の勧告では、フィルタ装置に移行するエアロゾル量としてPWRについては60kg, BWRについては30kgとしている。また、スイスの原子力施設ガイドラインにおいては、エアロゾル量は150kgと規定されている。

表5-2 核分裂生成物の炉内内蔵量

核種 グループ	代表 化学形態	炉内内蔵量 (kg)	格納容器への放 出割合 (-)	第1 ベントフィルタスク ラバ容器へ流入する エアロゾル量* (kg)
Halogens	CsI		0.61	
Alkali metal	CsOH		0.61	
Te	TeO ₂ , Sb		0.305	
Ba, Sr	BaO, SrO		0.12	
Noble metals	MoO ₂		0.005	
Ce	CeO ₂		0.0055	
La	La ₂ O ₃		0.0052	
			合計	2.8E+01

注記* : エアロゾル移行量は、金属フィルタの総面積の設定に使用される。

《参考図書》

1. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”
, 1995
2. “Aerosol Release and Transport Program Semiannual Progress Report For October 1983
- March 1984”, NUREG/CR-3830 Vol1, ORNL/TM-9217/V1

1. エアロゾルの保守性について

(1) 格納容器フィルタベント系の設計条件について

格納容器フィルタベント系の設計条件としては、エアロゾル移行量を300kgに設定している。

(2) 事故シナリオに応じたエアロゾル移行量について

a. エアロゾルが発生する事故シナリオの選定について

ベント実施時には、希ガスやガス状よう素（無機よう素及び有機よう素）を除く核分裂生成物及び構造材がエアロゾルとして格納容器フィルタベント系に流入する。エアロゾルが発生する事故シナリオは、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスのうち、以下に示す解析コード「MAAP」を使用した解析上の特徴を踏まえ、原子炉圧力容器が健全な事故シーケンスである「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」を選定している。

(a) 原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合は、炉心が再冠水し熔融炉心の外周部が固化した後でも、熔融炉心中心部は熔融プール状態を維持する。一方、原子炉圧力容器破損時は、原子炉圧力容器破損前に水張りした原子炉格納容器下部で熔融炉心の一部が粒子化するとともに、最終的にはクエンチする。エアロゾル移行量は熔融炉心の温度が高い方がより多くなるため、原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。

(b) 原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合は、熔融炉心冠水時において熔融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮していない。一方、熔融炉心が原子炉格納容器下部に存在する場合は、熔融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮している。以上より、スクラビング効果を考慮していない原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。

b. 対象シーケンスにおけるエアロゾル移行量について

「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」における格納容器フィルタベント系へ流入するエアロゾル移行量を表1-1に示す。本シーケンスの有効性評価ではウェットウェルベントを優先して実施することとしているが、ここではドライウェルベントを実施した場合のエアロゾル移行量も併せて示している。表1-1より、エアロゾル移行量はウェットウェルベント時よりドライウェルベント時の方が多く約3.5kgであるが、格納容器フィルタベン

ト系で設計上想定するエアロゾル移行量はこれを十分上回る300kgである。

表1-1 格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるFPエアロゾル移行量

放出する系統	FPエアロゾル移行量
ウェットウェルベント	約0.0018kg
ドライウェルベント	約3.5kg

流量制限オリフィスの設定方法について

1. 流量制限オリフィスの設定方法

格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、原子炉格納容器内で発生する蒸気量以上のガスをベントできる必要がある。

一方、格納容器圧力の上昇に伴い、ベントガスの質量流量が増加する場合においても、ベンチュリノズル部の流速を適正な条件に保持するため、第1ベントフィルタスクラバ容器の下流に流量制限オリフィスを設置することにより、体積流量をほぼ一定に保つ構成としている。

流量制限オリフィスについては、原子炉格納容器の最高使用圧力（427kPa[gage]（1Pd））において、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気を排出できるよう、以下のとおり設定する。

なお、格納容器圧力1Pdで必要量を排出可能な設計としているため、より差圧が大きくなる格納容器圧力2Pdによるベントの場合においても必要量は排出できる。

- ① 流量制限オリフィス上流の流路の圧力損失を計算し、流量制限オリフィス上流の圧力を算出する。
- ② 流量制限オリフィス下流の流路の圧力損失を計算し、流量制限オリフィス下流の圧力を算出する。
- ③ ①及び②で算出した流量制限オリフィスの上流及び下流の圧力条件下で、原子炉定格熱出力1%相当の蒸気を排出できるような流出断面積を算出する。

オリフィスの流出断面積は、以下の式に基づき計算する。

ここで、

概算評価結果を表1-1及び図1-1に、格納容器圧力とベンチュリノズル部における体積流量の関係を図1-2に示す。

2. 流量制限オリフィス以外の圧力損失

流量制限オリフィス以外の圧力損失については、以下に示す。

(1) 入口配管，出口配管

配管の圧損は、損失係数に実機を想定して直管部，エルボ，ティー及び弁等を考慮して以下の式に基づき計算する。

ここで、

(2) 第1ベントフィルタスクラバ容器

第1ベントフィルタスクラバ容器の圧力損失は、JAVA試験の結果から導出した以下の実験式に基づき計算する。

ここで、

(3) 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の圧力損失は、試験結果に基づき kPa (1Pd時) とする。

表1-1 格納容器圧力に対する体積流量

格納容器圧力 (kPa[gage])	各部圧力損失 (kPa)						質量流量 (kg/s) (相対比) *1	体積流量 (m ³ /s) (相対比) *1
	第1ベント フィルタ スクラバ容器 入口側配管	第1ベント フィルタ スクラバ容器	第1ベント フィルタ スクラバ容器 出口側配管	流量制限 オリフィス	第1ベント フィルタ 銀ゼオライト 容器	第1ベント フィルタ 銀ゼオライト容器 出口側配管		
853*2 (2Pd)								
427 (1Pd)								
100								

注記*1：格納容器圧力 1Pd の時の圧力を基準とした値

*2：格納容器圧力2Pdは853kPa[gage]であるが、機器設計上、格納容器圧力1Pd (427kPa[gage]) の2倍である854kPa[gage] (954kPa[abs]) までの範囲を確認しており、図1-1及び図1-2 における954kPa[abs]の値を記載



図1-1 圧力勾配概要

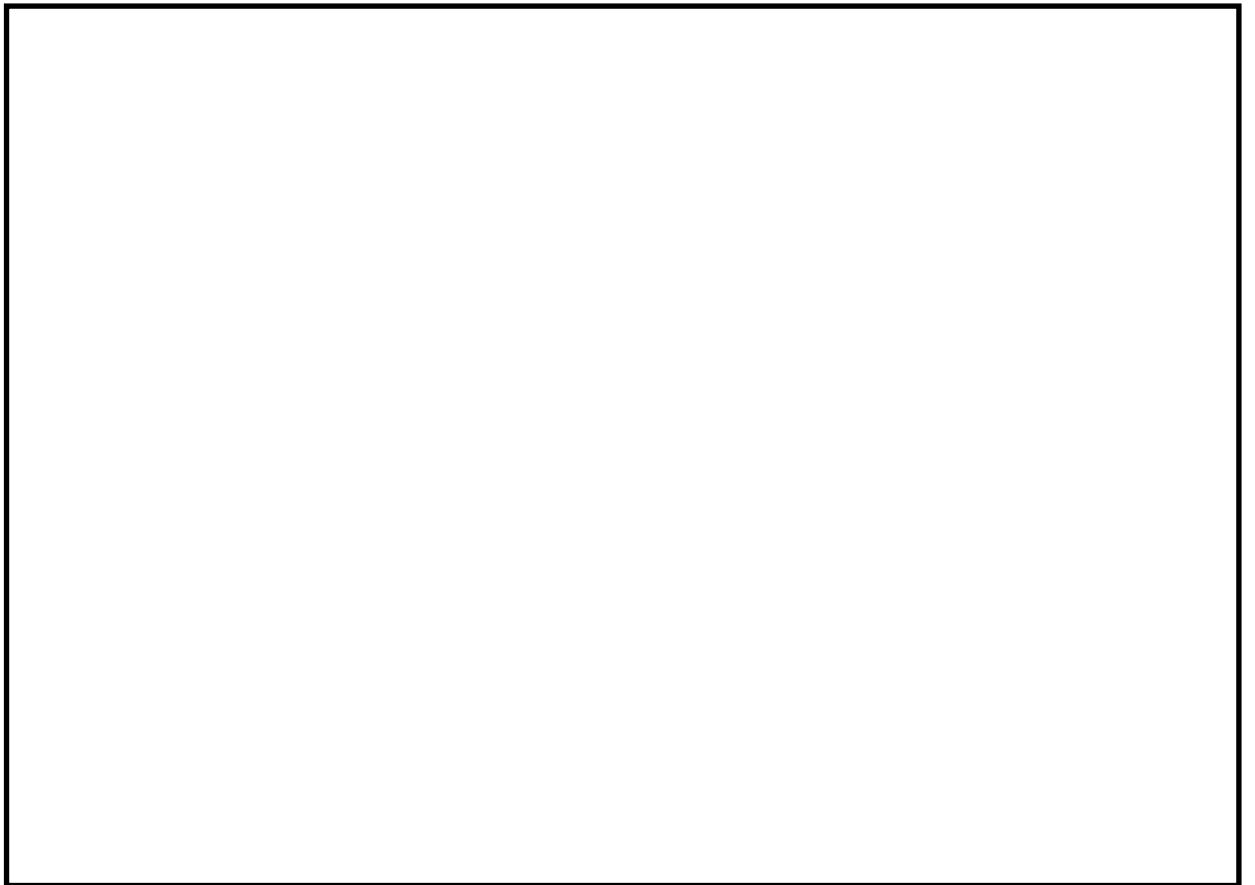


図1-2 格納容器フィルタベント系の流量特性

スクラビング水の水位の設定根拠及び健全性について

ベンチュリスクラバのスクラビング水について、その水位の設定根拠を示すとともに、その健全性が維持されることを確認する。

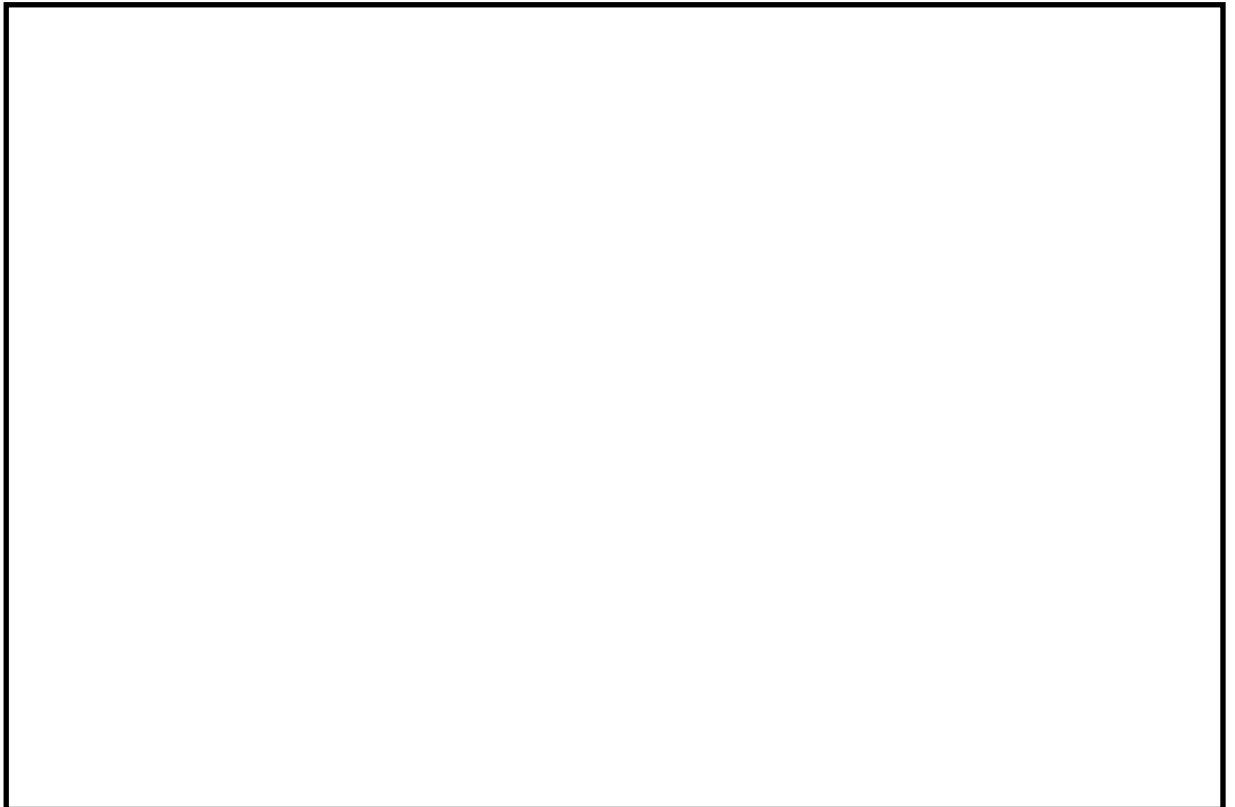
1. 保有水位の設定根拠

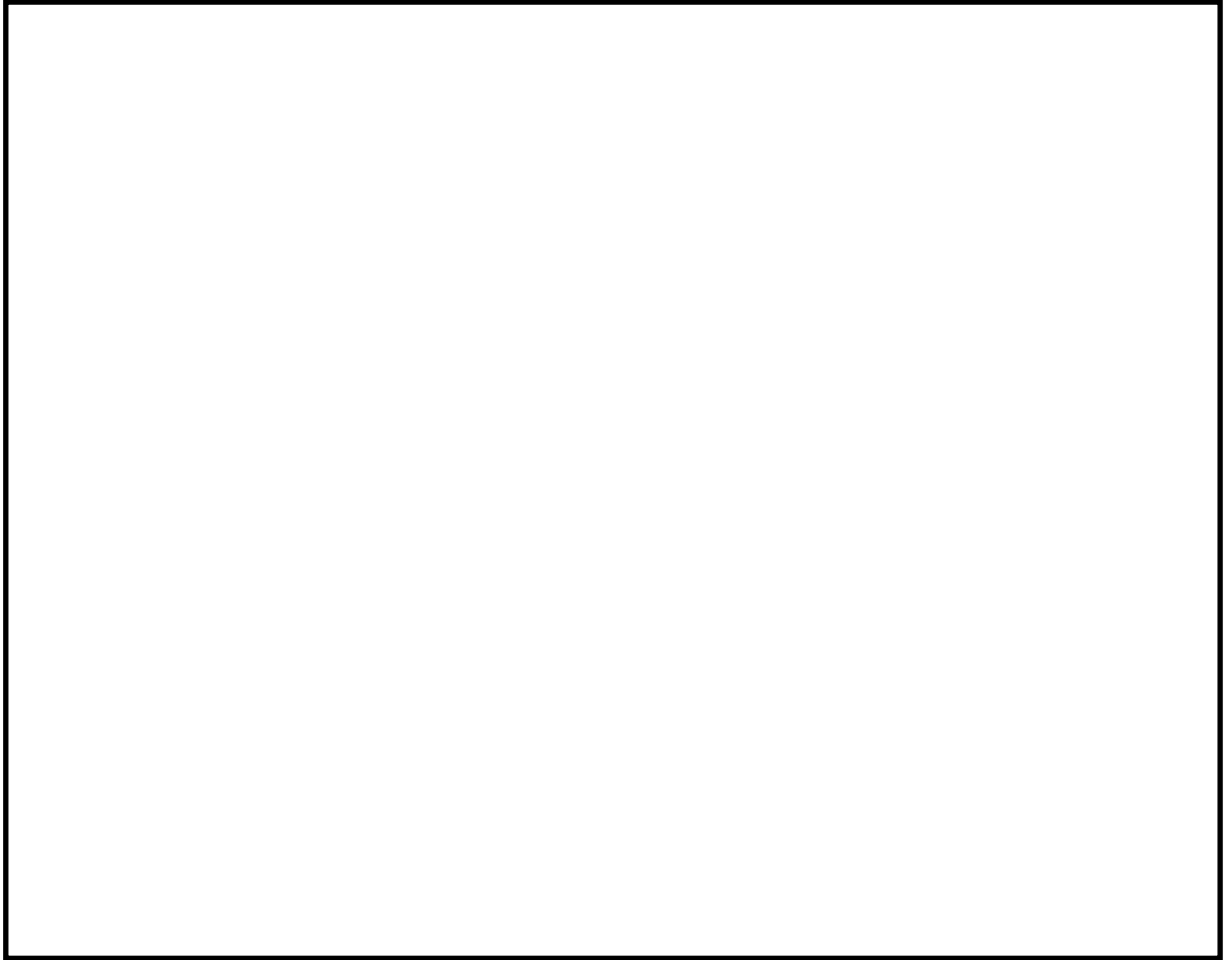
スクラビング水の初期水位（系統待機時）は、ベント開始後24時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が得られる下限水位と、ベント開始初期に発生する蒸気凝縮による水位上昇時において、金属フィルタが水没しない上限水位を考慮して、管理値を1700mm～1900mmと設定している。

