

VI-1-5-2 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する
説明書

目 次

| | |
|-----------------------------------|----|
| 1. 概要 | 1 |
| 2. 基本方針 | 1 |
| 2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 | 1 |
| 2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 | 2 |
| 3. 施設の詳細設計方針 | 3 |
| 3.1 その他の工学的安全施設 | 3 |
| 4. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値根拠 | 5 |
| 4.1 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） | 5 |
| 4.2 ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能） | 7 |
| 4.3 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能） | 10 |

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 35 条、第 59 条及び第 61 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる、工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠について説明する。

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

重大事故等対処設備に関しては、工学的安全施設等の自動作動信号を発信する設備として、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を設置したことから、本設備から発信される作動信号の設定値の根拠について説明する。

2. 基本方針

2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

技術基準規則第 59 条及びその解釈に基づき、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させるため、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、全制御棒を全挿入させて原子炉を未臨界に移行させる。

また、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）により、原子炉冷却材再循環ポンプを自動停止させ再循環系流量の低下により原子炉出力を抑制する。

(1) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

運転時の異常な過渡変化のうち、「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象において ATWS が発生した場合、原子炉圧力の上昇に伴い、ボイドの減少による正の反応度が印加され、中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し、燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため、原子炉がスクラムする原子炉圧力高信号とは別に ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）用として原子炉圧力高信号の検出器を新たに追加する。

また、原子炉水位が低下する過渡変化時において ATWS が発生する事象に対応するため、原子炉がスクラムする原子炉水位低以下に ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）用として原子炉水位低（レベル 2）信号の検出器を新たに追加する。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力高、原子炉水位低（レベル 2）のいずれかの信号により起動（作動）する。

なお、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉緊急停止系とは別の電磁弁からスクラム弁の空気を排出することでスクラム弁を開操作させる。

原子炉緊急停止系が動作後に ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）が動作した場合において、スクラム弁の空気はすでに原子炉緊急停止系のスクラム・パイロット弁より排出されて

いることから、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の動作による悪影響はない。

(2) ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）

運転時の異常な過渡変化のうち、「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象において ATWS が発生した場合、原子炉圧力の上昇に伴い、ボイドの減少による正の反応度が印加され、中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し、燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能：原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台の自動停止）用として原子炉圧力高信号の検出器を新たに追加する。

また、原子炉水位が低下する過渡変化時において ATWS が発生する事象に対応するため、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能：原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台の自動停止）用として原子炉水位低（レベル 3）信号の検出器を新たに追加し、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能：原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台の自動停止）用として原子炉水位低（レベル 2）信号の検出器を新たに追加する。

ABWR の原子炉冷却材再循環ポンプは慣性が小さく、10 台全台停止させると冷却能力の低下を招くことから、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台を自動停止し、原子炉水位低（レベル 2）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台を自動停止する設計とする。なお、本機能は建設時から設置されている機能である。

ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、建設時から設置されているタービントリップ又は負荷遮断時の原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能とは別にトリップ信号を出力することにより原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置を停止させ、原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台をトリップさせる。

タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能が動作後に ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）が動作した場合において、原子炉冷却材再循環ポンプはすでにトリップしていることから、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）の動作による悪影響はない。

2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

技術基準規則第 61 条及びその解釈に基づき、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備として代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を設ける。

(1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

原子炉減圧機能喪失の要因のひとつとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、ドライウエル圧力高が発生しない場合がある。このような事象に対処するため、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）の吐出圧力確立を条件に原子炉水位低（レベル 1）信号を新たに追加する。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）

の吐出圧力確立を条件に原子炉水位低（レベル1）の信号により起動（作動）する。

3. 施設の詳細設計方針

以下の設定方法により、計装誤差を考慮して規定した設定範囲における各施設の作動が保証される。なお、設定値、セット値等の用語の説明は表3-1「設定値根拠の用語の説明」のとおりである。

3.1 その他の工学的安全施設

(1) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

以下のいずれかの信号により ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は作動する。

(a) 原子炉圧力高

原子炉スクラム信号である原子炉圧力高7.34MPa以上及び主蒸気逃がし安全弁第1段設定圧力（7.51MPa）以下を考慮し、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

(b) 原子炉水位低（レベル2）

原子炉水位低（レベル3）スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象を緩和するため、原子炉水位低（レベル2）を設定値とし、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

(2) ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）

以下のいずれかの信号により ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は作動する。

(a) 原子炉圧力高

3.1(1)(a)と同様。

(b) 原子炉水位低（レベル3）

原子炉水位低（レベル3）スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象を緩和するため、原子炉水位低（レベル3）を設定値とし、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

(c) 原子炉水位低（レベル2）

原子炉水位低（レベル3）で原子炉冷却材再循環ポンプ4台トリップが作動した後の事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル2）を設定値とし、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

(3) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）運転中に、以下の信号により代替自動減圧機能は作動する。

(a) 原子炉水位低（レベル1）

自動減圧系の代替として原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）の吐出圧力確立を条件として、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル1）を設定値とし、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

表 3-1 設定値根拠の用語の説明

| 用語 | 説明 |
|------|---------------------------------------------------------------------------|
| 設定値 | 工学的安全施設等の起動（作動）信号の上限値又は下限値。 |
| 設定範囲 | 工学的安全施設等の起動（作動）信号の許容範囲。 セット値に対して計装誤差を差し引いた値から、セット値に対して計装誤差を加算した値までの範囲。 |
| セット値 | 計装誤差を含めても設定値内で作動する値。 実機の計装設備にセットする値であり、設定値に計装誤差を加算あるいは差し引いたもの。 |
| 計装誤差 | 検出器の計器誤差に余裕を加算したもの。 |

4. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値根拠

4.1 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

| 名 称 | 原子炉圧力高 |
|-----------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 目 的 / 機 能 | 運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、制御棒挿入を行う。 |
| 設 定 値 | 7.48MPa 以下 |
| 設 定 範 囲 | 7.36MPa 以上かつ、7.48MPa 以下 |

【設定根拠】

・ 作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し 7.48MPa 以下に設定する。

1. 原子炉スクラム信号である原子炉圧力高より高い圧力であること。
2. 主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し、主蒸気逃がし安全弁第1段設定圧力（7.51MPa）以下とする。

・ 設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 7.48MPa に計装誤差 0.06MPa を考慮した 7.42MPa とする。

設定範囲はセット値 7.42MPa に対し計装誤差 0.06MPa を差し引いた 7.36MPa から計装誤差の 0.06MPa を加算した 7.48MPa までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉スクラム信号である原子炉圧力高の信号に対して本設備の不必要な作動を防止するため、原子炉スクラム信号である原子炉圧力高の信号が最も遅れて発信される 7.34MPa 以上、かつ、主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し、可能な限り低い値とするため 7.48MPa 以下に設定する。

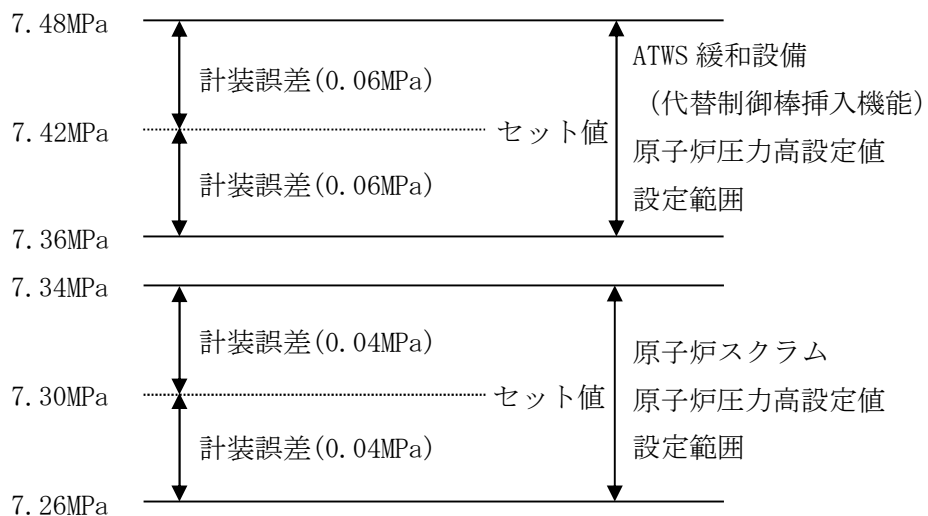


図 4-1 原子炉圧力高設定値の概要図

| | |
|-----------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 名 称 | 原子炉水位低 (レベル 2) |
| 目 的 / 機 能 | 運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、制御棒挿入を行う。 |
| 設 定 値 | 原子炉圧力容器零レベル*より 1165 cm以上 |
| 設 定 範 囲 | 原子炉圧力容器零レベル*より 1165.2 cm以上、かつ、1175.0cm 以下 |

【設定根拠】

・ 作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 1165 cm以上に設定する。

1. 原子炉水位低 (レベル 3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 2) を設定値とする。

・ 設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 1165.2cm に計装誤差 4.9cm を考慮した 1170.1cm とする。

設定範囲はセット値 1170.1cm に対して計装誤差 4.9cm を差し引いた 1165.2cm から計装誤差 4.9cm を加算した 1175.0cm までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉水位低 (レベル 3) の信号に対して本設備の不必要な作動を防止するため、原子炉水位低 (レベル 3) の信号が最も遅れて発信される 1285.2cm より低く設定する。

注記*：原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1224cm 下

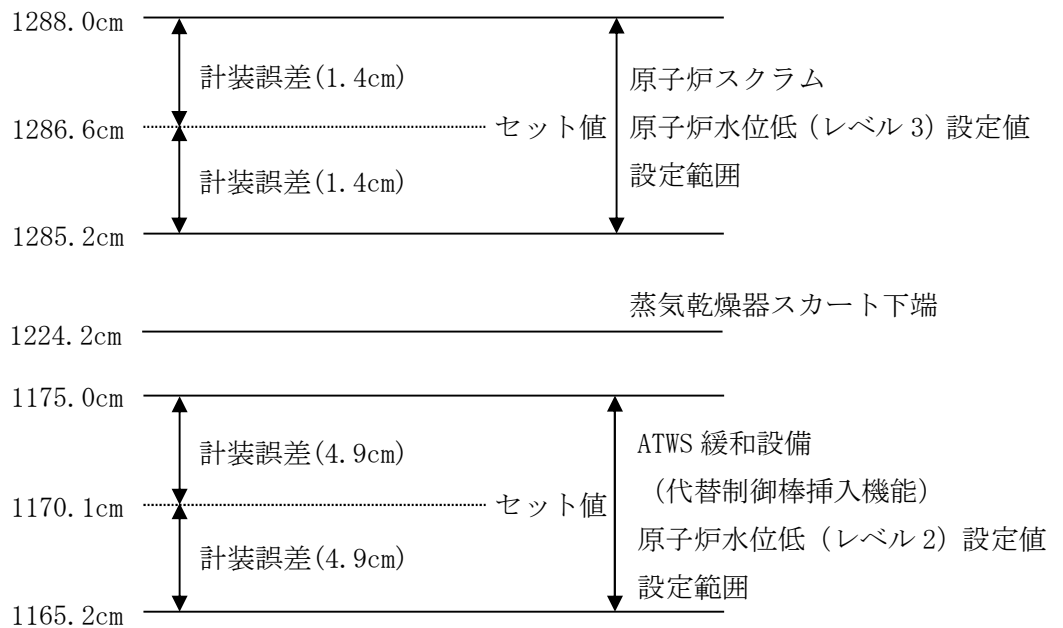


図 4-2 原子炉水位低 (レベル 2) 設定値の概要図

4.2 ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）

| 名 称 | 原子炉圧力高 |
|-----------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 目 的 / 機 能 | 運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉冷却材再循環ポンプ4台のトリップを行う。 |
| 設 定 値 | 7.48MPa 以下 |
| 設 定 範 囲 | 7.36MPa 以上かつ、7.48MPa 以下 |

【設定根拠】

・作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し7.48MPa以下に設定する。

1. 原子炉スクラム信号である原子炉圧力高より高い圧力であること。
2. 主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し、主蒸気逃がし安全弁第1段設定圧力（7.51MPa）以下とする。

・設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値7.48MPaに計装誤差0.06MPaを考慮した7.42MPaとする。

設定範囲はセット値7.42MPaに対し計装誤差0.06MPaを差し引いた7.36MPaから計装誤差の0.06MPaを加算した7.48MPaまでの範囲とする。また、設定範囲は原子炉スクラム信号である原子炉圧力高の信号に対して本設備の不必要な作動を防止するため、原子炉スクラム信号である原子炉圧力高の信号が最も遅れて発信される7.34MPa以上、かつ、主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し、可能な限り低い値とするため7.48MPa以下に設定する。

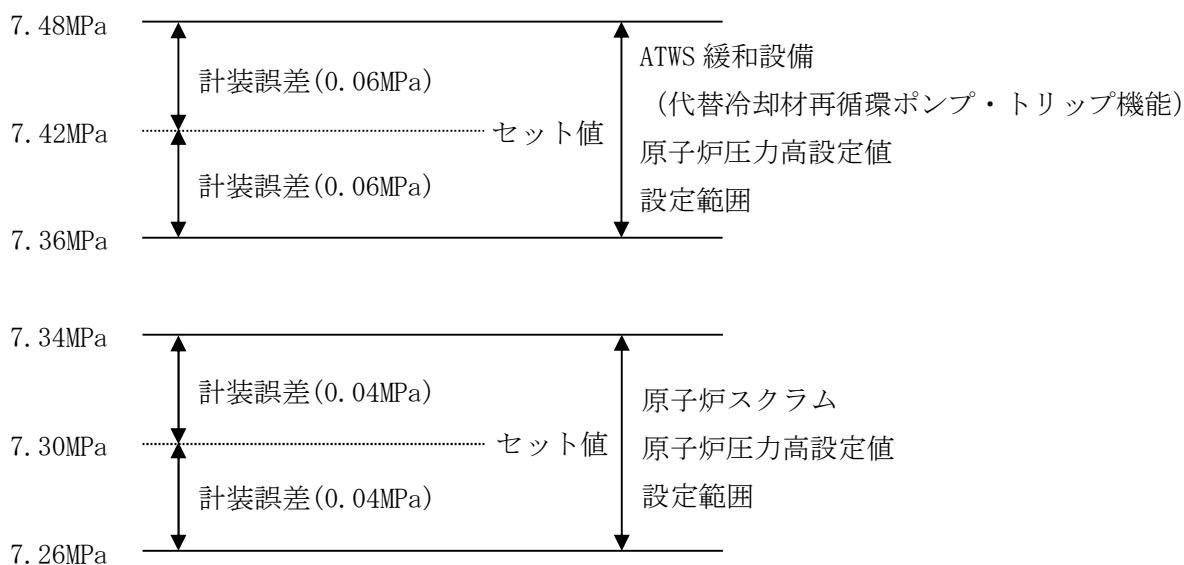


図 4-3 原子炉圧力高設定値の概要図

| | |
|-----------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 名 称 | 原子炉水位低（レベル 3） |
| 目 的 / 機 能 | 運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台のトリップを行う。 |
| 設 定 値 | 原子炉圧力容器零レベル*より 1285 cm以上 |
| 設 定 範 囲 | 原子炉圧力容器零レベル*より 1285.2 cm以上、かつ、1288.0cm 以下 |

【設定根拠】

・ 作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 1285 cm以上に設定する。

1. 原子炉水位低（レベル 3）スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル 3）を設定値とする。

・ 設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 1285.2cm に計装誤差 1.4cm を考慮した 1286.6cm とする。

設定範囲はセット値 1286.6cm に対して計装誤差 1.4cm を差し引いた 1285.2cm から計装誤差 1.4cm を加算した 1288.0cm までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉スクラム用の原子炉水位低（レベル 3）信号と同様に 1285.2cm 以上に設定する。

注記*：原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1224cm 下

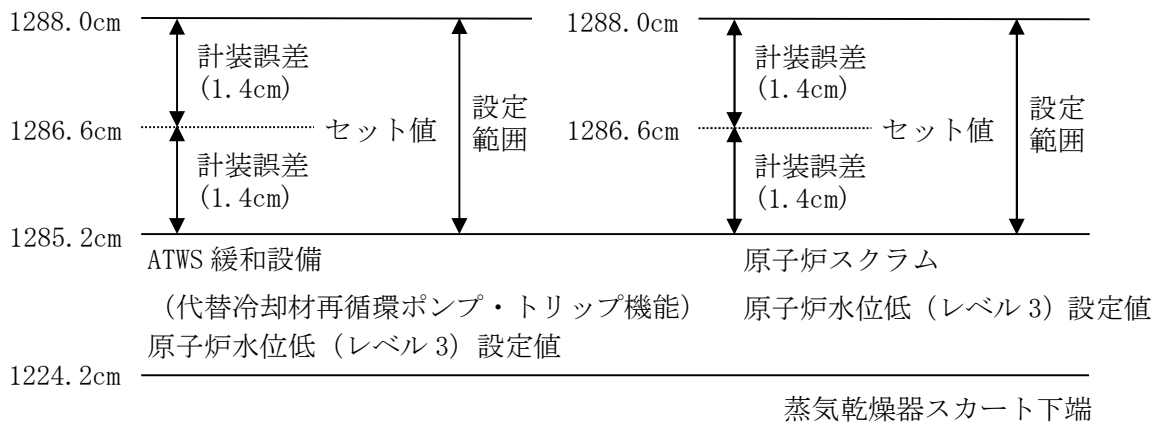


図 4-4 原子炉水位低（レベル 3）設定値の概要図

| | |
|-----------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 名 称 | 原子炉水位低（レベル 2） |
| 目 的 / 機 能 | 運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台のトリップを行う。 |
| 設 定 値 | 原子炉圧力容器零レベル*より 1165 cm以上 |
| 設 定 範 囲 | 原子炉圧力容器零レベル*より 1165.2 cm以上、かつ、1175.0cm 以下 |

【設定根拠】

・ 作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 1165 cm以上に設定する。

1. 原子炉水位低（レベル 3）で原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台トリップが作動した後の事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル 2）を設定値とする。

・ 設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 1165.2cm に計装誤差 4.9cm を考慮した 1170.1cm とする。

設定範囲はセット値 1170.1cm に対して計装誤差 4.9cm を差し引いた 1165.2cm から計装誤差 4.9cm を加算した 1175.0cm までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台トリップ信号である原子炉水位低（レベル 3）の信号に対して本設備の不必要な作動を防止するため、原子炉水位低（レベル 3）の信号が最も遅れて発信される 1285.2cm より低く設定する。

注記*：原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm下

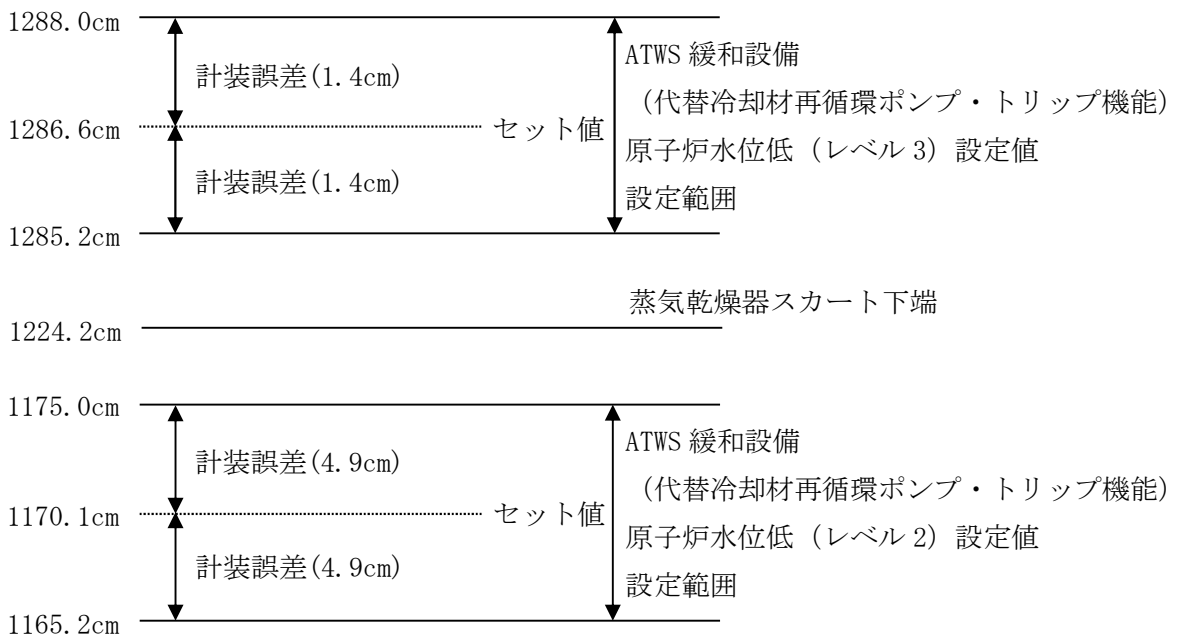


図 4-5 原子炉水位低（レベル 2）設定値の概要図

4.3 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

| | |
|-----------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 名 称 | 原子炉水位低（レベル1） |
| 目 的 / 機 能 | 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び格納容器破損（炉心の著しい損傷後に発生するものに限る。）を防止するため、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転状態で主蒸気逃がし安全弁を作動させる。 |
| 設 定 値 | 原子炉圧力容器零レベル*より 936 cm以上 |
| 設 定 範 囲 | 原子炉圧力容器零レベル*より 936.2 cm以上、かつ、946.0cm 以下 |

【設定根拠】

- ・ 作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 936 cm以上に設定する。

1. 過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、格納容器圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル1）を設定値とする。
2. 炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し、炉心が露出しないように有効炉心上端より高い水位とする。

- ・ 設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 936.2cm に計装誤差 4.9cm を考慮した 941.1cm とする。

設定範囲はセット値 941.1cm に対して計装誤差 4.9cm を差し引いた 936.2cm から計装誤差 4.9cm を加算した 946.0cm までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉水位低（レベル2）の信号に対して不必要な作動を防止するため、原子炉水位低（レベル2）の信号が最も遅れて発信される 1165.2cm より低く設定する。

注記*：原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm下

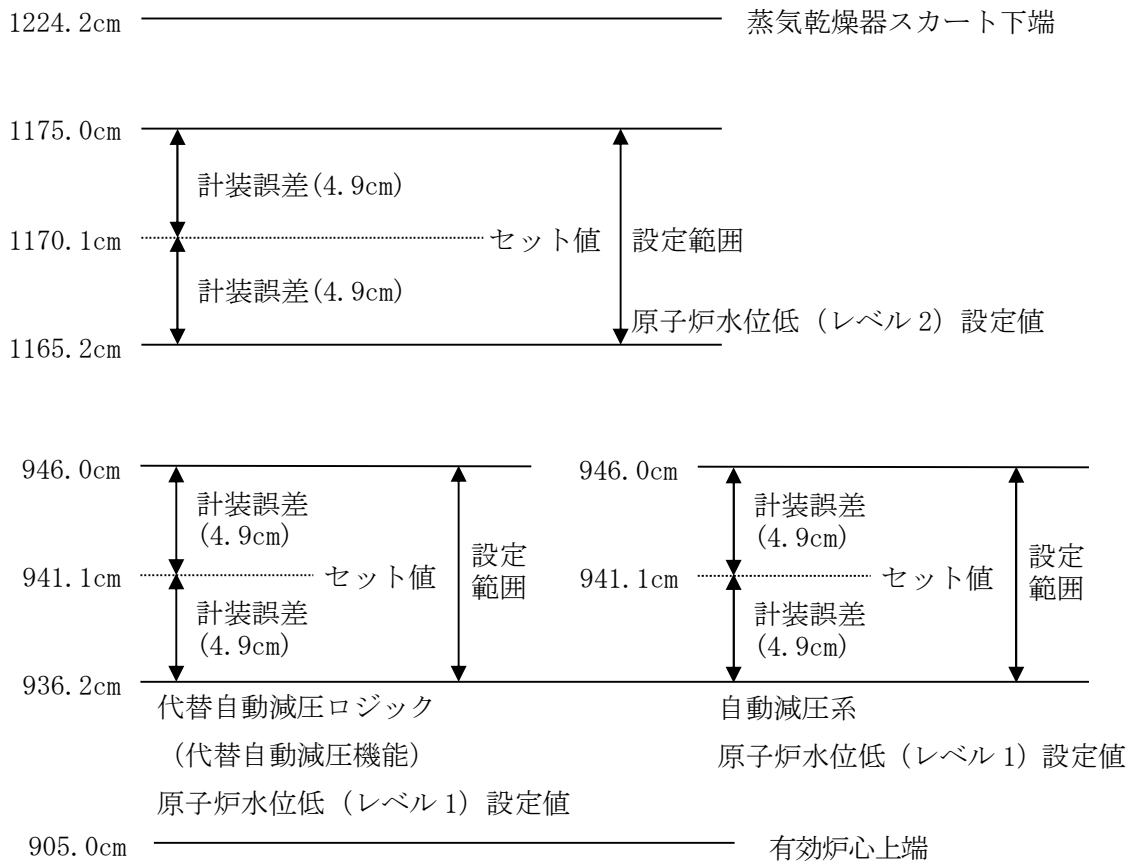


図 4-6 原子炉水位低 (レベル1) 設定値の概要図

VI-1-5-3 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る
制御方法に関する説明書

目 次

| | |
|-----------------------------------------------------------|----|
| 1. 概要 | 1 |
| 2. 基本方針 | 1 |
| 3. 中央制御室に係る制御方法 | 2 |
| 3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御 | 2 |
| 3.1.1 起動手順 | 2 |
| 3.1.2 停止手順 | 3 |
| 3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御 | 4 |
| 3.3 発電用原子炉の緊急停止 | 4 |
| 3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等 | 4 |
| 3.4.1 原子炉出力制御 | 5 |
| 3.4.2 プロセス制御 | 6 |
| 3.4.3 安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備 | 7 |
| 3.4.4 その他の保護設備 | 9 |
| 4. 中央制御室外原子炉停止装置 | 28 |
| 4.1 制御機能 | 28 |
| 4.2 監視機能 | 28 |

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 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。）に関わる制御方式である中央制御方式による常時監視並びに手動及び自動制御としての発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法について説明するものである。併せて技術基準規則第 33 条，第 35 条，第 36 条，第 37 条，第 59 条及び第 61 条並びにそれらの解釈に関わる制御方式である発電用原子炉の出力制御（制御棒駆動系，原子炉再循環流量制御系），プロセス制御（タービン制御系，原子炉給水制御系），安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路），その他の工学的安全施設等の作動設備，発電用原子炉の起動及び停止等の発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法についても説明する。

なお，設計基準対象施設の機能に関しては，技術基準規則の要求事項に変更が無い場合，今回の申請において変更は行わない。

今回は，発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法のうち，工学的安全施設等の作動信号を発信する設備（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）の制御方法について説明する。

2. 基本方針

6号機は，原則として基底負荷用として高負荷運転を行う。また，出力変更は，中央給電指令所からの指令に基づき当直長の指示により，原子炉冷却材再循環ポンプ回転速度設定操作，又は負荷設定操作により発生する負荷／速度偏差信号で原子炉出力を調整することにより行われる。

また，タービンの出力制御は，電気油圧式制御装置（速度制御，負荷制御，圧力制御，バイパス制御及び流量制御）による出力の制御並びに発電用原子炉，タービン及び発電機の自動あるいは手動トリップによる制御を各制御設備により制御する。

通常運転時（起動及び停止を含む。），運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時及び重大事故等時に必要な計装及び制御装置が，中央制御室内に配置され集中管理方式による運転が行われる。プラントの監視は，主に中央制御室内の大型表示盤，制御盤上の CRT 等により行われ，操作は，主に中央制御室内の制御盤上の操作スイッチ及びタッチオペレーション機能付フラットディスプレイにより行われる。なお，中央制御室で操作が困難な場合に，発電用原子炉をスクラム後の高温状態から低温状態に導くための中央制御室外原子炉停止装置を設置する。

また，通常運転時の熱的制限値の監視，プラント性能計算は，炉心性能計算機により行われる。

なお，その他の中央制御室の機能（中央制御盤等，外部状況把握，居住性の確保，通信連絡）については，VI-1-5-4「中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても，炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，発電用原子炉を未臨界に移行させるため，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機

能)により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界に移行させる設計とする。

また、ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)により、原子炉冷却材再循環ポンプを自動停止させ再循環系流量の低下により原子炉出力を抑制する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)により、主蒸気逃がし安全弁を動作させ原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する設計とする。

3. 中央制御室に係る制御方法

計測制御系統施設のうちプラント全体に係る制御方法は、様々な制御方式によって制御され、プラントの運転状況に応じた制御方法で自動又は手動操作により発電用原子炉の運転を管理する。

このため、プラントの運転状況に応じた制御方法である通常運転時の出力制御、その他発電用原子炉の主要な起動手順及び停止手順を「3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御」、負荷急変時の出力制御を「3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御」、発電用原子炉に異常状態が生じた場合の原子炉スクラム及びタービン並びに発電機の保護装置による制御を「3.3 発電用原子炉の緊急停止」に示す。

これらの発電用原子炉の運転を制御するための設備構成等として、発電用原子炉の出力制御 (制御棒駆動系、原子炉再循環流量制御系)、プロセス制御 (タービン制御系、原子炉給水制御系)、安全保護系 (原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路)並びにその他の工学的安全施設等の作動設備を「3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等」に示す。

また、発電用原子炉の出力制御設備を図3-1「出力制御設備」に示す。

なお、発電用原子炉の出力制御設備の制御能力については、平成12年5月16日付け平成12・03・29資第26号にて認可された工事計画の「IV-1 制御能力についての計算書」による。

3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御

通常運転中の出力は、手動操作、又は自動による再循環流量の調整あるいは手動操作、又は自動による制御棒位置の調整により原子炉出力を変更することにより増減される。なお、制御棒位置の自動調整は、全制御棒全挿入状態から定格出力の約70%までの範囲で行う。

また、発電用原子炉の主要な起動手順及び停止手順は、以下に述べるとおりであり、初期条件その他の要因により実際の運転操作に当たっては必ずしも以下によらない場合がある。