スクラビング水の水位の設定根拠を以下に示す。また、第1ベントフィルタスクラバ容器水位の概略を図1-1に示す。

1.1 管理値（水位高）について

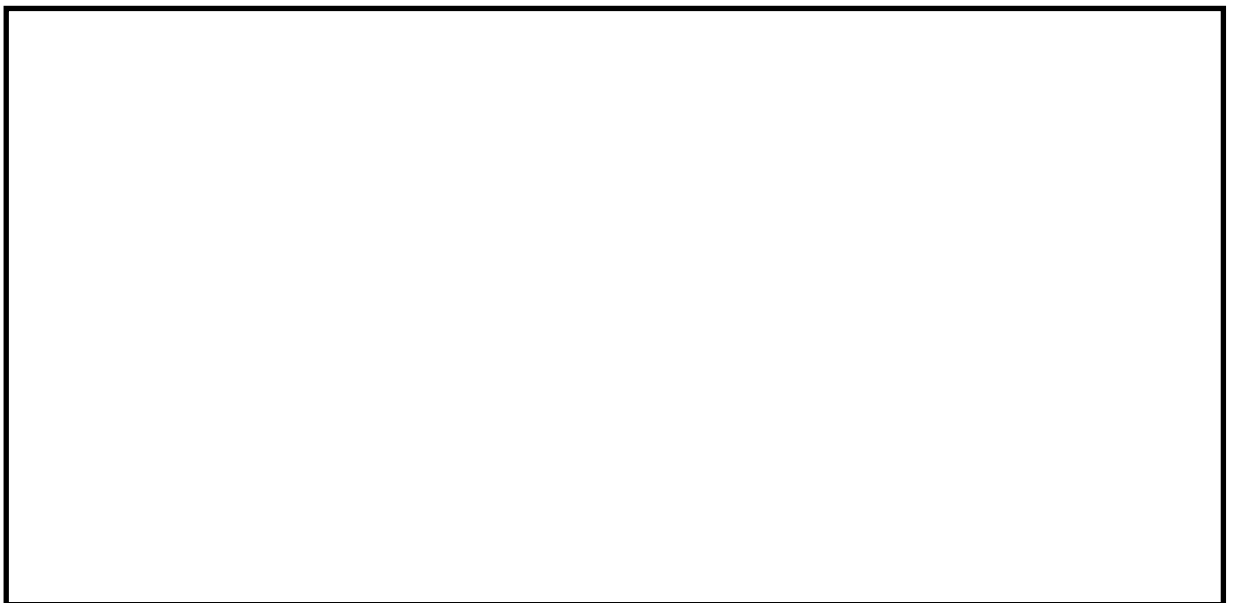
管理値（水位高）は、ベント開始初期における凝縮による水位上昇を考慮しても、上限水位に至らない水位として設定している。

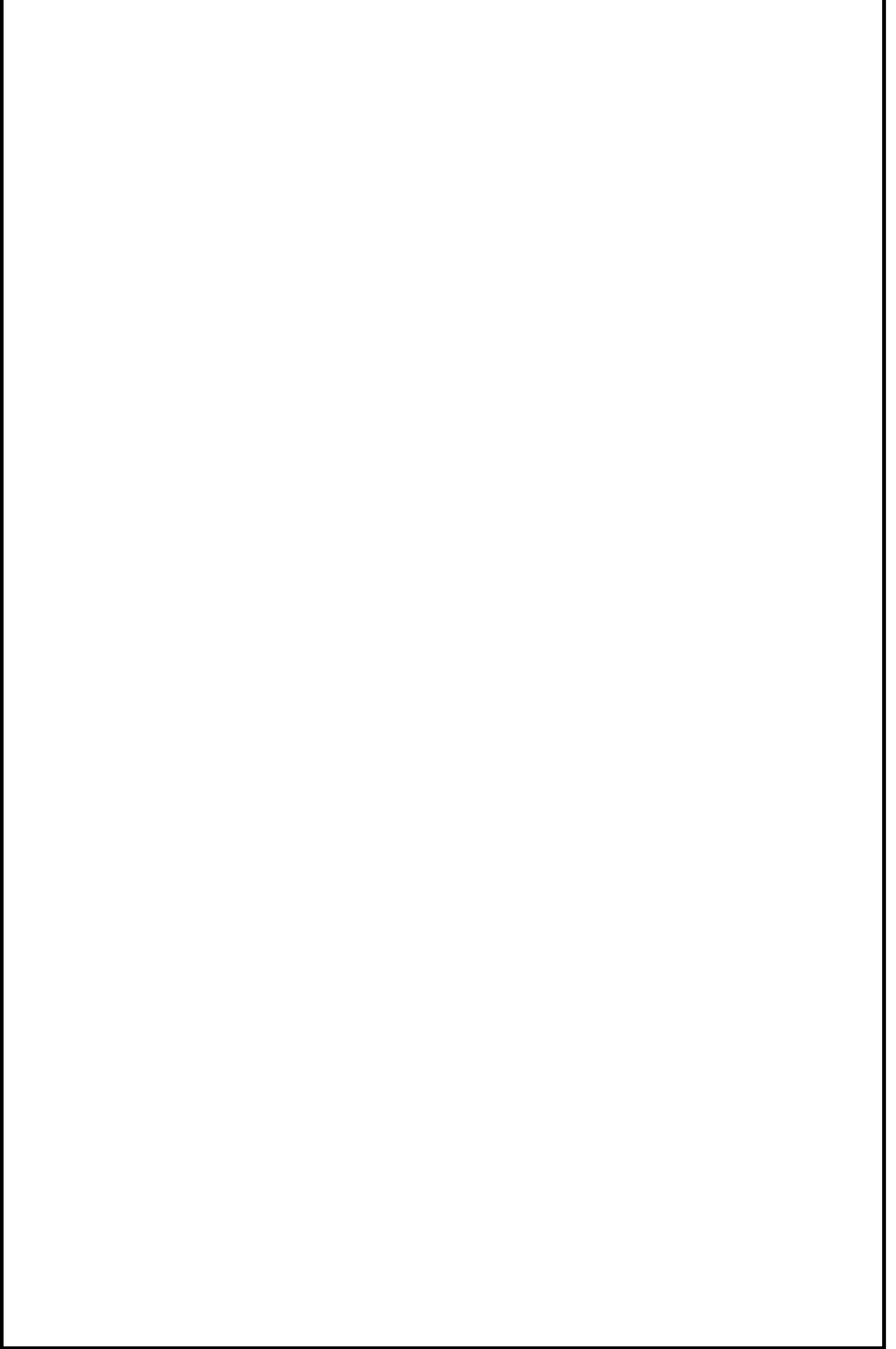




1.2 管理値（水位低）について

管理値（水位低）は，系統設計条件である第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量（370kW）における水位低下が24時間以上継続しても，下限水位に至らないことを確認し，設定している。





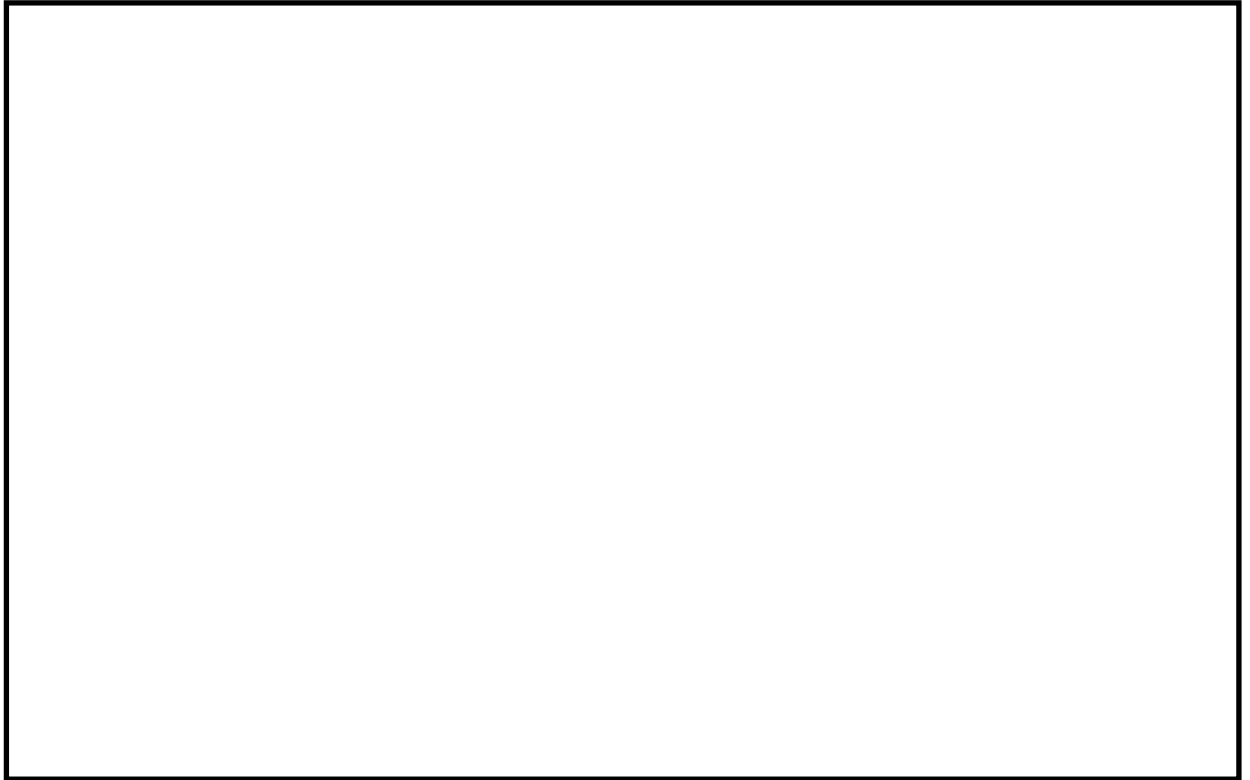


図1-1 第1ベントフィルタスクラバ容器水位の概略図

1.3 スクラビング水の補給期間について

第1ベントフィルタスクラバ容器の設計条件に基づいているスクラビング水の初期水位（第1ベントフィルタスクラバ容器の寸法）は、他の設計条件と同様に、大きな保守性を確保し設定（設計）している。一方、スクラビング水の補給期間は、運用に係るものであり、有効性評価に基づく運用を考慮して評価することとし、有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における第1ベントフィルタスクラバ容器内の発熱量を用いたスクラビング水の水位挙動より評価する。

（表1-1）

スクラビング水の補給期間の評価条件及び評価結果を以下に示す。

(1) 評価条件

- a. 初期水位：
- b. 室温：25℃*¹（系統待機時），60℃*²（ベント実施中）
- c. ベント実施時の格納容器圧力：図1-2のとおり

- d. 第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量：kW*3（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失事象（ウェットウェルベント））
kW*3（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失事象（ドライウェルベント））

注記*1：ベント実施前のスクラビング水の初期水温としても使用。スクラビング水の蒸発量を多く見込むため、暖房用地中温度（空気調和ハンドブック）に余裕を見た値である18℃に余裕を見込み、高めに設定した値

*2：室外温度（地中）を暖房用地中温度（空気調和ハンドブック）に余裕を見た値である18℃とした場合、第1ベントフィルタスクラバ容器他からの放熱による温度上昇を考慮した室内の平衡温度は約58℃となり、その値に余裕を見込み、高めに設定した値

室内の平衡温度 T_r は次式により算出している。

$$q = \sum K \times A (T_r - T_o)$$

q : 第1ベントフィルタスクラバ容器他発熱量 (W)

K : 熱通過率 (W/(m²・℃))

A : 第1ベントフィルタ格納槽面積 (m²)

T_r : 室内平衡温度 (℃)

T_o : 室外温度 (℃)

*3：32時間ベントの解析結果にNUREG補正した原子炉格納容器外へ放出された放射性物質（希ガスを除く）の発熱量

(2) 評価結果

スクラビング水位挙動を図1-3に示す。ベント実施中のスクラビング水の水位は上限水位、下限水位に至らず、想定事故においては事象発生後7日間（168時間）運転員による水の補給操作は不要となる。

表1-1 設備設計と運用の主な条件設定の差異

	設計条件 【第1ベントフィルタスクラバ容器寸法】	運用 【水補給の運用評価】
ベント時間	2時間～3時間後 【原子炉定格出力の1%相当の時間】	32時間後* 【有効性評価結果より】
第1ベントフィルタ スクラバ容器内発熱量	370kW 【ベント時間：2時間～3時間後ベース】	<input type="checkbox"/> kW <input type="checkbox"/> kW 【ベント時間：32時間ベース】

注記*：水補給の運用の評価のほか、被ばく評価もベント時間32時間ベース

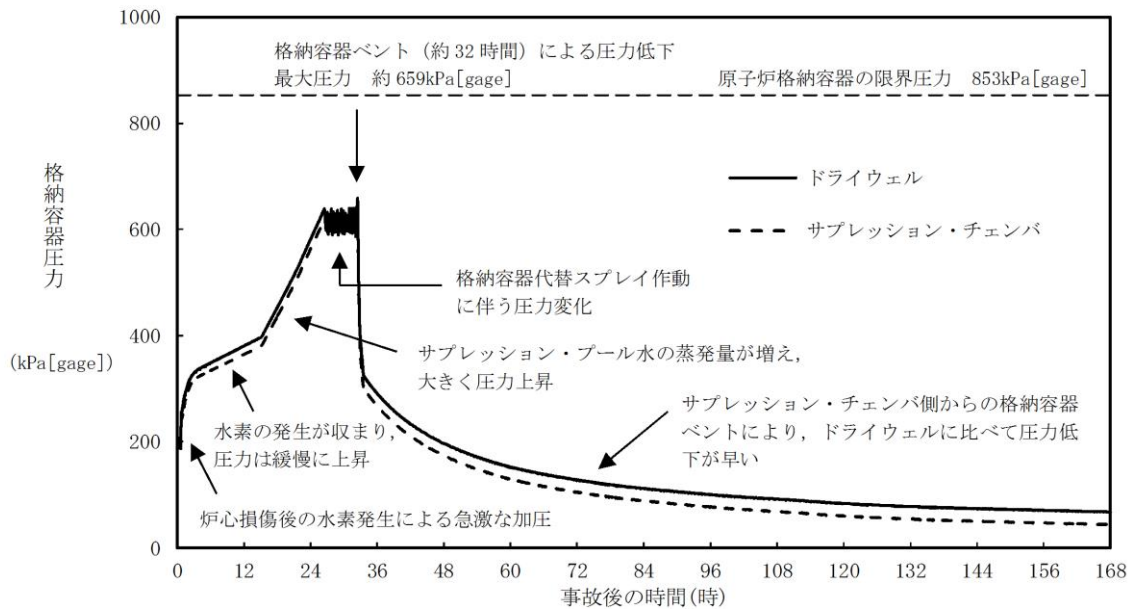


図1-2 ベント実施中の格納容器圧力推移

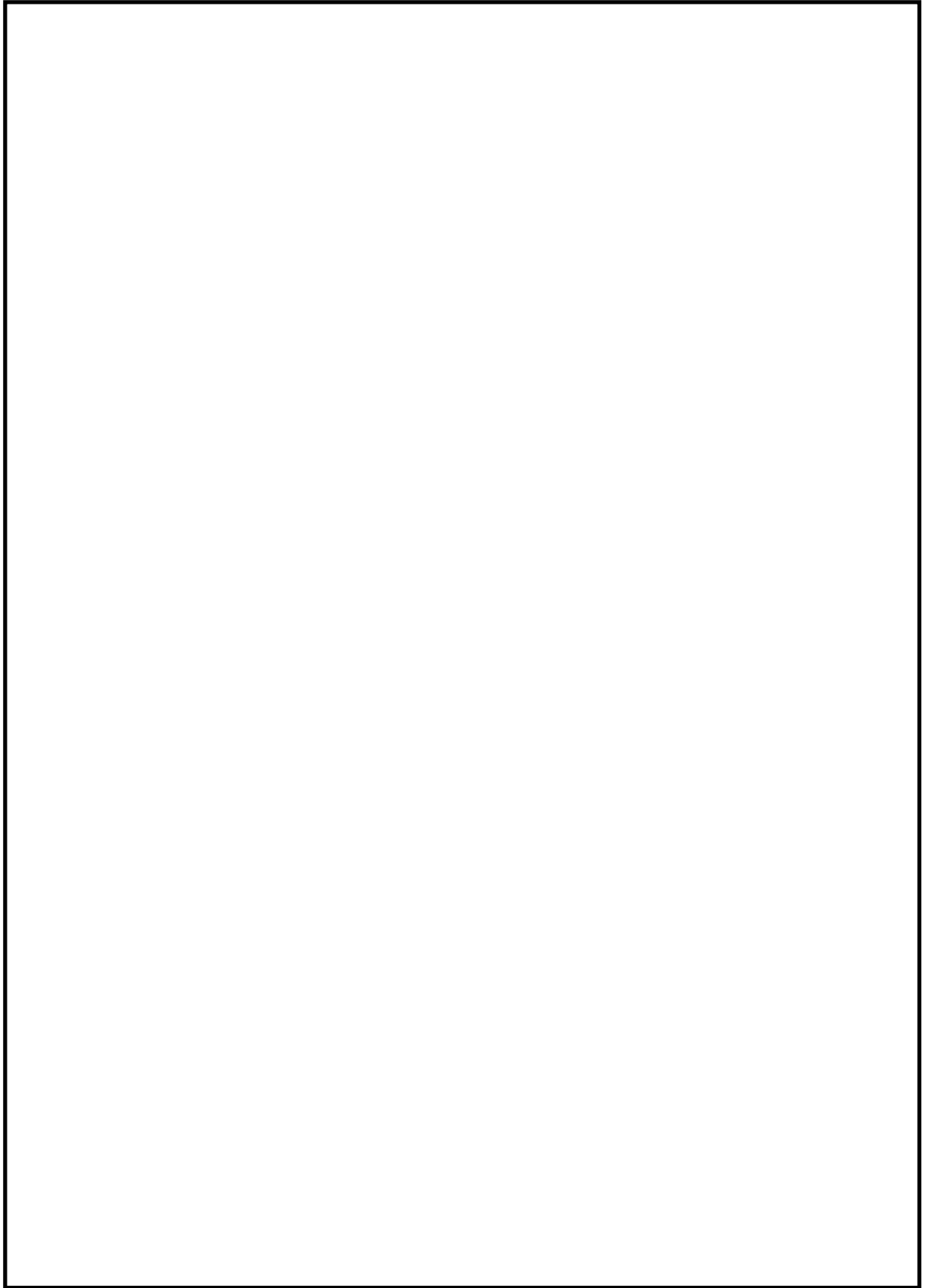


図1-3 スクラビング水位挙動（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）

2. スクラビング水の健全性

2.1 スクラビング水のpH

スクラビング水は、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（pH7以上）に維持する必要があるが、重大事故等時においては、原子炉格納容器内のケーブルから放射線分解、熱分解等により塩化水素（HCl）等の酸として放出され、ベント実施により原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水）に移行するため、pHが低下する可能性がある。また、第1ベントフィルタスクラバ容器に流入する凝縮水による希釈により、pHが低下する。

これに対して、スクラビング水は、系統待機時において重大事故等時に第1ベントフィルタスクラバ容器に流入する可能性がある酸の量及び凝縮水による希釈に対して十分な塩基量を確保することにより、ベント実施後のドレン移送操作を実施するまでの間、pH監視を実施することなく、確実にアルカリ性の状態を維持することとしている。

なお、スクラビング水のpHについては、pHが規定の値以上となっていることを原子炉停止中に適宜確認する。

(1) 原子炉格納容器内から第1ベントフィルタスクラバ容器に移行する酸性物質

重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する主な酸性物質については、NUREG/C R-5950において検討が実施されており、その発生源として燃料（核分裂生成物）、サプレッションチェンバのプール水溶存窒素、原子炉格納容器内塩素含有被覆材ケーブル、原子炉格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え、原子炉格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、硝酸の発生源となる可能性がある。原子炉格納容器内で発生する主な酸性物質を発生源ごとに表2-1に示す。

表2-1 原子炉格納容器内で発生する主な酸性物質

発生源	酸性物質
燃料（核分裂生成物）	よう化水素（HI）
サプレッションチェンバのプール水溶存窒素	硝酸（HNO ₃ ）
原子炉格納容器内布設ケーブル	塩化水素（HCl）
原子炉格納容器内コンクリート（熔融炉心落下時）	二酸化炭素（CO ₂ ）
原子炉格納容器内塗装	硝酸（HNO ₃ ）

これらのうち、原子炉格納容器内での発生量が多くなると考えられる原子炉格納容器内のケーブルから発生する塩化水素、サプレッションチェンバのプール水で発生する硝酸及び原子炉格納容器下部コンクリートから発生する二酸化炭素に加え、スクラビング水中で分解する際に塩基を消費する[]について検討を行い、スクラビング水への酸性物質の流入量及び消費される塩基の量を評価する。

- a. 原子炉格納容器内ケーブル及びサプレッションチェンバのプール水の放射線分解による酸の発生量

原子炉格納容器内のケーブルについて、放射線分解により発生する塩化水素量をNUREG/CR-5950の放射線分解モデルに基づき評価した。なお、ケーブル量については、実機調査を行った。

また、窒素が溶存するサプレッションチェンバのプール水が放射線分解することにより生成する硝酸についても評価対象とした。

有効性評価シナリオ「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」において、ベント実施時（事象発生から32時間後）には約[]mol、7日後（168時間後）には約[]mol、60日後（1440時間後）には約[]molの酸性物質が原子炉格納容器内で生成されると評価した。

- b. 原子炉格納容器内ケーブルの被覆材の熱分解による酸の発生量

熱分解については、原子炉圧力容器損傷前の原子炉格納容器内環境（200℃以下）ではケーブルからの塩酸の発生はほとんどないことから、炉心損傷などによるデブリ接近によりケーブル温度が著しく上昇した場合を想定した酸性物質の放出量を評価した。

ここでは、原子炉格納容器下部に配置された塩素を含有するケーブルの被覆材から塩化水素が放出されると仮定し、原子炉格納容器下部ケーブルの塩酸含有量約[]kgの全量が放出されるものとして、約[]mol（= []g/36.5g/mol）の酸が発生すると評価した。

なお、原子炉格納容器下部のケーブル量は、保守的に原子炉格納容器下部に接続されるケーブルの全長（原子炉格納容器下部外も含む）を集計した。

- c. 熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する二酸化炭素の発生量

熔融炉心・コンクリート相互作用発生時において、原子炉格納容器下部コンクリートから二酸化炭素が発生した場合、二酸化炭素は水中で水と結合し酸性物質である炭酸（ H_2CO_3 ）が生成される。

島根原子力発電所第2号機の事故進展解析においては、仮に熔融炉心・コンクリート相互作用により、原子炉格納容器下部のコンクリートが壁面で約13cm侵食した場合でも、二酸化炭素の発生量は約1kg未満（二酸化炭素の分子量44.01g/molを踏まえると22.7mol

未満)であり、溶融炉心・コンクリート相互作用発生時においても、二酸化炭素の発生量は無視し得る程度と評価している。このことから、スクラビング水への二酸化炭素の流入量は小さく、前述の塩化水素の移行量と比べて無視し得る程度と考えられる。

d. []の分解により消費される塩基の量

スクラビング水に含まれる []は、酸素が存在する場合、水酸化物イオンと下記の反応により分解することが知られており、分解される []の量は、スクラビング水の積算吸収線量の増加に伴って増加する。

[]

ここでは、スクラビング水の積算吸収線量によらず、また、無機元素の捕集により消費される []の量を見込まず、スクラビング水に含まれる [] []全量が分解したとして、塩基の消費量を評価した結果、 []の分解により消費される塩基の量は約 []molとなる。

(スクラビング水に含まれる []の量)

[]

([]の分解により消費される塩基の量)

[]

(2) 第1ベントフィルタスクラバ容器での塩基の消費量

(1)で生成した酸性物質は、ほとんどが液相に溶解してサプレッションチェンバのプール水中に移行し、ベント実施時にはサプレッションチェンバのプール水中に残留して第1ベントフィルタスクラバ容器には移行しない可能性もあるが、保守的に全量移行するとして評価する。スクラビング水の消費される塩基の量は、以下のとおりとなる。

【7日後の塩基の消費量 (約 []mol)】

- ・放射線分解の酸性物質で消費される塩基の量：約 []mol
- ・ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量：約 []mol
- ・ []の分解により消費される塩基性物質の量：約 []mol

【60日後 (1440時間) の塩基の消費量 (約 []mol)】

- ・放射線分解の酸性物質で消費される塩基の量：約 []mol
- ・ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量：約 []mol
- ・ []の分解により消費される塩基の量：約 []mol

(3) 水位変動によるスクラビング水の希釈について

系統待機時のスクラビング水の通常水位における水量は約 []tである。スクラビング水の最大水量は約 []tであるため、ベントガスの凝縮により、スクラビング水の薬液濃度は []倍に希釈される。

(4) スクラビング水のpH評価結果

第1ベントフィルタスクラバ容器は無機よう素を捕集及び保持するものであるため、2カ月でよう素が十分減衰することを考慮し、スクラビング水には保守的に設定した60日後の塩基の消費量（約 mol）を考慮する。

第1ベントフィルタスクラバ容器においては、上記に更に余裕をみて水酸化ナトリウム濃度を通常水位（約 t）において wt%とすることとしている。

通常水位における水酸化ナトリウム濃度が wt%のとき、酸性物質の移行量を考慮し、かつベントガスによるスクラビング水の希釈も考慮した場合のスクラビング水の水酸化ナトリウム濃度は、

となり、十分にアルカリ性を維持できる。

事故後のスクラビング水のpH挙動評価を図2-1に示す。



図2-1 事故後スクラビング水のpH挙動評価

ここで、スクラビング水のpH挙動への影響が小さいとして上記で考慮していない酸性物質について以下のとおり検討した。

原子炉格納容器内のケーブルに含まれるすべての酸性物質を想定した場合、追加される酸性物質の発生量は、約 molとなる。

核分裂生成物については酸性物質としてよう化水素が出てくるが、水酸化セシウム等の塩基性物質の生成量の方が大きくなると考えられる。また、原子炉格納容器壁面の塗料等の有機物が水中へ溶出した場合は、有機酸を生成する可能性があるが、一般に有機酸は弱

酸であり水中でほとんど解離せず、塩酸等の強酸の共存下ではその影響は無視できると考えられる。

上記を更に保守的に考慮した場合でも、薬品注入タンクから薬剤を追加することで、ベント実施後長期に渡ってアルカリ性を維持できる。

(5) 薬液の劣化・濃度均一性

第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水に添加する水酸化ナトリウムの水系の相平衡については、『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928』より、図2-2のとおり示されている。図2-2より、スクラビング水の添加濃度である水酸化ナトリウム wt% では、水温が0°C以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。第1ベントフィルタスクラバ容器は第1ベントフィルタ格納槽内に設置しており、スクラビング水は0°C以上となる。よって、格納容器フィルタベント系の系統待機中に水酸化ナトリウムが析出することはない。

また、水酸化ナトリウムは非常に安定な化学種であり、格納容器フィルタベント系の系統待機中、第1ベントフィルタスクラバ容器内部は圧力開放板より外界と隔離され、窒素ガス雰囲気になされることから、格納容器フィルタベント系系統待機中において、薬液が変質することはない。

なお、第1ベントフィルタスクラバ容器を使用すると、ベンチュリノズルから噴射されるベントガスによりバブリングされ、水酸化ナトリウムは均一に拡散されると考えられる。

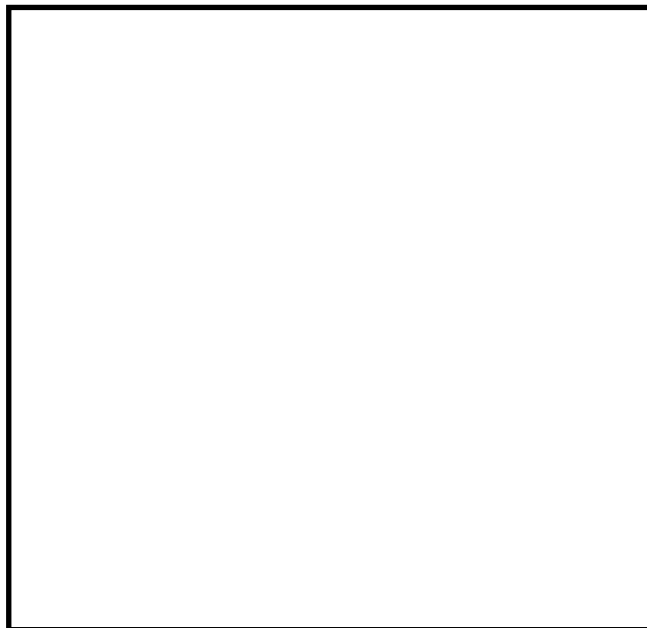


図2-2 水酸化ナトリウムの水系相平衡図

(6) スクラビング水の管理について

(4)に記載したとおり，スクラビング水は系統待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで，ベントを実施した際に原子炉格納容器から酸が移行した場合においても，スクラビング水はpH7以上を維持できる。以上を踏まえ，スクラビング水の管理について以下に示す。なお，系統待機時の管理については，原子炉施設保安規定に規定する。

a. 系統待機時の管理

- ・定期事業者検査時に水酸化ナトリウムの濃度が□wt%以上であること及びpHが13以上であることを確認する。
- ・スクラビング水が通常水位の範囲内であることを確認する。

b. ベント実施中の管理

- ・スクラビング水の水位を監視し，水位低に至る場合においては，水を補給する。
- ・スクラビング水の水位を監視し，水位高に至る場合においては，スクラビング水をサプレッションチェンバへ移送した後，薬剤の補給を行う。

c. ベント停止後（隔離弁閉止後）

- ・ベント停止後において，第1ベントフィルタスクラバ容器に異常がないことを確認するため，スクラバ容器水位にて，スクラビング水の水位が確保されていること（第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水の移送後を除く）を確認する。

2.2 スクラビング水の粘性

ベント実施により原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器にエアロゾルが移行すると，スクラビング水の粘性は，エアロゾルが可溶性の場合はそのエアロゾルの水和性と溶解する量によって，不溶性の場合はスクラビング水に分散する固体粒子の量によって変化する。可溶性エアロゾル又は不溶性エアロゾルの影響によるスクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価した結果，その変化は十分小さく，DFへの影響がないことを確認した。

(1) 第1ベントフィルタスクラバ容器内に移行するエアロゾル等の影響

重大事故等時に原子炉格納容器内へ放出されるエアロゾルがベント実施により第1ベントフィルタスクラバ容器に移行することから，NUREG-1465に記載されている原子炉格納容器への放出割合を参照し，第1ベントフィルタスクラバ容器内へ移行するエアロゾル量を基にスクラビング水への影響を評価する。なお，NUREG-1465では原子炉格納容器への放出過程（EarlyIn-Vessel, LateIn-Vessel等）ごとに原子炉格納容器への移行割合を与えており，本評価では事故後長期にわたってスクラビング水への影響を評価するため，放出過程ごとの放出割合の合計値をエアロゾル移行量の算出に使用している。

ベント実施後のスクラビング水には，可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルがそれぞれ

存在することとなる。エアロゾルの種類と溶解の可否を表2-2に示す。

表2-2 エアロゾル（設計条件）の種類と溶解の可否

核種グループ	代表化学形態	FPエアロゾル移行量 (kg)	溶解の可否
Halogens	CsI		可溶性
Alkali metal	CsOH		可溶性
Te	TeO ₂ , Sb		不溶性
Ba, Sr	BaO, SrO		可溶性
Noble metals	MoO ₂		不溶性
Ce	CeO ₂		不溶性
La	La ₂ O ₃		不溶性
構造物	SiO ₂ 等	267.65	大半は不溶性
	合計	300	—

可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルでは、スクラビング水の粘性に与える影響はそれぞれ異なることから、可溶性エアロゾル、不溶性エアロゾルに分けて粘性に与える影響を確認する。

なお、流体が流動する際の抵抗を示す粘性の大きさは、粘性率 η [mPa・s] で表され、水の粘性率は水温10℃の場合は約1.3mPa・s、80℃の場合は約0.3mPa・sである。(参考図書3)

a. 可溶性エアロゾルによる影響

エアロゾルがスクラビング水に溶解すると、分解してイオンとして存在し、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しやすい場合には、イオンと水分子が集団として振る舞うため移動しにくくなり、粘性率が大きくなる。一方、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しにくい場合には、イオンや水分子が移動しやすくなり、粘性率が小さくなる。

(参考図書4)

ベント実施後に第1ベントフィルタスクラバ容器に含まれる主な陽イオンにはNa⁺, K⁺, Cs⁺があり、陰イオンにはOH⁻, Cl⁻, Br⁻, I⁻, CO₃²⁻, HCO₃⁻, SO₄²⁻がある。これらイオンのうち、水和しやすく粘性率の増加に最も寄与する陽イオンはNa⁺, 陰イオンはOH⁻であり、水和しにくく粘性率の減少に寄与する陽イオンはCs⁺, 陰イオンはI⁻であると考えられる。(参考図書3, 5)

このため、第1ベントフィルタスクラバ容器にエアロゾルが移行した場合の粘性率は、エアロゾルの全量を水酸化ナトリウム (NaOH) として評価したとき最も大きく、よう化セシウム (CsI) として評価したときは小さくなる。スクラビング水として低温 (粘性

率が高い) の 25°Cにおける可溶性のアルカリ成分及び中性塩成分が共存した場合の粘性率の変化を図 2-3 及び図 2-4 に示す。

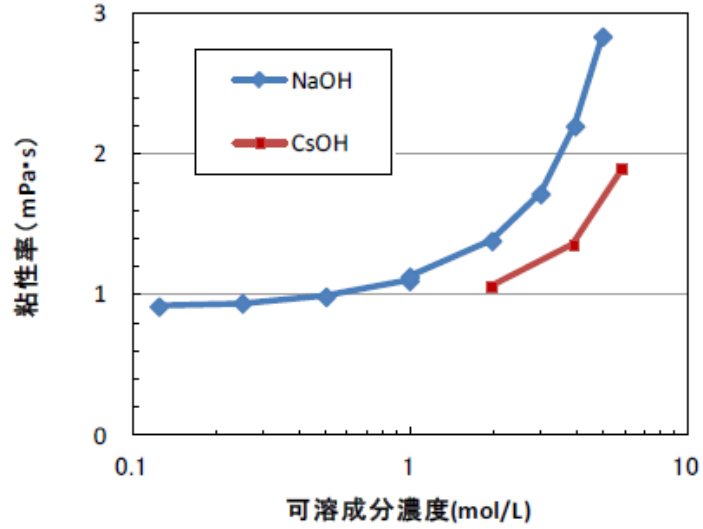


図2-3 可溶性のアルカリ成分が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)
(NaOH : 参考図書3, 7, CsOH : 参考図書7)