3.1.1 起動手順

冷温停止の状態から原子炉給水ポンプ切替えまでの起動手順は以下のとおりである。

- (1) 起動手前準備として各系統設備は次のような状態にあること。
 - a. 原子炉水位が、通常運転水位に保持された状態にあり、原子炉冷却材再循環系及び原子炉冷却材浄化系が運転中であること。
 - b. 低圧復水ポンプが運転中であり、発電用原子炉への給水が可能な状態にあること。
 - c. 復水器の真空度が確立された状態にあること。

- (2) モードスイッチを「起動」位置にし、制御棒操作シーケンスにしたがって、制御棒の引き抜きを開始する。
- (3) 発電用原子炉が臨界に達したら、発電用原子炉の温度、圧力上昇を開始する。
- (4) 発電用原子炉の圧力上昇に伴い、下記の操作を実施する。
 - a. タービングランドシール蒸気を所内蒸気系蒸気より、グラウンド蒸気蒸化器の発生蒸気に切り替える。
 - b. タービン及び発電機の保護装置をリセットし、タービンの暖機を行う。
 - c. 起動停止用蒸気式空気抽出器から蒸気式空気抽出器に切り替える。
 - d. 原子炉給水制御系が単要素であることを確認する。
 - e. 原子炉給水制御系の電動機駆動原子炉給水ポンプを起動する。
 - f. 電気油圧式制御装置圧力制御機能の圧力設定値を原子炉圧力の上昇に合わせて上昇させ、最終的に原子炉定格圧力に調整する。
- (5) 引き続き制御棒操作シーケンスにしたがって制御棒を引き抜き、原子炉出力を増加させ、主蒸気をタービンバイパス弁を通して復水器にバイパスする。
- (6) 原子炉出力上昇の過程で、平均出力領域モニタの監視範囲に入ったらモードスイッチを「運転」位置に切り替える。
- (7) 蒸気タービンを起動し、蒸気タービン回転数を 1500rpm とする。
- (8) 発電機初期負荷に必要な主蒸気流量が得られるまで原子炉出力が増加したら、発電機を起動し同期速度まで上昇させる。
- (9) 発電機を外部電源系統に並入し、発電機の出力を増加させる。
- (10) 負荷制限器を操作し、タービンバイパス弁を閉させる。
- (11) 更に制御棒操作シーケンスにしたがって制御棒を引き抜き原子炉出力、発電機出力を増加させ、発電機出力が所内負荷以上になったら、所内電源を起動変圧器側から所内変圧器側に切り替える。
- (12) 約20%給水流量の状態、電動機駆動原子炉給水ポンプからタービン駆動原子炉給水ポンプに切り替え、原子炉給水制御系が三要素であることを確認する。

3.1.2 停止手順

原子炉給水ポンプ切替えから冷温停止状態までの停止要領は以下のとおりである。

- (1) 原子炉給水制御系が単要素であることを確認する。
- (2) 約20%給水流量の状態、タービン駆動原子炉給水ポンプから電動機駆動原子炉給水ポンプに切り替える。
- (3) 所内電源を所内変圧器側から起動変圧器側に切り替える。
- (4) 制御棒操作シーケンスにしたがって制御棒を挿入し、原子炉出力、発電機出力を減少させる。
- (5) 負荷制限器を操作しタービンバイパス弁を開させ、発電機出力が最小となった時点で、発電機を外部電源系統より解列する。
- (6) タービンを停止する。
- (7) 原子炉出力減少の過程で起動領域モニタの監視範囲に入ったら、モードスイッチを

「起動」位置に切り替える。

- (8) 引き続き制御棒操作シーケンスにしたがって制御棒を挿入し、全制御棒を全挿入状態にする。全挿入となったらモードスイッチを「燃料取替」位置に切り替える。
- (9) タービンバイパス弁を使用し、原子炉圧力の減少及び発電用原子炉の冷却を開始する。
- (10) 発電用原子炉の圧力減少に伴い下記の操作を実施する。
 - a. 原子炉給水制御系の電動機駆動原子炉給水ポンプを停止する。
 - b. 蒸気式空気抽出器から起動停止用蒸気式空気抽出器に切り替える。
 - c. タービンランドシール蒸気をランド蒸気蒸化器の発生蒸気より所内蒸気系蒸気に切り替える。
- (11) 引き続きタービンバイパス弁を使用し、原子炉圧力の減少及び発電用原子炉の冷却を行い、原子炉圧力が低下したら残留熱除去系を停止時冷却モードで運転し、発電用原子炉を冷温停止状態に移行させる。

以上の起動及び停止手順は、自動操作及び手動操作にて行われるが、手順の途中でブレークポイントを設け、ブレークポイントがくると全ての自動化機能は一旦停止し、運転員が確認した後、次のステップへ進むことになる。

3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御

発電機が定格出力の40%以上で運転中、例えば系統事故等により発電機負荷遮断が生じると、出力負荷アンバランス検出回路からの信号によって蒸気加減弁が急速に閉鎖し、発電用原子炉はスクラムする。

また、タービンバイパス弁が急開するとともに、原子炉圧力上昇に伴い主蒸気逃がし安全弁が開き、蒸気をそれぞれ復水器及びサプレッションチェンバのプール水中に放出し、主蒸気圧力の調整を行う。

3.3 発電用原子炉の緊急停止

保護装置は、プラント異常時、又は故障が生じた場合に、発電用原子炉、タービン及び発電機を緊急停止する。また、小破断、給水ポンプトリップ等の事象が発生した場合は、運転員の判断によって発電用原子炉、タービン及び発電機を緊急停止させることも可能である。

なお、原子炉緊急停止系作動回路、タービン保護装置又は発電機保護装置が作動した場合、図3-2「プラントインターロック」に示すように発電所の緊急停止を行う。

3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等

プラントの運転状況に応じた制御方式による制御設備である、制御棒の挿入位置を調節することによって反応度を制御する制御棒駆動系、再循環流量を調整することによって反応度を制御する原子炉再循環流量制御系、タービンの速度を制御するタービン制御系、原子炉水位を一定に保持するよう制御する原子炉給水制御系、発電用原子炉の停止等を制御する安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備について以下に示す。

3.4.1 原子炉出力制御

3.4.1.1 制御棒駆動系

制御棒位置の調整は、中央制御室から自動、又は手動遠隔操作で行われる。自動調整の場合、制御棒駆動装置が、操作すべき制御棒、又は制御棒グループ（最大 26 本）を制御棒操作シーケンスに基づき自動的に選択し、制御棒駆動系の駆動電動機を操作することによって行われる。また、プラント運転手順の途中にブレークポイントを設けブレークポイントがくると全ての自動化機能は一旦停止し、運転員が確認した後、次のステップへ進むことになる。手動調整の場合、制御スイッチで操作すべき制御棒、又は制御棒グループを運転員が選択し、制御棒駆動系の駆動電動機を操作することによって行われる。

制御棒位置の調整は、自動、手動いずれの場合でも 1 ステップごと、又は連続的に動かして行うことが可能である。また、制御棒価値ミニマイザの許可範囲で制御スイッチにて引抜き及び挿入が可能となっている。これらの場合、操作すべき制御棒、又は制御棒グループが選択されると、それ以外の制御棒は同時に動作しないようなインターロックを有している。なお、制御棒の位置制御はフィードバック制御であるため偏差は生じにくい、万一生じた場合は制御棒の引抜きは阻止される。

なお、制御棒の引抜きを阻止するインターロックには以下のようなものがある。

- a. モードスイッチが「停止」位置にある場合
- b. モードスイッチが「燃料取替」位置にある場合で、燃料取替用クレーン位置が原子炉上部にあり、かつ荷重状態のとき
- c. モードスイッチが「燃料取替」位置にある場合で、引き抜かれている制御棒が同一の水圧制御ユニットに属する 1 組又は 1 本のとき
- d. モードスイッチが「燃料取替」位置にある場合で制御棒駆動機充てん水圧力低のスクラム信号がバイパスされているとき
- e. 制御棒駆動機充てん水圧力低による制御棒引抜き阻止信号のあるとき
- f. モードスイッチが「運転」位置以外にある場合で、起動領域モニタの中性子束高、中性子束低、動作不能又は原子炉周期（ペリオド）短のとき
- g. モードスイッチが「起動」又は「運転」位置にある場合で、制御棒駆動機構の分離検出装置が動作したとき
- h. モードスイッチが「運転」位置にある場合で、平均出力領域モニタの中性子束低又は動作不能のとき
- i. 平均出力領域モニタの中性子束高のとき（ただし、モードスイッチが「運転」位置にある場合、中性子束高による制御棒引抜き阻止の設定点は、炉心流量の変化に対応して自動的に変えられるようになっている。）
- j. 制御棒価値ミニマイザによる制御棒引抜き阻止信号にあるとき
- k. 制御棒引抜き監視装置からの制御棒引抜き阻止信号のあるとき（ただし、制御棒引抜き阻止機能は任意の出力運転状態からの制御棒引き抜きによって最小限界出力比（MCPR）が過渡時の限界値を下回らないようにするために設けられており、この制御棒引抜き阻止信号の設定点は、炉心流量に対応して自動的に変えられるようになっている。）

1. ギャンググループ内制御棒位置偏差大のとき

さらに、制御棒を市松模様の状態になるまで引き抜く間（低出力時）は、最大 26 本の制御棒を同時に操作可能であるが、制御棒引抜監視装置の作動が必要となる高出力時には、同時操作可能な制御棒は最大 8 本に制限される。

また、原子炉冷却材再循環ポンプが 2 台以上トリップし、低炉心流量（36%以下）かつ、原子炉高出力運転時（原子炉出力 30%以上）の領域に入った場合、自動的に選択制御棒を電動駆動で挿入するインターロックを有している。

3.4.1.2 原子炉再循環流量制御系

原子炉再循環流量制御は炉心流量をフィードバック信号として用い、手動操作、又は自動による原子炉冷却材再循環ポンプの速度調整によって行われるが、所要のポンプ速度は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置を通し、原子炉冷却材再循環ポンプ駆動電動機の電源周波数及び電圧を変化させることにより調整される。

速度変化率については、主制御部の速度変化率制限器により 5%/s に制御する。

なお、原子炉冷却材再循環ポンプの流量制御は、主制御器により全台（10 台、うち 6 台が MG セット有）一括制御される。また、原子炉高出力運転時（原子炉出力 35%以上）におけるタービントリップ、又は発電機負荷遮断時には、主蒸気止め弁閉、又は蒸気加減弁急速閉の信号により原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台（MG セット無）を同時トリップし、タービントリップ又は発電機負荷遮断直後の原子炉出力の上昇を抑制する。

所内電源喪失時の燃料損傷防止の観点から、原子炉冷却材再循環ポンプ MG セットに接続された原子炉冷却材再循環ポンプの電源は、所内電源喪失による原子炉冷却材再循環ポンプ全台トリップを回避するため 3 秒間運転を維持する設計とする。

3.4.2 プロセス制御

3.4.2.1 タービン制御系

通常の出力行運転中において、原子炉圧力を一定に自動制御する系統であり、蒸気加減弁とタービンバイパス弁によって手動操作、又は自動により制御する。

例えば、原子炉出力が上昇すると原子炉圧力がそれに伴って上昇する。

この圧力上昇は、圧力検出器により、電気信号に変換され電気油圧式制御装置の一部である圧力制御機能の出力信号増加となり、蒸気加減弁のサーボ弁に伝達され、この弁開度を調整し原子炉圧力を一定にするようタービン出力を増加させる。したがって、通常運転時には、発電機出力は原子炉出力に従属して制御されている。

なお、電気油圧式制御装置は、速度制御、負荷制御、圧力制御、バイパス制御及び流量制御により構成される。

3.4.2.2 原子炉給水制御系

原子炉出力に応じ、可変速のタービン駆動原子炉給水ポンプの速度、又は給水調整弁の開度を手動操作、又は自動により、原子炉水位を一定に保持するように制御され

る。

原子炉給水制御系が自動の場合、タービン駆動原子炉給水ポンプあるいは給水調整弁は、三要素（原子炉水位、主蒸気流量、給水流量）あるいは単要素（原子炉水位）による制御が行われる。

例えば、原子炉出力が上昇すると主蒸気流量が増大し原子炉水位が低下する。単要素制御の場合にはこの水位低下を水位検出器により検出し、原子炉水位低下分に相当する水位制御器の出力を増加させる。この信号は、原子炉給水ポンプ駆動用タービン制御装置、又は給水調整弁制御装置に伝達され、タービン駆動原子炉給水ポンプの回転数の増大、又は給水調整弁の開度増大となり、給水流量が増大し水位を一定に保持する。また、三要素制御（原子炉高出力運転時）の場合には原子炉出力の上昇による主蒸気流量の増大を流量検出器により検出し、主蒸気流量の増大に伴う給水流量との偏差を水位低下分として水位信号に加えることにより、給水流量の制御を行う。

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

運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させる ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）並びに原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）について以下に示す。

(1) 原子炉緊急停止系作動回路

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

原子炉緊急停止系作動回路は、基本的に「2 out of 4」方式のトリップチャンネルとし、チャンネル相互間を分離した構成とする。

チャンネル相互間の分離は、ケーブル等を適切な隔離距離をとって分離配置、障壁の設置、電氣的に分離することによって独立性を確保する。

原子炉緊急停止系作動回路は、電氣的に分離された 4 チャンネルの作動回路によって構成され、このうち 2 チャンネル以上同時の原子炉非常停止信号によって制御棒が急速に挿入され、発電用原子炉はスクラムされる。

なお、原子炉非常停止信号は選択制御棒挿入機構、制御棒引抜監視装置、制御棒価値

ミニマイザより信号が出ている場合においても、独立に機能する。

原子炉非常停止信号を表 3-1「原子炉非常停止信号一覧表」、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を表 3-2「解析に使用する原子炉非常停止信号の応答時間」に示す。

(2) 工学的安全施設作動回路

工学的安全施設作動回路は、作動するチャンネルに多重性をもたせ、チャンネル相互間を分離した構成とする。

チャンネル相互間の分離は、ケーブル等を適切な隔離距離をとって分離配置、障壁の設置、電氣的に分離することによって独立性を確保する。

工学的安全施設作動回路として、主蒸気隔離弁及びその他の原子炉格納容器隔離弁、非常用ガス処理系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、低圧注水系、格納容器スプレイ冷却系、自動減圧系の機器を作動させる回路を設ける。

工学的安全施設の起動信号を表 3-3「工学的安全施設の起動信号一覧表」、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を表 3-4「解析に使用する工学的安全施設の起動信号の応答時間」に示す。

なお、上記の原子炉緊急停止系及び工学的安全施設の作動回路は、自己診断機能を有するマイクロプロセッサを用いた、デジタル制御装置を適用し、検証及び妥当性確認を行ったソフトウェアを使用する。

(3) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、ATWS が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させるため、ATWS 緩和設備用として原子炉緊急停止系とは独立した原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の信号により作動させる。ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号を表 3-5「工学的安全施設等（ATWS 緩和設備）作動信号一覧表」に示す。

(4) ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）

ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、ATWS が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉冷却材再循環ポンプを自動停止させ再循環系流量の低下により原子炉出力を抑制するため、ATWS 緩和設備用として原子炉緊急停止系とは独立した原子炉圧力高、原子炉水位低（レベル 3）又は原子炉水位（レベル 2）の信号により作動させる。

なお、炉心流量の急激な減少を緩和させるため、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）の信号により原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台（MG セット無）を自動停止させ、原子炉水位低（レベル 2）の信号で原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台（MG セット有）を自

動停止する設計とする。ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）の作動信号を表 3-5「工学的安全施設等（ATWS 緩和設備）作動信号一覧表」に示す。

(5) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧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を防止するため、原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）が運転している場合に、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧系）8 個のうち 4 個を動作させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させる。代替自動減圧機能は、自動減圧系が不動作時に期待される機能であるため、自動減圧系本来の安全機能と干渉しないよう、自動減圧系の減圧信号より遅く動作する必要があることから、信号発信後に自動減圧系作動信号が成立する 30 秒（29 秒の時間遅れに伝送遅れ 1 秒を考慮）に起動阻止スイッチの判断操作の時間的余裕を考慮し、10 分の時間遅れを設ける。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系又は代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）が動作すると、低圧注水系等から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチ（1 個）により自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動起動を阻止する。代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の作動信号を表 3-6「工学的安全施設等（代替自動減圧機能）作動信号一覧表」に示す。

3.4.4 その他の保護装置

(1) タービン保護装置

タービン保護装置は、タービン設備が異常な状態へ接近することを検知して、電気式トリップ電磁弁又は機械式トリップ電磁弁により非常トリップ油をドレンし、主蒸気止め弁、中間蒸気止め弁、蒸気加減弁及びインターセプト弁を閉鎖することによりタービンをトリップさせる。

タービントリップ信号を表 3-7「タービントリップ信号一覧表」に示す。

なお、表 3-8「タービントリップ信号（原子炉起因）一覧表」に示す発電用原子炉からの信号により、主蒸気止め弁を閉じることでタービンをトリップする。

(2) 発電機保護装置

発電機保護装置は、発電機設備が異常な状態へ接近することを検知して、発電機ロックアウトリレー 86G1 及び 86G2 により発電機並列用 500kV 遮断器及び界磁遮断器を開くことにより、発電機を系統より自動遮断させる。

発電機トリップ信号を表 3-9「発電機トリップ信号一覧表」に示す。

表 3-1 原子炉非常停止信号一覧表

| 原子炉非常停止信号の種類 | 検出器及び作動条件 | | | | 原子炉非常停止信号を発信させない条件 |
|----------------|------------------|----|------------------|-----------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------|
| | 検出器の種類 | 個数 | 原子炉非常停止に要する信号の個数 | 設定値 | |
| 原子炉圧力高 | 原子炉圧力検出器 | 4 | 2 | 7.34MPa 以下 | — |
| 原子炉水位低 | 原子炉水位検出器 | 4 | 2 | 1285 cm (原子炉圧力容器零レベル*1 より) 以上 | — |
| ドライウェル圧力高 | ドライウェル圧力検出器 | 4 | 2 | 13.7kPa 以下 | — |
| 中性子束高 | 出力領域中性子束検出器 | 4 | 2 | モードスイッチ*2 「運転」位置で 定格出力の 120%以下 | — |
| | | | | モードスイッチ 「運転」位置以外 で定格出力の 15%以下 | — |
| | | | | 自動可変設定*3 | — |
| 原子炉周期(ペリオド)短 | 起動領域中性子束検出器 | 10 | 2*4 | 10 秒以上*5 (中間領域) | モードスイッチ 「運転」位置 |
| 中性子束計装動作不能 | 出力領域中性子束検出器 | 4 | 2 | — | — |
| | 起動領域中性子束検出器 | 10 | 2*4 | — | モードスイッチ 「運転」位置 |
| 炉心流量急減 | 炉心流量検出器 | 4 | 2 | 流量変化幅大*6 | 原子炉出力 75%以下 |
| 制御棒駆動機構充てん水圧力低 | 制御棒駆動機構充てん水圧力検出器 | 4 | 2 | 12.8MPa 以上 | モードスイッチ 「燃料取替」 又は「停止」 位置、かつ、 制御棒駆動 機構充てん水 圧力低バイパス スイッチ 「バイパス」 位置 |

| 原子炉非常停止信号の種類 | 検出器及び作動条件 | | | | 原子炉非常停止信号を発信させない条件 |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------|----|------------------|------------------------------------|-------------------------------------|
| | 検出器の種類 | 個数 | 原子炉非常停止に要する信号の個数 | 設定値 | |
| 主蒸気管放射能高 | 主蒸気管放射線検出器 | 4 | 2 | 通常運転時の放射能の10倍以下 | — |
| 主蒸気隔離弁閉 | 主蒸気隔離弁位置検出器 | 8 | 2*4 | 90%開度以上 | 原子炉圧力 4.13MPa 以下、かつ、モードスイッチ「運転」位置以外 |
| 主蒸気止め弁閉 | 主蒸気止め弁位置検出器 | 4 | 2 | 90%開度以上 | 原子炉出力 35%以下 |
| 蒸気加減弁急速閉 | 蒸気加減弁制御油圧検出器 | 4 | 2*4 | 4.12MPa 以上 | 原子炉出力 35%以下 |
| | 蒸気加減弁急速作動電磁弁位置検出器 | 4 | | 急速作動電磁弁励磁位置 | |
| モードスイッチ「停止」 | モードスイッチ | 1 | 1 | — | — |
| 手動 | 押しボタンスイッチ | 2 | 2 | — | — |
| 地震加速度大 | 水平方向加速度検出器 | 4 | 2*4 | 水平方向 (T. M. S. L. -8.2m) 120Gal 以下 | — |
| | | 4 | | 水平方向 (T. M. S. L. 23.5m) 185Gal 以下 | — |
| | 鉛直方向加速度検出器 | 4 | | 鉛直方向 (T. M. S. L. -8.2m) 100Gal 以下 | — |
| <p>注：原子炉緊急停止系の作動回路は4系統のトリップチャンネルによって構成される。これらのトリップチャンネルは、保守上の目的で1チャンネルのみバイパスすることができる。4トリップチャンネルのうち2トリップチャンネルの電源が喪失したときには、フェイル・セーフの機能により発電用原子炉は緊急停止する。</p> <p>安全保護系の検出器は、保守上の目的で1チャンネルのみバイパスすることができる。</p> | | | | | |

- 注記*1 : 原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1224cm 下。
- *2 : モードスイッチには「停止」、「燃料取替」、「起動」及び「運転」の位置がある。
- *3 : スクラム設定値と炉心流量との関係を図 3-3 に示す。
- *4 : 個数は、その検出器が属するトリップチャンネルの数を示す。
- *5 : 起動領域モニタ原子炉周期（ペリオド）指示値。（中間領域： $3 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ）
- *6 : スクラム設定値と炉心流量急減との関係を図 3-4 に示す。

表 3-2 解析に使用する原子炉非常停止信号の応答時間

| 原子炉非常停止信号 | 応答時間 (秒) | | | | |
|-------------------|----------|------|-----------------|------|------------------|
| | T1*1 | T2*2 | 合計 (T1+T2)*3 | T3*4 | 合計 (T1+T2+T3) |
| 原子炉圧力高 | | | 0.55 | 1.44 | 1.99 |
| 原子炉水位低 | | | 1.05 | 1.44 | 2.49 |
| 中性子束高 | | | 0.09 | 1.44 | 1.53 |
| 原子炉周期 (ペリオド) 短 | | | 0.20 | 1.44 | 1.64 |
| 主蒸気隔離弁閉 | | | 0.06 | 1.44 | 1.50 |
| 主蒸気止め弁閉 | | | 0.06 | 1.44 | 1.50 |
| 蒸気加減弁急速閉 | | | 0.08 | 1.44 | 1.52 |

注記*1 : T1 : プロセス量が設定値に達してから検出部が検知するまでの検出遅れ時間。

*2 : T2 : 論理回路部及びアナログ回路での信号処理遅れ時間。

*3 : T1+T2 : 設置許可添付資料十「運転時の異常な過渡変化の解析」における解析条件。

*4 : T3 : 制御棒挿入時間の設計値 (定格圧力時全ストロークの 60%挿入まで)。

表 3-3 工学的安全施設の起動信号一覧表

| 工学的安全施設の起動信号の種類 | 検出器及び作動条件 | | | | 工学的安全施設の起動信号を発信させない条件 | |
|-----------------|---------------------|---------------|---------------------|-----|--------------------------------|-----------------|
| | 検出器の種類 | 個数 | 工学的安全施設の起動に要する信号の個数 | 設定値 | | |
| 主蒸気隔離弁 | 原子炉水位低 (レベル 1.5) | 原子炉水位検出器 | 4 | 2 | 1020 cm (原子炉圧力容器零レベル*1より)以上 | — |
| | 主蒸気管圧力低 | 主蒸気管圧力検出器 | 4 | 2 | 6.01MPa以上 | モードスイッチ「運転」位置以外 |
| | 主蒸気管放射能高 | 主蒸気管放射線検出器 | 4 | 2 | 通常運転時の放射能の10倍以下 | — |
| | 主蒸気管トンネル温度高 | 主蒸気管トンネル温度検出器 | 20 | 2*2 | 通常運転最高温度の1.15倍以下 | — |
| | 主蒸気管流量大 | 主蒸気管流量検出器 | 16 | 2*3 | 定格流量の140%以下 | — |

| 工学的安全施設の起動信号の種類 | | 検出器及び作動条件 | | | | 工学的安全施設の起動信号を発信させない条件 | |
|-----------------|-----------|---------------|-------------|---------------------|------------------|-------------------------------------------------------------------------------|---|
| | | 検出器の種類 | 個数 | 工学的安全施設の起動に要する信号の個数 | 設定値 | | |
| 主蒸気隔離弁 | 復水器真空度低 | 復水器真空度検出器 | 4 | 2 | 72.5kPa [abs] 以下 | 主蒸気止め弁開度90%以下、かつ、原子炉圧力4.13MPa以下、かつ、復水器真空度低バイパススイッチ「バイパス」位置、かつ、モードスイッチ「運転」位置以外 | |
| | 手動 | — | — | — | — | — | |
| その他の原子炉格納容器隔離弁 | *4 (1) | ドライウエル圧力高 | ドライウエル圧力検出器 | 8 (4個で1系列) | 2 (1系列の内) | 13.7kPa 以下 | — |
| | | 原子炉水位低 (レベル3) | 原子炉水位検出器 | 4 | 2 | 1285cm (原子炉圧力容器零レベル*1より) 以上 | — |
| | *5 (2) | 原子炉水位低 (レベル3) | 原子炉水位検出器 | 4 | 2 | 1285cm (原子炉圧力容器零レベル*1より) 以上 | — |

| 工学的安全施設の起動信号の種類 | | | 検出器及び作動条件 | | | | 工学的安全施設の起動信号を発信させない条件 |
|-----------------|------------------|------------------|--------------------|---------------|---------------------|-------------------------------|-----------------------|
| | | | 検出器の種類 | 個数 | 工学的安全施設の起動に要する信号の個数 | 設定値 | |
| その他の原子炉格納容器隔離弁 | *6 (3) | 原子炉水位低 (レベル2) | 原子炉水位検出器 | 8 (4個で1系列) | 2 (1系列の内) | 1165cm (原子炉圧力容器零レベル*1より)以上 | — |
| | 手動 | | — | — | — | — | — |
| 非常用ガス処理系 | 燃料取替エリア排気放射能高 | | 燃料取替エリア排気放射線検出器 | 4 | 2*7 | 通常運転時の放射能の10倍以下 | — |
| | 原子炉区域換気空調系排気放射能高 | | 原子炉区域換気空調系排気放射線検出器 | 4 | | | |
| | ドライウエル圧力高 | | ドライウエル圧力検出器 | 8 (4個で1系列) | 2 (1系列の内) | 13.7kPa以下 | — |
| | 原子炉水位低 (レベル3) | | 原子炉水位検出器 | 4 | 2 | 1285cm (原子炉圧力容器零レベル*1より)以上 | — |
| | 手動 | | — | — | — | — | — |

| 工学的安全施設の起動信号の種類 | | 検出器及び作動条件 | | | | 工学的安全施設の起動信号を発信させない条件 | |
|-----------------|----------------|--------------|-------------|---------------------|---------------------------|--------------------------|---|
| | | 検出器の種類 | 個数 | 工学的安全施設の起動に要する信号の個数 | 設定値 | | |
| 原子炉隔離時冷却系 | ドライウエル圧力高 | ドライウエル圧力検出器 | 4 | 2 | 13.7kPa以下 | — | |
| | 原子炉水位低(レベル1.5) | 原子炉水位検出器 | 4 | 2 | 1020cm(原子炉圧力容器零レベル*1より)以上 | — | |
| | 手動 | — | — | — | — | — | |
| 高圧炉心注水系 | ドライウエル圧力高 | ドライウエル圧力検出器 | 4 | 2 | 13.7kPa以下 | — | |
| | 原子炉水位低(レベル1.5) | 原子炉水位検出器 | 4 | 2 | 1020cm(原子炉圧力容器零レベル*1より)以上 | — | |
| | 手動 | — | — | — | — | — | |
| 残留熱除去系 | 低圧注水系 | ドライウエル圧力高 | ドライウエル圧力検出器 | 8 (4個で1系列) | 2 (1系列の内) | 13.7kPa以下 | — |
| | | 原子炉水位低(レベル1) | 原子炉水位検出器 | 8 (4個で1系列) | 2 (1系列の内) | 936cm(原子炉圧力容器零レベル*1より)以上 | — |
| | 手動 | — | — | — | — | — | |

| 工学的安全 施設の起動 信号の種類 | | | 検出器及び作動条件 | | | | 工学的安全施設の 起動信号を発信さ せない条件 |
|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------|-----------------|-----------------------|---------------|-------------------------------------------|-----|-------------------------------|
| | | | 検出器 の種類 | 個数 | 工学的安全 施設の起動 に要する信 号の個数 | 設定値 | |
| 残留熱 除去系 | 格納容器ス プレイ冷却系 | 手動 | — | — | — | — | — |
| 自動減 圧系 | *8 ドライウエ ル圧力高と 原子炉水位 低の同時 信号 | ドライウエル 圧力検出器 | 8 (4個 で1系 列) | 2 (1系列の 内) | 13.7kPa 以下 | — | |
| | | 原子炉 水位検出器 | 8 (4個 で1系 列) | 2 (1系列の 内) | 936cm (原子炉圧 力容器零レ ベル*1よ り) 以上 | | |
| | 手動 | — | — | — | — | — | |
| <p>注：主蒸気隔離弁閉鎖の作動回路は4系統のトリップチャンネルによって構成される。これらのトリップチャンネルは、保守上の目的で1チャンネルのみバイパスすることができる。4トリップチャンネルのうち2トリップチャンネルの電源が喪失したときには、フェイル・セイフの機能により主蒸気隔離弁は閉鎖する。 安全保護系の検出器は、保守上の目的で1チャンネルのみバイパスすることができる。</p> | | | | | | | |