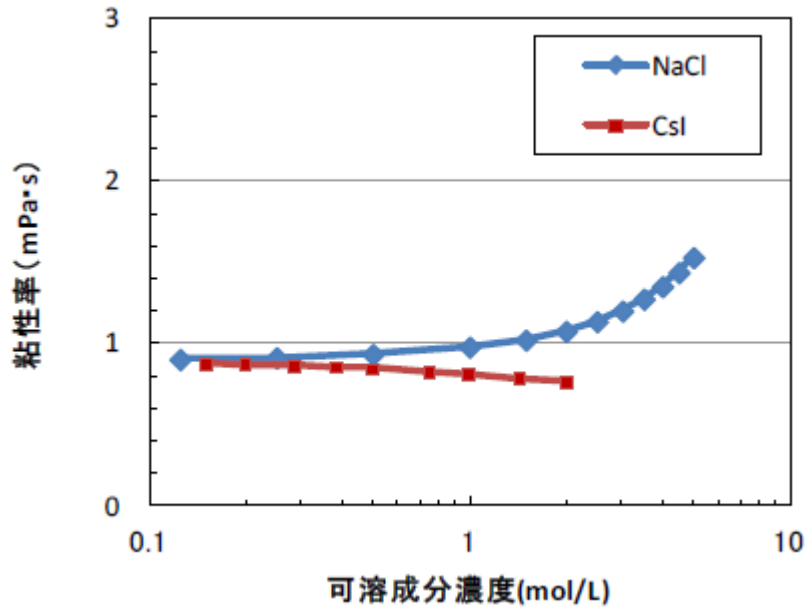


図2-4 可溶性の中性塩成分が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)
(NaCl : 参考図書8, CsI : 参考図書9)

スクラビング水に添加している化学薬剤の濃度は、通常水位（約 [] t）で水酸化ナトリウムが約 [] wt%， [] が約 [] wt%であり、下限水位（約 [] t）ではそれぞれ約 [] mol/L，約 [] mol/L に相当し、化学薬剤を全て水酸化ナトリウムとして評価すると、図2-3より約 [] mPa・sとなる。

また、スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮に第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾルが全てセシウム元素（300kg=約 2258mol）と想定とすると、その溶液のモル濃度は約 [] mol/L 上昇し、約 [] mol/L（=（2258 + []） /（[]））となり、可溶性エアロゾルを全て水酸化ナトリウムとして評価すると下限水位におけるスクラビング水の粘性率は、図2-3より約 [] mPa・sとなる。

以上より、可溶性エアロゾルが溶解した場合のスクラビング水の粘性率の変化は、溶解前のスクラビング水の粘性率に比べて、わずかに（約 [] mPa・s）大きくなると評価できる。

なお、JAVA試験における初期のスクラビング水に含まれる化学薬剤の質量パーセント濃度は、 [] wt%であり、これらのモル濃度はそれぞれ約 [] mol/Lとなることから、このスクラビング水の粘性率は、化学薬剤が全て水酸化ナトリウムとして評価すると、図2-3より約 [] mPa・sとなる。

b. 不溶性エアロゾルによる影響

エアロゾルが不溶性の場合、スクラビング水中ではコロイド等の懸濁粒子濃度が上昇すると考えられる。このような懸濁粒子が分散した溶液の粘性率はアインシュタインの粘度式によって評価することができる（参考図書3）。

$$\eta / \eta_0 = 1 + 2.5 \phi$$

ここで

η : 懸濁粒子溶液の粘性率

η_0 : 分散溶媒の粘性率（25℃における水の粘性率0.8902mPa・s）

ϕ : 懸濁粒子の容積分率

上式を用いて、懸濁粒子濃度が粘性率に及ぼす影響を評価した結果を図2-5に示す（アインシュタインの粘度式の成立限界である容積分率2vol%までを記載）。

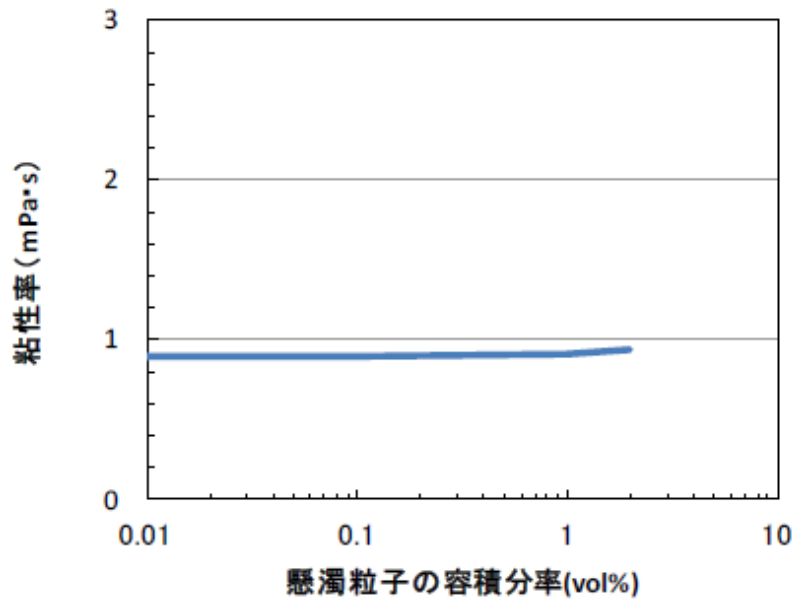


図2-5 不溶成分が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)

スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮に第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾルを全て不溶性のエアロゾル（密度 $2.2\text{g}/\text{cm}^3$ （コア・コンクリート反応で発生する可能性のある SiO_2 の比重：参考図書6）とし、下限水位の水量の \square tに加わったとして懸濁粒子の容積分率を算出すると、約 \square vol%（= \square
 \square ）となる。図2-5によると懸濁粒子の容積分率2vol%程度まで粘性率がほとんど上昇していないため、不溶性エアロゾルによるスクラビング水の粘性率の変化はほとんどないと評価できる。

なお、上記の密度 $2.2\text{g}/\text{cm}^3$ は、コア・コンクリート反応で発生するコンクリート由来のエアロゾルを想定したものであり、 TeO_2 （密度約 $5.7\text{g}/\text{cm}^3$ ）等の密度の大きいエアロゾルを想定するよりも懸濁粒子の容積分率を大きく算定するため、保守的な評価となっている。

(3) 評価結果

粘性率の増加量は、粘性率の変化が大きい可溶性エアロゾルの場合においても下記のとおりであり、図2-6に示す純水の温度変化に伴う粘性率の変化量と同等であるため、この粘性率の変化は十分小さい。よって、格納容器フィルタベント系を長期に使用する場合においても、スクラビング水の粘性のDFへの影響はないと考えられる。

- ・可溶性エアロゾル（セシウム元素 300kg）が溶解した場合のスクラビング水の粘性率の変化は、溶解前のスクラビング水に比べて、わずかに（約 \square mPa·s）大きくなる。

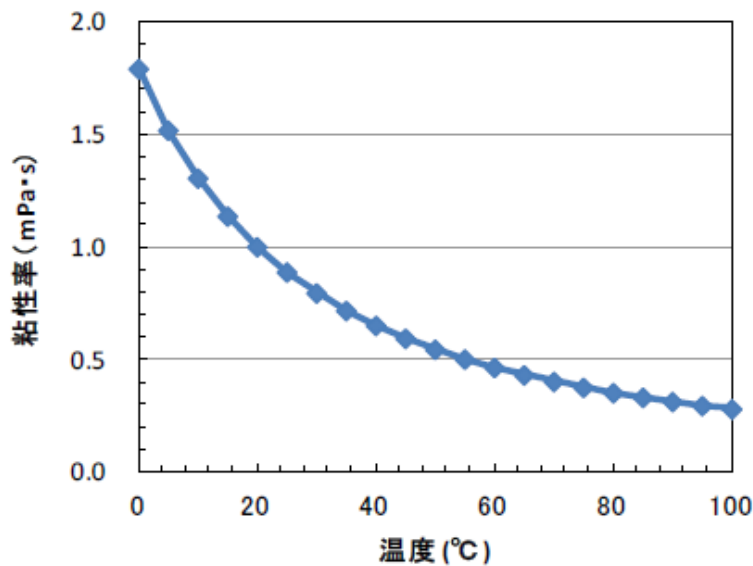


図2-6 純水の粘性率の温度依存性 (参考図書3)

なお、エアロゾルには有機物が含まれていないため、温度が上昇した場合にも粘性率を著しく大きくさせることはない。

2.3 スクラビング水の逆流防止

第1ベントフィルタスクラバ容器の金属フィルタのプレフィルタ部における圧損が大きい場合、金属フィルタに設置されるドレン配管において逆流が発生し、金属フィルタにスクラビング水が流入する可能性がある。

第1ベントフィルタスクラバ容器の設計では、プレフィルタの圧損を考慮しており、想定される圧損に対して余裕のある値として kPaの圧損を考慮している。具体的には、ドレン配管から金属フィルタにスクラビング水が流入しないよう、金属フィルタ下端から下方約 mの位置にスクラビング水の水位上限を設定している。

実機ではプレフィルタ部の圧損は であり、ドレン配管における逆流を考慮しても、スクラビング水が金属フィルタ部に流入するおそれはないと評価できる。

なお、系統待機時、ベント実施中を通して、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位は水位計により監視し、水位が上限水位となる前に排水する運用とする。また、金属フィルタのドレン配管の内径は約 mmであり、金属フィルタに流入するベントガスに含まれるエアロゾルの粒径は極めて小さい () ことから、ドレン配管の閉塞が発生するおそれはない。

第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラバ容器水位の概要を図2-7に示す。

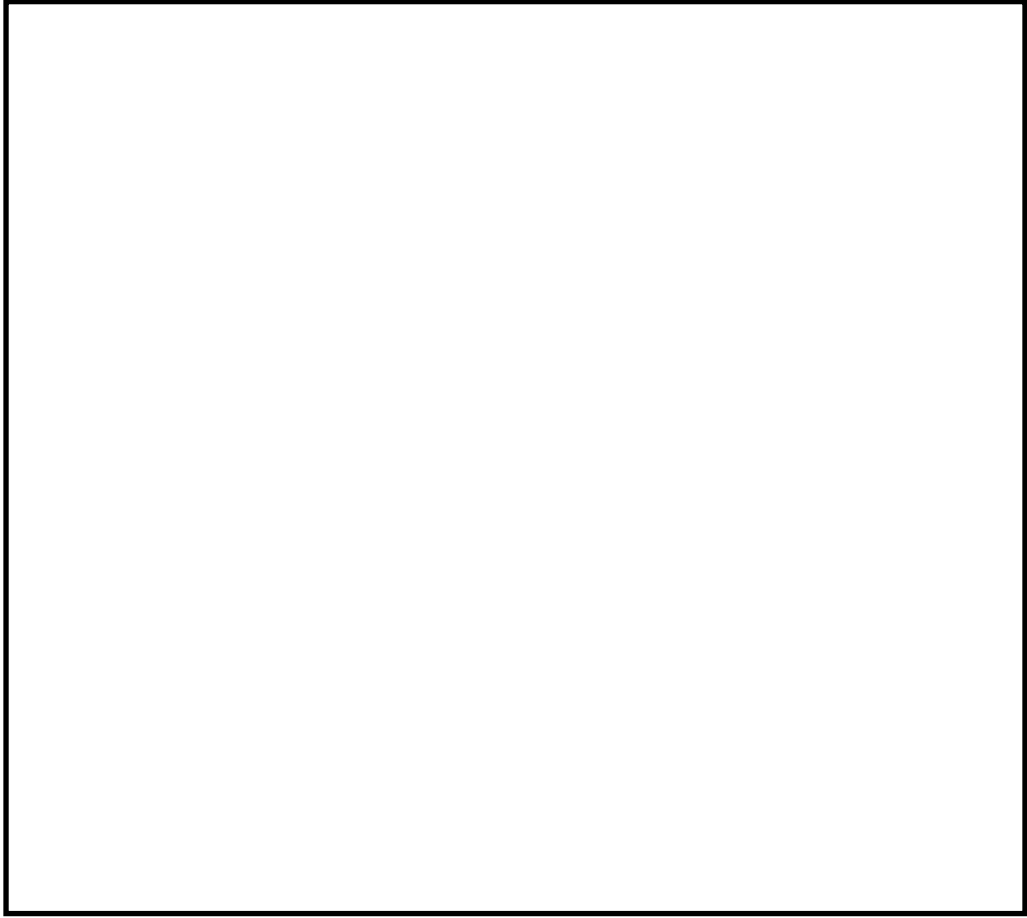


図2-7 第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラバ容器水位の概要図

《参考図書》

1. NUREG/CR-5950 “Iodine Evolution and pH Control”, Dec. 1992
2. NUREG/CR-5564 “Core-Concrete Interactions Using Molten UO₂ With Zirconium on A Basaltic Basement”, Apr. 1992
3. 化学便覧改訂3版基礎編Ⅱ
4. 上平恒, 「水の分子工学」
5. 横山晴彦, 田端正明 「錯体の溶液化学」
6. 岩波理化学辞典第3版
7. Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions (M⁺) Na⁺, K⁺, Li⁺, Cs⁺, (CH₃)₄N⁺) at 25.0°C, J. Chem. Eng. Data, 45, 613-617 (2000)
8. Joseph Kestin, H. Ezzat Khalifa and Robert J. Correia, Tables of the Dynamic and Kinematic Viscosity of Aqueous NaCl Solution in the Temperature Range 20-150°C and the Pressure Range 0.1-35MPa, J. Phys. Chem. Ref. Data, Vol.10, No.1 (1981)
9. Grinnell Jones and Holmes J. Fornwalt, The Viscosity of Aqueous Solutions of Electrolytes as a Function of the Concentration. III. Cesium Iodide and Potassium Permanganate, J. Am. Chem. Soc., 58 (4), 619-625 (1936)

島根原子力発電所第2号機 原子炉格納容器内ケーブル量調査

1. 原子炉格納容器内ケーブル量調査

pH 低下に寄与する支配的な物質とされるケーブルに含有される塩化水素量を評価するため、原子炉格納容器内のケーブル量を建設記録及び工事記録により調査を行った。

[原子炉格納容器内のケーブル量調査フロー]

①建設記録よりケーブル量を調査・集計

(線種, サイズごとに本数と長さを集計)



②工事記録におけるケーブル取替, 敷設実績を調査・反映



③原子炉格納容器下部に限定したケーブル量の調査・集計

(原子炉格納容器下部に接続されるケーブルの全長を保守的に集計)



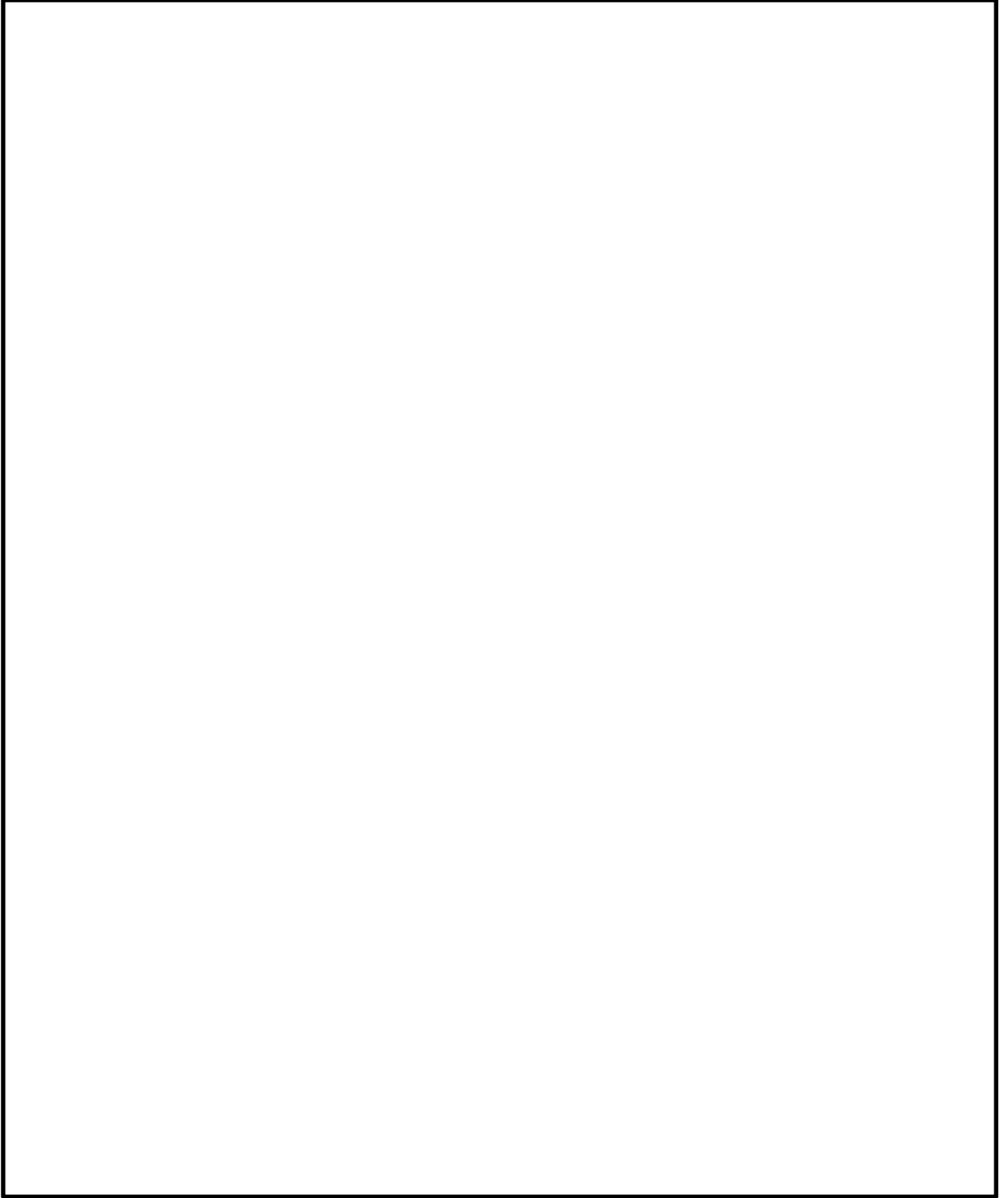
④ケーブル被覆材ごとに表面積, 塩化水素含有量を算出

(今後の設備更新等を想定し, 保守的に算出)