注記*1：原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より1224cm下。

*2：個数は、原子炉建屋主蒸気トンネル室検出器の個数、又はタービン建屋主蒸気トンネル室検出器が属するトリップチャンネル数を示す。

*3：個数は、各主蒸気ラインの4個の検出器のうちの個数を示す。

*4：本信号により、原子炉冷却材浄化系、サプレッションプール冷却浄化系、残留熱除去系、漏えい検出系、可燃性ガス濃度制御系、放射性ドレン移送系、弁グランド部漏えい処理系、試料採取系（事故後サンプリング設備）、格納容器内雰囲気モニタ系に属する格納容器隔離弁が作動する。

*5：本信号により、残留熱除去系に属する格納容器隔離弁が作動する。

*6：本信号により、原子炉冷却材浄化系に属する格納容器隔離弁が作動する。

*7：個数は、その検出器が属するチャンネル数を示す。

*8：残留熱除去系ポンプ又は高圧炉心注水系ポンプ運転中のみ。

表 3-4 解析に使用する工学的安全施設の起動信号の応答時間

| 工学的安全施設の起動信号 | | 応答時間 (秒) | | |
|--------------|--------------|----------|--------|----------------------|
| | | T1' *1 | T2' *2 | 合計 (T1' + T2') *3 |
| 主蒸気 隔離弁 | 主蒸気管 流量大 | | | 0.5 |
| | 主蒸気管 放射能高 | | | 0.5 |

注記*1 : T1' : プロセス量が設定値に達してから検出部が検知するまでの検出遅れ時間。

*2 : T2' : 論理回路部及びアナログ回路での信号処理遅れ時間。

*3 : (T1' + T2') : 設置許可添付資料十「事故解析」における解析条件。

表 3-5 工学的安全施設等（ATWS 緩和設備）作動信号一覧表

| 工学的安全施設等の起動信号の種類 | | 検出器及び作動条件 | | | | 工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件 | |
|------------------|----------------------|----------------------|--------------------|----------------------|--------------------------------------------|--------------------------------------------|---|
| | | 検出器の種類 | 個数 | 工学的安全施設等の起動に要する信号の個数 | 設定値 | | |
| 代替制御棒挿入 | 原子炉 圧力高 | 原子炉 圧力 検出器 | 3 | 2 | 7.48MPa 以下 | — | |
| | 原子炉 水位低 (レベル2) | 原子炉 水位 検出器*1 | 4 | 2 | 1165 cm (原子炉圧 力容器零レ ベル*2より) 以上 | — | |
| 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ | (1) | 原子炉 圧力高 | 原子炉 圧力 検出器 | 3 | 2 | 7.48MPa 以下 | — |
| | | 原子炉 水位低 (レベル3) | 原子炉 水位 検出器 | 3 | 2 | 1285 cm (原子炉圧 力容器零レ ベル*2より) 以上 | — |
| | (2) | 原子炉 水位低 (レベル2) | 原子炉 水位 検出器*1 | 4 | 2 | 1165 cm (原子炉圧 力容器零レ ベル*2より) 以上 | — |

注記*1 : 保守上の目的で1チャンネルのみバイパスすることができる。

*2 : 原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1224cm 下。

表 3-6 工学的安全施設等（代替自動減圧機能）作動信号一覧表

| 工学的安全施設等の起動信号の種類 | | 検出器及び作動条件 | | | | 工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件 |
|------------------|--------------------|-----------|----|----------------------|-----------------------------------|------------------------|
| | | 検出器の種類 | 個数 | 工学的安全施設等の起動に要する信号の個数 | 設定値 | |
| 代替自動減圧 | 原子炉水位低*1 (レベル1) | 原子炉水位検出器 | 3 | 2 | 936 cm (原子炉圧力容器零レベル*2 より)以上 | — |

注記*1 : 残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）運転中のみ。

*2 : 原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1224cm 下。

表 3-7 タービントリップ信号一覧表

| タービントリップ信号 | 検出器 |
|-------------|-----------------|
| バックアップ過速度大 | バックアップ過速度検出器 |
| 復水器真空度低 | 復水器圧力検出器 |
| スラスト軸受摩耗大 | スラスト軸受摩耗検出装置 |
| 軸受油圧力低 | 軸受油圧力検出器 |
| 軸振動大 | 軸振動検出器 |
| 排気室温度高 | 排気室温度検出器 |
| 湿分分離器水位高 | 湿分分離器水位検出器 |
| 主油ポンプ吐出圧力低 | 主油ポンプ吐出圧力検出器 |
| 高圧制御油圧低 | 高圧制御油圧力検出器 |
| 電気油圧式制御装置故障 | — |
| 原子炉水位高 | 原子炉水位検出器 |
| 発電機固定子冷却水喪失 | 発電機固定子冷却水喪失検出装置 |

表 3-8 タービントリップ信号（原子炉起因）一覧表

| その他の工学的 安全施設等の起 動信号の種類 | 検 出 器 及 び 作 動 条 件 | | | | その他の工学的 安全施設等の 起動信号を発信 させない条件 |
|------------------------------|-------------------|-----|------------------------------------------|--------------------------------------------|----------------------------------------|
| | 検 出 器 の 種 類 | 個 数 | その他の工 学的安全施 設等の起動 に要する信 号の個数 | 設 定 値 | |
| 原子炉水位高 | 原子炉水位 検出器 | 3 | 2 | 1389 cm (原子炉圧 力容器零レ ベル*1より) 以上 | — |

注記*1 : 原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1224cm 下。

表 3-9 発電機トリップ信号一覧表

| 発電機トリップ信号 | 検出器 |
|-----------|----------------------------------------------|
| 発電機比率差動 | 発電機比率差動継電器 |
| 発電機地絡 | 発電機地絡継電器 |
| 発電機界磁喪失 | 発電機界磁喪失継電器 |
| 発電機逆相 | 発電機逆相電流継電器 |
| 発電機後備保護 | 距離継電器 |
| 発電機逆電力 | 発電機逆電力継電器 |
| 発電機過励磁 | 発電機・変圧器過励磁継電器 |
| タービントリップ | 主蒸気止め弁位置検出器 中間蒸気止め弁位置検出器 インターセプト弁位置検出器 |

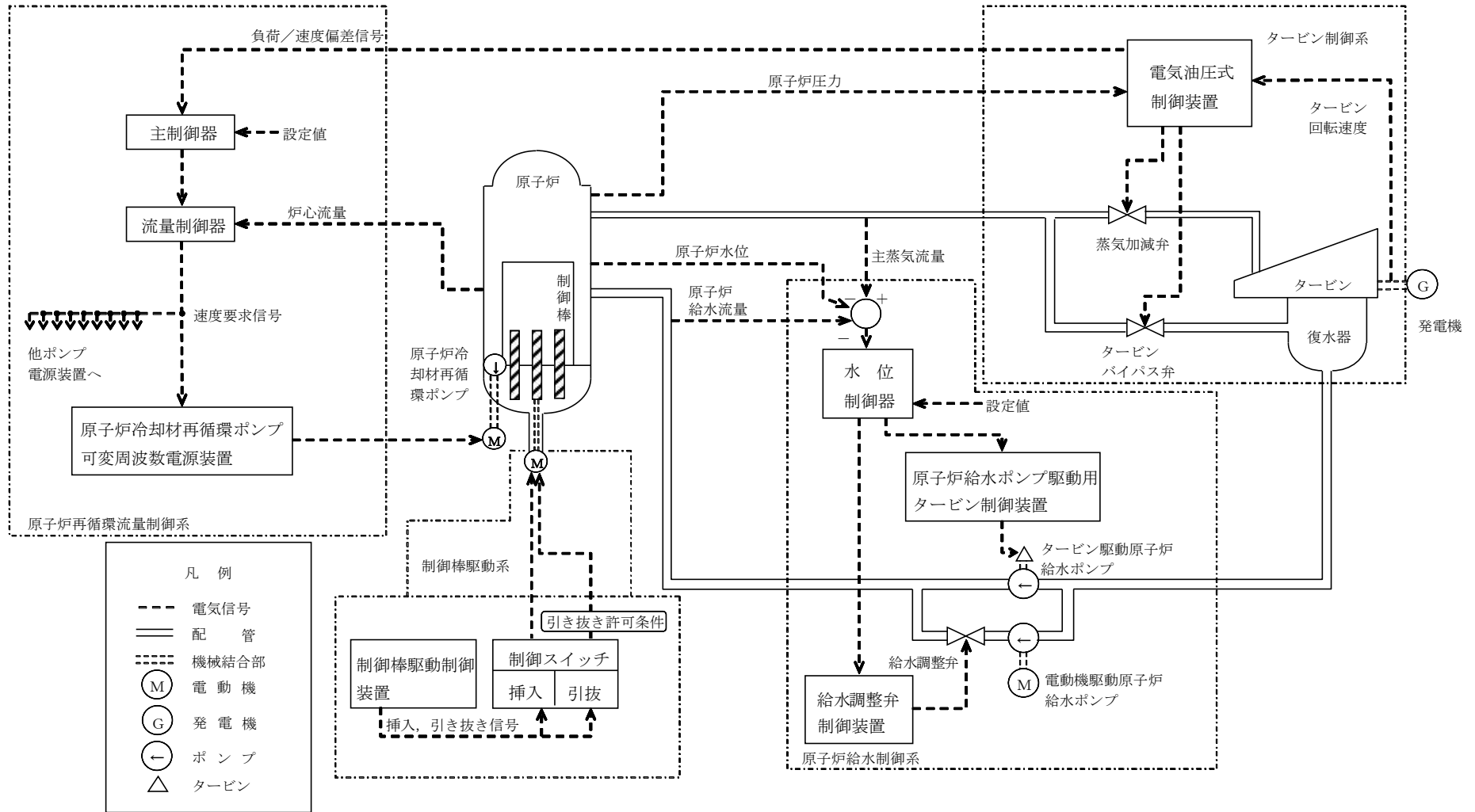


図 3-1 出力制御設備

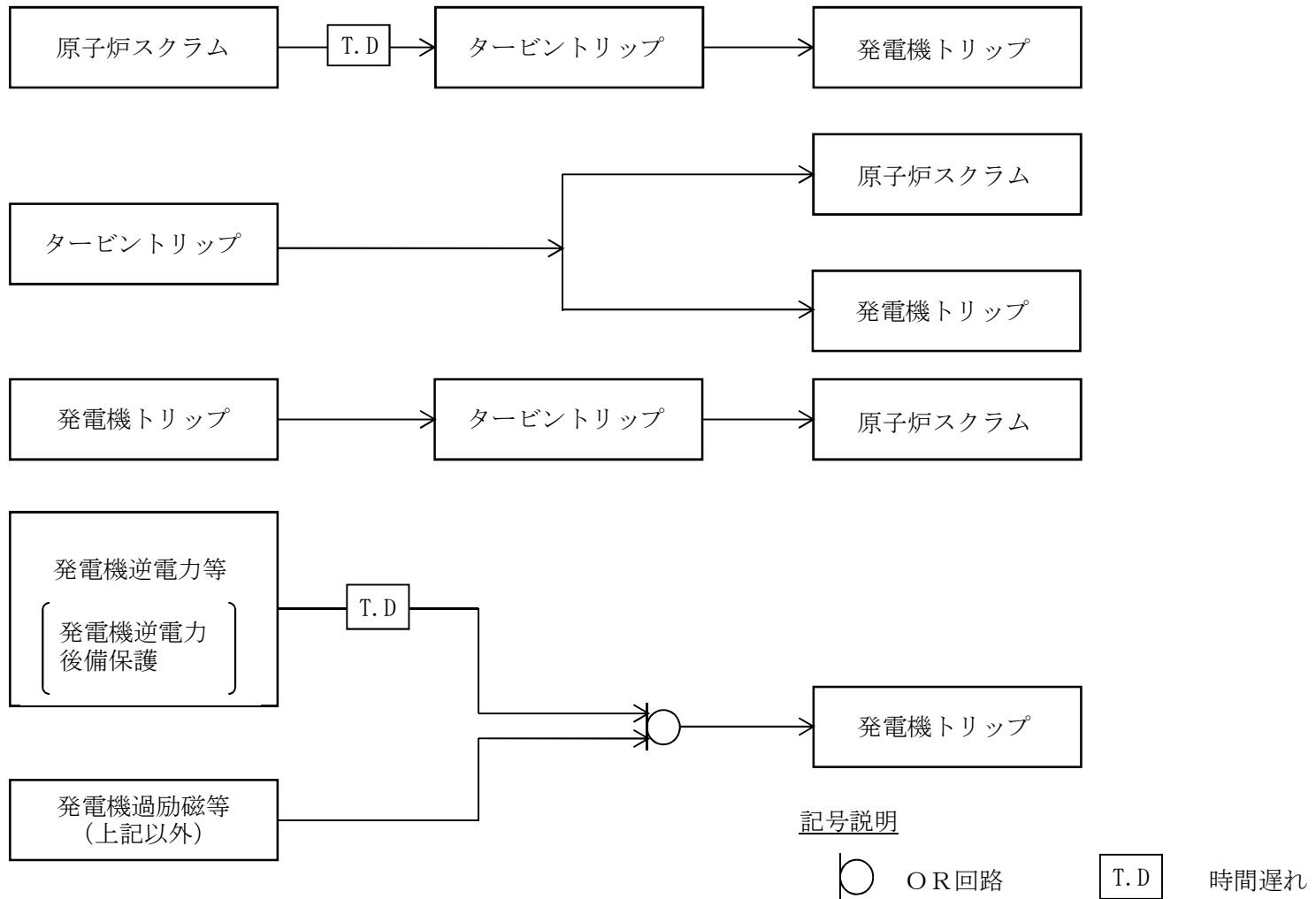


図 3-2 プラントインターロック

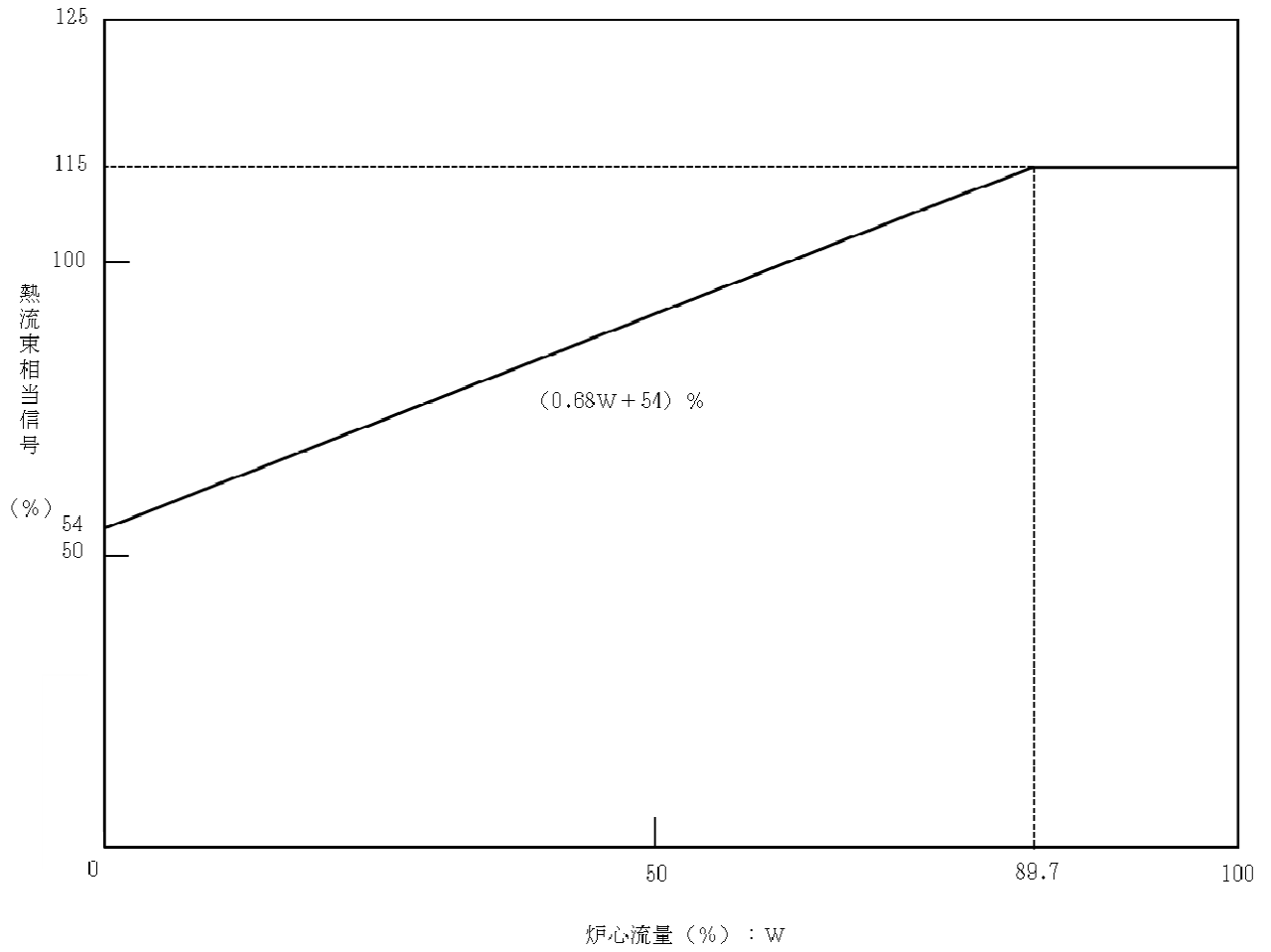
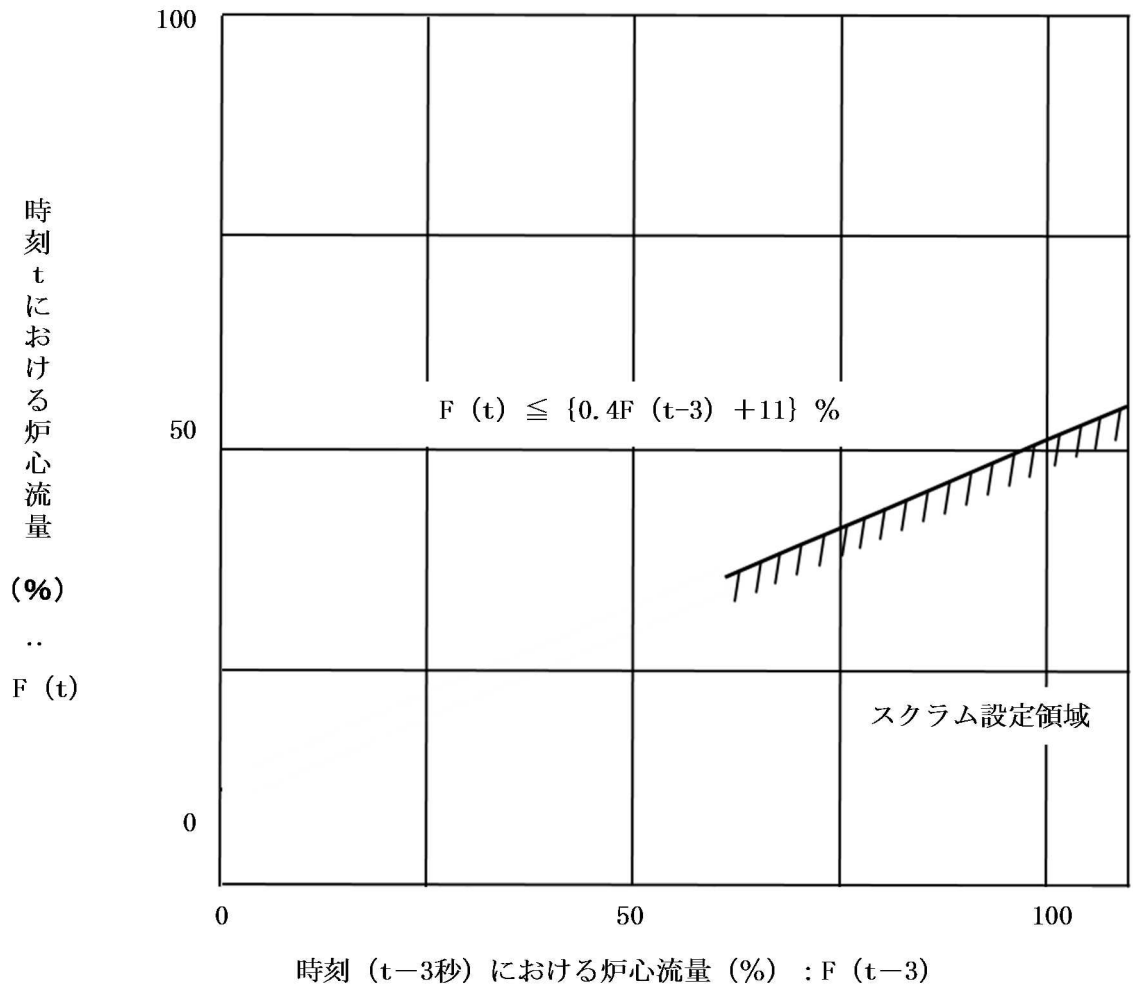


図 3-3 中性子束高一自動可変設定 (熱流束相当) のスクラム設定値



本スクラムは、原子炉出力 75%以下でバイパスされる。

図 3-4 炉心流量急減のスクラム設定値

4. 中央制御室外原子炉停止装置

中央制御室外原子炉停止装置は、中央制御室から十分離れた場所に設置し、中央制御室で操作が困難な場合に、発電用原子炉をスクラム後の高温状態から低温状態に安全かつ容易に導くためのものである。なお、発電用原子炉のスクラムは、中央制御室外において、原子炉緊急停止系の作動回路の電源を遮断することやタービンを手動でトリップすること等により行うことができる。

4.1 制御機能

発電用原子炉をスクラム後の高温状態から、その後の低温状態に導くため、原子炉冷却系統設備による残留熱除去、減圧、水位の保持を行うが、それらに必要な系統及び操作場所を表4-1「中央制御室外原子炉停止装置系統一覧表」に示す。

4.2 監視機能

発電用原子炉をスクラム後の高温状態から、その後の低温状態に導くために必要な計装及び指示場所を表4-2「中央制御室外原子炉停止装置計装一覧表」に示す。

表 4-1 中央制御室外原子炉停止装置系統一覧表

| 系 統 | 系統数 | 操 作 場 所 | 機 能 |
|--------------------------------|---------------|--------------------------|----------------------------------------|
| 高压炉心注水系 主蒸気逃がし安全弁 残留熱除去系 | 1 3 弁 2 | 中央制御室外原子炉停 止制御盤 | 発電用原子炉をスクラム 後の高温状態からその後 の低温状態に導く |
| 原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系 | 2 2 | 中央制御室外原子炉停 止制御盤 | 補機冷却 |
| 非常用所内電源系 | 2 | 中央制御室外原子炉停 止制御盤，現場制御盤 | 外部電源喪失時の非常用 電源確保 |

表 4-2 中央制御室外原子炉停止装置計装一覧表

| 計 装 | 指 示 場 所 | 機 能 |
|-------------------|--------------------|-------------------------------------------|
| 原子炉圧力指示計 | 中央制御室外原子炉停止 制御盤 | 発電用原子炉をスクラム後の高温状態から、その後の低温状態に導く場合の主要変数の監視 |
| 原子炉水位指示計 | | |
| サプレッションプール水位指示計 | | |
| サプレッションプール水温度指示計 | | |
| ドライウエル圧力指示計 | | |
| ドライウエル温度指示計 | | |
| 高圧炉心注水系系統流量指示計 | | |
| 残留熱除去系系統流量指示計 | | |
| 残留熱除去系熱交換器入口温度指示計 | | |
| 原子炉補機冷却水系系統流量指示計 | | |
| 復水貯蔵槽水位指示計 | | |
| 6.9kV 母線 6C 電圧計 | | |
| 6.9kV 母線 6D 電圧計 | | |

VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書

- (1) 中央制御室の機能に関する説明書
(中央制御室の有毒ガス防護について除く)
- (2) 中央制御室の機能に関する説明書
(中央制御室の有毒ガス防護について)

- (1) 中央制御室の機能に関する説明書
(中央制御室の有毒ガス防護について除く)

目 次

| | |
|------------------------------------------------------|---|
| 1. 概要 | 1 |
| 2. 基本方針 | 1 |
| 2.1 中央制御室の共用 | 1 |
| 2.2 中央制御室制御盤等 | 1 |
| 2.3 外部状況把握 | 2 |
| 2.4 居住性の確保 | 2 |
| 2.5 通信連絡 | 3 |
| 3. 中央制御室の機能に係る詳細設計 | 3 |
| 3.1 中央制御室の共用 | 3 |
| 3.2 中央制御室制御盤等 | 4 |
| 3.2.1 中央制御室制御盤の構成 | 4 |
| 3.2.2 誤操作防止 | 4 |
| 3.2.3 試験及び検査 | 5 |
| 3.2.4 信頼性 | 5 |
| 3.3 外部状況把握 | 5 |
| 3.3.1 津波監視カメラ | 5 |
| 3.3.2 気象観測設備等 | 5 |
| 3.3.3 公的機関からの気象情報入手 | 6 |
| 3.4 居住性の確保 | 6 |
| 3.4.1 換気設備 | 6 |
| 3.4.2 生体遮蔽装置 | 7 |
| 3.4.3 照明 | 7 |
| 3.4.4 酸素濃度・二酸化炭素濃度計 | 8 |
| 3.4.5 チェンジングエリア | 8 |
| 3.4.6 データ表示装置（中央制御室待避室） | 8 |
| 3.4.7 衛星電話設備（常設）（中央制御室待避室）及び無線連絡設備（常設） （中央制御室待避室） | 8 |
| 3.5 通信連絡 | 9 |

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 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。）に関わる原子炉制御室（以下「中央制御室（「7 号機設備，6,7 号機共用」（以下同じ。）」という。）のうち，中央制御室の機能について説明するものである。併せて技術基準規則第 47 条第 4 項及び第 5 項，第 77 条及びそれらの解釈に関わる中央制御室の通信連絡設備について説明する。

なお，技術基準規則第 38 条及びその解釈に係る発電用原子炉施設の外部の状況を把握する機能及び中央制御室に施設する酸素濃度計以外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，中央制御室の機能のうち，中央制御室の共用に関する機能，中央制御室制御盤等に関する機能，外部状況把握に関する機能，居住性を確保する機能及び通信連絡に関する機能について説明する。

2. 基本方針

2.1 中央制御室の共用

中央制御室は，コントロール建屋内に設置し，基準地震動 S_s による地震力に対して機能を喪失しない設計とするとともに，共用する 6 号機及び 7 号機の各号機で必要な人員を確保した上で中央制御室内を自由に行き来できる空間とし，運転員の相互融通を可能とすることで安全性の向上を図り，6 号機及び 7 号機で共用できる設計とする。

また，共用によって悪影響を及ぼさないとともに他号機のプラント監視機能が喪失しない設計とする。

中央制御室に設置又は保管する設備の一部は，監視及び操作に支障をきたすことがなく，共用により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

具体的な，中央制御室の共用については，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」に示す。

2.2 中央制御室制御盤等

中央制御室制御盤は，反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する機能，非常用炉心冷却設備等非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する機能，発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要な機器の動作状態を表示する機能，主要計測装置の計測結果を表示する機能及びその他の発電用原子炉を安全に運転するために必要な機能を有し，当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震，内部火災，内部溢水，外部電源喪失又は全交流動力電源喪失並びに中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガスやばい煙，有毒ガス，降下火砕物及び低温による操作雰囲気悪化）を想定しても，誤操作することなく容易に運転操作することができる設計とする。

また，中央制御室の火災への防護としては，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわ

れないように火災の発生防止、火災の感知及び消火対策並びに火災の影響軽減対策を講じるとともに、内部溢水への防護としては、内部溢水により安全機能を損なわないために溢水源となる機器を設けない設計とする。

具体的な、火災に対する防護措置については、VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」、内部溢水に対する防護装置については、VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」に示す。

2.3 外部状況把握

中央制御室は、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象を津波監視カメラ（「7号機設備、6,7号機共用」（以下同じ。）」の映像により昼夜にわたり監視できる装置、気象観測設備（「7号機設備、1,2,3,4,5,6,7号機共用、1号機に設置」（以下同じ。）」及び公的機関から地震、津波、竜巻情報等を入手することにより発電用原子炉施設の外部の状況を把握できる機能を有する設計とする。なお、津波監視カメラは、地震荷重等を考慮し必要な強度を有する設計とするとともに、7号機の非常用所内電源設備又は常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。

2.4 居住性の確保

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その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、中央制御室の気密性、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質並びに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措置を講じる。

炉心の著しい損傷が発生した場合において運転員がとどまるため、以下の設備により居住性を確保する。

- a. 中央制御室可搬型陽圧化空調機（「7号機設備、6,7号機共用、7号機に保管」（以下同じ。）」）
 - (a) 中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）（7号機設備、6,7号機共用、7号機に保管）
 - (b) 中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）（7号機設備、6,7号機共用、7号機に保管）
 - (c) 中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト（7号機設備、6,7号機共用、7号機に保管）
- b. 中央制御室待避室陽圧化装置（「7号機設備、6,7号機共用、7号機に保管」（以下同じ。）」）
 - (a) 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）（7号機設備、6,7号機共用、7号機に保管）
 - (b) 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）配管（7号機設備、6,7号機共用、7号機に保管）

- c. 中央制御室用差圧計（「7号機設備，6,7号機共用，7号機に保管」（以下同じ。））
- d. 中央制御室遮蔽（「7号機設備，6,7号機共用」（以下同じ。））
- e. 中央制御室待避室遮蔽（常設）（「7号機設備，6,7号機共用」（以下同じ。））
- f. 中央制御室待避室遮蔽（可搬型）（「7号機設備，6,7号機共用，7号機に保管」（以下同じ。））
- g. 酸素濃度・二酸化炭素濃度計（「7号機設備，6,7号機共用，7号機に保管」（以下同じ。））
- h. 可搬型蓄電池内蔵型照明（「7号機設備，6,7号機共用，7号機に保管」（以下同じ。））

また，中央制御室の居住性を確保するために，原子炉建屋原子炉区域に設置された燃料取替床ブローアウトパネルが開放した場合に，容易かつ確実に燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置により閉止できる設計とするとともに，現場においても人力により操作が可能な設計とする。

中央制御室への汚染の持込みを防止するための身体の汚染検査，作業服の着替え等を行うための区画（以下「チェンジングエリア」という。）を設ける。

2.5 通信連絡

中央制御室の機能に関する通信連絡設備として，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その他の異常の際に，操作等の指示，連絡を行うことができる警報装置及び多様性を確保した所内通信連絡設備並びに重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことができる所内通信連絡設備により，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる機能を有する設計とする。

また，設計基準事故その他の異常の際並びに重大事故等が発生した場合において，発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行うことができる所外通信連絡設備により，発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができる機能を有する設計とする。

3. 中央制御室の機能に係る詳細設計

3.1 中央制御室の共用

中央制御室は，6号機及び7号機で共用することにより，各号機で必要な人員を確保した上で，6号機及び7号機の中央制御室を自由に行き来できる空間とし，プラントの状況に応じた運転員の相互融通を可能とすることで，6号機及び7号機の安全性が向上する設計とする。

また，各号機の監視・操作盤は，共用によって悪影響を及ぼさないよう独立して設置することで，一方の号機の監視・操作中に，他号機のプラント監視機能が喪失しない設計とする。

中央制御室に設置又は保管する設備の一部は，監視及び操作に支障をきたすことがなく，共用により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

3.2 中央制御室制御盤等

3.2.1 中央制御室制御盤の構成

中央制御室制御盤は、発電用原子炉及び主要な関連設備の監視操作を可能とした中央運転監視盤及び運転監視補助盤で構成する。

中央運転監視盤及び運転監視補助盤は、プラントの起動／停止、トリップ等に関連する運転上重要な設備の監視操作及び通常運転時において監視操作の頻度が高い設備についての監視及び操作ができる設計とする。

運転監視補助盤は、放射線モニタの監視や換気空調系（常用及び非常用）の監視及び操作ができる設計とする。

主要な監視及び操作の対象を表 3-1 に示す。

また、重大事故等対処設備の遠隔監視及び操作を行うための SA 用制御盤として、高压代替注水系制御盤及び格納容器圧力逃がし装置盤等を中央制御室内に設置する。対象となる補機・弁などの制御を行うとともに、監視及び操作できる設計とする。

重大事故等時の主要な監視及び操作の対象（設計基準事故対処設備と兼用する中央制御室制御盤を含む。）を表 3-2 に示す。

3.2.2 誤操作防止

中央制御室の環境条件*、中央制御室の配置及び作業空間に留意するとともに、中央制御室の表示装置（CRT 及びフラットディスプレイ）及び操作器をシステム毎にグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器のコーディング（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）等を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故時及び重大事故等時において運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とする。

また、地震による中央制御室制御盤及び SA 用制御盤への誤接触を防止し、安全を確保できるように、運転監視補助盤に手摺を設ける設計とするとともに、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（7 号機設備、6, 7 号機共用、5 号機に設置）との情報伝達に不備が生じないように、必要な情報を運転員を介さずとも確認できる装置（安全パラメータ表示システム（SPDS）を 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（7 号機設備、6, 7 号機共用、5 号機に設置）（以下「緊急時対策所（対策本部）」という。）に設ける設計とする。

フラットディスプレイはタッチオペレーション方式とし、タッチ方式を一貫（弁・補機の操作は、2 タッチ（選択＋操作指令）方式）することにより、運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とする。

現場盤の盤面機器も中央制御室制御盤及び SA 用制御盤と同様に、システム毎にグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器のコーディング等を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止し、容易に操作ができる設計とするとともに、設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し、操作環境及び照明の確保を行うことにより容易に操作することができる設計とする。

誤操作することなく適切に運転操作するための対策を表 3-3 に示す。

注記*： 通常運転時の環境条件、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能

性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失又は全交流動力電源喪失並びに中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガスやばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び低温による操作雰囲気悪化）

3.2.3 試験及び検査

中央制御室制御盤、SA用制御盤及び現場盤は、中央制御室制御盤、SA用制御盤及び現場盤で監視又は操作を行う試験及び検査ができる設計とする。

3.2.4 信頼性

中央制御室制御盤、SA用制御盤及び現場盤に設置する警報機能は、一部の機能が故障した場合においても、その機能がすべて喪失しない設計とする。また、その機能が喪失したことを把握できる設計とするとともに、現場盤の警報は中央制御室に一括警報を発する設計とする。

3.3 外部状況把握

3.3.1 津波監視カメラ

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象や発電所構内の状況（海側、山側）を監視するため、屋外に暗視機能等を持った津波監視カメラを設置し、中央制御室にて遠隔操作することにより昼夜にわたり監視することができる設計とする。

津波監視カメラは、7号機原子炉建屋屋上の主排気筒に設置し、6号機及び7号機で共用する設計とする。

共用にあたっては、隣接する6号機及び7号機発電用原子炉施設に迫る自然現象を共通要因として把握するものであり、監視に必要な要件を満足する仕様とすることで、共用によって安全性を損なうことのない設計とする。

津波監視カメラは耐震Sクラスの設備とし、地震、積雪、降下火砕物、降雨及び風の荷重を適切に考慮し必要な強度を有する設計とするとともに7号機の非常用所内電源設備又は常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。

津波監視カメラで把握可能な自然現象等を表3-4、津波監視カメラの仕様を表3-5、津波監視カメラの配置を図3-1に示す。

具体的な津波監視カメラの強度及び給電の機能は、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に示す。

3.3.2 気象観測設備等

発電所構内の状況の把握に有効なパラメータは、気象観測設備等で測定し中央制御室にて確認できる設計とする。

中央制御室で入手できる外部状況把握可能なパラメータ及び計測範囲を表3-6に示す。なお、その他重大事故等時の対応として、屋外に保管している可搬型気象観測装置によ

り風向，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ことができる設計とする。

3.3.3 公的機関からの気象情報入手

中央制御室に電話，FAX 等を設置し，公的機関からの地震，津波，竜巻情報等を入手できる設計とする。

3.4 居住性の確保

3.4.1 換気設備

中央制御室換気空調系は，設計基準事故が発生した場合において，チャコールフィルタを通る再循環運転とし，運転員を放射線被ばくから防護する設計とするとともに，運転操作に適した室温（21℃～26℃）に調整可能な設計とする。

また，重大事故等が発生した場合においては，中央制御室可搬型陽圧化空調機により，中央制御室を陽圧化することで，インリークを防止可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物に対しても再循環運転に切替えることにより，外部雰囲気から隔離できる設計とする。

また，再循環運転による酸欠防止を考慮して外気取り入れの再開が可能な設計とするが，設計基準事故時 30 日間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とともに，中央制御室の気密性及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって，居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。

さらに，重大事故等時に，中央制御室可搬型陽圧化空調機により 7 日間中央制御室を陽圧化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とともに，中央制御室の気密性及び中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設）及び中央制御室待避室遮蔽（可搬型）の機能とあいまって，居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。

また，炉心の著しい損傷後に格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時に，中央制御室待避室を中央制御室待避室陽圧化装置で陽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とともに，原子炉格納容器から漏れ出した空気中の放射性物質の濃度を低減するため非常用ガス処理系を設ける設計とする。

コントロール建屋と中央制御室との間の陽圧化に必要な差圧及び，コントロール建屋と中央制御室待避室との間の陽圧化に必要な差圧を監視できる計測範囲として 0～200Pa 以上を有する中央制御室用差圧計を 1 セット 2 個に加えて故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個の合計 3 個設置する設計とする。原子炉建屋原子炉区域に設置された燃料取替床ブローアウトパネルは，開放した場合に容易かつ確実に燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置により閉止できる設計とするとともに，現場においても人力により閉止操作が可能な設計とする。これらにより，中央制御室の居住性を確保

する設計とする。具体的な、換気設備の機能については、VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」、また、燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能・設計については、VI-1-1-7-別添4「ブローアウトパネル関連設備の設計方針」に示す。

中央制御室換気空調系は、地震、竜巻・風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物の降下に伴い外部電源が喪失した場合に、非常用ディーゼル発電機が起動することにより電源が確保される設計とする。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合においては、中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室内を陽圧化するとともに、全交流動力電源喪失時は常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機（7号機設備、6,7号機共用）（以下同じ。）から給電できる設計とする。

燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置は、全交流動力電源喪失時においても、第一ガスタービン発電機から給電できる設計とする。

具体的な、中央制御室可搬型陽圧化空調機への給電の機能は、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。

3.4.2 生体遮蔽装置

中央制御室遮蔽は、設計基準事故が発生した場合においては事故後30日間とどまっても中央制御室の気密性及び中央制御室換気空調系の機能とあいまって、居住性に係る判断基準100mSvを超えない設計とする。また、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽（常設）及び中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室の気密性、中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

具体的な、中央制御室の遮蔽設計、その他の適切な防護の妥当性評価は、VI-4-2-1「中央制御室の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

3.4.3 照明

操作に必要な照明は、地震、竜巻・風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物の降下に伴い外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電機が起動することにより照明用電源が確保されるとともに、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が第一ガスタービン発電機から開始されるまでの間においても、中央制御室の直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明により、運転操作に必要な照明を確保できる設計とする。

重大事故等時においても、必要な照明は可搬型蓄電池内蔵型照明により確保できる設計とするとともに、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である第一ガスタービン発電機から給電できる設計とする。

具体的な、中央制御室照明及び可搬型蓄電池内蔵型照明の機能、照明設備への給電の機能は、VI-1-1-13「非常用照明に関する説明書」に示す。

3.4.4 酸素濃度・二酸化炭素濃度計

設計基準事故時及び重大事故等時の対応として、中央制御室及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度を確認する電池式の可搬型の酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、活動に支障がない範囲にあることの測定が可能なものを、1セット3個に加えて故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1個の合計4個を分散して保管する設計とする。また、酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、付属のスイッチにより容易かつ確実に操作が可能な設計とする。可搬型の酸素濃度・二酸化炭素濃度計の仕様を表3-7に示す。

具体的な中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価については、VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」に示す。

3.4.5 チェンジングエリア

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

具体的な、チェンジングエリアの機能については、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。

3.4.6 データ表示装置（中央制御室待避室）

炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室待避室に待避した運転員が、データ表示装置（中央制御室待避室）により中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うことができる設計とする。

また、データ表示装置（中央制御室待避室）は、中央制御室待避室に6号機用1台を設置する設計とする。

データ表示装置（中央制御室待避室）は、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である第一ガスタービン発電機から給電できる設計とする。

3.4.7 衛星電話設備（常設）（中央制御室待避室）及び無線連絡設備（常設）（中央制御室待避室）

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、衛星電話設備（常設）（中央制御室待避室）及び無線連絡設備（常設）（中央制御室待避室）により、中央制御室待避室に待避した運転員が、緊急時対策所（対策本部）と通信連絡できる設計とする。

衛星電話設備（常設）（中央制御室待避室）及び無線連絡設備（常設）（中央制御室待避室）は、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である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。

3.5 通信連絡

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その他の異常の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をブザー鳴動及び音声により行う警報装置及び音声等により行う多様性を確保した所内通信連絡設備により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる設計とする。

重大事故等が発生した場合において、衛星電話設備（常設）等の所内通信連絡設備により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる設計とする。

設計基準事故その他の異常の際並びに重大事故等が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行うことができる所外通信連絡設備により、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができる設計とする。

具体的な通信連絡設備については、VI-1-1-11「通信連絡設備に関する説明書」に示す。

表 3-1 通常運転，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の
 主要な監視及び操作の対象 (1/2)

| 機能 | 監視及び操作の対象 |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 反応度制御系統及び原子炉停止系統に関わる設備の操作機能 | 制御棒駆動系の手動操作，原子炉スクラムの手動操作 |
| 非常用炉心冷却設備等，非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備の操作機能 | 非常用炉心冷却系設備の手動操作，原子炉格納容器スプレイの手動操作，主蒸気隔離弁の手動操作，原子炉格納容器隔離弁の手動操作，冷温停止への移行の手動操作 |
| 発電用原子炉及び原子炉冷却設備に係る主要な機器又は器具の動作状態の表示機能 | 制御棒の動作状態，発電用原子炉及び原子炉冷却材系統に関わる主要なポンプの動作状態，発電用原子炉及び原子炉冷却材系統に係る主要な弁の開閉状態 |
| 主要計測装置の計測結果表示機能 | 中性子束，制御棒位置，原子炉スクラム用電磁接触器の状態，原子炉圧力，原子炉水位（広帯域，燃料域），サブプレッションチェンバプール水位，サブプレッションチェンバプール水温度，復水貯蔵槽水位，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心注水系系統流量，残留熱除去系系統流量，格納容器内圧力，格納容器内水素濃度，格納容器内酸素濃度，格納容器内雰囲気放射線モニタ，非常用ガス処理系排気流量，可燃性ガス濃度制御系流量等 |
| 発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合，放射性物質の濃度若しくは線量当量率が著しく上昇した場合又は流体上の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合に当該異常状態を警報表示する機能 | 原子炉水位の低及び高警報，原子炉圧力の高警報，中性子束レベルの高警報，プロセスモニタリング設備の高警報，エリアモニタリング設備の高警報，ドレンサンプの水位警報，使用済燃料貯蔵プール水位の低及び水温の高警報等 |
| 安全保護系及びそれにより駆動又は制御される機器の状態表示機能 | 原子炉非常停止信号の各チャンネルの状態表示* ¹ ，工学的安全施設作動信号の各チャンネルの状態表示* ¹ ，原子炉非常停止信号により動作する機器の状態表示* ² ，工学的安全施設作動信号により動作する機器の状態表示 |

表 3-1 通常運転，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の
 主要な監視及び操作の対象 (2/2)

| 機能 | 監視及び操作の対象 |
|---------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 発電用原子炉施設の外部の状況の把握機能 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電用原子炉施設の影響を及ぼす可能性のある自然現象等（地震，津波，風（台風），竜巻，降水，積雪，落雷，火山，外部火災（森林火災，近隣工場等の火災を含む），船舶の衝突）の影響や発電用原子炉施設の外部状況 ・ 津波，風（台風），竜巻，低温，降水等による発電用原子炉施設内の状況の把握に有効なパラメータ（風向，風速，気温，降水量等） ・ 公的機関からの地震，津波，竜巻，落雷等の気象情報 |

注記*1： バイパス状態を含む。

*2： 使用不能状態を含む。

表 3-2 重大事故等時の主要な監視及び操作の対象

| 機能 | 監視及び操作の対象 |
|----------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 重大事故等対処設備の表示機能 | 原子炉圧力容器温度，原子炉圧力，原子炉圧力（SA），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA），高圧代替注水系系統流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心注水系系統流量，復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），残留熱除去系系統流量，復水補給水系流量（格納容器下部注水流量），ドライウェル雰囲気温度，サプレッションチェンバ氣體温度，サプレッションチェンバプール水温度，格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C），サプレッションチェンバプール水位，格納容器下部水位，格納容器内水素濃度，格納容器内水素濃度（SA），格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W），格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C），起動領域モニタ，出力領域モニタ，復水補給水系温度（代替循環冷却），フィルタ装置水位，フィルタ装置入口圧力，フィルタ装置出口放射線モニタ，フィルタ装置水素濃度，フィルタ装置金属フィルタ差圧，フィルタ装置スクラバ水 pH，耐圧強化ベント系放射線モニタ，残留熱除去系熱交換器入口温度，残留熱除去系熱交換器出口温度，原子炉補機冷却水系系統流量，残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量，高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力，残留熱除去系ポンプ吐出圧力，復水貯蔵槽水位（SA），復水移送ポンプ吐出圧力，原子炉建屋水素濃度，静的触媒式水素再結合器動作監視装置，格納容器内酸素濃度，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラ |
| 重大事故等対処設備の操作機能 | ATWS 緩和設備，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系，残留熱除去系，格納容器下部注水系，代替循環冷却系，高圧代替注水系，格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系，常設代替交流電源設備等 |

表 3-3 誤操作することなく適切に運転操作するための対策(1/3)

| 項目 | 対策 |
|----------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 環境条件 | <p>(1) 中央制御室の換気空調設備により、運転操作に適した室温（21～26℃）、湿度（10～60%RH）に調整可能な設計とする。</p> <p>(2) 中央制御室の照明は、運転操作に必要な照度として 1000lx を確保するとともに、照明反射によるインターフェイス機器監視の阻害要因を排除する。</p> <p>(3) 運転員同士の会話が阻害されるような騒音を防止する。</p> |
| 配置及び作業空間 | <p>(1) 中央制御室の運転・操作エリアは、すべての運転状態において、運転員がそれぞれの運転タスクを適切に行えるよう、区分等を考慮する。</p> <p>(2) 中央制御室は、運転員相互の視認性及び運転員間のコミュニケーションを考慮して配置する。</p> <p>(3) 動作範囲は、運転員動線と運転員同士の輻輳回避を考慮する。</p> |
| 制御盤の盤面配置 | <p>(1) 運転監視補助盤に設置する警報窓は、運転・操作エリアから監視できるようにする。</p> <p>(2) 操作頻度の高い制御機器及び緊急時に操作を必要とする制御機器は、容易に手の届く範囲に配置する。操作に関連する指示計及び表示装置（CRT 及びフラットディスプレイ）は、操作を行う位置から監視できるようにする。</p> <p>(3) 機器は、左右逆となる鏡対称とならないよう配置する。</p> <p>(4) 表示装置及び制御機器は、系統区分に従ったグループにまとめる。</p> <p>(5) 系統区分に従ったグルーピングと異なるグルーピングを同時に用いる場合は、異なるグルーピングが混乱の原因とならないよう配慮する。</p> <p>(6) コーディングの考え方を中央制御室全体で統一する。</p> <p>(7) ラベリングは、同一プラント内で整合性をもつようにする。</p> |

表 3-3 誤操作することなく適切に運転操作するための対策(2/3)

| 項目 | 対策 |
|--------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 表示システム | <p>(1) 情報機能</p> <p>運転員への情報提供として以下を考慮する。</p> <p>a. 通常時及び事故時の運転に必要な情報や、安全上必要な情報は、網羅して表示する。また、事故時においても、あらかじめ定められた精度及び範囲で表示する。</p> <p>b. 情報の表示は、理解し易い適切な表示方法とする。</p> <p>(a) 制御盤に情報を表示する場合</p> <p>イ. 系統区分に従ったグルーピングにまとめる。異なるグルーピングを同時に用いる場合は、異なるグルーピングが混乱の原因とならないよう配慮する。</p> <p>ロ. コーディングの考え方を中央制御室全体で統一する。</p> <p>ハ. ラベリングは、同一プラント内で整合性をもつようにする。</p> <p>(b) CRT 及びフラットディスプレイに情報を表示する場合</p> <p>イ. 安全上重要な設備に関する監視機能を適切な場所に設置する。</p> <p>ロ. 情報の配置、形状などの設定を一貫して適用し、個々の表示目的にふさわしい表示形式を選定する。また、タスク分析などに基づいて情報の適切な使われ方を考慮した形式で表示する。</p> <p>ハ. 運転員の慣習に適合した情報表示を行う。</p> <p>ニ. 機能分析及びタスク分析から必要とされる情報のまとまりを、極力一つの画面に表示する。</p> <p>ホ. 情報は、表示機能又は情報のまとまりごとにグループ分けする。</p> <p>c. 制御盤や表示装置にミミックを用いる場合は、プロセスの流れ、事象の流れと整合をとる。</p> <p>d. 検出器などの不作動又は除外により、情報を提供できない場合は、運転員がそのことを知ることができる。</p> <p>e. データ収集及びデータ処理において、入力信号のサンプリング周期及び処理速度が、プロセスの変化速度に十分追従できる。</p> <p>f. 表示データの更新が、運転操作に対して十分な速度で行われる。</p> |

表 3-3 誤操作することなく適切に運転操作するための対策(3/3)

| 項目 | 対策 |
|--------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 表示システム | <p>(2) 警報機能</p> <p>運転員への警報提供として以下を考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 警報発生に伴い、その確認と操作が運転員の負荷を過度に増加させないよう考慮する。 b. プラント運転状態に応じた不要な警報の発生を防止し、新たに発生した警報の確認を阻害しないようにする。 c. 警報は、警報原因の速やかな運転対応操作ができるような場所に表示する。 d. 新たに発生した警報が、音、点滅光等で認識できるようにする。 e. 警報は、確認操作により、点滅光から連続点灯等、点灯状況が変わる。 f. 警報原因が消滅した場合は、警報は、元の状態に復帰できる。 |
| 制御機能 | <ul style="list-style-type: none"> a. 制御機器の大きさ、操作に要する力、触覚フィードバック等を考慮する。 b. 制御機器の操作方法は、運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致したものとする。 c. 制御機器の色、形、大きさのコーディング方法や操作方法について一貫性を持たせる。また、安全上の重要な制御機器は、他の制御機器と識別する。 d. タッチオペレーション方式による制御の場合は、以下とする。 <ul style="list-style-type: none"> (a) タッチ領域は、枠などを表示することにより、その領域がタッチ領域であることが区別された表示とする。 (b) タッチを受け付けたことを示す打ち返し表示を行う。また、その打ち返し表示は、運転員の認知的特性に対して長すぎない時間内に行う。 (c) プラント設備の操作に係るタッチ領域には、タッチミスが発生しないような大きさ及び間隔を確保する。 (d) 原則として、一貫したタッチ方式を用いる。 (e) タッチ操作器の呼出しによって表示される制御器及び操作器の数は、原則として1つとする。 (f) 画面上に予め制御器及び操作器を配置しておく場合には、タッチ領域の大きさ及びタッチ領域間の距離を考慮して制御器及び操作器を配置する。 e. 情報の表示が制御の結果生じる状態と符合する。 f. 機器を制御する情報と制御結果は、その関係がわかりやすいように近接して配置する。 |

| | |
|--------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 制御機能 (続き) | <ul style="list-style-type: none">g. 制御機器を操作する際に必要となる監視情報は、極力同じ画面に配置する。h. 非安全な操作ができないための対応<ul style="list-style-type: none">(a) 操作器は、不安全な操作や運転員の意図しない操作を防止するよう、操作器の適切な配置（操作時に対象外の操作器に触れることがないよう配置）、保護カバーの設置、キー付型スイッチの設置、押釦スイッチを配置する。(b) 操作器の操作方法は、運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致させる。(c) 操作器は、大きさ、形状等、操作性を考慮して選定し、操作器の色、形状、操作方法は一貫性を持ち、用途に応じて統一性を持たせた設計とする。また、安全上の重要な操作器は他の操作器と色分けによる識別が可能な設計とする。 |
|--------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|

表3-4 津波監視カメラにより把握可能な自然現象

| 自然現象等 | 把握できる発電用原子炉施設の外の状況 |
|-------|-------------------------------------------|
| 地震 | 地震発生後の発電所構内及び原子炉施設への影響の有無 |
| 津波 | 津波襲来の状況や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無 |
| 風（台風） | 風（台風）・竜巻による発電所及び原子炉施設への被害状況や設備周辺における影響の有無 |
| 竜巻 | |
| 降水 | 発電所構内の排水状況や降雨の状況 |
| 積雪 | 降雪の有無や発電所構内及び原子炉施設への積雪状況 |
| 落雷 | 発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無 |
| 火山 | 降下火砕物の有無や堆積状況 |
| 外部火災* | 火災状況、ばい煙の方向確認や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無 |
| 船舶の衝突 | 発電所港湾施設等に衝突した船舶の状況確認及び原子炉施設への影響の有無 |

注記*： 外部火災は「森林火災」、「近隣工場等の火災」を含む。

表3-5 津波監視カメラの仕様

| | |
|----------|---------------------------------|
| 設置場所 | 7号機原子炉建屋屋上主排気筒 |
| 暗視機能 | あり（赤外線カメラ） |
| ズーム機能 | 可視カメラ／ズームなし 赤外線カメラ／デジタルズーム4倍 |
| 遠隔上下左右可動 | 上下左右可能 (垂直±90° / 水平360°) |

表 3-6 中央制御室で入手できる外部状況把握可能なパラメータ及び計測範囲

| 設備名 | パラメータ | | 計測範囲 | |
|---------------|-----------------------------------------------------|-------|-----------------------------------------------|--------------------------|
| 気象観測設備 | 大気温度 | | -20～40℃ | |
| | 雨雪量計 | | 0～110mm/h | |
| | 風向（風車型） （地上 10m） | | 16 方位 | |
| | 風速（風車型） （地上 10m） | | 0～60m/s | |
| | 風向（ドップラーソーダ） （T. M. S. L. 85m/ T. M. S. L. 160m） | | 16 方位 | |
| | 風速（ドップラーソーダ） （T. M. S. L. 85m/ T. M. S. L. 160m） | | 0～30m/s | |
| | 日射量 | | 0～1.43kW/m ² （上限値許容差：±2%） | |
| | 放射収支量 | | -0.140～0.000kW/m ² （下限値許容差：±5%） | |
| 津波監視設備 | 取水槽水位 | | T. M. S. L. -6500mm～ T. M. S. L. 9000mm | |
| 固定式周辺モニタリング設備 | モニタリングポスト | 空間線量率 | 低レンジ（NaI（Tl）シンチレーション） | 10～10 ⁴ nGy/h |
| | | | 高レンジ（イオンチェンバ） | 10～10 ⁸ nGy/h |

表3-7 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の仕様

| 名称 | 仕様 | |
|---------------|------|-----------------------------------------------|
| 酸素濃度・二酸化炭素濃度計 | 検知原理 | 二酸化炭素：赤外線式 酸素：ガルバニ電池式 |
| | 測定範囲 | 二酸化炭素：0～10.00vol% 酸素：0～25.0vol% |
| | 精 度 | 二酸化炭素：±0.25vol% 酸素：±0.7vol% |
| | 電 源 | 電源：電池式（交換により容易に電源が確保 できるもの） 測定可能時間：約8時間 |
| | 個 数 | 3 個（予備 1 個） |

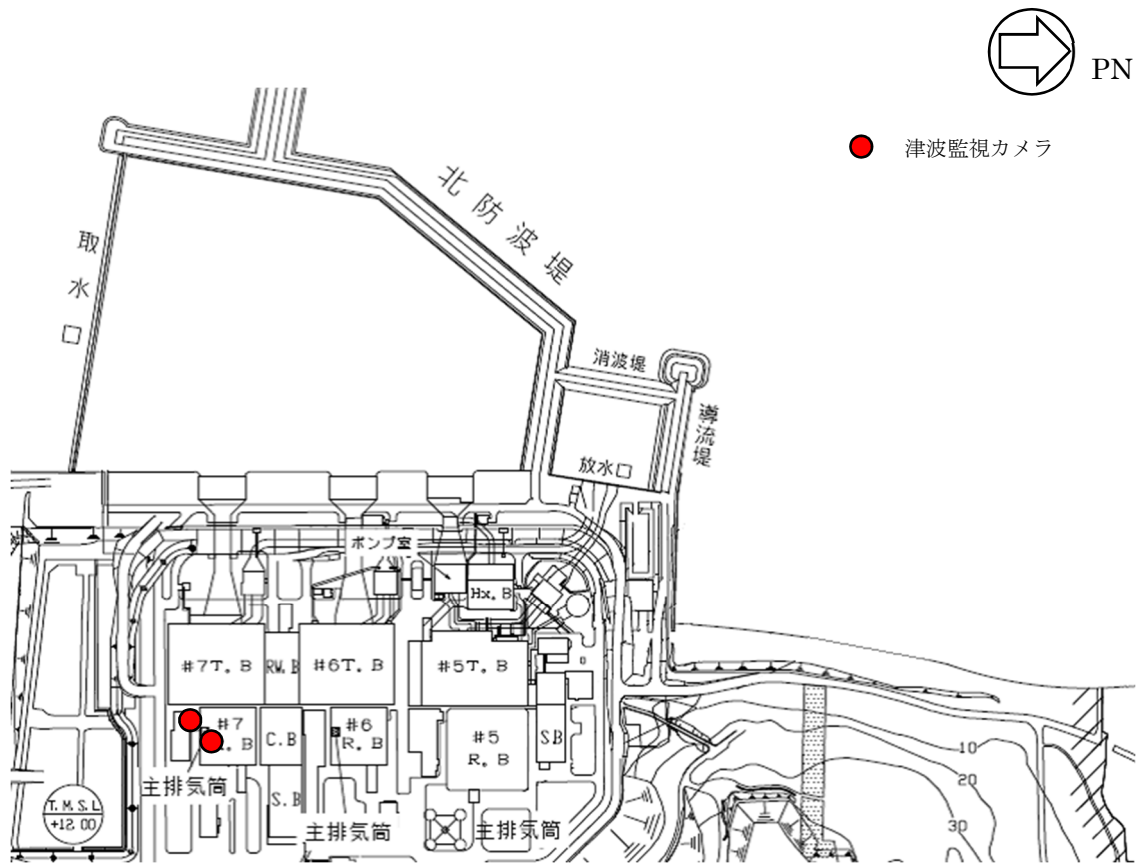


図 3-1 津波監視カメラの配置

- (2) 中央制御室の機能に関する説明書
(中央制御室の有毒ガス防護について)

目 次

| | |
|-----------------------------------------------|---|
| 1. 概要 | 1 |
| 2. 基本方針 | 2 |
| 2.1 有毒ガスに対する防護措置 | 2 |
| 2.2 適用基準及び適用規格等 | 2 |
| 3. 中央制御室の機能に係る詳細設計 | 3 |
| 3.1 有毒ガスに対する防護措置 | 3 |
| 3.1.1 固定源に対する防護措置 | 3 |
| 3.1.2 可動源に対する防護措置 | 3 |
| 4. 中央制御室の有毒ガス濃度評価 | 4 |
| 4.1 評価条件 | 4 |
| 4.1.1 評価の概要 | 4 |
| 4.1.2 評価事象の選定 | 4 |
| 4.1.3 有毒ガス到達経路の選定 | 4 |
| 4.1.4 有毒ガス放出率の計算 | 4 |
| 4.1.5 大気拡散の評価 | 6 |
| 4.1.6 有毒ガス濃度評価 | 7 |
| 4.1.7 有毒ガス防護のための判断基準値 | 8 |
| 4.1.8 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合 | 9 |
| 4.1.9 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合 の合算及び判断基準値との比較 | 9 |
| 4.2 評価結果 | 9 |
| 4.2.1 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合 | 9 |
| 4.2.2 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合 | 9 |
| 4.3 有毒ガス濃度評価のまとめ | 9 |