以上により, 集計した原子炉格納容器内のケーブル量調査結果を表 1-1 に示す。

表 1-1 原子炉格納容器内のケーブル量調査結果

--



格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作について

1. 格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作

格納容器フィルタベント系の隔離弁は、中央制御室からの操作ができない場合には、現場の隔離弁操作場所から遠隔手動弁操作機構を介して弁操作を実施する。ベント実施に必要な弁の位置と操作場所について、図1-1～図1-4に示す。

隔離弁は、駆動部に遠隔手動弁操作機構を設け、人力にて容易に遠隔操作できる設計とする。

なお、遠隔手動弁操作機構による操作は、原子炉建物付属棟から実施可能であり、重大事故等時の作業員の放射線防護を考慮した設計とする。

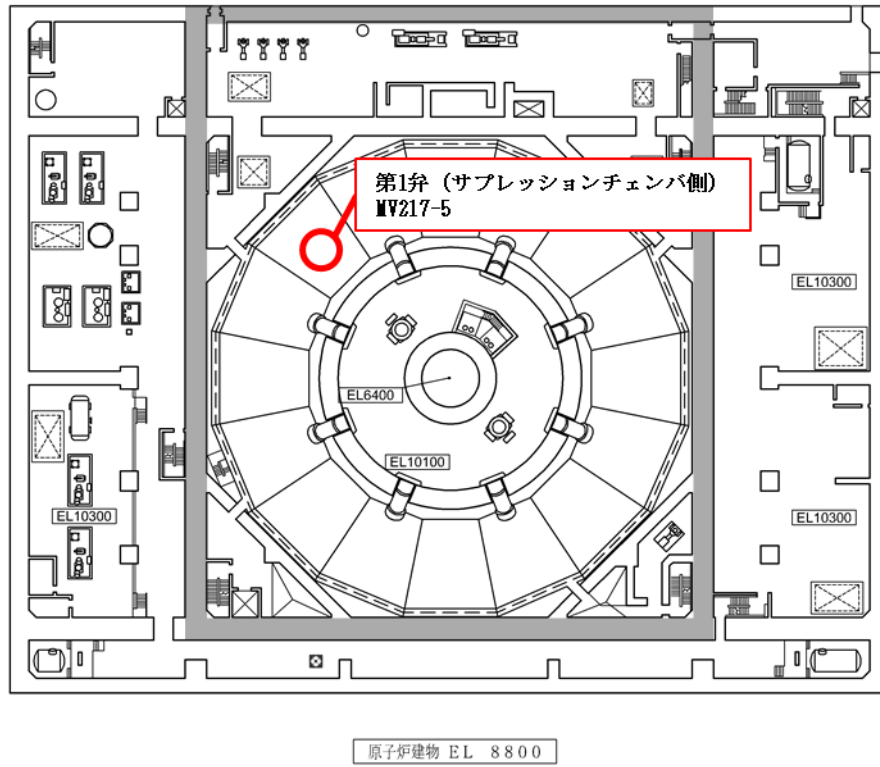


図1-1 隔離弁の操作場所 (原子炉建物地下1階)

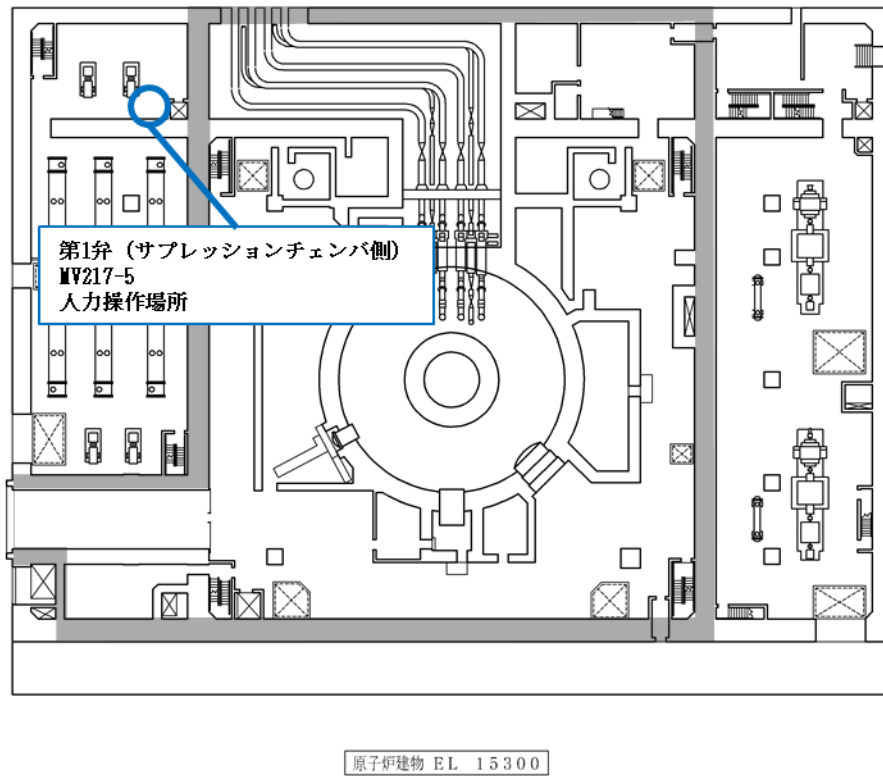


図1-2 隔離弁の操作場所 (原子炉建物1階)

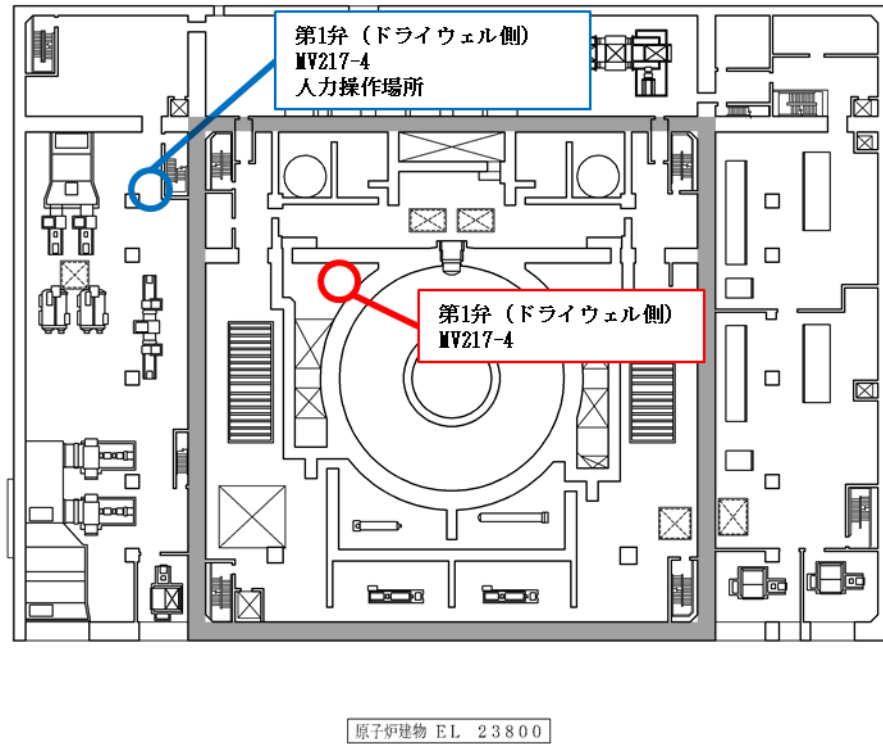


図1-3 隔離弁の操作場所 (原子炉建物2階)

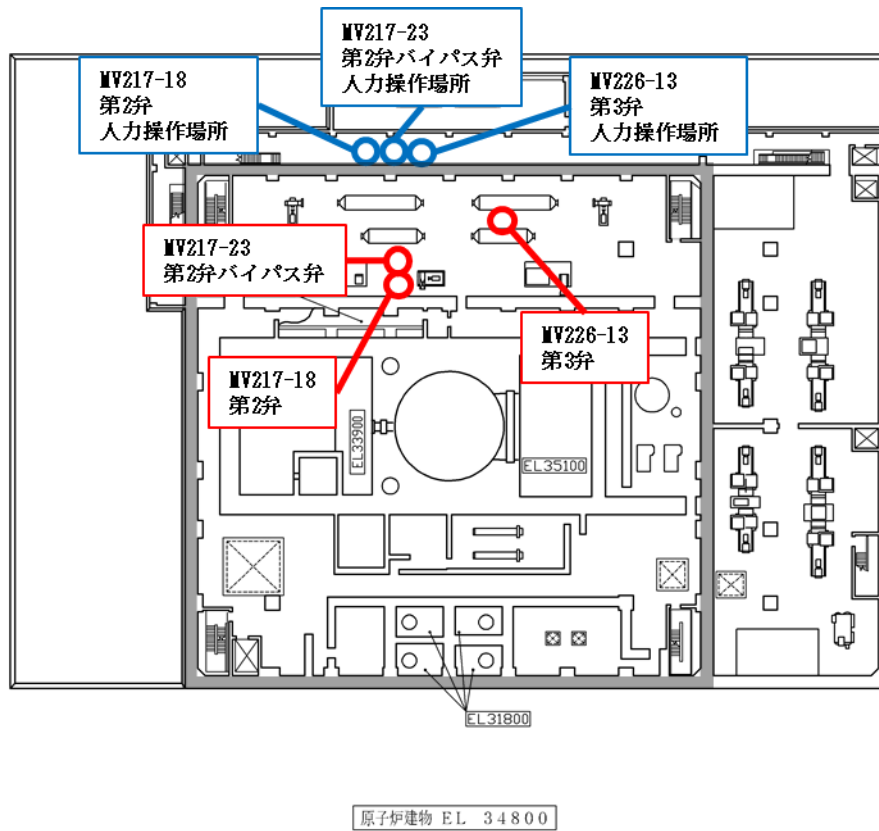


図1-4 隔離弁の操作場所 (原子炉建物3階)

ベント実施に伴う現場操作の被ばく評価について

ベント実施に伴う現場作業は放射線環境下での作業となることから、作業の成立性を確認するために、各作業の被ばく評価を実施する。なお、中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については、高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。

評価に当たっては、「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（令和 3 年 6 月 23 日原規技発第 2106233 号原子力規制委員会決定）」（以下「審査ガイド」という。）を参照した。

1. 想定する作業と作業時間帯、作業エリア

評価対象は、ベント実施に伴う作業とする。ベント実施前及び実施後における作業の作業場所、作業時間帯及び評価時間を表1-1及び図1-1～図1-5に示す。また、図1-6に各評価時間の設定根拠を示す。

各作業の評価時間には、作業場所への往復時間を含める。ベント実施前及び実施後における屋内及び屋外の各作業の被ばく評価に当たっては、各作業場所及び移動経路を代表とする地点を評価点とした。

2. 想定シナリオ

想定シナリオは以下のとおりとした。

- ・想定事象：冷却材喪失（大破断 L O C A）＋ E C C S 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失
- ・2 ケースについて評価
 - 事象発生約 32 時間後にウェットウェルベントを実施するケース
 - 事象発生約 32 時間後にドライウェルベントを実施するケース

3. 放出放射エネルギー

大気中への放出放射エネルギーは、添付書類 VI-1-7-3 「中央制御室の居住性に関する説明書」と同様の評価方法にて評価した。ただし、ドライウェルベント時においては、ベントライン経由で放出される無機よう素に対しサプレッションチェンバのプール水のスクラビング効果を見込まないものとした。評価結果を表 3-1、表 3-2 に示す。また、放射性物質の大気放出過程を図 3-1～図 3-4 に示し、大気放出過程概略図を図 3-5 に示す。

4. 大気拡散評価

大気拡散評価の条件は、評価点、着目方位を除き、添付書類 VI-1-7-3 「中央制御室の居住性に関する説明書」と同じとした。評価条件を表 4-1 に示す。

放射性物質の大気拡散評価の評価結果を表 4-2 に示す。この大気拡散評価の評価結果を、本別紙のすべての現場作業の被ばく評価に適用する。

屋内作業における評価点は、人力によるベント操作を行う以下の作業地点とする。

- ・第1弁（サプレッションチェンバ側）操作位置（原子炉建物附属棟 1階）
- ・第1弁（ドライウェル側）操作位置（原子炉建物附属棟 2階）
- ・第2弁操作位置（原子炉建物附属棟 3階）

また、移動中（往路、復路）の評価点は第2弁操作位置で代表した。

屋外作業における評価点は、作業地点である2号機原子炉建物南側作業場所とした。また、移動中（往路、復路）の評価点は44m盤事務所付近作業場所代表した。

5. 評価経路

被ばく経路の概念図を図 5-1 及び図 5-2 に示す。

6. 評価方法

(1) 原子炉建物外での作業

a. 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建物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は、原子炉建物内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。直接ガンマ線は解析コード「QAD-CGGP2R」を用い、スカイシャインガンマ線は解析コード「ANISN」及び解析コード「G33-GP2R」を用いて評価した。

b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

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は、事故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を踏まえ評価した。

c. 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

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は、事故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、地表面沈着効果を踏まえて評価した。

- e. 格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質による被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位置と形状を考慮して評価した。評価には、解析コード「QAD-CGGP2R」を用いた。
線源としては、格納容器フィルタベント系出口配管内の放射性物質を考慮した。線源の評価で想定する放射性物質の付着量は、配管を流れる放射性物質（希ガスを除く）が、配管長100mあたり10%の割合で付着するものとした。
- (2) 原子炉建物内での作業
- a. 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、「作業エリア内の放射性物質からのガンマ線による被ばく」と「二次格納施設内の放射性物質からガンマ線による被ばく」を評価した。
作業エリア内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度*になると仮定し、サブマージョンモデルの評価式を用いて評価した。なお、サブマージョンモデルでの計算に用いる空間容積は、第1弁、第2弁の作業エリアの空間容積を包絡する原子炉建物西側エリアの最下階から最上階までの値 m³を設定した。
二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線については、原子炉建物内の放射性物質の積算線源強度、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。評価には解析コード「QAD-CGGP2R」を用いた。
- b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく
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は、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果と建物による遮蔽効果を踏まえて評価した。
- c. 原子炉建物内に浮遊する放射性物質を吸入摂取することによる被ばく
原子炉建物内に浮遊する放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度*になると仮定して評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。
- d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく
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は、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、建物外壁による遮蔽、大気拡散効果、地表面沈着効果を踏まえて評価した。

e. 格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建物内の配管内の放射性物質からのガンマ線による作業エリアでの被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位置及び形状並びに作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し、評価した。評価に当たっては、解析コード「QAD-CGGP2R」を用いた。

なお、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器並びに原子炉建物外の配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、第1ベントフィルタ格納槽躯体厚による遮蔽及び原子炉建物外壁が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価の対象外とした。

また、原子炉建物内の配管においても、配管と作業エリアとの間に十分厚い遮蔽が存在する場合は、影響は軽微であるとし評価の対象外とした。

f. 非常用ガス処理系フィルタの放射性物質からのガンマ線による被ばく

非常用ガス処理系フィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、第1弁操作前及び第1弁開放後に蓄積した放射性物質の量を基に、作業エリアの位置及び作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。

注記*：ベント実施時に格納容器フィルタベント系排気管（EL 65m）から放出されたベント流体は、熱エネルギーを持つため放出後に上昇し、さらに風の影響を受け原子炉建物から時間と共に離れていくものと考えられる。また、ベント流体の放出口（EL 65m）と第1弁の開操作場所（ウェットウェルベント時：原子炉建物附属棟1階（EL 15.3m）、ドライウェルベント時：原子炉建物附属棟2階（EL 23.8m））は少なくとも40m程度の高低差があることから、放出されたベント流体が第1弁の開操作場所に直接流入することはほとんどないものと考えられる。このことから、第1弁の開操作に伴う被ばくの評価においては、ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響を考慮しないものとした。

7. 評価条件

大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を表7-1に示す。

8. 評価結果

ウェットウェルベントの実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表8-1に示す。また、ドライウェルベントの実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表8-2に示す。

最も被ばく線量が大きくなる作業（第2弁開操作）においては約13mSvとなった。したがって、緊急時作業に係る線量限度100mSvに照らしても、作業可能であることを確認した。

なお、表8-1及び表8-2の評価結果は、表1-1に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち、評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量となり、その他の時間帯における被ばく線量は前述の評価結果以下となる。したがって、表1-1に示す各作業の作業開始時間の範囲のいずれの時間帯においても作業可能であると考えられる。

また、炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離弁の閉操作等の作業については、当該作業に係る被ばく線量が、炉心損傷後のベント実施に伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため、作業可能である。

表 1-1 ベント実施前後の作業

	ベント実施前				ベント実施後	
	第1ベントフィルタ出口水素濃度準備/可搬式窒素供給装置準備	FCVS 排気ラインドレン排出弁閉止操作	第2弁開操作	第1弁開操作	ベント弁閉操作	水素濃度測定操作/窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
作業開始時間 (事象開始後)	約 27 時間～ 約 32 時間	約 27 時間～ 約 32 時間	約 27 時間～ 約 32 時間	約 32 時間	168 時間後以降	168 時間後以降
作業時間	移動(往) : 35 分 作業 : 75 分 移動(復) : 35 分	移動(往) : 30 分 作業 : 10 分 移動(復) : 30 分	移動(往) : 10 分 作業 : 60 分 移動(復) : 10 分	移動(往) : 15 分 作業 : 60 分 移動(復) : 15 分	移動(往) : 15 分 作業 : 60 分 移動(復) : 15 分	移動(往) : 35 分 作業 : 10 分 移動(復) : 35 分