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 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。）に関わる原子炉制御室（以下「中央制御室（「7 号機設備，6,7 号機共用」（以下同じ。）」という。）のうち，中央制御室の機能について説明するものである。

なお，技術基準規則第 38 条及びその解釈の改正に伴い，有毒ガスが運転員に及ぼす影響により，運転員の対応能力が著しく低下し，安全機能が損なわれることがないように，有毒ガスに対する防護措置について設計するものであり，有毒ガスに対する防護措置以外は，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，中央制御室の機能のうち，有毒ガスに対する防護措置について説明する。

2. 基本方針

2.1 有毒ガスに対する防護措置

中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないように、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行うことができる設計とする。

敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」（以下「有毒ガス評価ガイド」という。）を参照して評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。

固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、運転員を防護できる設計とする。

2.2 適用基準及び適用規格等

中央制御室の機能に適用する基準及び規格等は、以下のとおりとする。

- ・ 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（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号）
- ・ 有毒ガス防護に係る影響評価ガイド（平成 29 年 4 月 5 日原規技発第 1704052 号）
- ・ 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 日原子力安全・保安院制定））
- ・ 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）
- ・ 毒物及び劇物取締法（昭和 25 年法律第 303 号）
- ・ 消防法（昭和 23 年法律第 186 号）
- ・ 高圧ガス保安法（昭和 26 年法律第 204 号）

3. 中央制御室の機能に係る詳細設計

3.1 有毒ガスに対する防護措置

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その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、次のような対策により中央制御室内の運転員に対し、有毒ガスによる影響により、対処能力が著しく低下することがないように考慮し、運転員が中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作、措置を行うことができる設計とする。

中央制御室は、固定源に対しては、貯蔵容器すべてが損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回る設計とする。

可動源に対しては、影響の最も大きな輸送容器が一基損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回することで、運転員を防護できる設計とする。なお、有毒化学物質は、有毒ガス評価ガイドを参照して、有毒ガス防護に係る影響評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建屋内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室から半径 10km 以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する。固定源及び可動源の特定方法及び特定結果については、別添「固定源及び可動源の特定について」に示す。

3.1.1 固定源に対する防護措置

固定源に対しては、貯蔵容器すべてが損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回することで、技術基準規則別記-9に規定される「有毒ガスの発生」はなく、同規則に基づく有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に自動的に警報するための装置の設置は不要とする設計とする。

運転員の吸気中の有毒ガス濃度が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることの評価については、「4. 中央制御室の有毒ガス濃度評価」に示す。

3.1.2 可動源に対する防護措置

可動源に対しては、影響の最も大きな輸送容器が一基損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回することで、技術基準規則別記-9に基づく有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に自動的に警報するための装置の設置を不要とする設計とする。

4. 中央制御室の有毒ガス濃度評価

4.1 評価条件

中央制御室の有毒ガス濃度評価に当たって、評価手順及び評価条件を本項において示す。

4.1.1 評価の概要

固定源及び可動源から放出される有毒ガスにより、中央制御室にとどまる運転員の吸気中の有毒ガス濃度が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることを評価する。

具体的な手順は以下のとおり。

- (1) 評価事象は、固定源については、同時にすべての貯蔵容器が損傷し、当該すべての容器に貯蔵された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。また、可動源については、影響の最も大きな輸送容器が一基損傷し、容器に貯蔵された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。なお、固定源及び可動源について、中央制御室にとどまる運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が厳しくなるよう評価条件を選定する。
- (2) 評価事象に対して、固定源及び可動源から発生した有毒ガスが、中央制御室換気空調系の外気取入口に到達する経路を選定する。
- (3) 発電所敷地内の気象データを用いて、有毒ガスの放出源から大気中への蒸発率及び大気拡散を計算し、中央制御室換気空調系の外気取入口における有毒ガス濃度を計算する。

4.1.2 評価事象の選定

固定源では、評価対象とする貯蔵容器が同時にすべて損傷し、当該すべての容器に貯蔵された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。

可動源では、評価対象とする影響の最も大きな輸送容器が一基損傷し、容器に貯蔵された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。

4.1.3 有毒ガス到達経路の選定

固定源及び可動源から発生した有毒ガスについては、中央制御室換気空調系の外気取入口に到達する経路を選定する。

有毒ガス到達経路を図4-1に示す。

4.1.4 有毒ガス放出率の計算

固定源は、評価対象とする貯蔵容器すべてが損傷し、可動源は、評価対象とする影響の最も大きな輸送容器一基が損傷し、貯蔵されている有毒化学物質が全量流出することによって発生した有毒ガスが大気中に放出されることを想定し、大気中への有毒ガスの放出率を評価する。

この際、運転員の吸気中の有毒ガス濃度への影響を考慮して、固定源及び可動源の物性、保管状態、放出形態及び気象データ等の評価条件を適切に設定する。

具体的には、敷地外の有毒化学物質については、容器に貯蔵されている有毒化学物質が1時間かけて全量放出されるものとして評価する。また、敷地内の有毒化学物質の単位時間当たりの大気中への放出率は、文献「Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in

ALOHA」及び「伝熱工学資料 改訂第5版 日本機械学会」に従って、「(2) 有毒ガス放出率評価式」により計算する。

固定源及び可動源の評価条件を表4-1及び表4-2に、有毒化学物質に係る評価条件を表4-3及び図4-2にそれぞれ示す。

(1) 事象発生直前の状態

事象発生直前まで貯蔵容器又は輸送容器に有毒化学物質が貯蔵されているものとする。

(2) 有毒ガス放出率評価式

a. 蒸発率E

$$E = A \cdot K_M \cdot \left(\frac{M_{Wm} \cdot P_v}{R \cdot T} \right) (\text{kg/s})$$

b. 物質移動係数 K_M

$$K_M = 0.0048 \cdot U^{\frac{7}{9}} \cdot Z^{-\frac{1}{9}} \cdot S_C^{-\frac{2}{3}} (\text{m/s})$$

$$S_C = \frac{\nu}{D_M}$$

$$D_M = D_{H_2O} \cdot \sqrt{\frac{M_{WH_2O}}{M_{Wm}}} (\text{m}^2/\text{s})$$

$$D_{H_2O} = D_0 \cdot \left(\frac{T}{273.15} \right)^{1.75} (\text{m}^2/\text{s})$$

c. 補正蒸発率 E_C

$$E_C = - \left(\frac{P_a}{P_v} \right) \ln \left(1 - \frac{P_v}{P_a} \right) \cdot E (\text{kg/s})$$

ここで、

- E : 蒸発率 (kg/s)
- E_C : 補正蒸発率 (kg/s)
- A : 拡がり面積 (m²)
- K_M : 化学物質の物質移動係数 (m/s)
- M_{Wm} : 化学物質の分子量 (kg/kmol)
- P_a : 大気圧 (Pa)
- P_v : 化学物質の分圧 (Pa)
- R : ガス定数 (J/kmol · K)
- T : 温度 (K)
- U : 風速 (m/s)
- Z : 拡がり面積の直径 (m)
- S_C : 化学物質のシュミット数
- ν : 動粘性係数 (m²/s)
- D_M : 化学物質の分子拡散係数 (m²/s)

D_{H_2O} : 温度T (K), 圧力 P_v (Pa)における水の分子拡散係数(m^2/s)
 M_{WH_2O} : 水の分子量(kg/kmol)
 D_0 : 水の拡散係数($=2.2 \times 10^{-5} m^2/s$)

(3) 評価の対象とする固定源及び可動源

有毒ガス評価ガイドに従って選定した敷地外の固定源及び敷地内の可動源を対象とする。
 評価の対象とする敷地外の固定源を図4-3に、敷地内の可動源を図4-4に示す。

4.1.5 大気拡散の評価

発電所敷地内の気象データを用い、大気拡散を計算して相対濃度を求める。

固定源及び可動源の大気拡散計算の評価条件を表4-4に示す。

(1) 大気拡散評価モデル

固定源及び可動源から放出された有毒ガスが、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。

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、評価点ごとに次式のとおりに計算する。

$$\chi / Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi / Q)_i \cdot \delta_i$$

(建屋影響を考慮しない場合)

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

(建屋影響を考慮する場合)

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

χ / Q : 実効放出継続時間中の相対濃度(s/m^3)

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/m^3)

δ : 時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき $\delta_i = 1$
 時刻 i において風向が当該方位 d にないとき $\delta_i = 0$

σ_{y_i} : 時刻 i における濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ (m)

σ_{z_i} : 時刻 i における濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ (m)

U_i : 時刻 i における風速(m/s)

H : 放出源の有効高さ (m)

$$\Sigma_{y_i} : \left(\sigma_{y_i}^2 + \frac{CA}{\pi}\right)^{1/2}$$

$$\Sigma_{z_i} : \left(\sigma_{z_i}^2 + \frac{CA}{\pi}\right)^{1/2}$$

- A : 建屋等の風向方向の投影面積(m²)
 C : 形状係数

上記のうち、気象項目（風向、風速及び σ_{y_i} 、 σ_{z_i} を求めるために必要な大気安定度）については「(2) 気象データ」に示すデータを用いることとする。

σ_{y_i} 及び σ_{z_i} については、「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）における相関式を用いて計算する。

(2) 気象データ

1985 年 10 月～1986 年 9 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、10 年間（2008 年 4 月～2018 年 3 月）の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

(3) 相対濃度の評価点

相対濃度の評価点は、中央制御室換気空調系の外気取入口とする。

(4) 評価対象方位

固定源及び可動源について、放出点から比較的近距离の場所では、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。巻き込みを生じる代表建屋としては、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選定する。そのため、評価対象とする方位は、放出された有毒ガスが巻き込みを生じる代表建屋の影響を受けて拡散すること、及び巻き込みを生じる代表建屋の影響を受けて拡散された有毒ガスが評価点に届くことの両方に該当する方位とする。具体的には、全 16 方位のうち以下の a.～c. 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。

- a. 放出点が評価点の風上にあること。
- b. 放出点から放出された放射性物質が、巻き込みを生じる代表建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること。
- c. 巻き込みを生じる代表建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は、巻き込みを生じる代表建屋の周辺に 0.5L（L：建屋の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方）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 b. に該当する方位の選定には、放出点が評価点の風上となる範囲が対象となるが、放出点が巻き込みを生じる代表建屋に近接し、0.5L の拡散領域の内部にある場合は、放出点が風上となる 180° を対象とする。その上で、選定条件 c. に該当する方位の選定として、評価点から巻き込みを生じる代表建屋+0.5L を含む方位を選択する。

以上により、固定源及び可動源が選定条件 a.～c. にすべて該当する方位はないため、巻き込みの影響はなく、評価対象は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む 1 方向のみを評価対象方位とする。

具体的な固定源及び可動源の評価対象方位は、図 4-3 及び図 4-4 に示す。

4.1.6 有毒ガス濃度評価

有毒ガス濃度評価においては、中央制御室換気空調系の外気取入口における濃度を用い

る。中央制御室換気空調系の外気取入口に到達する有毒ガスの濃度は、「4.1.4 有毒ガス放出率の計算」及び「4.1.5 大気拡散の評価」の結果を用いて、次式を用いて算出する。

$$C_{ppm(ou t)} = \frac{C}{M} \cdot 22.4 \cdot \frac{T}{273.15} \cdot 10^6 (\text{ppm})$$

$$C = E \cdot \frac{\chi}{Q} (\text{kg/m}^3) \quad (\text{液体状有毒化学物質の評価})$$

$$C = q_{GW} \cdot \frac{\chi}{Q} (\text{kg/m}^3) \quad (\text{ガス状有毒化学物質の評価})$$

$C_{ppm(ou t)}$: 外気濃度 (ppm)

C : 外気濃度 (kg/m^3) = (g/L)

M : 物質の分子量 (g/mol)

T : 気温 (K)

E : 蒸発率 (kg/s)

q_{GW} : 質量放出率 (kg/s)

$\frac{\chi}{Q}$: 相対濃度 (s/m^3)

また、可動源については、 $C_{ppm(ou t)}$ 式により算出した外気濃度を用いて、次式を用いて室内の濃度を算出する。換気率の評価条件について、表 4-5 に示す。

$$C_{ppm(i n)} = C_{ppm(ou t)} \cdot \{1 - \exp(-\lambda t)\} (\text{ppm})$$

$C_{ppm(i n)}$: 室内濃度 (ppm)

λ : 換気率 (1/h)

t : 放出継続時間 (h)

4.1.7 有毒ガス防護のための判断基準値

有毒ガス防護のための判断基準値については、有毒ガス評価ガイドの考え方に従い、NIOSH (米国国立労働安全衛生研究所) で定められている IDLH 値 (急性の毒性限度)、日本産業衛生学会が定める最大許容濃度等を用いて、有毒化学物質毎に設定する。固定源及び可動源の有毒ガス防護のための判断基準値を表 4-6 に示す。

4.1.8 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合

固定源及び可動源について、「4.1.6 有毒ガス濃度評価」の計算結果を「4.1.7 有毒ガス防護のための判断基準値」で除して求めた値について、毎時刻の濃度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*： 「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

4.1.9 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の合算及び判断基準値との比較

固定源については、固定源と評価点とを結んだラインが含まれる 1 方位及びその隣接方位に固定源が複数ある場合、隣接方位の固定源からの有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合も合算し、合算値が 1 を超えないことを評価する。

可動源については、可動源と評価点とを結んだ 1 方位における濃度の有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合が 1 を超えないことを評価する。

$$\text{有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合} = \frac{C_1}{T_1} + \frac{C_2}{T_2} + \dots + \frac{C_i}{T_i} + \dots + \frac{C_n}{T_n}$$

C_i : 有毒ガス i の濃度

T_i : 有毒ガス i の有毒ガス防護のための判断基準値

4.2 評価結果

4.2.1 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合

中央制御室換気空調系の外気取入口における、固定源及び可動源から放出される有毒ガスによる有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果を表 4-7 及び表 4-8 に示す。

4.2.2 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合

中央制御室換気空調系の外気取入口における、固定源及び可動源から放出される有毒ガスによる有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果を表 4-7 及び表 4-8 に示す。有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の最大値は固定源において 0.10、可動源において 0.56 であり、判断基準値である 1 を下回る。

4.3 有毒ガス濃度評価のまとめ

有毒ガスに対する防護措置を考慮して、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価を行い、固定源及び可動源に対して有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることを確認した。

表 4-1 固定源の評価条件 (1/8)

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 | 備考 |
|-----------------|---------------|---------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 固定源の種類 (設備名) | 敷地外固定源 (一) | 有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質である塩酸を貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。 | 有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 |
| 有毒化学物質の種類 (濃度) | 塩酸 (100%) | 情報が得られなかったことから保守的に設定。 | －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係 (距離、高さ、方位を含む) －防液堤の有無 (防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無) (解説-5) |
| 拡がり面積 | — | 敷地外固定源は、1 時間で全量放出されるとしているため、拡がり面積の設定は不要。 | －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備 (例えば、防液堤内のフロート等) (解説-5) |

表 4-1 固定源の評価条件 (2/8)

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 | 備考 |
|-----------------|-------------------------|------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 固定源の種類 (設備名) | 敷地外固定源 (一) | 有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。 | 有毒ガス評価ガイド 3.1. (3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 ー有毒化学物質の名称 ー有毒化学物質の貯蔵量 ー有毒化学物質の貯蔵方法 ー原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係(距離、高さ、方位を含む) |
| 有毒化学物質の種類(濃度) | アンモニア (A-1) * (100%) | 情報が得られなかったことから保守的に設定。 | ー防液堤の有無(防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無)(解説-5) |
| 拡がり面積 | — | 敷地外固定源は、1時間で全量放出されるとしているため、拡がり面積の設定は不要。 | ー電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備(例えば、防液堤内のフロート等)(解説-5) |

注記* : 「図 4-3 敷地外固定源 (1/4) (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち、A 地点の貯蔵施設を示す。(方位 : SSE, 距離 : 6000m)

表 4-1 固定源の評価条件 (3/8)

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 | 備考 |
|-----------------|-------------------------|------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 固定源の種類 (設備名) | 敷地外固定源 (一) | 有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。 | 有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 - 有毒化学物質の名称 - 有毒化学物質の貯蔵量 - 有毒化学物質の貯蔵方法 - 原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係 (距離、高さ、方位を含む。) |
| 有毒化学物質の種類 (濃度) | アンモニア (A-2) * (100%) | 情報が得られなかったことから保守的に設定。 | - 防液堤の有無 (防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無) (解説-5) |
| 拡がり面積 | — | 敷地外固定源は、1時間で全量放出されるとしているため、拡がり面積の設定は不要。 | - 電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備 (例えば、防液堤内のフロート等) (解説-5) |

注記* : 「図 4-3 敷地外固定源 (1/4) (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち、A 地点の貯蔵施設を示す。(方位 : SSE, 距離 : 6000m)

表 4-1 固定源の評価条件 (4/8)

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 | 備考 |
|-----------------|-----------------------|------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 固定源の種類 (設備名) | 敷地外固定源 (一) | 有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。 | 有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係(距離、高さ、方位を含む。) |
| 有毒化学物質の種類(濃度) | アンモニア (B) * (100%) | 情報が得られなかったことから保守的に設定。 | －防液堤の有無(防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無)(解説-5) |
| 拡がり面積 | — | 敷地外固定源は、1時間で全量放出されるところとしているため、拡がり面積の設定は不要。 | －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備(例えば、防液堤内のフロート等)(解説-5) |

注記*： 「図 4-3 敷地外固定源 (1/4) (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち、B地点の貯蔵施設を示す。(方位：ENE, 距離 3000m)

表 4-1 固定源の評価条件 (5/8)

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 | 備考 |
|-----------------|-----------------------|------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 固定源の種類 (設備名) | 敷地外固定源 (一) | 有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。 | 有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係(距離、高さ、方位を含む。) |
| 有毒化学物質の種類(濃度) | アンモニア (C) * (100%) | 情報が得られなかったことから保守的に設定。 | －防液堤の有無(防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無)(解説-5) |
| 拡がり面積 | — | 敷地外固定源は、1時間で全量放出されるとしているため、拡がり面積の設定は不要。 | －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備(例えば、防液堤内のフロート等)(解説-5) |

注記*： 「図 4-3 敷地外固定源 (1/4) (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち、C地点の貯蔵施設を示す。(方位：S, 距離：5000m)

表 4-1 固定源の評価条件 (6/8)

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 | 備考 |
|-----------------|-----------------|------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 固定源の種類 (設備名) | 敷地外固定源 (一) | 有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるメタノールを貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。 | 有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 |
| 有毒化学物質の種類 (濃度) | メタノール (100%) | 情報が得られなかったことから保守的に設定。 | －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係 (距離、高さ、方位を含む。) －防液堤の有無 (防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無) (解説-5) |
| 拡がり面積 | — | 敷地外固定源は、1 時間で全量放出されるとしているため、拡がり面積の設定は不要。 | －電源、人的操作等を必要とせず に、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備 (例えば、防液堤内のフロート等) (解説-5) |

表 4-1 固定源の評価条件 (7/8)

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 | 備考 |
|-----------------|---------------------|------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 固定源の種類 (設備名) | 敷地外固定源 (一) | 有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質である亜酸化窒素を貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。 | 有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係(距離、高さ、方位を含む。) |
| 有毒化学物質の種類(濃度) | 亜酸化窒素(A)* (100%) | 情報が得られなかったことから保守的に設定。 | －防液堤の有無(防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無)(解説-5) |
| 拡がり面積 | — | 敷地外固定源は、1時間で全量放出されているため、拡がり面積の設定は不要。 | －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備(例えば、防液堤内のフロート等)(解説-5) |

注記*： 「図 4-3 敷地外固定源 (4/4) (亜酸化窒素)」で示す貯蔵施設のうち、D地点の貯蔵施設を示す。(方位：SSW, 距離：8400m)

表 4-1 固定源の評価条件 (8/8)

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 | 備考 |
|-----------------|-----------------------|------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 固定源の種類 (設備名) | 敷地外固定源 (一) | 有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質である亜酸化窒素を貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。 | 有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係(距離、高さ、方位を含む。) |
| 有毒化学物質の種類(濃度) | 亜酸化窒素 (B) * (100%) | 情報が得られなかったことから保守的に設定。 | －防液堤の有無(防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無)(解説-5) |
| 拡がり面積 | — | 敷地外固定源は、1時間で全量放出されるところとしているため、拡がり面積の設定は不要。 | －電源、人的操作等を必要とせず、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備(例えば、防液堤内のフロート等)(解説-5) |

注記* : 「図 4-3 敷地外固定源 (4/4) (亜酸化窒素)」で示す貯蔵施設のうち、E 地点の貯蔵施設を示す。(方位 : S, 距離 : 7200m)

表 4-2 可動源の評価条件

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 | 備考 |
|-----------------|--------------------|---------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 固定源の種類 (設備名) | 敷地内可動源 (タンクローリ) | 有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質である塩酸を輸送する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。 | 有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 |
| 有毒化学物質の種類 (濃度) | 塩酸 (35%) | 有毒化学物質濃度の運用値を踏まえ設定。 | －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係 (距離、高さ、方位を含む。) －防液堤の有無 (防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無) (解説-5) |
| 拡がり面積 | 600m ² | 想定する液だまりの厚さを 5mm とし拡がり面積を算出。 | －電源、人的操作等を必要とせず に、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備 (例えば、防液堤内のフロート等) (解説-5) |

表 4-3 有毒化学物質に係る評価条件

| 項目 | | 評価条件 | 選定理由 | 備考 |
|--------------|----|------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 動粘性係数 | | 文献と気象資料 (温度)に基づき設定 | Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA | 有毒ガス評価ガイド 4.3 有毒ガスの放出の評価 3) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、有毒ガスの放出量評価モデルが適切に用いられていること。 - 有毒化学物質の漏えい量 - 有毒化学物質及び有毒ガスの物性値(例えば、蒸気圧、密度等) - 有毒ガスの放出率(評価モデルの技術的妥当性を含む。) |
| 分子拡散係数 | | 文献と気象資料 (温度)に基づき設定 | Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA | |
| * 化学物質の分圧 | 塩酸 | 文献と気象条件 (温度)に基づき設定 | Perry's Chemical Engineers' Handbook | |
| 気象資料 | | 柏崎刈羽原子力発電所における1年間の気象資料 (1985.10~1986.9) ・地上風を代表する観測点(地上約10m)の気象データ ・露場の温度 | 風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象データを使用。 | |

注記* : 評価に用いた化学物質の分圧の詳細については、図 4-2 に示す。

表 4-4 大気拡散計算の評価条件 (1/6)

| 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 | 気象指針*を参考として、放射性雲は風下方向に直線的に流され、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。 | 有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 2) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、大気拡散モデルが適切に用いられていること。 -大気拡散の解析モデルは、検証されたものであり、かつ適用範囲内で用いられていること（選定した解析モデルの妥当性、不確かさ等が試験解析、ベンチマーク解析等により確認されていること。）。 |
| 気象資料 | 柏崎刈羽原子力発電所における1年間の気象資料 (1985.10～1986.9) ・地上風を代表する観測点 (地上約10m)の気象データ | 地上風（地上約10m）の気象データを使用。 風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用。 | 有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 1) 次の項目から判断して、評価に用いる大気拡散条件(気象条件を含む。)が適切であること。 -気象データ（年間の風向、風速、大気安定度）は評価対象とする地理的範囲を代表していること。 -評価に用いた観測年が異常年でないという根拠が示されていること。 |

注記*： 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（原子力安全委員会）

表 4-4 大気拡散計算の評価条件 (2/6)

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 | 備考 |
|----------|------------|-----------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 実効放出継続時間 | 1 時間 | 保守的な結果が得られるように、実効放出継続時間を最短の1時間と設定。 | 被ばく評価手法（内規） 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。 |
| 累積出現頻度 | 小さい方から 97% | 気象指針を参考として、年間の有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合を昇順に並び替え、累積出現頻度が97%に当たる値を設定。 | 有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 6) 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度は、年間の気象条件を用いて計算したもののうち、厳しい値が評価に用いられていること（例えば、毎時刻の原子炉制御室等外評価点での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%に当たる値が用いられていること等。）。 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。 |

表 4-4 大気拡散計算の評価条件 (3/6)

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 | 備考 |
|-------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 建屋の影響 | <p>(敷地外固定源)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・塩酸： 考慮しない ・アンモニア： 考慮しない ・メタノール： 考慮しない ・亜酸化窒素： 考慮しない <p>(敷地内可動源)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・塩酸： 考慮しない | <p>放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合は、建屋による巻き込み現象を考慮。</p> | <p>有毒ガス評価ガイド</p> <p>4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価</p> <p>3) 地形及び建屋等の影響を考慮する場合には、そのモデル化の妥当性が示されていること(例えば、三次元拡散シミュレーションモデルを用いる場合等)。</p> <p>被ばく評価手法(内規)</p> <p>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。</p> |

表 4-4 大気拡散計算の評価条件 (4/6)

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 | 備考 | | | | | | | | | |
|--------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------|------|-------|------------|--------------------|-----------------------------------------------|------------|------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 巻き込みを生じる代表建屋 | — | — | <p>被ばく評価手法 (内規)</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"> <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>BWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合) 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>PWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 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 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> | 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 主蒸気管破断 | 原子炉建屋(建屋影響がある場合) 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 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 主蒸気管破断 | 原子炉建屋(建屋影響がある場合) 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 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 | | | | | | | | | | |
| 評価点 | <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室換気空調系外気取入口 | <p>評価対象は中央制御室内の運転員の有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合であるため、外気取入口の設置位置を評価点と設定。</p> | <p>有毒ガス評価ガイド</p> <p>4.4.1 原子炉制御室等外評価点</p> <p>原子炉制御室等の外気取入口が設置されている位置を原子炉制御室等外評価点としていることを確認する。</p> | | | | | | | | | |
| 発生源と評価点の距離 | <p>(敷地外固定源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 塩酸 : 6000m アンモニア (A-1) : 6000m アンモニア (A-2) : 6000m アンモニア (B) : 3000m アンモニア (C) : 5000m メタノール : 6000m 亜酸化窒素 (A) : 8400m 亜酸化窒素 (B) : 7200m | <p>固定源と評価点の位置から保守的に設定。</p> | <p>有毒ガス評価ガイド</p> <p>3.1 固定源及び可動源の調査</p> <p>(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 有毒化学物質の名称 有毒化学物質の貯蔵量 有毒化学物質の貯蔵方法 原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係(距離、高さ、方位を含む。) 防液堤の有無(防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無)(解説-5) 電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備(例えば、防液堤内のフロート等)(解説-5) | | | | | | | | | |

表 4-4 大気拡散計算の評価条件 (5/6)

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 | 備考 |
|-------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>発生源と評価点の距離</p> | <p>(敷地内可動源) 6号機中央制御室： ・塩酸：1030m 7号機中央制御室： ・塩酸：1000m</p> | <p>可動源と評価点の位置から保守的に設定。</p> | <p>有毒ガス評価ガイド 3.1 固定源及び可動源の調査 (3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 ー有毒化学物質の名称 ー有毒化学物質の貯蔵量 ー有毒化学物質の貯蔵方法 ー原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係（距離、高さ、方位を含む。） ー防液堤の有無（防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無）（解説-5） ー電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備（例えば、防液堤内のフロート等）（解説-5）</p> |

表 4-4 大気拡散計算の評価条件 (6/6)

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 | 備考 |
|------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------|
| *1 着目方位 | (敷地外固定源) ・塩酸： 1 方位：SSE*2 ・アンモニア (A-1)： 1 方位：SSE*2 ・アンモニア (A-2)： 1 方位：SSE*2 ・アンモニア (B)： 1 方位：ENE*2 ・アンモニア (C)： 1 方位：S*2 ・メタノール： 1 方位：SSE*2 ・亜酸化窒素 (A)： 1 方位：SSW*2 ・亜酸化窒素 (B)： 1 方位：S*2 (敷地内可動源) ・塩酸： 1 方位：SSE*2 | 建屋の影響がない場合には、放出点から評価点を結ぶ風向を含む 1 方位のみを評価対象方位とする。 | 被ばく評価手法 (内規) 5.1.2(4)b) 建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む 1 方位のみについて計算を行う。 |

注記*1： 着目方位は、評価点から固定源及び可動源を見た方位である。

*2： 固定源及び可動源と評価点とを結ぶラインが含まれる方位。

表 4-5 換気率評価条件

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 |
|-----|-------|-----------------|
| 換気率 | 1 回/h | 換気空調系の設計を踏まえ設定。 |

表 4-6 有毒ガス防護のための判断基準値

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 | 備考 |
|-------|----------|----------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------|
| 塩酸 | 50 ppm | IDLH 値に基づき設定。 | 有毒ガス評価ガイド 3.2 有毒ガス防護判断基準値の設定 1)～6)の考えに基づき、発電用原子炉設置者が有毒ガス防護判断基準値を設定していることを確認する。 |
| アンモニア | 300 ppm | | |
| メタノール | 2200 ppm | 産業中毒便覧（増補版）（7 月 1992）に基づき設定。 | |
| 亜酸化窒素 | 150 ppm | Hazardous Substances Data Bank (HSDB)（2016）に基づき設定。 | |