表 3-1 大気中への放出放射能量 (7 日間積算値)

(ウェットウェルベントの実施を想定する場合)

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射能量[Bq] (gross 値)	
		格納容器フィルタベント系 を經由した放出	原子炉建物から大気中への 放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 5.1×10^{18}	約 2.3×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.2×10^{15}	約 1.9×10^{15}
CsOH 類	約 8.3×10^{17}	約 5.5×10^9	約 3.4×10^{12}
Sb 類	約 9.5×10^{17}	約 2.2×10^8	約 3.1×10^{11}
TeO ₂ 類	約 5.0×10^{18}	約 4.2×10^9	約 2.9×10^{12}
SrO 類	約 9.0×10^{18}	約 1.6×10^9	約 1.5×10^{12}
BaO 類	約 8.8×10^{18}	約 2.2×10^9	約 1.6×10^{12}
MoO ₂ 類	約 1.8×10^{19}	約 8.4×10^8	約 5.5×10^{11}
CeO ₂ 類	約 5.5×10^{19}	約 5.3×10^8	約 3.4×10^{11}
La ₂ O ₃ 類	約 4.1×10^{19}	約 1.2×10^8	約 9.1×10^{10}

表 3-2 大気中への放出放射エネルギー (7 日間積算値)
 (ドライウェルベントの実施を想定する場合)

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		格納容器フィルタベント系 を經由した放出	原子炉建物から大気中への 放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 5.0×10^{18}	約 2.5×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.6×10^{15}	約 2.0×10^{15}
CsOH 類	約 8.3×10^{17}	約 1.3×10^{13}	約 3.4×10^{12}
Sb 類	約 9.5×10^{17}	約 5.1×10^{11}	約 3.1×10^{11}
TeO ₂ 類	約 5.0×10^{18}	約 9.7×10^{12}	約 2.9×10^{12}
SrO 類	約 9.0×10^{18}	約 3.7×10^{12}	約 1.5×10^{12}
BaO 類	約 8.8×10^{18}	約 5.1×10^{12}	約 1.6×10^{12}
MoO ₂ 類	約 1.8×10^{19}	約 1.9×10^{12}	約 5.6×10^{11}
CeO ₂ 類	約 5.5×10^{19}	約 1.2×10^{12}	約 3.4×10^{11}
La ₂ O ₃ 類	約 4.1×10^{19}	約 2.9×10^{11}	約 9.2×10^{10}

表 4-1 放射性物質の大気拡散評価条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価
気象資料	島根原子力発電所における 1年間の気象資料 (2009年1月～2009年12月)	建物影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約20m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり、発電所において観測された1年間の気象データを使用
放出源及び放出源高さ	原子炉建物 : 地上0m 格納容器フィルタベント系排気管 : 地上50m 排気筒（非常用ガス処理系用） : 地上110m	実高さを参照 なお、放出エネルギーによる影響は未考慮
実効放出継続時間	原子炉建物 : 1時間 格納容器フィルタベント系排気管 : 1時間 排気筒（非常用ガス処理系用） : 30時間	格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物からの放出については保守的に1時間と設定。排気筒（非常用ガス処理系用）からの放出は、気象指針に従い、全放出量を最大放出量で除した値を保守的に丸めた値とする。
累積出現頻度	小さい方から累積して97%	気象指針を参照
建物巻き込み	考慮する。	放出点から近距離の建物の影響を受けるため、建物による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建物	2号機原子炉建物及び2号機タービン建物	放出源又は放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建物として設定
放射性物質濃度の評価点	図1-1～図1-5参照	屋外移動時は、44m 盤事務所付近作業場所で設定 屋内移動時は、1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物3階の第2弁操作位置で設定
建物投影面積	2号機原子炉建物 : 2600m ² (原子炉建物, 格納容器フィルタベント系放出時) 2号機タービン建物 : 2100m ² (排気筒（非常用ガス処理系用）放出時)	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの
形状係数	0.5	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定

表 4-1 放射性物質の大気拡散評価条件 (2/2)

項目	評価条件		選定理由
着目方位	第1弁 (サプレッション チェンバ側) 操作位置	【原子炉建物放出時】 9方位(SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE) 【排気筒(非常用ガス処理系用)放出時】 9方位(ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位(WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定
	第1弁 (ドライウエル側) 操作位置	【原子炉建物放出時】 9方位(SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE) 【排気筒(非常用ガス処理系用)放出時】 9方位(ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位(WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE)	
	第2弁操作位置	【原子炉建物放出時】 9方位(WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE) 【排気筒(非常用ガス処理系)放出時】 9方位(NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位(W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)	
	2号機 原子炉建物 南側作業場所	【原子炉建物放出時】 9方位(E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW, W) 【排気筒(非常用ガス処理系用)放出時】 6方位(SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位(NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW)	
	44m 盤事務所付近 作業場所	【原子炉建物放出時】 3方位(S, SSW, SW) 【排気筒(非常用ガス処理系用)放出時】 3方位(S, SSW, SW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 3方位(S, SSW, SW)	

表 4-2 相対濃度及び相対線量

評価点	放出点及び放出高さ	相対濃度 [s/m^3]	相対線量 [Gy/Bq]
第 1 弁 (サプレッション チェンバ側) 操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
	排気筒 (非常用ガス処理系 用) (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気筒 (地上 50m)	7.4×10^{-4}	6.2×10^{-18}
第 1 弁 (ドライウエル側) 操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	5.9×10^{-18}
	排気筒 (非常用ガス処理系 用) (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気筒 (地上 50m)	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
第 2 弁操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	5.8×10^{-18}
	排気筒 (非常用ガス処理系 用) (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気筒 (地上 50m)	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
2 号機原子炉建物 南側作業場所	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.5×10^{-3}	5.7×10^{-18}
	排気筒 (非常用ガス処理系 用) (地上 110m)	2.0×10^{-4}	1.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気筒 (地上 50m)	7.7×10^{-4}	5.7×10^{-18}
44m 盤事務所付近 作業場所	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.2×10^{-4}	8.6×10^{-19}
	排気筒 (非常用ガス処理系 用) (地上 110m)	2.8×10^{-5}	3.0×10^{-19}
	格納容器フィルタベント系 排気筒 (地上 50m)	7.1×10^{-5}	9.7×10^{-19}

表 7-1 線量換算係数, 呼吸率, 防護措置及び地表面への沈着速度

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数使用 (主な核種を以下に示す。) 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 Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく。	ICRP Publication 71 等に基づき設定
呼吸率	1.2m ³ /h	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の第2表の成人活動時の呼吸率を設定
マスクによる 防護係数	50	着用を考慮し, 期待できる防護係数として設定した。
ヨウ素剤	考慮しない。	保守的に考慮しないものとした。
防護服	考慮しない。	同上
地表への 沈着速度	エアロゾル : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着無し	湿性沈着を考慮し設定

表 8-1 ベント（ウェットウェルベント）実施に伴う被ばく評価結果（単位：mSv）

評価内容	ベント実施前				ベント実施後	
	第1ベントフィルタ出口水素濃度準備／可搬式窒素供給装置準備*1	FCVS 排気ラインドレン排出弁閉止操作	第2弁開操作*1	第1弁開操作	ベント弁開操作*1	水素濃度測定操作／窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉建物原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による外部被ばく	約 1.1×10^0	約 5.4×10^{-1}	約 9.2×10^{-1}	約 1.4×10^0	約 2.5×10^0	約 6.2×10^{-1}
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	約 5.1×10^{-1}	約 1.2×10^{-1}	約 7.6×10^{-1}	約 1.5×10^0	約 1.6×10^0	1.0×10^{-2} 以下
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく*2	約 6.1×10^{-1}	約 1.3×10^{-1}	約 1.0×10^0	約 1.5×10^0 *3	約 1.6×10^0	1.0×10^{-2} 以下
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	約 7.4×10^0	約 1.5×10^0	約 9.4×10^0	約 1.8×10^0	1.0×10^{-2} 以下	約 1.1×10^0
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—	—	—	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 1.6×10^{-1} *4
SGT フィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—*5	—*5	約 2.6×10^{-1}	約 4.8×10^{-2}	—*5	—*5
被ばく線量	約 10	約 3	約 13 *6	約 7 *6	約 6	約 2

注記*1：被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載

*2：マスク着用（PF50）による防護効果を考慮する。

*3：ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。

*4：ベント系配管内に浮遊及び沈着した放射性物質を考慮する。なお、ベント配管内に沈着した放射性物質がドレンだまりに蓄積するものとして評価する。

*5：線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

*6：評価上において、第2弁開操作が第1弁開操作の被ばく線量を上回る結果となった主な要因は、第2弁操作場所では地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線に対する遮蔽を保守的に考慮していないためと考える。

表 8-2 ベント（ドライウエルベント）実施に伴う被ばく評価結果（単位：mSv）

評価内容	ベント実施前				ベント実施後	
	第1ベントフィルタ出口水素濃度準備／可搬式窒素供給装置準備*1	FCVS 排気ラインドレン排出弁閉止操作	第2弁開操作*1	第1弁開操作	ベント弁閉操作*1	水素濃度測定操作／窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉建物原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による外部被ばく	約 1.1×10^0	約 5.5×10^{-1}	約 9.3×10^{-1}	約 1.5×10^0	約 2.6×10^0	約 6.3×10^{-1}
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	約 5.1×10^{-1}	約 1.2×10^{-1}	約 7.6×10^{-1}	約 7.3×10^{-1}	約 7.0×10^{-1}	1.0×10^{-2} 以下
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく*2	約 6.1×10^{-1}	約 1.3×10^{-1}	約 1.0×10^0	約 1.5×10^0 *3	約 1.6×10^0	1.0×10^{-2} 以下
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	約 7.4×10^0	約 1.5×10^0	約 9.4×10^0	約 1.8×10^0	1.0×10^{-2} 以下	約 2.2×10^0
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—	—	—	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 7.8×10^{-1} *4
SGT フィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—*5	—*5	約 2.7×10^{-1}	約 5.1×10^{-2}	—*5	—*5
被ばく線量	約 10	約 3	約 13 *6	約 6 *6	約 5	約 4

注記*1：被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載

*2：マスク着用（PF50）による防護効果を考慮する。

*3：ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。

*4：ベント系配管内に浮遊及び沈着した放射性物質を考慮する。なお、ベント配管内に沈着した放射性物質がドレンだまりに蓄積するものとして評価する。

*5：線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

*6：評価上において、第2弁開操作が第1弁開操作の被ばく線量を上回る結果となった主な要因は、第2弁操作場所では地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線に対する遮蔽を保守的に考慮していないためと考える。

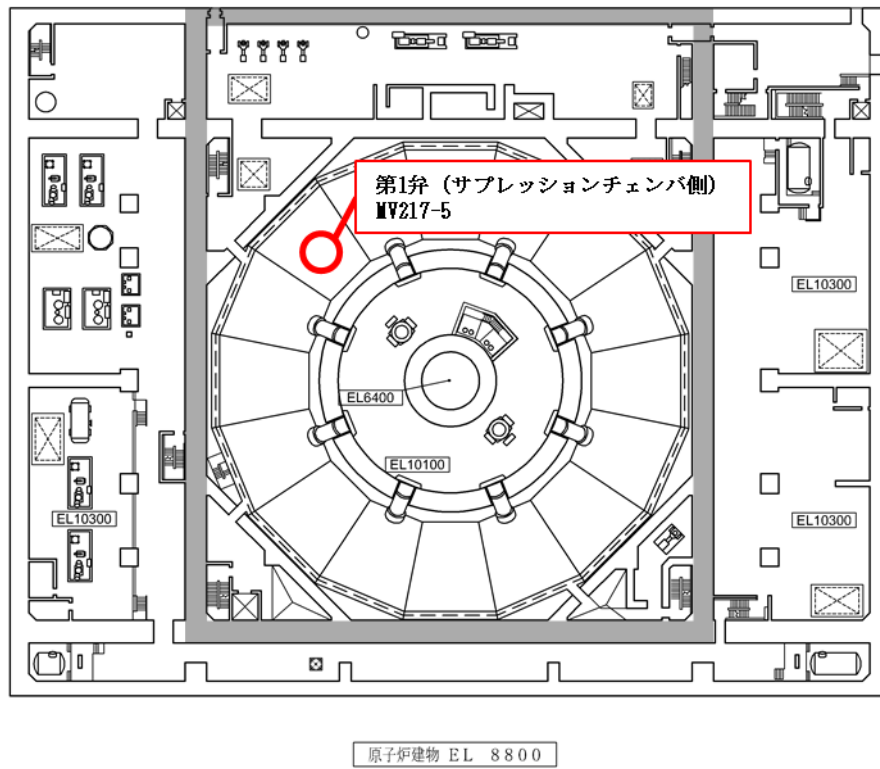


図1-1 第1弁 (サプレッションチェンバ側) 操作対象弁場所 (原子炉建物地下1階)

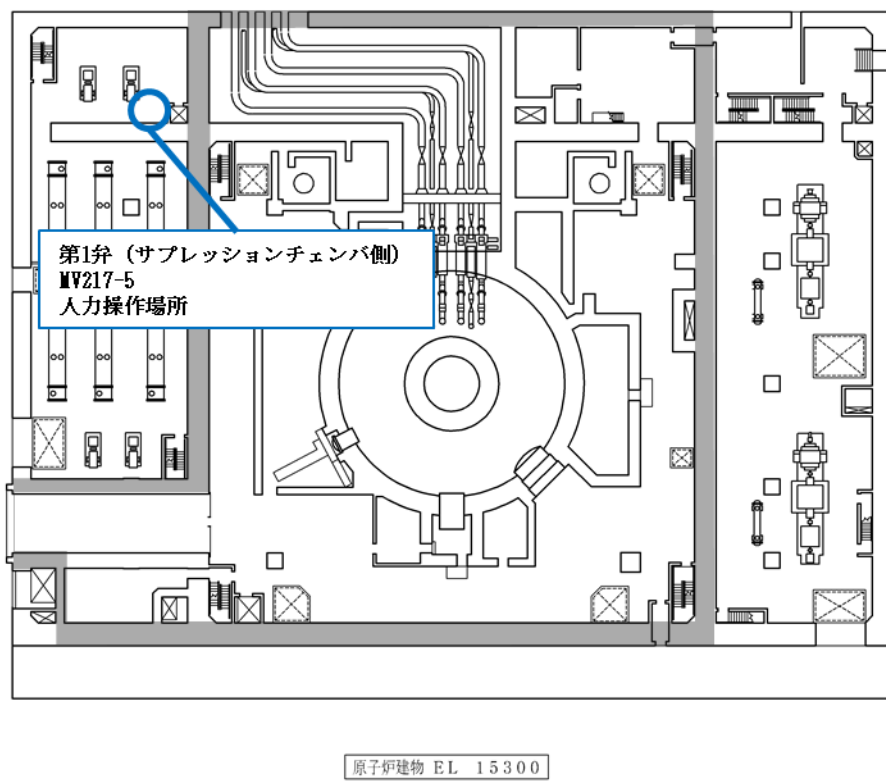


図1-2 第1弁 (サプレッションチェンバ側) 操作場所 (原子炉建物1階)

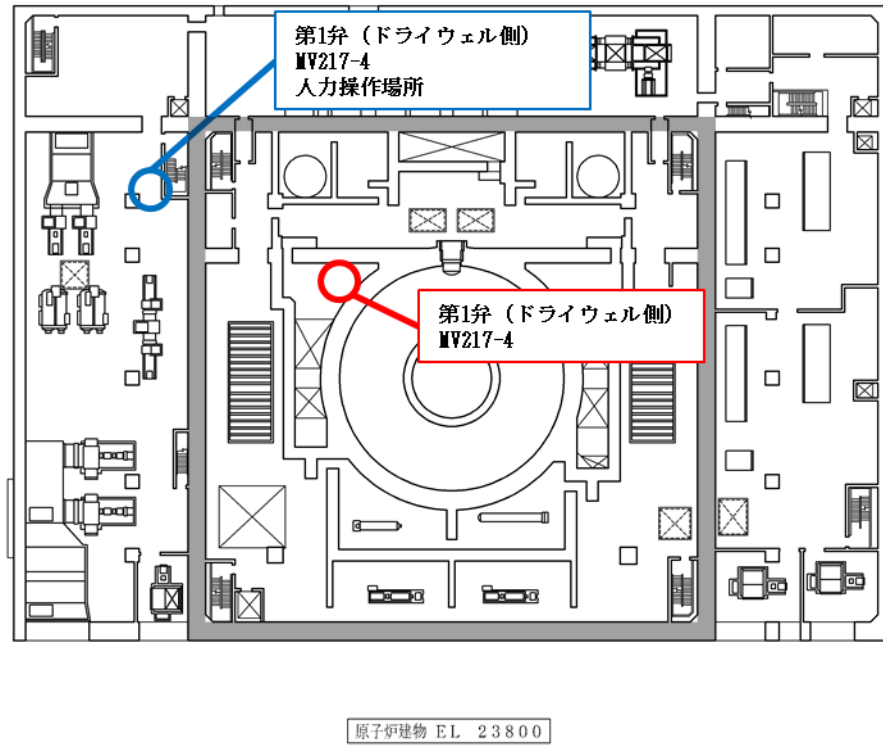


図1-3 第1弁（ドライウェル側）操作場所及び操作対象弁（原子炉建物2階）

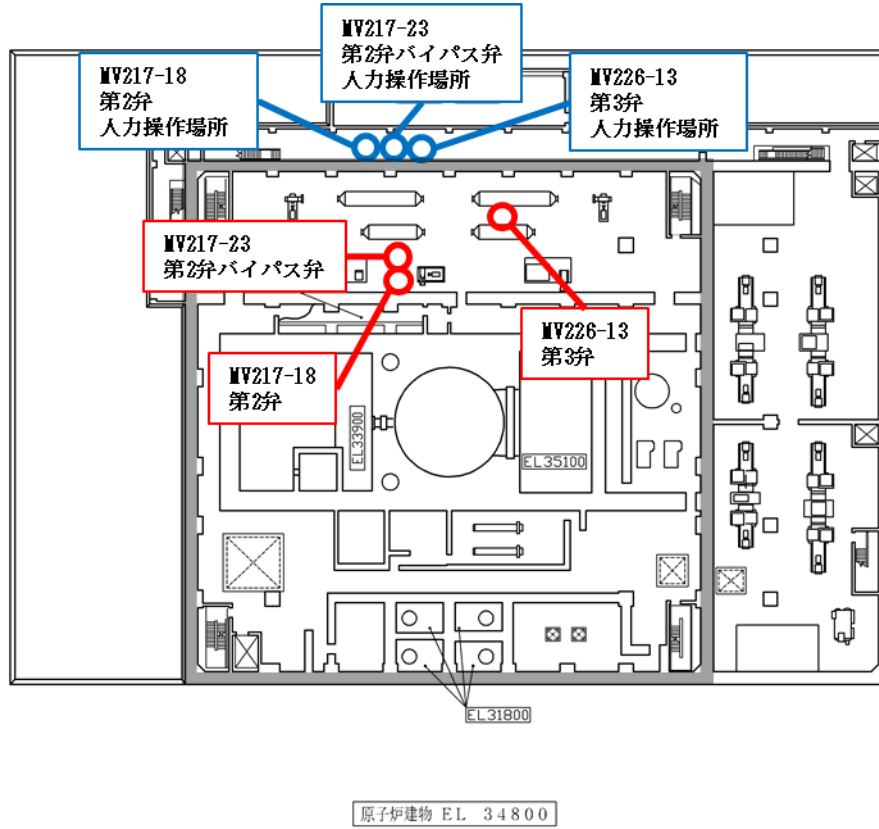


図1-4 第2弁操作場所及び操作対象弁（原子炉建物3階）

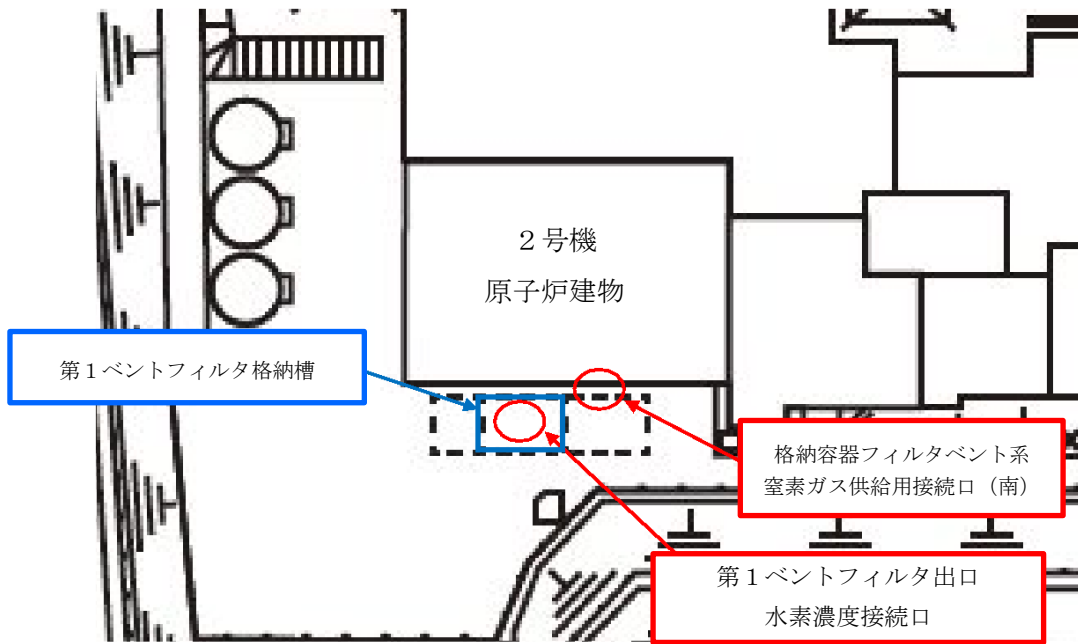
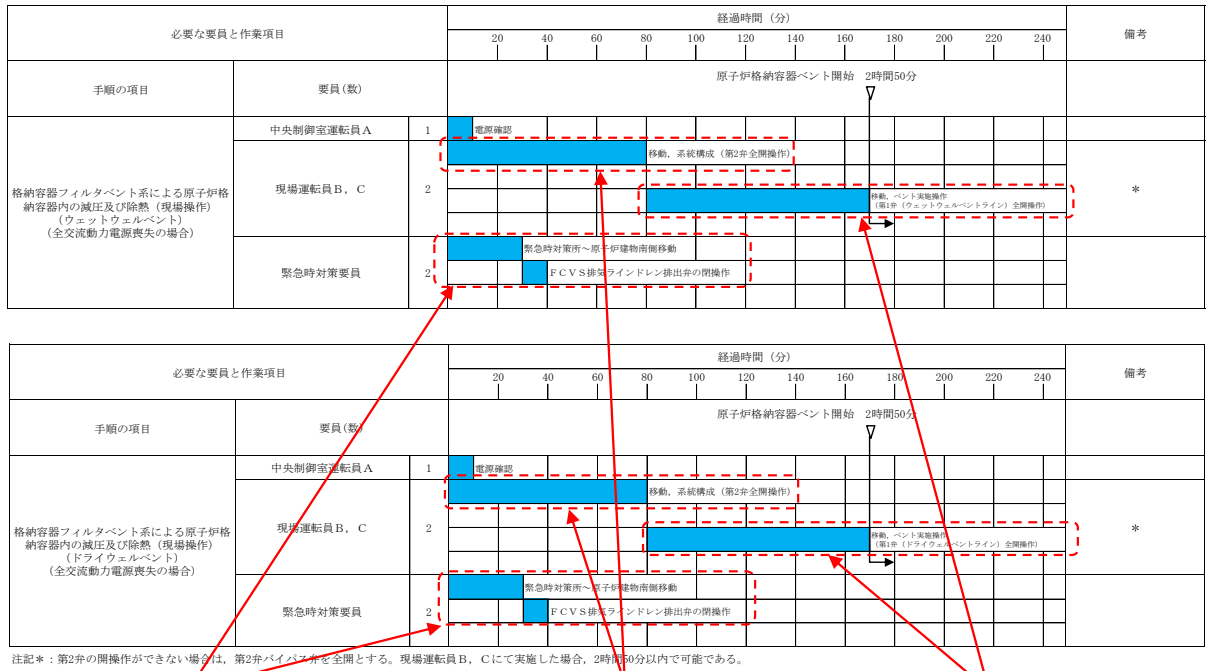


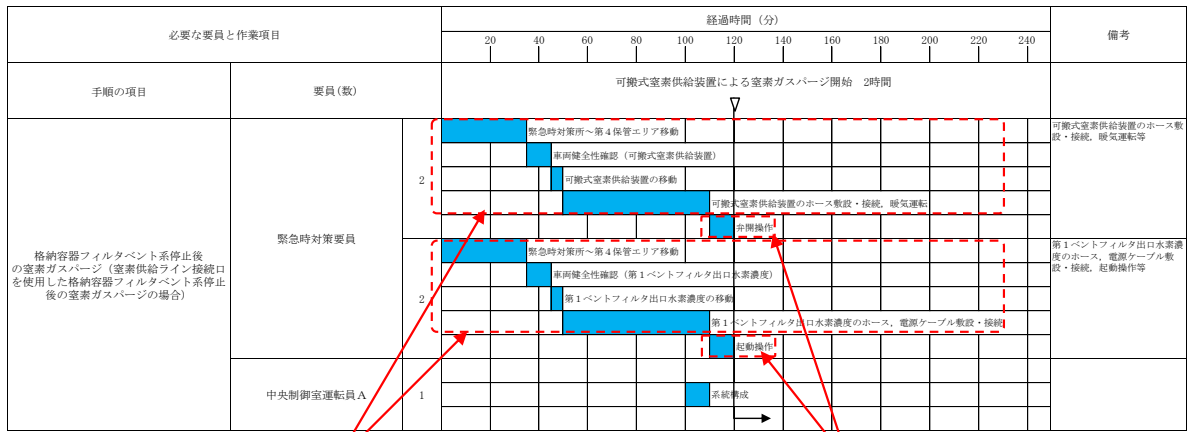
図1-5 屋外作業場所



注記*：第2弁の開操作ができない場合は、第2弁バイパス弁を全開とする。現場運転員B、Cにて実施した場合、2時間50分以内で可能である。

<p>○FCVS 排気ラインドレン排出弁閉止操作 タイムチャート内訳</p> <ul style="list-style-type: none"> ・移動（往）：30分 ・作業：10分 <p>タイムチャートを踏まえ、 評価時間を設定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・移動（往）：30分 ・作業：10分 ・移動（復）：30分 	<p>○第2弁開操作 タイムチャート内訳</p> <ul style="list-style-type: none"> ・移動（往復）及び作業：80分 <p>タイムチャートを踏まえ、 評価時間を設定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・移動（往）：10分 ・作業：60分 ・移動（復）：10分 	<p>○第1弁開操作 タイムチャート内訳</p> <ul style="list-style-type: none"> ・移動（往復）及び作業：90分 <p>タイムチャートを踏まえ、 評価時間を設定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・移動（往）：15分 ・作業：60分 ・移動（復）：15分 <p>ベント弁閉止操作にも適用</p>
--	--	--

図1-6 ベント実施に伴う現場作業のタイムチャート (1/2)



○第1バントフィルタ出口水素濃度準備
／可搬式窒素供給装置準備

タイムチャート内訳

- ・移動（往）：35分
- ・作業（車両健全性確認）：10分
- ・作業（設備の移動）：5分
- ・作業（接続他）：60分

タイムチャートを踏まえ、
評価時間を設定

- ・移動（往）：35分
- ・作業：75分
- ・移動（復）：35分

○水素濃度測定操作／窒素供給操作

タイムチャート内訳

- ・作業（起動操作）：10分

タイムチャート（左記の準備作業を含む）を踏まえ、評価時間を設定

- ・移動（往）：35分
- ・作業：10分
- ・移動（復）：35分

図 1-6 バント実施に伴う現場作業のタイムチャート (2/2)