表 4-7 固定源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果
(1/2) (6号機及び7号機中央制御室)

| 固定源 | | 評価結果 | | | | |
|-------------|-------------|--------------------------|-----------------------------------|-----------------------------|----------------------|----------------------|
| | | 外気取入口 濃度 (ppm) | 有毒ガス防護 のための判断 基準値に対す る割合 | 相対濃度 (s/m ³) | 放出率 (kg/s) | 放出継続 時間 (h) |
| 敷 地 外 | 塩酸 | 4.8×10^{-1} | 9.5×10^{-3} | 8.5×10^{-6} | 8.3×10^{-2} | 1.0×10^0 |
| | アンモニア (A-1) | 1.7 | 5.7×10^{-3} | 8.5×10^{-6} | 1.4×10^{-1} | 1.0×10^{-0} |
| | アンモニア (A-2) | 2.6×10^1 | 8.6×10^{-2} | 8.5×10^{-6} | 2.1×10^{-0} | 1.0×10^{-0} |
| | アンモニア (B) | (6.5×10^{-1}) | (2.2×10^{-3}) | 3.2×10^{-6} | 1.4×10^{-1} | 1.0×10^0 |
| | アンモニア (C) | 6.0×10^{-1} | 2.0×10^{-3} | 1.9×10^{-7} | 2.2×10^{-0} | 1.0×10^{-0} |
| | メタノール | 1.2×10^{-1} | 5.3×10^{-5} | 8.5×10^{-6} | 1.8×10^{-2} | 1.0×10^{-0} |
| | 亜酸化窒素 (A) | 5.6×10^{-3} | 3.8×10^{-5} | 1.5×10^{-7} | 6.7×10^{-2} | 1.0×10^{-0} |
| | 亜酸化窒素 (B) | 3.1×10^{-3} | 2.1×10^{-5} | 1.4×10^{-7} | 4.2×10^{-2} | 1.0×10^0 |

注： 括弧内の値は、敷地外固定源が設置されている方位のうち、隣接方位の濃度を合算した値が最も高くなる方位 (S) 及びその隣接方位 (SSE, SSW) に該当しない方位における濃度を示す。

表 4-7 固定源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果 (2/2)
 (影響が最大となる着目方位 : SSE, S, SSW) (6号機及び7号機中央制御室)

| 固定源 | 着目方位 | 計算結果 | | |
|----------------------------------|------|-----------------------|----------------------------------|------|
| | | 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合 | 隣接方位を含めた有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の合計 | 評価 |
| — | N | — | — | — |
| — | NNE | — | — | — |
| — | NE | — | — | — |
| アンモニア (B) | ENE | 2.2×10^{-3} | 2.2×10^{-3} | 影響なし |
| — | E | — | — | — |
| — | ESE | — | — | — |
| — | SE | — | — | — |
| アンモニア (A-1), (A-2), 塩酸, メタノール | SSE | 1.0×10^{-1} | 1.0×10^{-1} | 影響なし |
| アンモニア (C), 亜酸化窒素 (B) | S | 2.0×10^{-3} | 1.0×10^{-1} | 影響なし |
| 亜酸化窒素 (A) | SSW | 3.8×10^{-5} | 2.1×10^{-3} | 影響なし |
| — | SW | — | — | — |
| — | WSW | — | — | — |
| — | W | — | — | — |
| — | WNW | — | — | — |
| — | NW | — | — | — |
| — | NNW | — | — | — |

注： 固定源がない着目方位に「—」と記載。

表 4-8 可動源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果 (1/4)
(6号機中央制御室)

| 可動源 | | 着目方位 | 評価結果 | | |
|-------------|----|------|-----------------------------|----------------------|------------------------|
| | | | 相対濃度 (s/m ³) | 放出率 (kg/s) | 放出継続時間 (h) |
| 敷 地 内 | 塩酸 | SSE | 1.4×10^{-4} | 9.6×10^{-1} | 3.6×10^{-1} * |

注記*： 放出継続時間は1時間未満であるが、大気拡散評価においては、 9.6×10^{-1} kg/sの放出率が1時間継続するとして評価を実施。

表 4-8 可動源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果 (2/4)
(影響が最大となる着目方位 : SSE) (6号機中央制御室)

| 可動源 | 着目方位 | 評価結果 | | | | |
|-------------|------|------------------|---------------|-------------------------------|------|------|
| | | 外気取入口濃度 (ppm) | 屋内濃度 (ppm) | 有毒ガス防護のた めの判断基準値に 対する割合 | 評価 | |
| 敷 地 内 | 塩酸 | N | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | NNE | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | NE | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | ENE | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | E | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | ESE | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | SE | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | SSE | 91 | 27 | 0.54 | 影響なし |
| | | S | 2.5 | —*2 | 0.05 | 影響なし |
| | | SSW | 1.1 | —*2 | 0.02 | 影響なし |
| | | SW | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | WSW | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | W | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | WNW | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | NW | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| NNW | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 | | |

注記*1 : 可動源の輸送ルートではない着目方向に「—」と記載。

*2 : 外気取入口の濃度が防護判断基準値以下になることから、屋内濃度の評価は実施していない。

表 4-8 可動源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果 (3/4)
(7号機中央制御室)

| 可動源 | | 着目方位 | 評価結果 | | |
|-------------|----|------|-----------------------------|----------------------|------------------------|
| | | | 相対濃度 (s/m ³) | 放出率 (kg/s) | 放出継続時間 (h) |
| 敷 地 内 | 塩酸 | SSE | 1.5×10^{-4} | 9.6×10^{-1} | 3.6×10^{-1} * |

注記*： 放出継続時間は1時間未満であるが、大気拡散評価においては、 9.6×10^{-1} kg/sの放出率が1時間継続するとして評価を実施。

表 4-8 可動源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果 (4/4)
(影響が最大となる着目方位 : SSE) (7号機中央制御室)

| 可動源 | 着目方位 | 評価結果 | | | | |
|-------------|------|------------------|---------------|-------------------------------|------|------|
| | | 外気取入口濃度 (ppm) | 屋内濃度 (ppm) | 有毒ガス防護のた めの判断基準値に 対する割合 | 評価 | |
| 敷 地 内 | 塩酸 | N | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | NNE | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | NE | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | ENE | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | E | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | ESE | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | SE | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | SSE | 95 | 28 | 0.56 | 影響なし |
| | | S | 2.9 | —*2 | 0.06 | 影響なし |
| | | SSW | 1.1 | —*2 | 0.02 | 影響なし |
| | | SW | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | WSW | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | W | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | WNW | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| | | NW | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 |
| NNW | —*1 | —*1 | —*1 | —*1 | | |

注記*1 : 可動源の輸送ルートではない着目方向に「—」と記載。

*2 : 外気取入口の濃度が防護判断基準値以下になることから、屋内濃度の評価は実施していない。

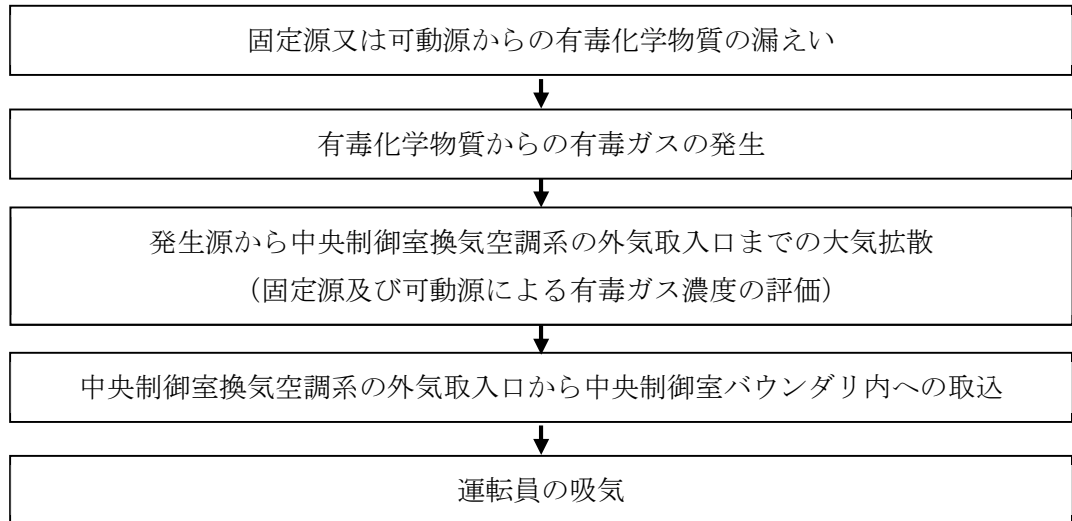
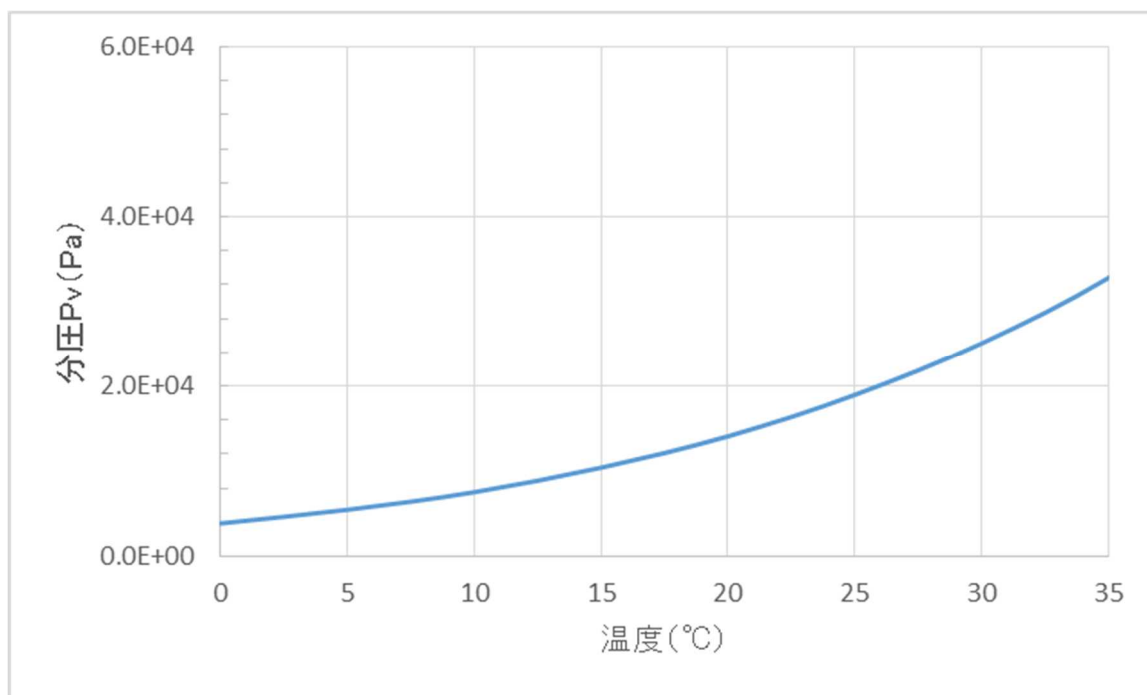


図 4-1 中央制御室の有毒ガスの到達経路



塩酸(36wt%)の分圧曲線*

注記* : 「Perry's Chemical Engineers' Handbook」を基に塩酸(36wt%)の分圧 P_v (Pa)を評価

図4-2 有毒化学物質に係る評価条件(化学物質の分圧)

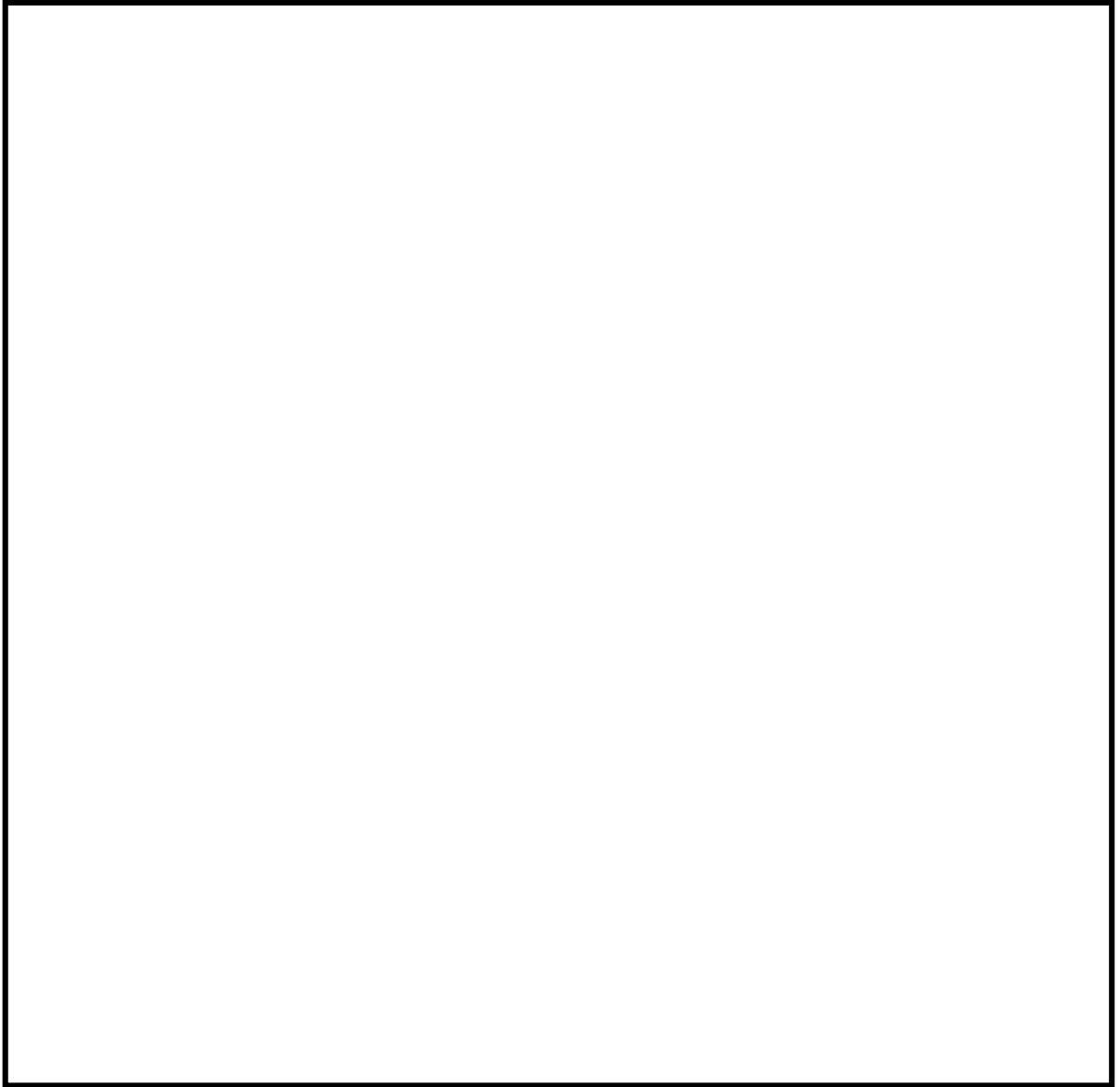


図 4-3 敷地外固定源 (1/4) (アンモニア)

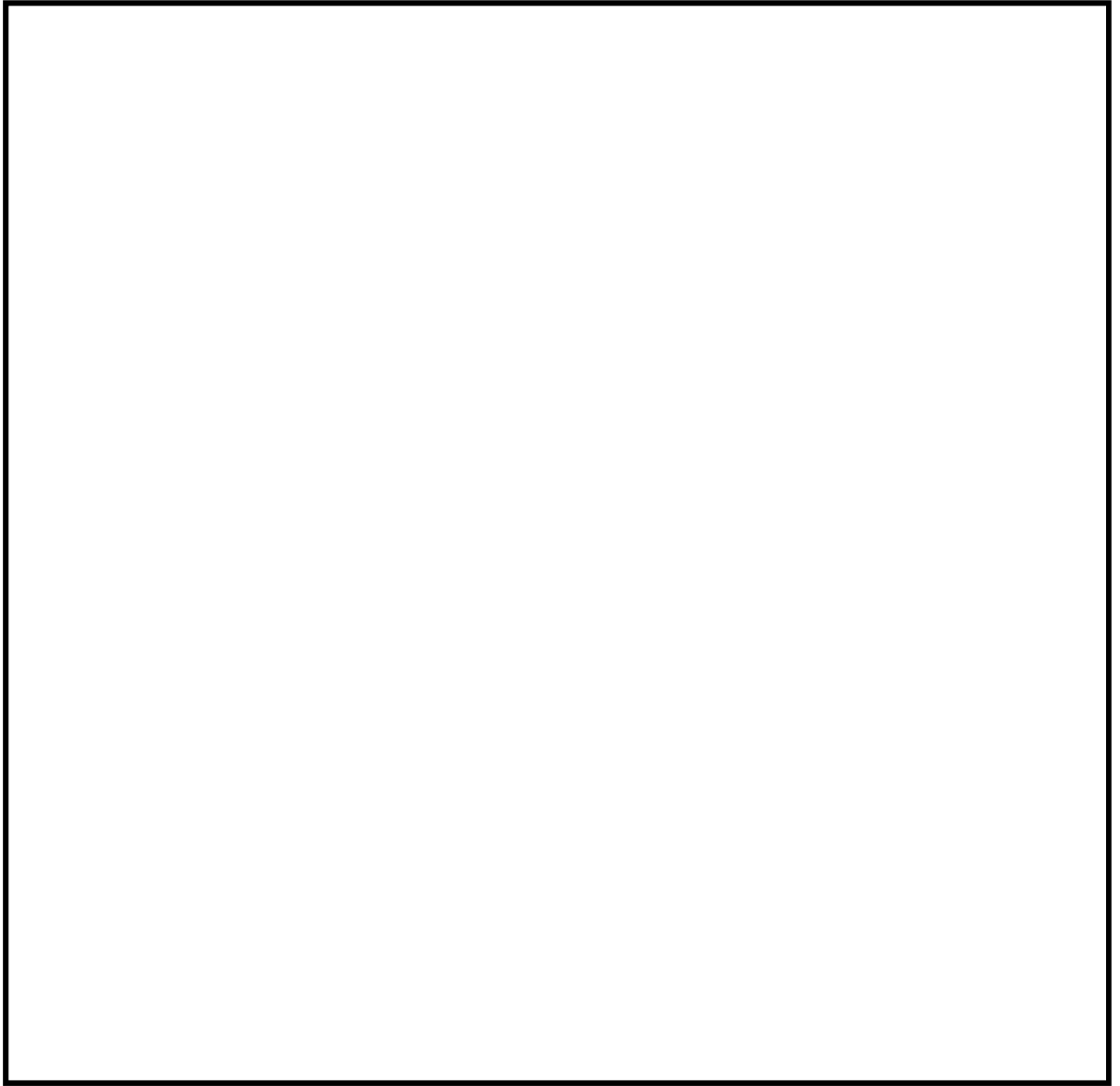


图 4-3 敷地外固定源 (2/4) (塩酸)

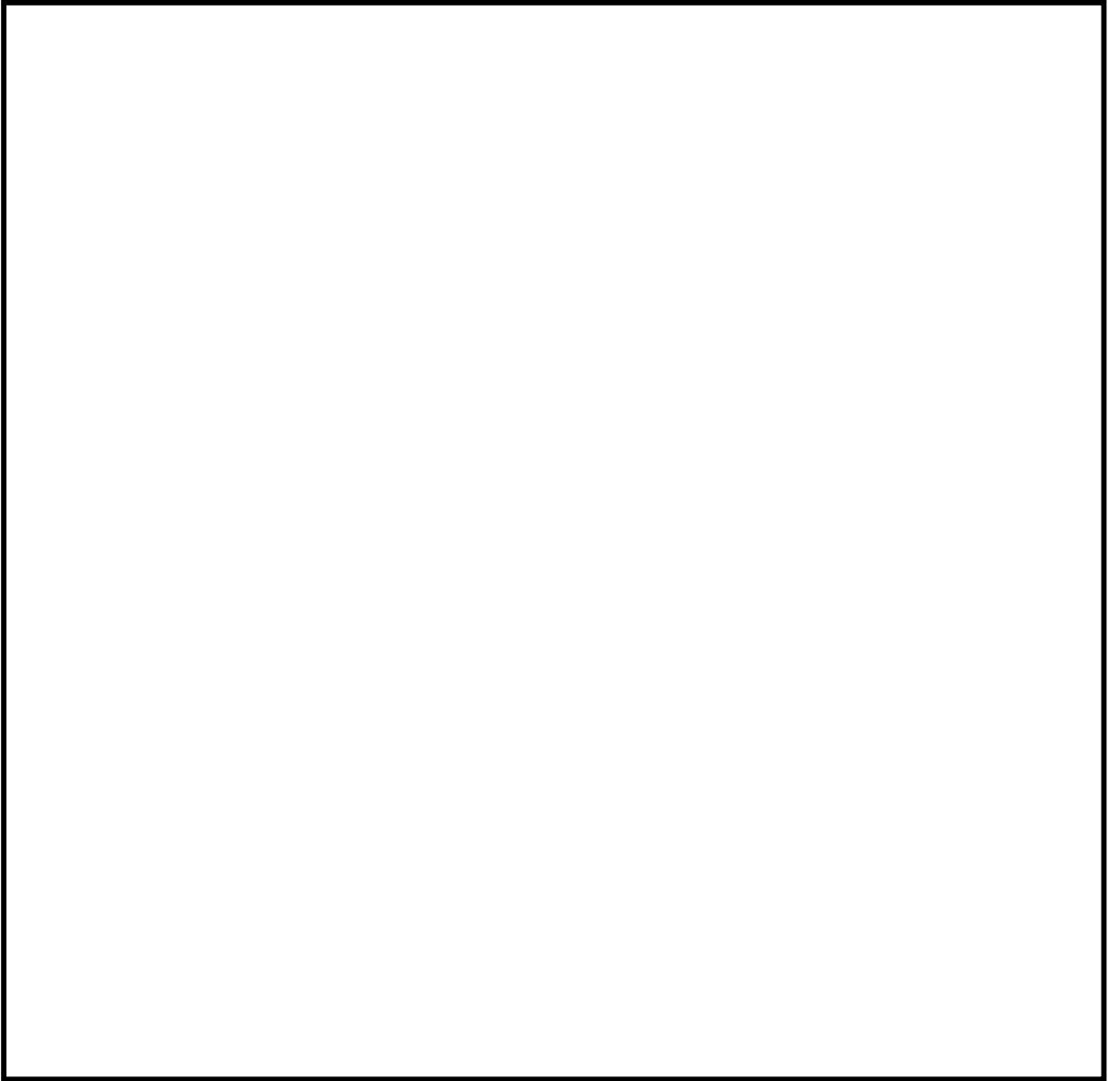


図 4-3 敷地外固定源 (3/4) (メタノール)

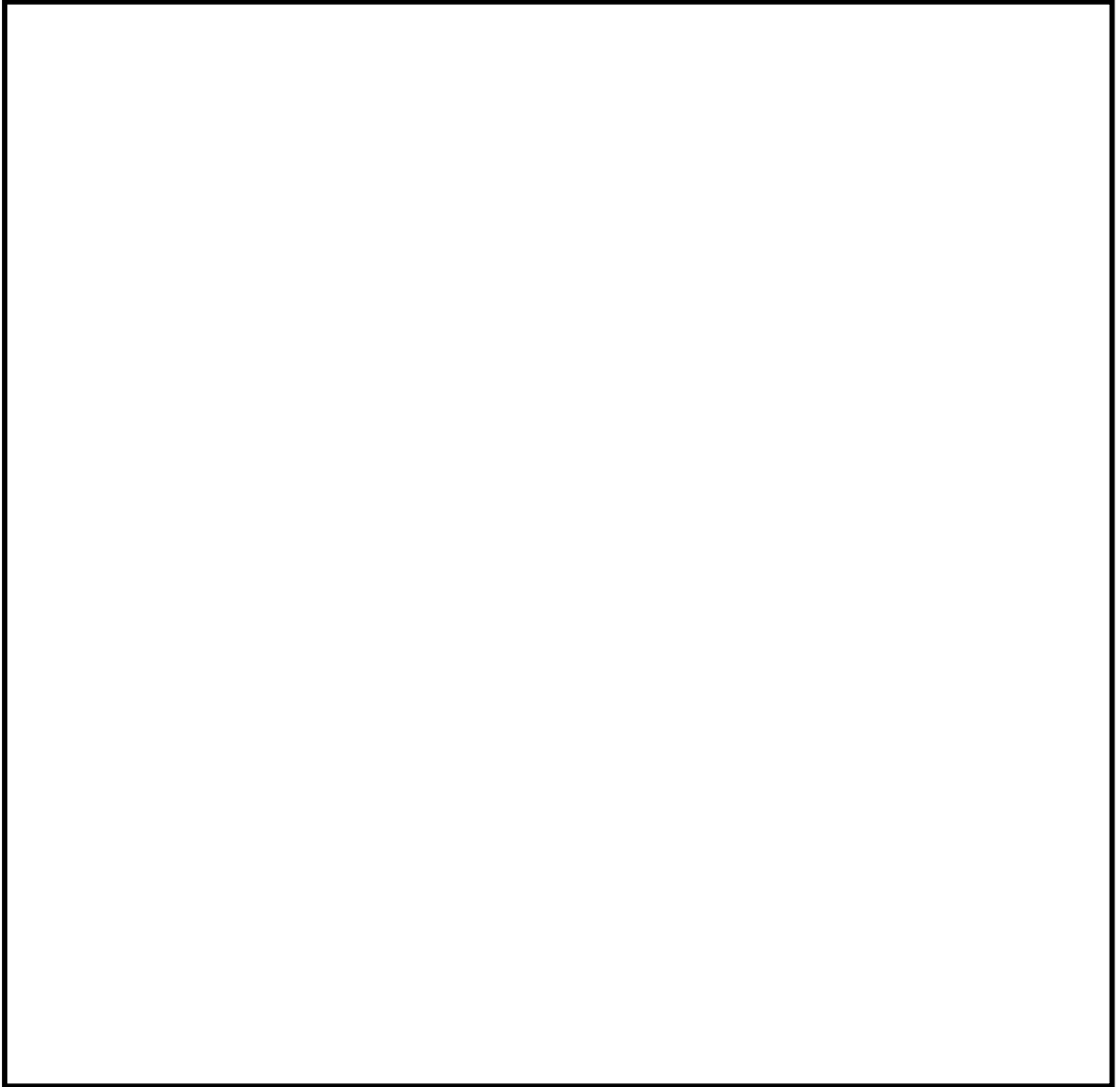


図 4-3 敷地外固定源 (4/4) (亜酸化窒素)

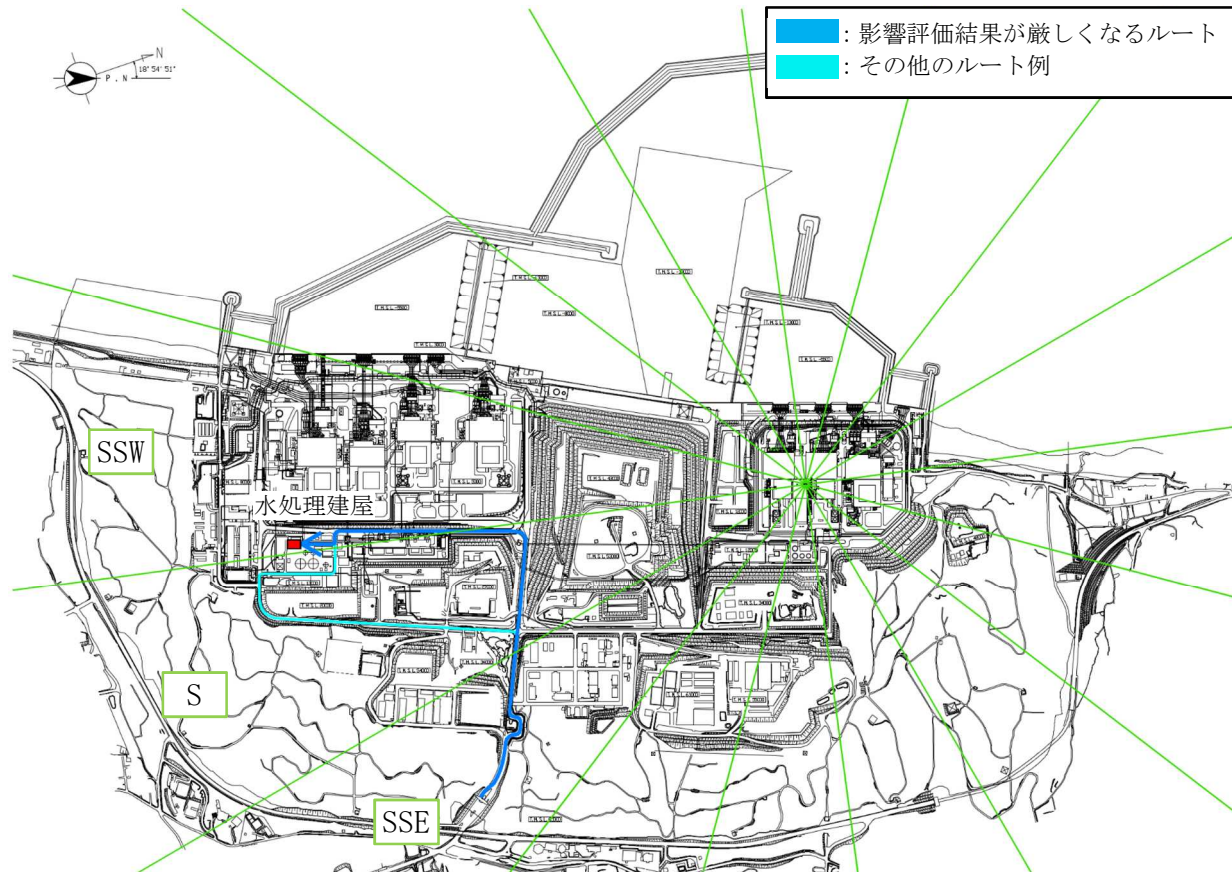


図 4-4 中央制御室と敷地内可動源の輸送ルートとの位置関係

固定源及び可動源の特定について

目 次

| | |
|-----------------------|--------|
| 1. 概要 | 別添 1-1 |
| 2. 固定源及び可動源の特定 | 別添 1-1 |
| 2.1 固定源及び可動源の調査 | 別添 1-1 |
| 2.2 敷地内固定源 | 別添 1-1 |
| 2.3 敷地内可動源 | 別添 1-2 |
| 2.4 敷地外固定源 | 別添 1-2 |
| 3. 有毒ガス防護のための判断基準値の設定 | 別添 1-2 |

1. 概要

有毒ガス防護に係る妥当性確認に当たっては、有毒ガス評価ガイドを参照して、有毒ガス防護に係る影響評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建屋内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室等から半径 10 km以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定している。