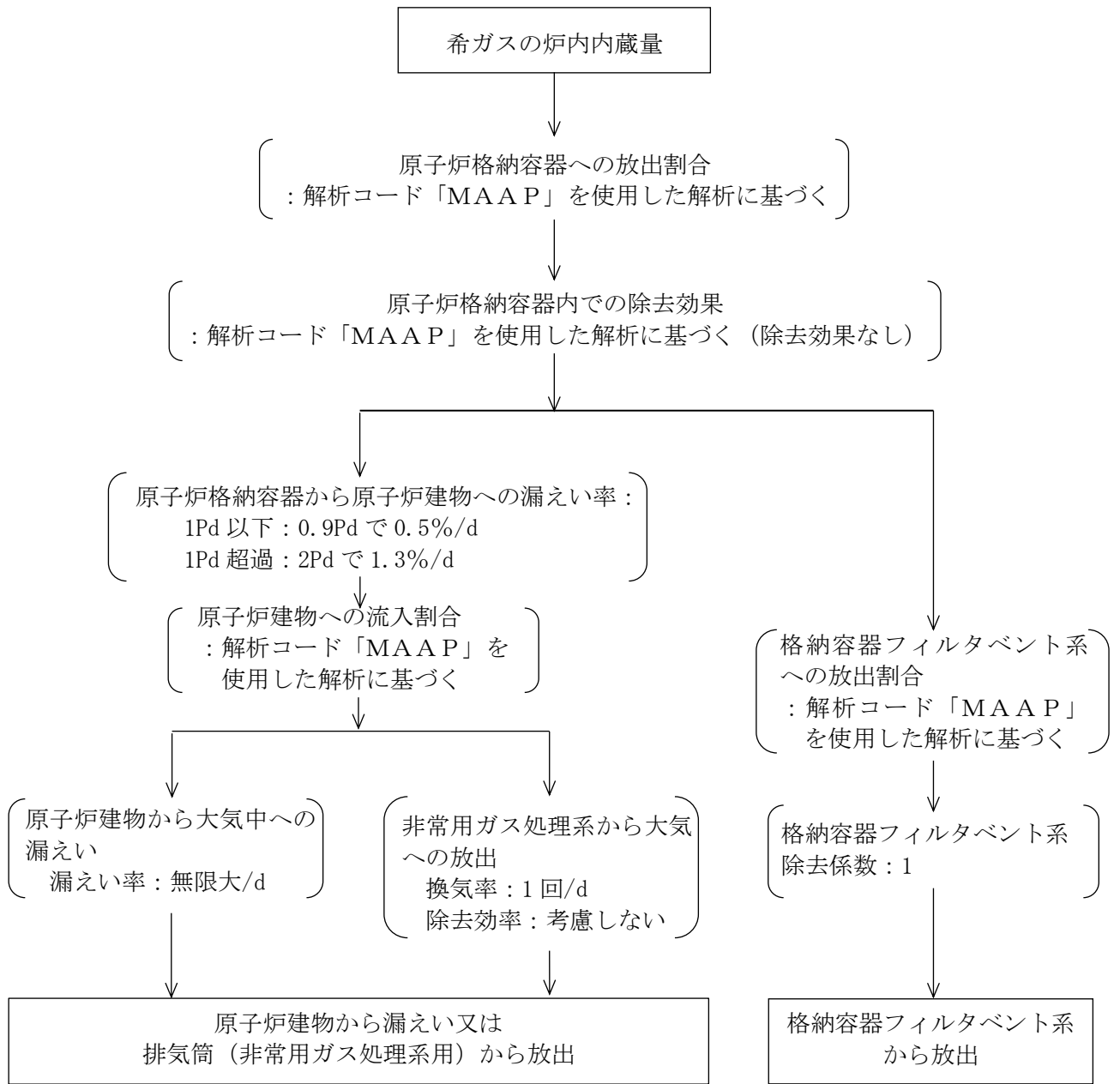


図 3-1 希ガスの大気放出過程

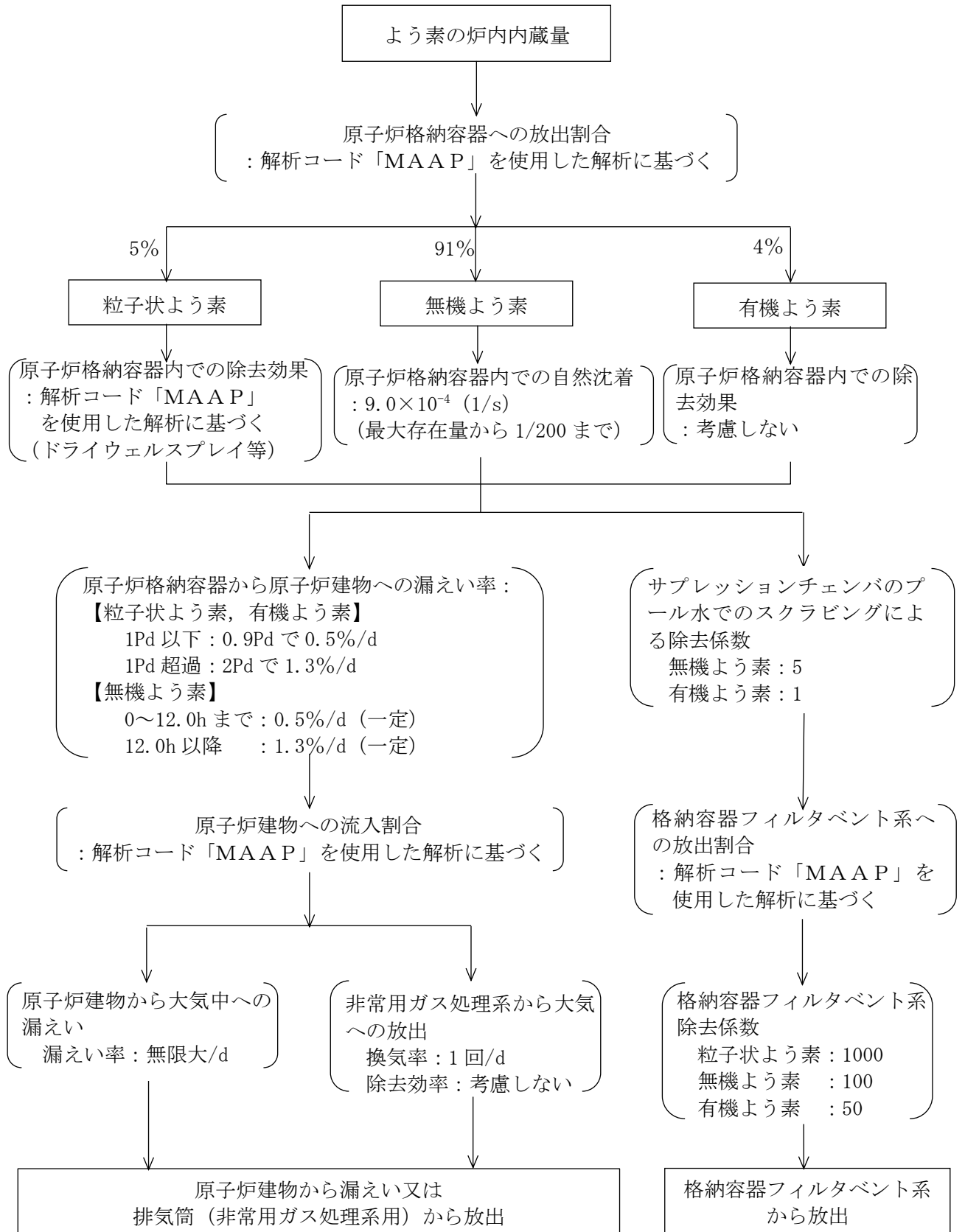


図 3-2 よう素の大気放出過程

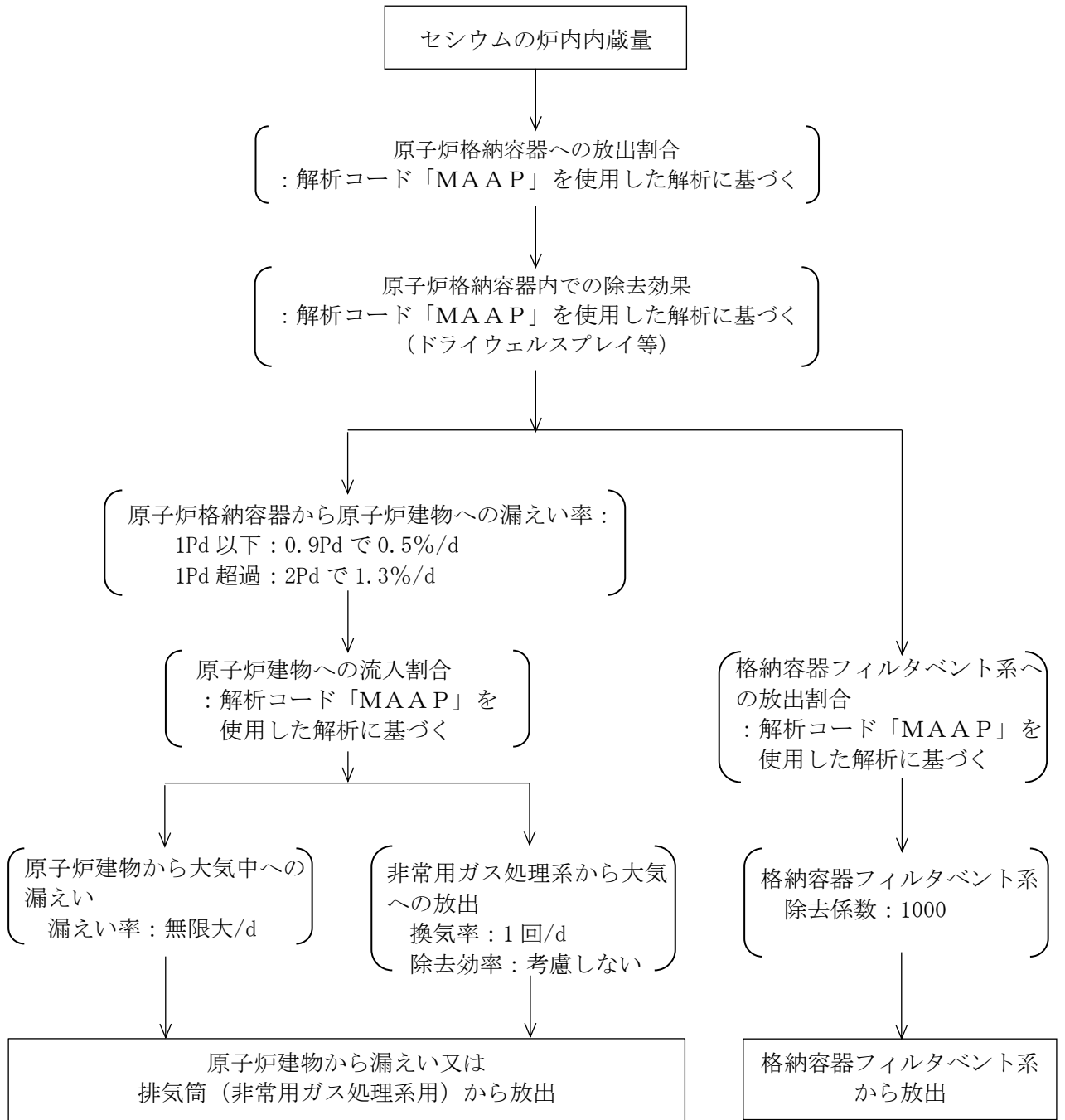


図 3-3 セシウムの大気放出過程

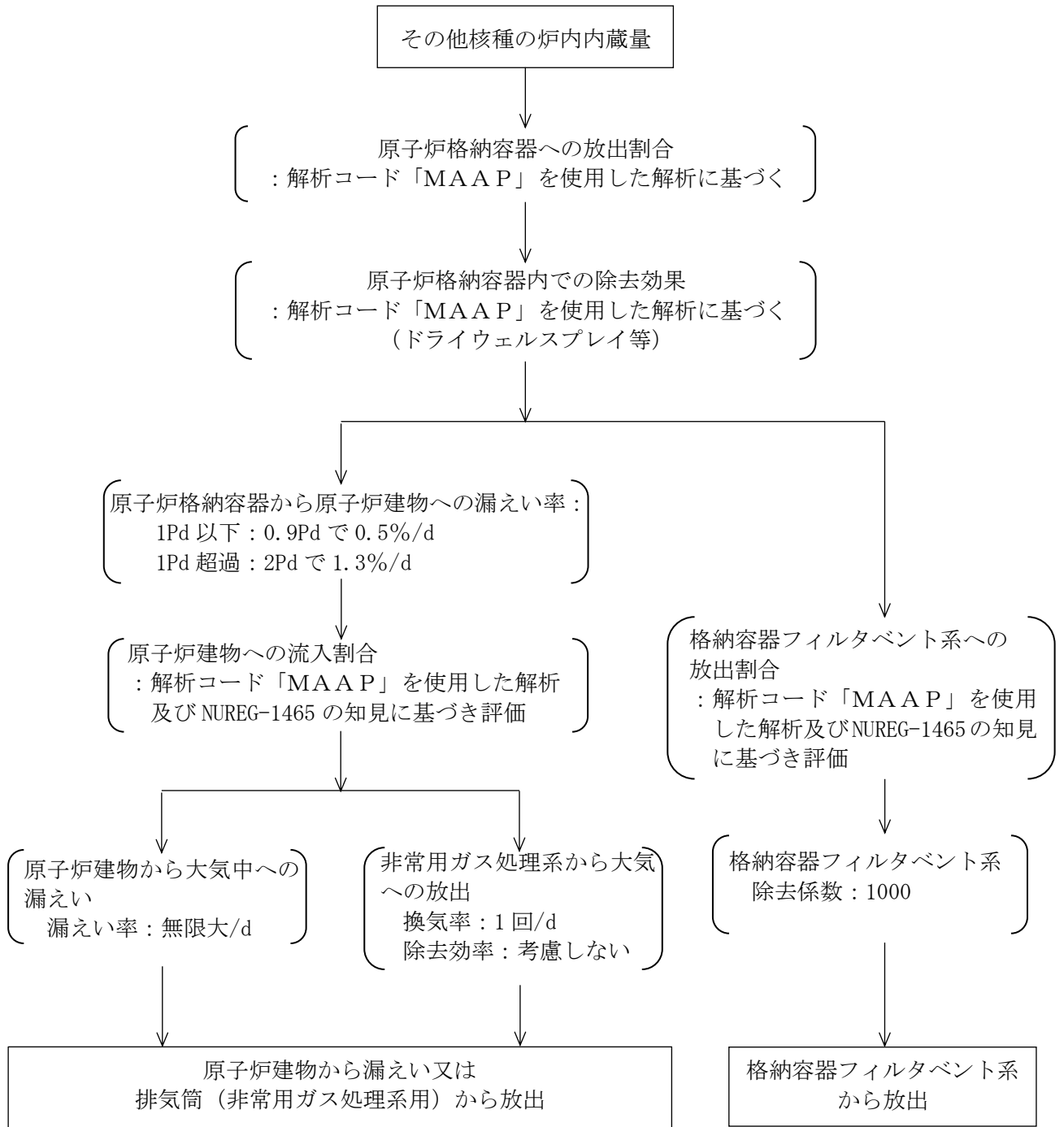
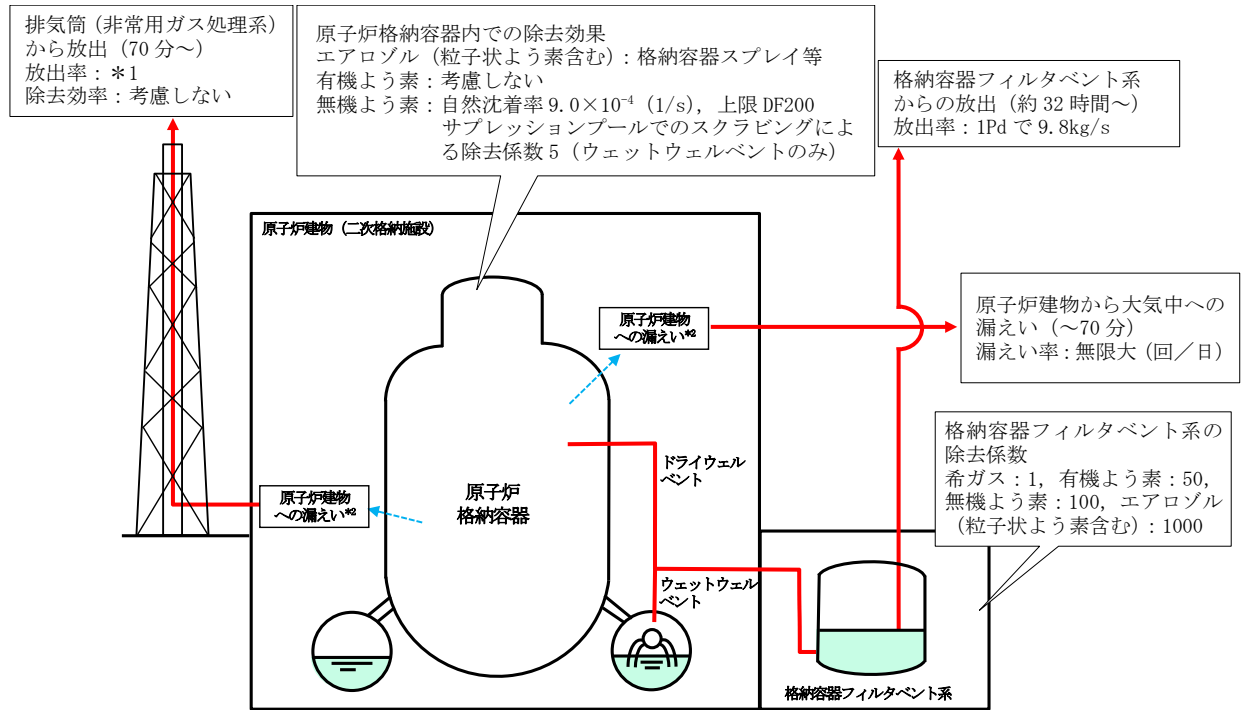


図 3-4 その他核種の大気放出過程



大気への放出経路	0 時間	▼70 分 ^{*3}	▼約 32 時間 ^{*4}	168 時間
原子炉建物からの漏えい				
非常用ガス処理系からの放出				
格納容器フィルタベント系からの放出				

注記*1：非常用ガス処理系の定格風量 4400m³/h による換気率 1 回/日により屋外に放出

*2：原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率

【希ガス，エアロゾル（粒子状よう素含む），有機よう素】

1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%/日，1～2Pd：2Pd で 1.3%/日

【無機よう素】

事故発生から 12 時間後まで：0.5%/日（一定），12 時間後以降：1.3%/日（一定）

*3：非常用ガス処理系の起動により原子炉建物（二次格納施設）内は負圧となるため，事象発生 70 分以降の期間は原子炉建物から大気中への漏えいはなくなる。

*4：事象発生後約 32 時間以降は，「非常用ガス処理系からの放出」及び「格納容器フィルタベント系からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

図 3-5 大気放出過程概略図（イメージ）

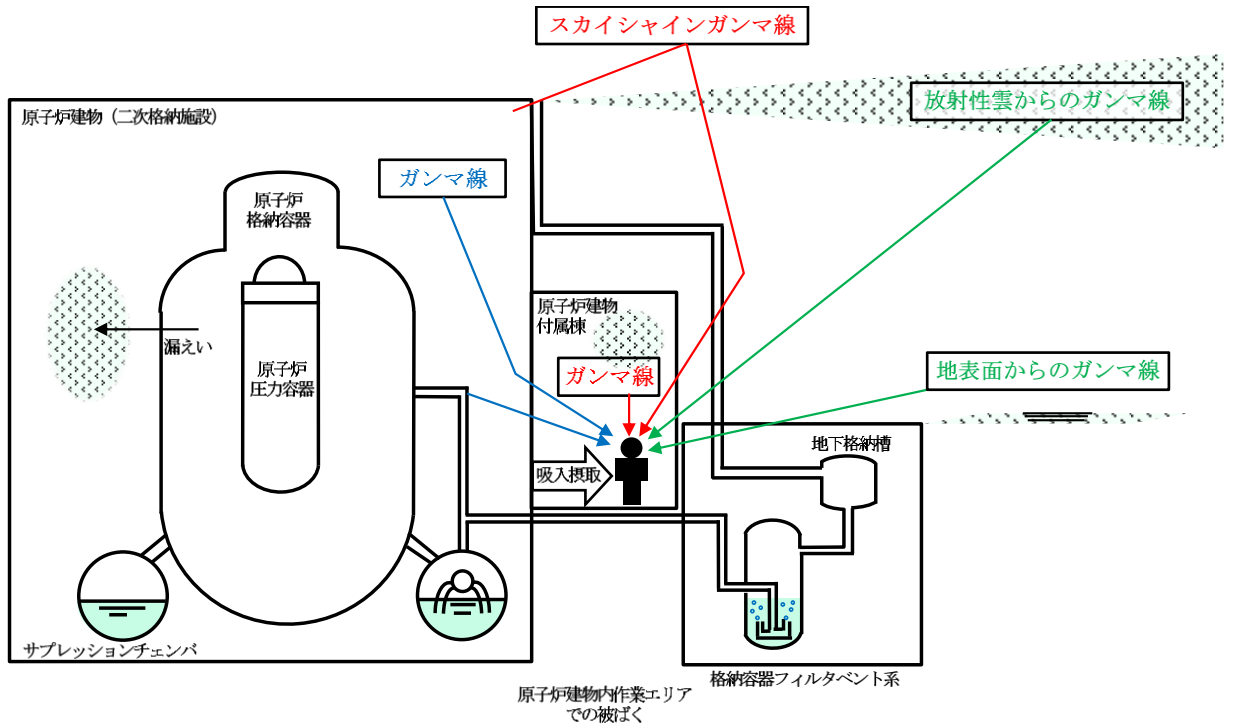


図 5-1 被ばく経路概念図 (屋内)

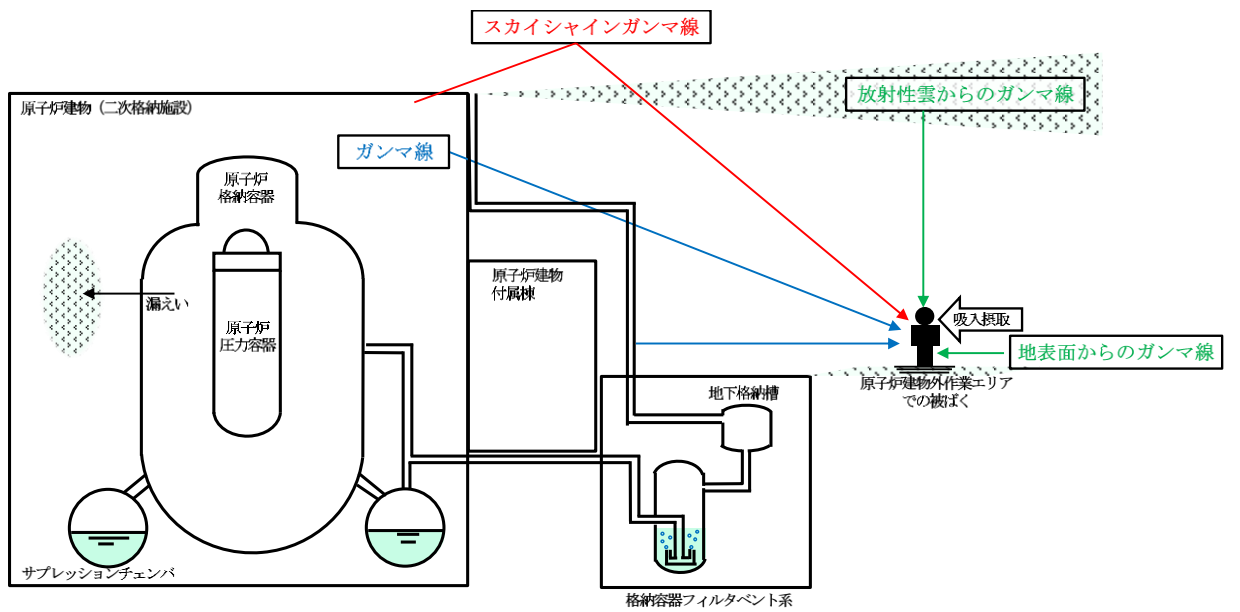


図 5-2 被ばく経路概念図 (屋外)