有毒ガス防護に係る妥当性確認のフローを別添図-1 に示す。

本資料は、有毒ガス防護措置対象とした固定源及び可動源の特定並びに有毒ガス防護のための判断基準値の設定について説明するものである。

2. 固定源及び可動源の特定

2.1 固定源及び可動源の調査

柏崎刈羽原子力発電所の敷地内の有毒化学物質の調査に当たっては、別添図-2 及び別添図-3 のフローに従い、調査対象とする敷地内固定源及び可動源を特定した。

敷地内の有毒化学物質の調査対象の特定に当たっては、別紙 1 に示すとおり対象となる有毒化学物質を選定し、該当するものを整理したうえで、生活用品及び潤滑油やセメント固化の廃棄物のように製品性状等により運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられるものについては類型化して整理し、有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法等から大気中に多量に放出されるおそれがあるか、又は、性状により悪影響を与える可能性があるかを確認した。

敷地外固定源の特定に当たっては、地方公共団体の定める地域防災計画に基づく調査を行った。さらに、別紙 2 に示す検討を踏まえ、法令に基づく届出情報の開示請求により敷地外の貯蔵施設に貯蔵された有毒化学物質を調査対象とした。

2.2 敷地内固定源

国際化学物質安全性カード等をもとに有毒化学物質を特定し、敷地内の全ての有毒化学物質を含む可能性のあるものを整理した。そして、生活用品のように日常に存在しているものや、セメント固化の廃棄物のように製品性状等により運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられるものについては、調査対象外とし、有毒ガス評価ガイド解説-4 の考え方を参考に、別添図-2 及び別添表-1 のとおり整理し、有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法等から大気中に多量に放出されるおそれがあるか、又は、性状として密閉空間にて人体に悪影響があるものかを確認した。

敷地内固定源の調査の結果、スクリーニング評価を必要とする敷地内固定源はないことを確認した。

また、建屋内保管により調査対象外とする際に考慮した設備を別添表-2 に示す。

2.3 敷地内可動源

国際化学物質安全性カード等をもとに有毒化学物質を特定し、敷地内の全ての有毒化学物質を含む可能性のあるものを整理した。そして、生活用品のように日常に存在しているものや、セメント固化の廃棄物のように製品性状等により運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられるものについては、調査対象外とし、有毒ガス評価ガイド解説-4 の考え方を参考に、別添図-3 及び別添表-1 のとおり整理し、有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法等から大気中に多量に放出されるおそれがあるか、又は、性状として密閉空間にて人体に悪影響があるものかを確認した。

敷地内可動源を抽出した結果を別添表-3 に示す。また、敷地内可動源の輸送ルートと中央制御室等の外気取入口の位置関係を別添図-4 に示す。評価点からの距離は、評価点から最も近い輸送ルートまでの距離を調査した。

2.4 敷地外固定源

柏崎刈羽原子力発電所における敷地外固定源の特定に当たっては、地方公共団体の定める地域防災計画を確認する他、法令に基づく届出情報の開示請求により敷地外の貯蔵施設に貯蔵された化学物質を調査し、貯蔵が確認された化学物質の性状から有毒ガスの発生が考えられるものを敷地外固定源とした。

調査対象とする法令は、化学物質の規制に係る法律のうち、化学物質の貯蔵量等に係る届出義務のある以下の法律とした。(別紙2 参照)

- ・ 毒物及び劇物取締法
- ・ 消防法
- ・ 高圧ガス保安法

調査結果から得られた化学物質を、「2.2 敷地内固定源」の考え方をもとに整理し、流出時に多量に放出されるおそれがあるかを確認した。

敷地外固定源を抽出した結果を別添表-4 に示す。また、柏崎刈羽原子力発電所と敷地外固定源との位置関係を別添図-5 に示す。

なお、中央制御室等から半径 10km 以内及び近傍には、多量の有毒化学物質を保有する化学工場はないことを確認している。

3. 有毒ガス防護のための判断基準値の設定

固定源又は敷地内可動源として考慮すべき有毒化学物質である塩酸、アンモニア、メタノール及び亜酸化窒素について、有毒ガス防護のための判断基準値を設定した。有毒ガス防護のための判断基準値を別添表-5 に示す。

有毒ガス防護のための判断基準値は、別添図-6 に示す考え方に基づき設定した。固定源又は敷地内可動源の有毒ガス防護のための判断基準値の設定に関する考え方を別添表-6 に示す。

別添表-1 調査対象外とする考え方

| グループ | 理由 | 物質の例 | |
|-------|--------------------------------------------------------|---------------------------------------------------|--------------------|
| 調査対象 | 調査対象として、貯蔵量、発生源と評価点の位置関係、受動的に機能を発揮する設備の有無など必要な情報を整理する。 | アンモニア、塩酸、メタノール、亜酸化窒素 | |
| 調査対象外 | 固体あるいは揮発性が乏しい液体であること。 | 揮発性がないことから、有毒ガスとしての影響を考慮しなくてもよいため、調査対象外とする。 | 硫酸、水酸化ナトリウム、低濃度薬品等 |
| | ボンベ等に保管された有毒化学物質 | 容器は高圧ガス保安法等に基づいて設計されており、少量漏えいが想定されることから、調査対象外とする。 | プロパン、ブタン、二酸化炭素等 |
| | 試薬類 | 少量であり、使用場所も限られることから、防護対象者に対する影響はなく、調査対象外とする。 | 分析用薬品 |
| | 建屋内に保管される薬品タンク | 屋外に多量に放出されないことから、調査対象外とする。 | 屋内のタンク |
| | 密閉空間で人体に影響を与える性状 | 評価地点との関係が密閉空間でないことから調査対象外とする。 | 六フッ化硫黄 |

別添表-2 建屋内保管により調査対象外とする際に考慮した設備

| | |
|-------------------|-----------|
| 建屋内薬品タンク | 機能を発揮する設備 |
| ドラム缶 (HCFC-123) | 保安倉庫*1 |
| ポリ容器 (HCFC-225cb) | 補助建屋*2 |

注記*1: 建屋内に換気設備はあるが、常時換気されていないため、薬品が漏えいしても建屋内に留まる。

*2: 常時排気ファンにより換気されており、漏えい時には排気ファンにより希釈され、建屋外に放出される。

別添表-3 敷地内可動源の調査結果 (1/2)

| 有毒化学物質 | 輸送先 | | |
|--------|------|-------|-----------------------|
| | 設備名称 | 場所 | 貯蔵量 (m ³) |
| 塩酸 | 塩酸貯槽 | 水処理建屋 | 5.9 |

別添表-3 敷地内可動源の調査結果 (2/2)

| 有毒化学物質 | 輸送量 (m ³) | 濃度 (%) | 質量換算 (t) | 荷姿 |
|--------|-----------------------|--------|----------|--------|
| 塩酸 | 3.0 | 35 | 3.5 | タンクローリ |

別添表-4 敷地外固定源の調査結果

| 関連法令 | 有毒化学物質 | 施設数 | 合計貯蔵量 (kg) |
|-----------|-------------|-----|--------------------|
| 毒物及び劇物取締法 | —* | —* | —* |
| 消防法 | アンモニア (A-1) | 1 | 5.00×10^2 |
| | 塩酸 | 1 | 3.00×10^2 |
| | メタノール | 1 | 6.40×10^1 |
| 高圧ガス保安法 | アンモニア (A-2) | 1 | 7.58×10^3 |
| | アンモニア (B) | 1 | 5.00×10^2 |
| | アンモニア (C) | 1 | 8.00×10^3 |
| | 亜酸化窒素 (A) | 1 | 2.40×10^2 |
| | 亜酸化窒素 (B) | 1 | 1.50×10^2 |

注記* : 届出情報の開示請求を行ったが情報が得られなかったため「—」と記載

別添表-5 有毒ガス防護のための判断基準値

| 有毒化学物質 | 有毒ガス防護のための判断基準値 | 設定根拠 |
|--------|-----------------|--------------------------------------------------|
| 塩酸 | 50 ppm | IDLH 値 |
| アンモニア | 300 ppm | IDLH 値 |
| メタノール | 2200 ppm | 産業中毒便覧（増補版）（7月1992）に基づき設定 |
| 亜酸化窒素 | 150 ppm | Hazardous Substances Data Bank（HSDB）（2016）に基づき設定 |

別添表-6 有毒ガス防護のための判断基準値設定の考え方 (1/4)
(塩酸)

| | | 記載内容 |
|-----------------------------------------------------|-------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 国際化学物質安全性カード (短期ばく露の影響) (ICSC: 0163, 11月2016) | | この液体が急速に気化すると、凍傷を引き起こすことがある。本物質は眼、皮膚および気道に対して、腐食性を示す。本ガスを吸入すると、喘息様反応(RADS)を引き起こすことがある。曝露すると、のどが腫れ、窒息を引き起こすことがある。高濃度で吸入すると、眼や上気道に腐食の影響が現れてから、肺水腫を引き起こすことがある。高濃度を吸入すると、肺炎を引き起こすことがある。 肺水腫の症状は、2~3時間経過するまで現れない場合が多く、安静を保たないと悪化する。したがって、安静と経過観察が不可欠である。 |
| IDLH (1994) | 基準値 | 50 ppm |
| | 致死 (LC) データ | 1時間のLC ₅₀ 値 (マウス) 1108ppm等 (Wohlslagel et al. 1976) |
| | 人体のデータ | IDLH 値 50ppm はヒトの急性吸入毒性データに基づいている。 (Flury and Zernik 1931: Henderson and Haggard 1943: Tab Biol Per 1933) IDLH 値があるが、中枢神経に対する影響が明示されていない。 |



IDLH 値の 50ppm を有毒ガス防護判断基準値とする。

[] : 有毒ガス防護判断基準値設定の直接的根拠

別添表-6 有毒ガス防護のための判断基準値設定の考え方 (2/4)
(アンモニア)

| | | 記載内容 |
|-----------------------------------------------------|-------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 国際化学物質安全性カード (短期ばく露の影響) (ICSC: 0414, 10月2013) | | この液体が急速に気化すると、凍傷を引き起こすことがある。本物質は眼、皮膚および気道に対して、腐食性を示す。曝露すると、のどが腫れ、窒息を引き起こすことがある。吸入すると、眼や気道に腐食の影響が現れてから肺水腫を引き起こすことがある。 |
| IDLH (1994) | 基準値 | 300 ppm |
| | 致死 (LC) データ | 1時間のLC ₅₀ 値 (マウス) 4230ppm等 (Kapeghian et al. 1982) |
| | 人体のデータ | IDLH値300ppmはヒトの急性吸入毒性データに基づいている。 (Henderson and Haggard 1943; Silverman et al. 1946) 最大短時間曝露許容値は0.5-1時間で300-500ppmであると報告されている。 (Henderson and Haggard 1943) 500ppmに30分間曝露された7人の被験者において、呼吸数の変化及び中等度から重度の刺激が報告されている。 (Silverman et al. 1946) IDLH値があるが、中枢神経に対する影響が明示されていない。 |



IDLH値の300ppmを有毒ガス防護判断基準値とする。

[] : 有毒ガス防護判断基準値設定の直接的根拠

別添表-6 有毒ガス防護のための判断基準値設定の考え方 (3/4)
(メタノール)

| | | 記載内容 |
|----------------------------------------------------|-------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 国際化学物質安全性カード (短期ばく露の影響) (ICSC: 0057, 5月2018) | | 眼, 皮膚, 気道を刺激する。中枢神経系に影響を与え, 意識を喪失することがある。失明することがあり, 場合によっては死に至る。これらの影響は遅れて現れることがある。医学的な経過観察が必要である。 |
| IDLH (1994) | 基準値 | 6000 ppm |
| | 致死 (LC) データ | 2時間の LC ₅₀ 値 (マウス) 37594ppm 等 (Izmerov et al. 1982) |
| | 人体のデータ | なし 中枢神経に対する影響を考慮していない。 |



| 出典 | | 記載内容 |
|-------------------------|------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| NIOSH | IDLH | 6000ppm : 哺乳動物の急性吸入毒性データを基に設定 |
| 日本産業 衛生学会 | 最大許容 濃度 | なし |
| 産業中毒便覧(増補版) (7月1992) | | メチルアルコールガスに繰り返し曝露して生じる慢性中毒症状は, 結膜炎, 頭痛, 眩暈, 不眠, 胃腸障害, 視力障害などである。気中濃度が 200ppm 以下であれば, 産業現場における中毒はほとんど起らない。 動物の中枢神経影響に係る吸入毒性情報としては, 8時間×8800ppm が最小の影響濃度(軽い麻酔作用)とされている。当該情報から時間換算係数及びUF(不確実係数)を考慮するとIDLH相当値は2200ppmとなる。* |
| 有害性評価書 | | なし |
| 許容濃度の提案理由 (1963) | | アメリカ(ACGIH), 英国(ICI), 独乙, イタリアでは200ppmの数値をあげている。 |
| 化学物質安全性 (ハザード)評価シート | | なし |



IDLH 値の 2200ppm を有毒ガス防護判断基準値とする。

[- - -] : 有毒ガス防護判断基準値設定の直接的根拠

注記* : IDLHの算出方法については、「Derivation of Immediately Dangerous to Life or Health (IDLH) Values (NIOSH (米国国立労働安全衛生研究所))」に詳細が記載されており、以下の式で求めることとしている。また、各係数の算出方法についても記載されている。

$$\begin{aligned} \text{IDLH Value} &= \text{POD} \div \text{UF (不確実係数)} \times \text{時間換算係数} \\ &= 8800\text{ppm} \div 10 \times 2.5 = 2200\text{ppm} \end{aligned}$$

- POD : 動物試験やヒトの疫学調査などから得られた用量-反応評価の結果において、毒性反応曲線の基準となる出発点の値 (8800ppm)
- UF (不確実係数) : 動物試験やその他の情報に基づいて設定する不確実係数(10)

動物の最小影響濃度 (LOAEL) を用いた場合の IDLH 算出事例

Table A-3. Acute toxicity data and 30-minute-equivalent non-lethal concentration values for chlorine

| Species | Reference | LOAEL (ppm) | Time (minutes) | Adjusted 30 minute LC* | UF [†] | 30-minute derived value (ppm) [‡] |
|---------|---------------------|-------------|----------------|------------------------|-----------------|--------------------------------------------|
| Mouse | Jiang et al. [1983] | 9.1 | 360 | 32 | 10 | 3.2 |
| Rat | Jiang et al. [1983] | 9.1 | 360 | 32 | 10 | 3.2 |

Abbreviation: LOAEL = lowest observed adverse effect level; ppm = parts per million; UF = uncertainty factor.

*For exposures other than 30 minutes, the ten Berge et al. [1986] relationship is used for duration adjustment ($C^n \times t = k$); no empirically estimated n values were available; therefore, the default values were used: $n = 3$ for exposures greater than 30 minutes and $n = 1$ for exposures less than 30 minutes.

[†]The selection of the UF for chlorine was based on Chapter 4.0: Use of Uncertainty Factors. The UF of 10 was selected on the basis of (1) animal to human differences, and (2) human variability.

[‡]Derived values are calculated by dividing the Adjusted 30-minute LC by the UF.

- 時間換算係数 :
30分の毒性値に換算する際に用いる係数で、濃度とばく露時間の関係式 (濃度の3乗×時間=一定) から算出。((480分/30分)^{1/3} ≒ 2.5)

別添表-6 有毒ガス防護のための判断基準値設定の考え方 (4/4)
(亜酸化窒素)

| | | 記載内容 |
|----------------------------------------------------|--------------------------------------|----------------------------------------------------|
| 国際化学物質安全性カード (短期ばく露の影響) (ICSC: 0067, 6月2015) | | 液体は、凍傷を引き起こすことがある。中枢神経系に影響を与えることがある。意識低下を生じることがある。 |
| ばく露 限界値 | IDLH | なし |
| | 日本産業衛生学会 最大許容濃度 | なし |
| | TLV-TWA(8時間の時 間荷重平均の作業 環境許容濃度) | なし |
| | | 50ppm |



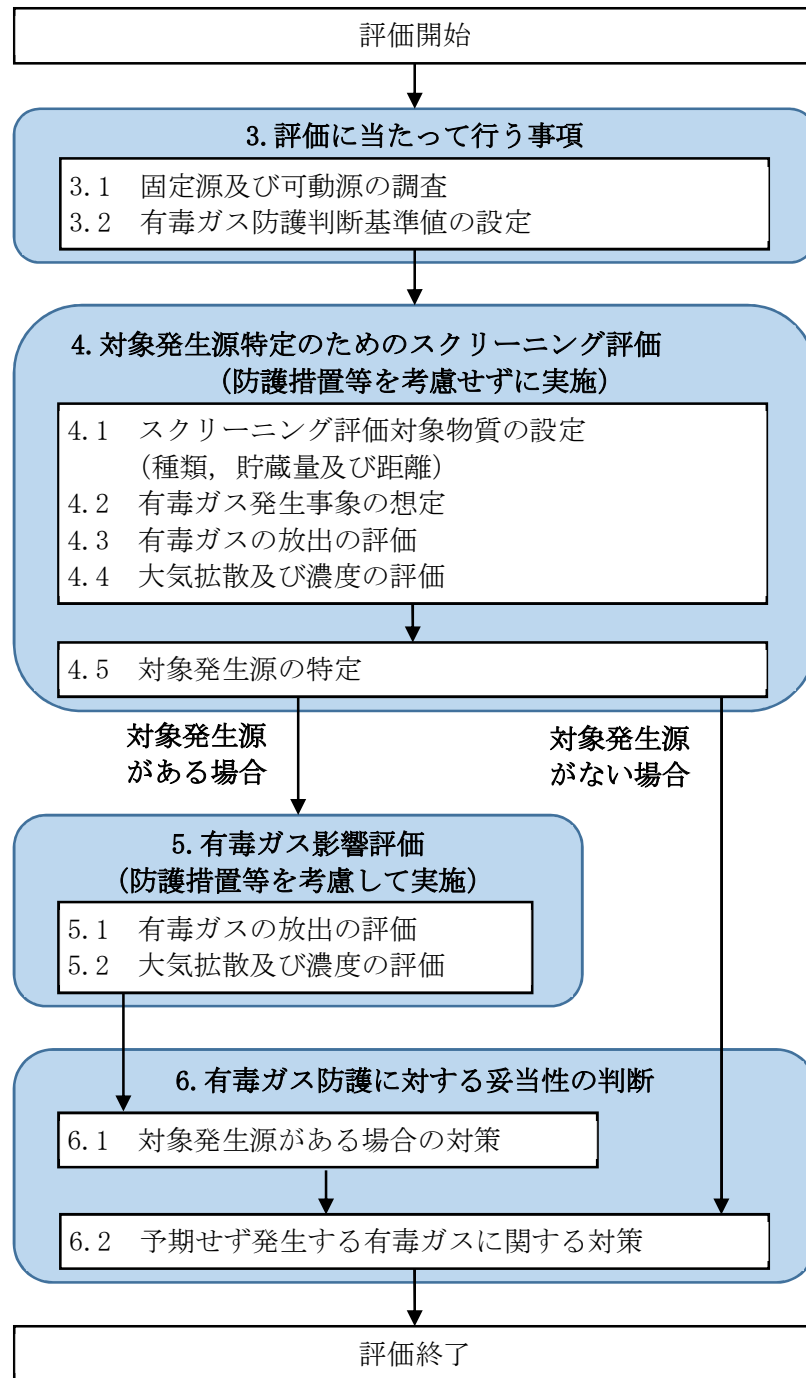
| 出典 | 記載内容 |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 産業中毒便覧 (増補版) (7月1992) | 90%以上のガスで深麻酔を起こさせる。 |
| 人体に対する影響 Hazardous Substances Data Bank (HSDB) (U.S. National Library of Medicine "TOXNET DATABASE" 2016) | <ul style="list-style-type: none"> ・亜酸化窒素は無害であり、気道に刺激を与えないが、50ppmを超える濃度では、機敏性、認知性、運動及び視聴覚機能が低下する。 ・8時間の時間荷重平均 (TWA) : 50ppm ・職業的ばく露限界の推奨値 : TLV-TWA*を超えない場合でも、1日の合計30分以内で TLV-TWA の3倍 (150ppm) を超えてはならず、TLV-TWA の5倍を超える状況があってはならない。 |

注記* : 慢性毒性の基準

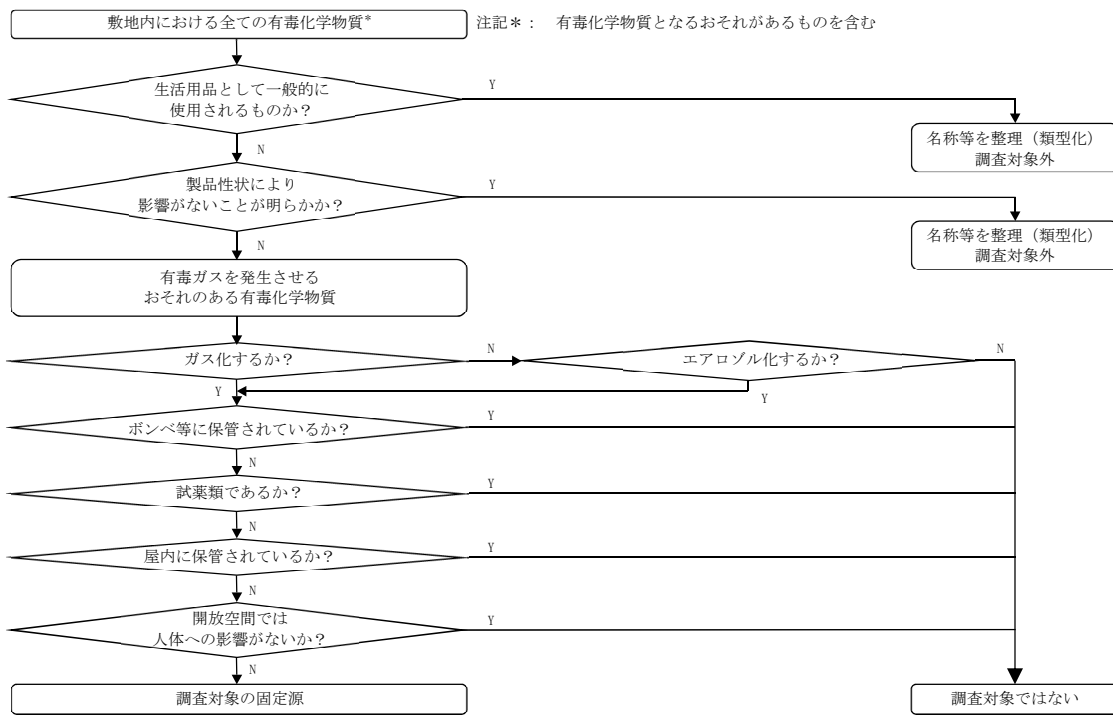


150ppm を有毒ガス防護判断基準値とする。

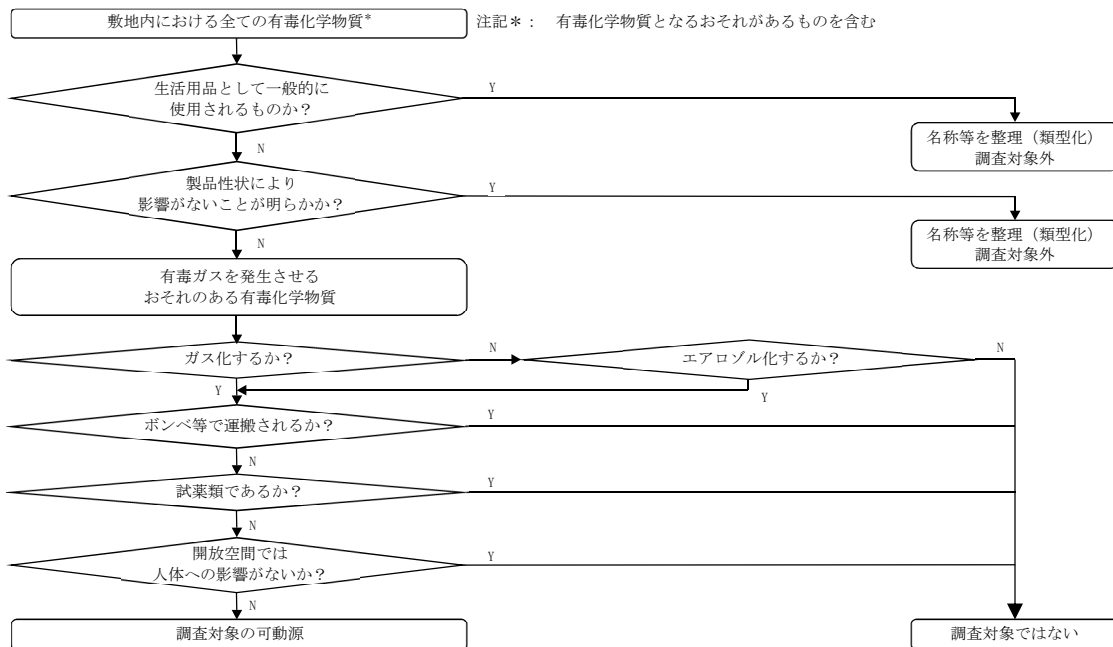
[- - -] : 有毒ガス防護判断基準値設定の直接的根拠



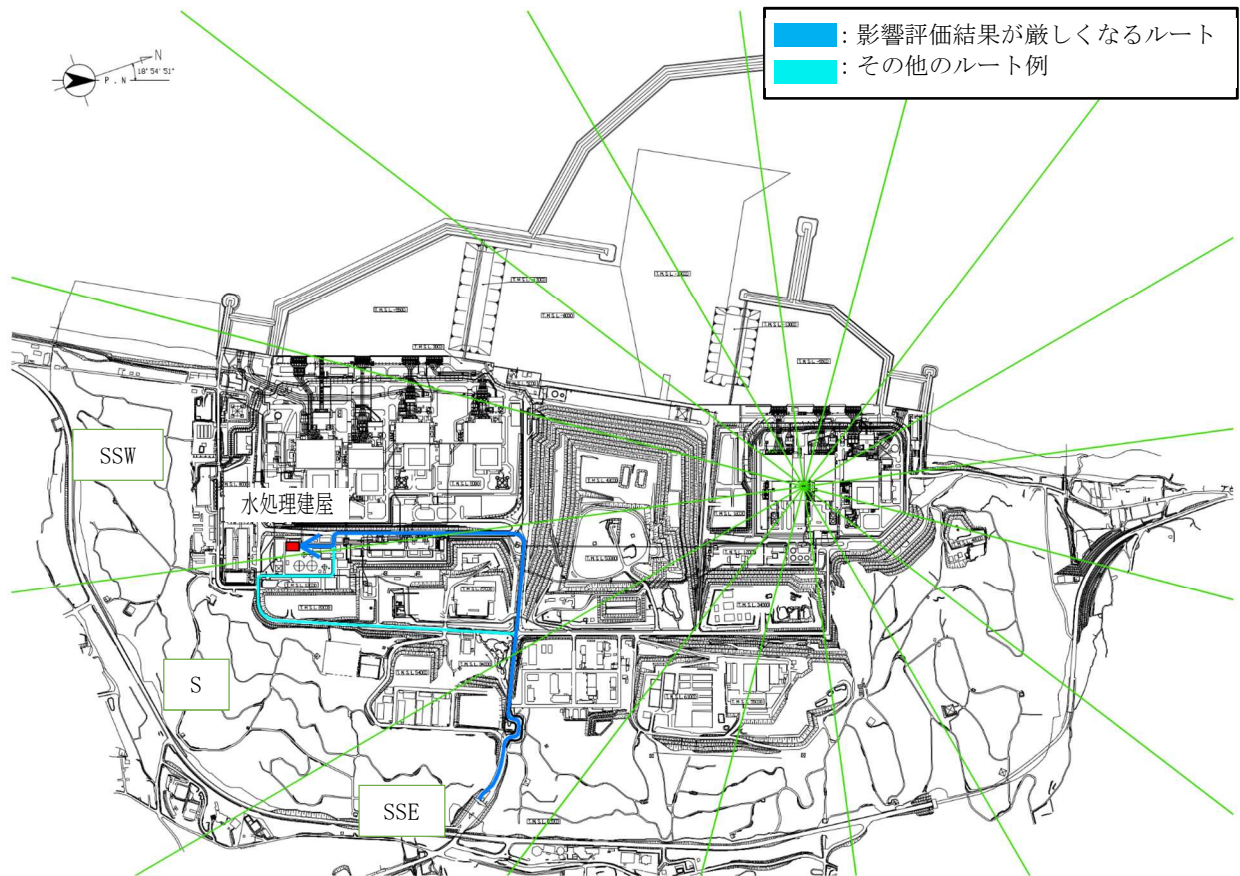
別添図-1 有毒ガス防護に係る妥当性確認のフロー



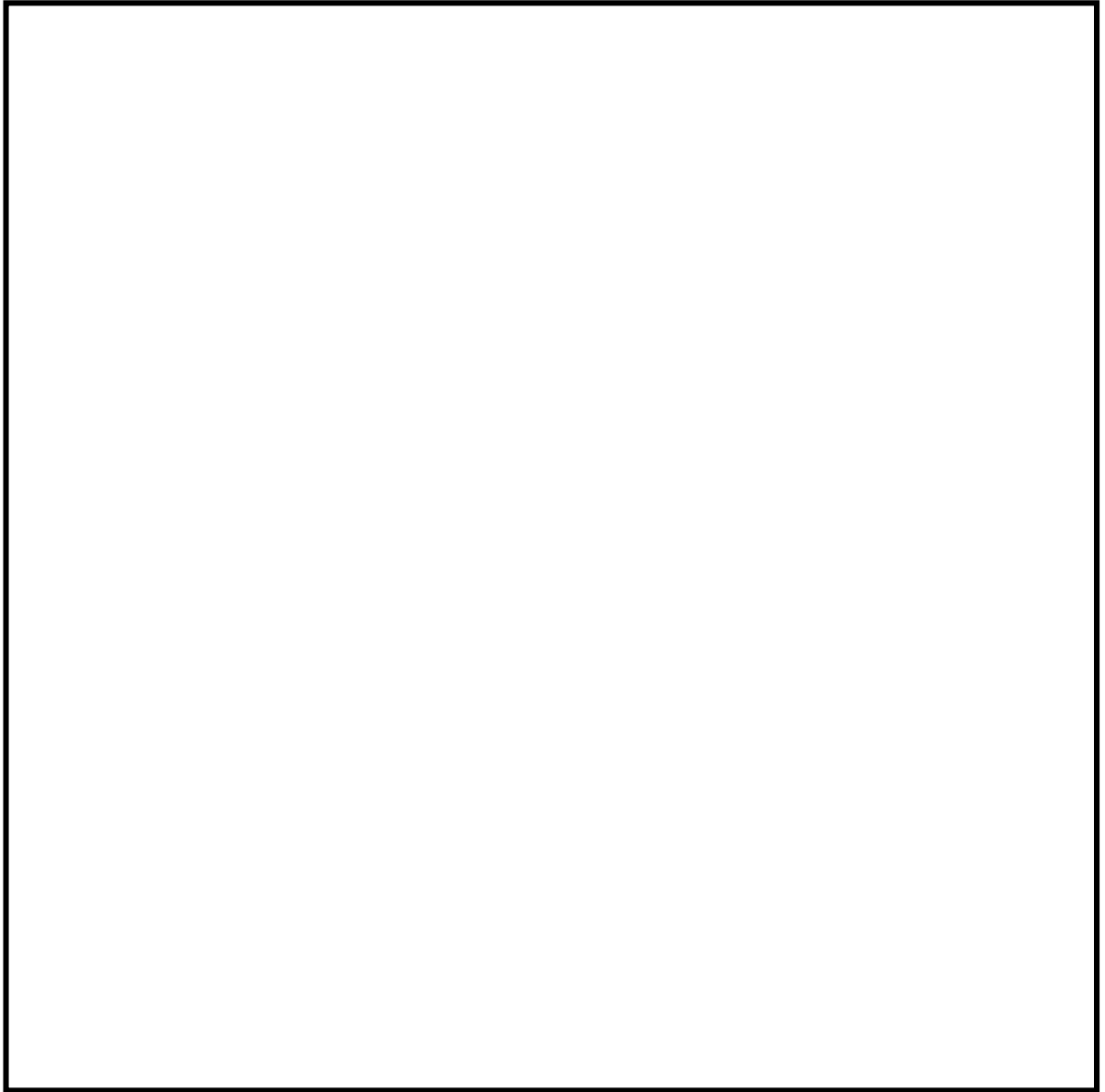
別添図-2 固定源の特定フロー



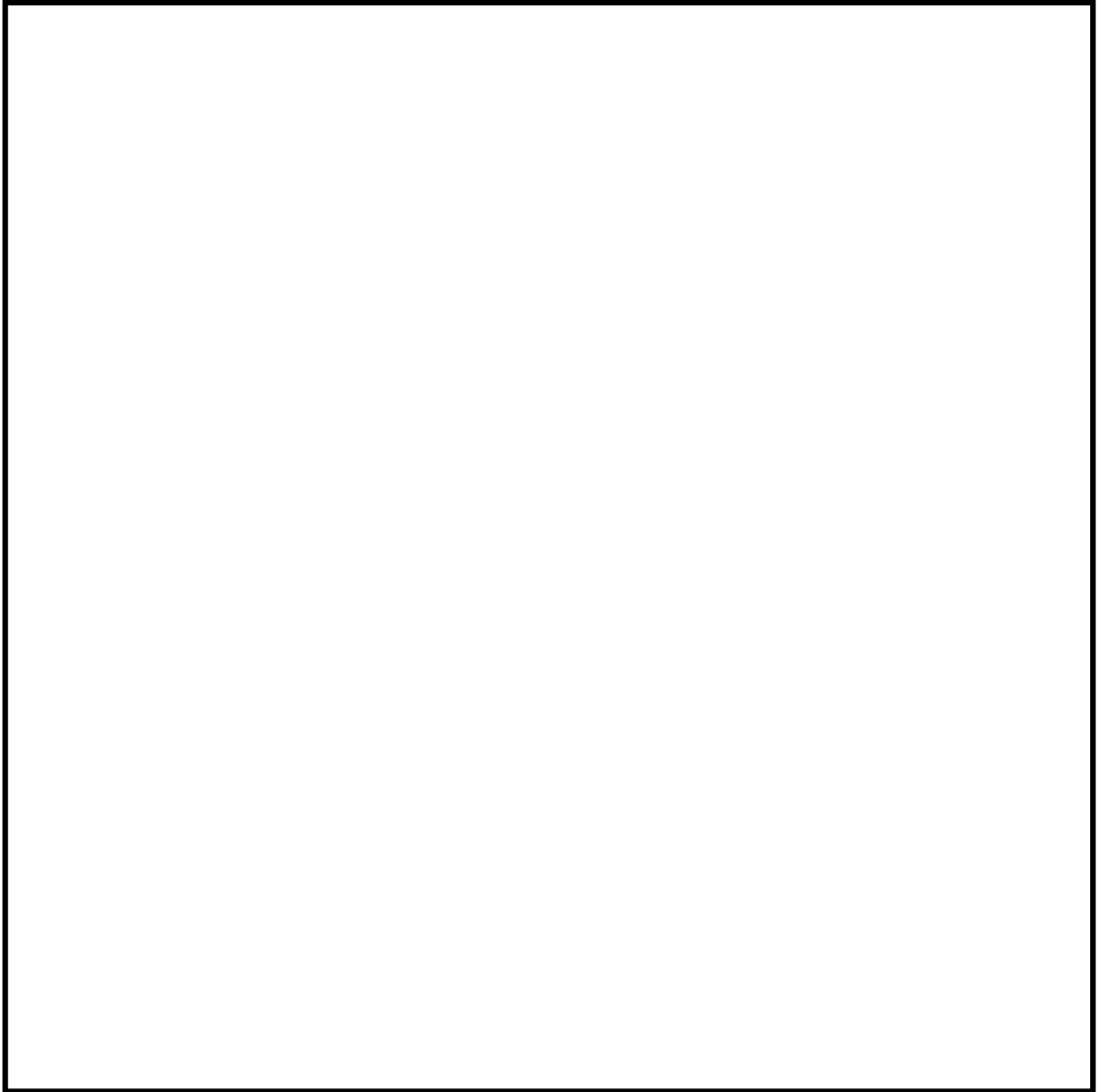
別添図-3 可動源の特定フロー



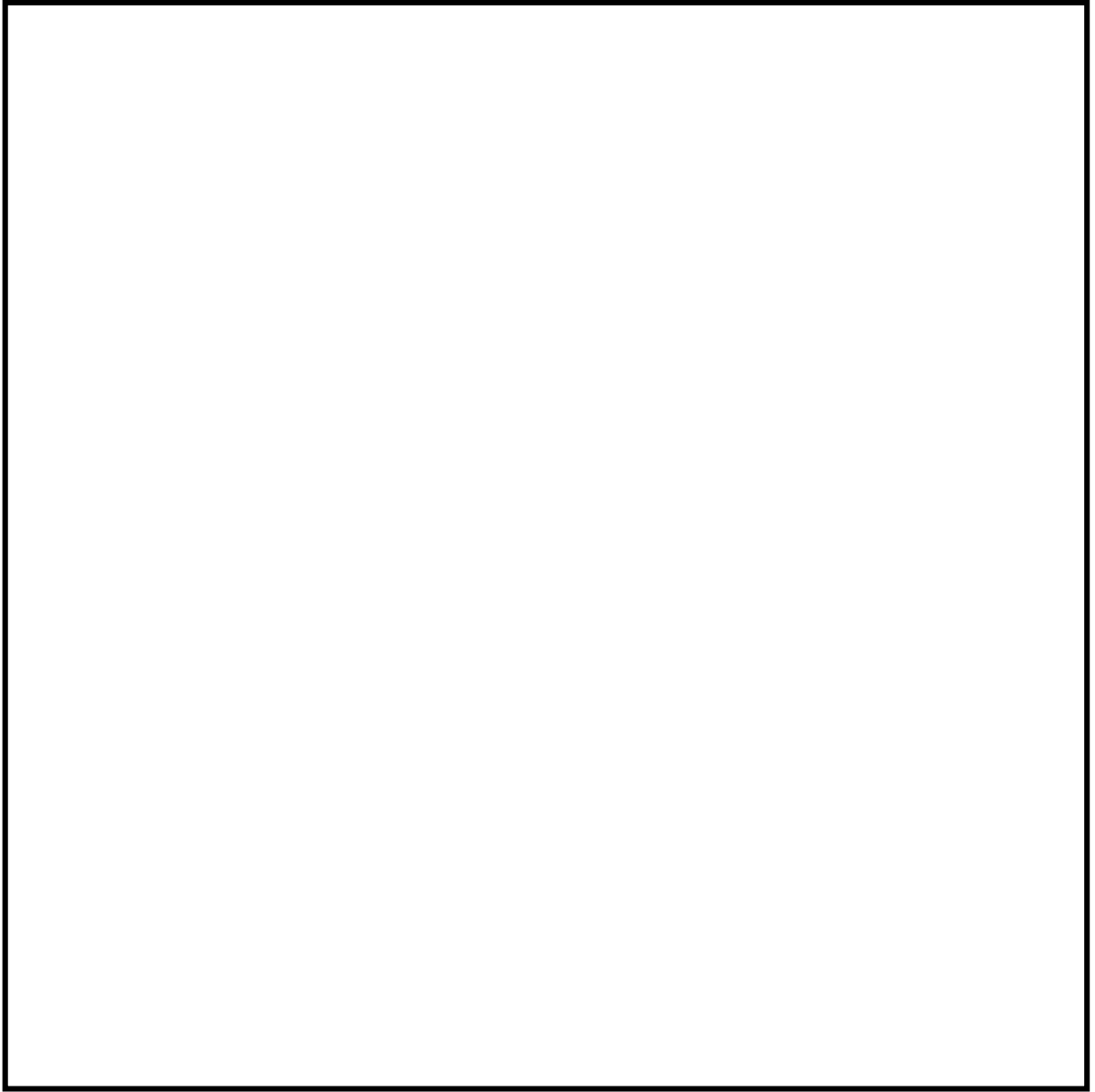
別添図-4 中央制御室等と敷地内可動源の輸送ルートとの位置関係



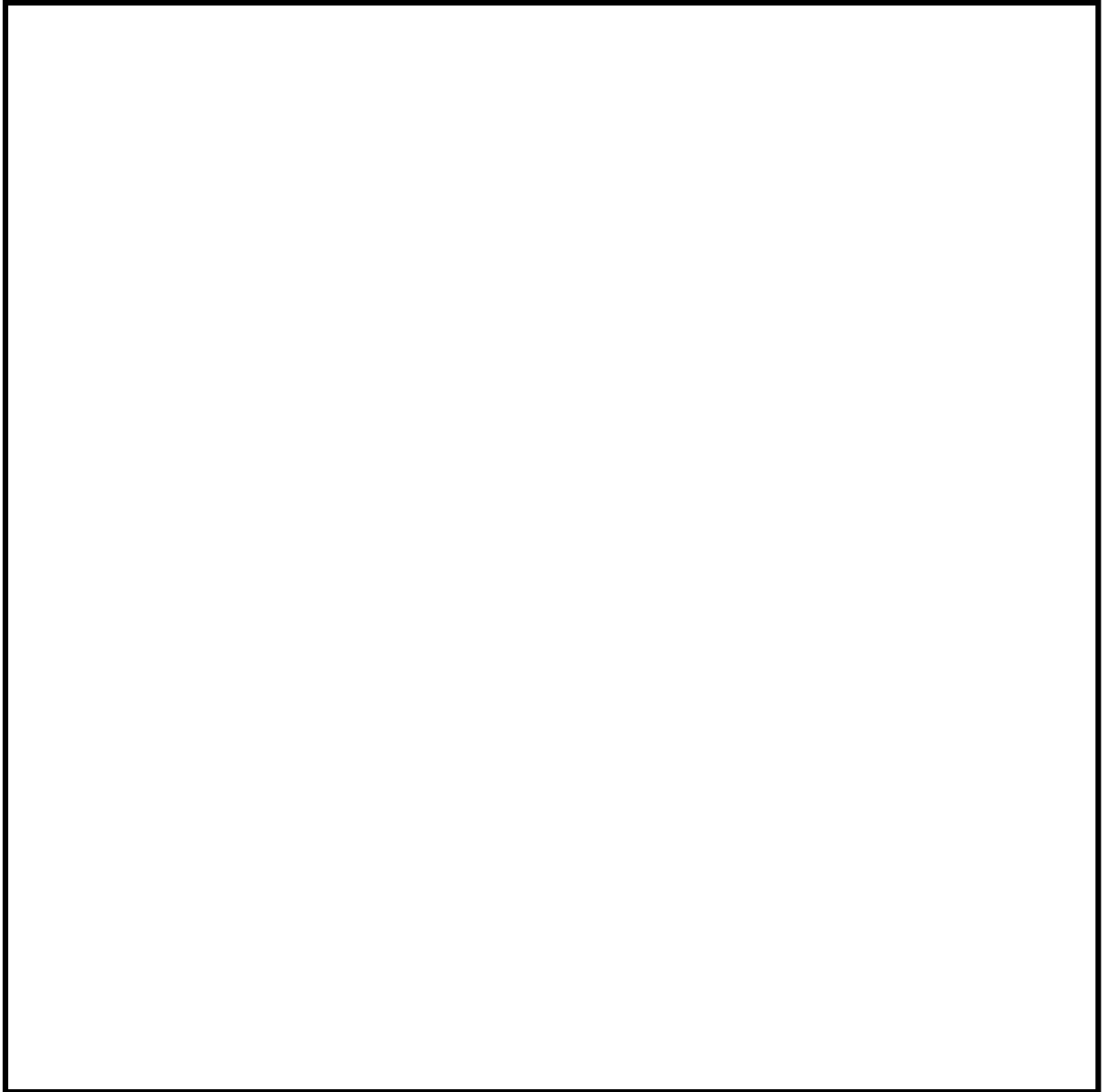
別添図-5 柏崎刈羽原子力発電所と敷地外固定源の位置関係（アンモニア）（1/4）



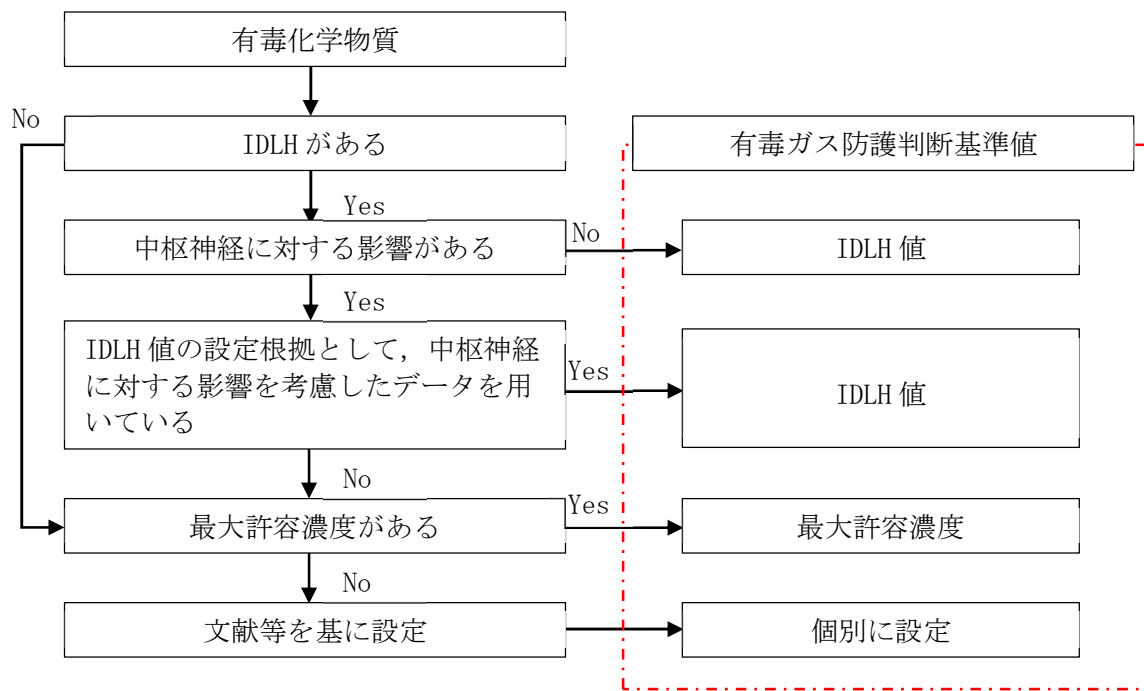
別添図-5 柏崎刈羽原子力発電所と敷地外固定源の位置関係（塩酸）（2/4）



別添図-5 柏崎刈羽原子力発電所と敷地外固定源の位置関係（メタノール）（3/4）



別添図-5 柏崎刈羽原子力発電所と敷地外固定源の位置関係（亜酸化窒素）（4/4）



別添図-6 有毒ガス防護のための判断基準値設定の考え方

調査対象とする有毒化学物質について

1. 有毒化学物質の設定

固定源及び可動源の調査において、有毒ガス評価ガイド 3.1 (1) では、調査対象とする有毒化学物質を示すことが求められている。一方、有毒ガス評価ガイド 3.1 (2) で調査対象外の説明を求めている。

よって、有毒ガス評価ガイド 3.1 で調査対象とする有毒化学物質は、有毒ガス評価ガイド 1.3 の有毒化学物質の定義に基づき、人に対する悪影響を考慮した上で参照する情報源を整理し、以下の通り定義し、有毒化学物質を設定した。

【有毒ガス評価ガイド記載】 1.3

有毒化学物質：国際化学安全性カード等において、人に対する悪影響が示されている物質

(1) 設定方法

a. 人に対する悪影響

「人に対する悪影響」については、有毒ガス評価ガイドにて定義されていないが、有毒ガス防護判断基準値の定義及びその参照情報として採用されている IDLH や最大許容濃度の内容は、以下のとおりである。

- ・有毒ガス防護判断基準値：有毒ガスの急性ばく露に関し、中枢神経等への影響を考慮し、運転・対処要員の対処能力に支障を来たさないと想定される濃度限度値をいう。
(有毒ガス評価ガイド 1.3(13))
- ・IDLH 値：米国 NIOSH が定める急性の毒性限度 (有毒ガス評価ガイド 1.3(1))
- ・最大許容濃度：短時間で発現する刺激、中枢神経抑制等の生体影響を主とすることから勧告されている値。(有毒ガス評価ガイド脚注 12)

上記内容を勘案し、有毒化学物質とは、以下のような「人に対する悪影響」を与えるものとし、設定した。

- ①中枢神経影響物質
- ②急性毒性（致死）影響物質
- ③呼吸器障害の原因となるおそれがある物質

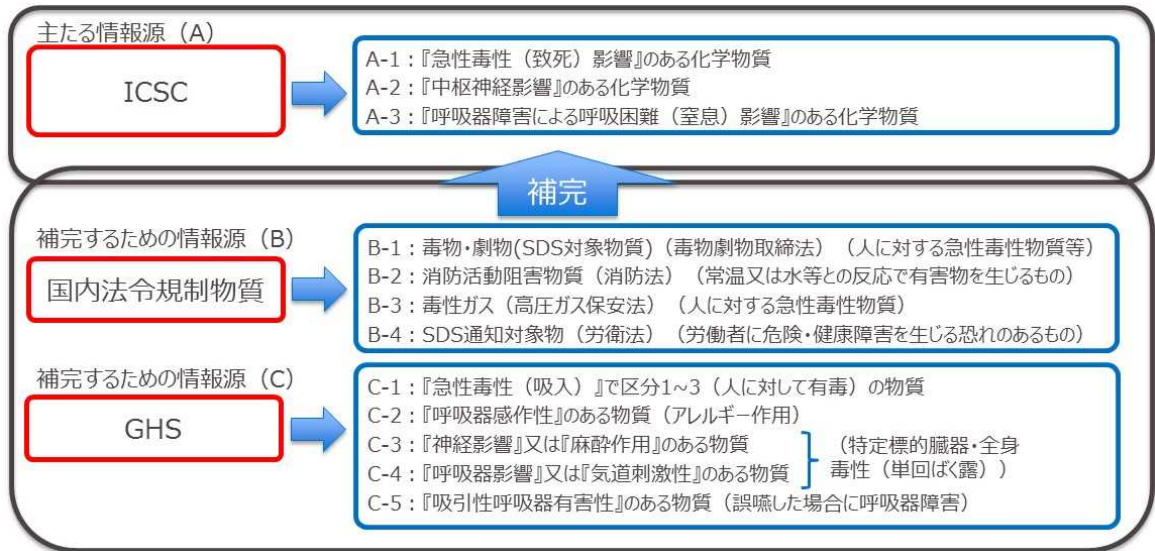
b. 参照する情報源

有毒化学物質の選定のための情報源として、以下の 3 種類のものとした。

- ①国際化学物質安全性カード(ICSC)による情報を主たる情報源とする。
ICSC にない有毒化学物質を補完するために、以下の 2 種類の情報源を追加し、網羅性を確保した。
- ②急性毒性の観点で国内法令で規制されている物質
- ③化学物質の有害性評価等の世界標準システム (GHS) で作成されたデータベース

(2) 設定範囲

参照する各情報源において、「人に対する悪影響」（急性毒性影響）のある有毒化学物質として、急性毒性（致死）影響物質，中枢神経影響物質，呼吸器障害の原因となるおそれがある物質を，別紙1図-1のように網羅的に抽出し，設定の対象とした。



別紙1図-1 各情報源における急性毒性影響

【出典元】

それぞれの情報源の出典等は以下のとおりである。

- A. ICSC カード：医薬品食品衛生研究所『国際化学物質安全性カード（ICSC）日本語版』
 - ・最終更新：平成 29 年 12 月 5 日
- B. 各法令
 - ①消防法：危険物の規制に関する政令及びその関連省令
 - ・最新改正：平成 30 年 11 月 30 日総務省令第 65 号
 - ②毒物及び劇物取締法：医薬品食品衛生研究所『毒物および劇物取締法（毒劇法）(2) 毒劇物検索性ファイル』
 - ・最終更新：平成 30 年 12 月 25 日
 - ③高圧ガス保安法：一般高圧ガス保安規則
 - ・最新改正：平成 31 年 1 月 11 日経済産業省令第 2 号
 - ④労働安全衛生法：厚生労働省『職場のあんぜんサイト：表示・通知対象物質の一覧・検索』
 - ・最終更新：平成 30 年 12 月 18 日
- C. GHS 分類：経済産業省『政府による GHS 分類結果』
 - ・最終更新：平成 30 年 12 月

(3) 設定結果

上記の方法により、各情報源から抽出された有毒化学物質の例を別紙 1 表-1 に示す。

また、窒素及び水素については、別紙 1 表-2 に示すとおり ICSC 及び GHS のデータベースにおいていずれも急性毒性に関する記載はないものの、ICSC の吸入の危険性において、「閉ざされた場所では窒息を起こすことがある。」との記載があることから、窒息性ガスも「人に対する悪影響」のある物質として抽出した。

別紙1表-1 各情報源から抽出された有毒化学物質の調査結果(例)

| 情報源 | 影響による分類 | 代表例 | |
|----------|-------------------------------------------|--------------------------------|-----------------------------------|
| ICSC | A-1:『急性毒性(致死)影響』のある化学物質 | ・塩酸 ・ヒドラジン ・硫酸 | ・フッ化水素 ・塩素 ・二酸化窒素 |
| | A-2:『中枢神経影響』のある化学物質 | ・ヒドラジン ・メタノール ・エチレングリコール | ・ほう酸 ・酸素 ・プロパン |
| | A-3:『呼吸器障害による呼吸困難(窒息)影響』のある化学物質 | ・塩酸 ・硫酸 ・フッ化水素 | ・プロパン ・硝酸 ・二酸化窒素 |
| 国内法令規制物質 | B-1:毒物・劇物(SDS対象物質)(毒物劇物取締法)(人に対する急性毒性物質等) | ・アンモニア ・塩酸 ・ヒドラジン | ・メタノール ・フッ化水素 ・水酸化ナトリウム |
| | B-2:消防活動阻害物質(消防法)(常温又は水等との反応で有害物を生じるもの) | ・アセチレン ・生石灰 ・無水硫酸 | ・水銀 ・ヒ素 ・フッ化水素 |
| | B-3:毒性ガス(高压ガス保安法)(人に対する急性毒性物質) | ・アンモニア ・ベンゼン ・塩素 | ・一酸化炭素 ・硫化水素 ・フッ素 |
| | B-4:SDS通知対象物(労衛法)(労働者に危険・健康障害を生じる恐れのあるもの) | ・塩酸 ・ヒドラジン ・メタノール | ・過酸化水素 ・水酸化ナトリウム ・硫酸 |
| GHS | C-1:『急性毒性(吸入)』で区分1~3(人に対して有毒)の物質 | ・塩酸 ・ヒドラジン ・硫酸 | ・フッ化水素 ・過酸化水素 ・硫化水素 |
| | C-2:『呼吸器感作性』のある物質(アレルギー作用) | ・塩酸 ・アセチルサリチル酸 ・クロム | ・ホルムアルデヒド ・ニッケル ・コバルト |
| | C-3:『神経影響』又は『麻酔作用』のある物質 | ・アンモニア ・ヒドラジン ・メタノール | ・エチレングリコール ・過酸化水素 ・炭酸ガス |
| | C-4:『呼吸器影響』又は『気道刺激性』のある物質 | ・アンモニア ・塩酸 ・ヒドラジン | ・メタノール ・エチレングリコール ・水酸化ナトリウム |
| | C-5:『吸引性呼吸器有害性』のある物質(誤嚥した場合に呼吸器障害) | ・スチレン ・ベンゼン ・トルエン | ・キシレン ・水酸化カリウム |

別紙 1 表-2 ICSC 及び GHS における窒素及び水素の記載

| | ICSC | GHS |
|---------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 窒素 (気体) | <p>【吸入の危険性】 容器を開放すると、閉ざされた場所では空気中の酸素濃度が低下して、窒息を起こすことがある。</p> <p>【短期ばく露の影響】 記載無し。</p> | <ul style="list-style-type: none"> ・急性毒性 (吸入) : 区分外 ・呼吸器感作性 : データなし ・特定標的臓器・全身毒性 (単回ばく露) : データなし |
| 窒素 (液化) | <p>【吸入の危険性】 容器を開放すると、閉ざされた場所では窒息の危険を生じる。</p> <p>【短期ばく露の影響】 液体は、凍傷を引き起こすことがある。</p> | <ul style="list-style-type: none"> ・急性毒性 (吸入) : 区分外 ・呼吸器感作性 : データなし ・特定標的臓器・全身毒性 (単回ばく露) : データなし ・吸引性呼吸器有害性 : 分類対象外 |
| 水素 | <p>【吸入の危険性】 容器を開放すると、閉ざされた場所では空気中の酸素濃度が低下して、窒息を起こすことがある。</p> <p>【短期ばく露の影響】 窒息。冷ガスに曝露すると、凍傷を引き起こすことがある。</p> | <ul style="list-style-type: none"> ・急性毒性 (吸入) : 区分外 ・呼吸器感作性 : データなし ・特定標的臓器・全身毒性 (単回ばく露) : データなし ・吸引性呼吸器有害性 : 分類対象外 |

2. 有毒化学物質の抽出

固定源及び可動源の調査では、有毒ガス評価ガイド3.1のとおり、敷地内に保管、輸送される全ての有毒化学物質を調査対象とする必要があることから、以下のとおり、調査を行い柏崎刈羽原子力発電所内で使用される有毒化学物質を抽出した。抽出フローを別紙1図-2に示す。

(1) 有毒化学物質を含むおそれがある化学物質の抽出

柏崎刈羽原子力発電所において使用される有毒化学物質が含まれるおそれがある化学物質を調査対象範囲とし、以下のとおり実施した。

①設備、機器類

図面類、法令に基づく届出情報等により、対象設備、機器類を抽出した。

②資機材、試薬類

購買記録、点検記録、現場確認等により、対象物品を抽出した。

③生活用品

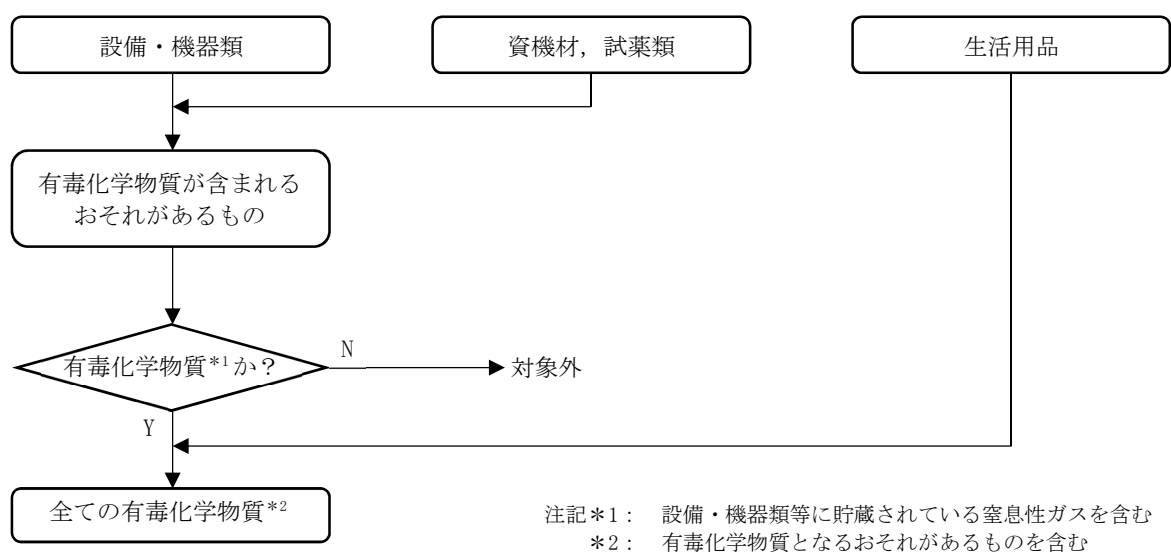
生活用品については、運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられることから名称等を整理（類型化）し、抽出した。

(2) 有毒化学物質との照合

2. (1)で抽出した①、②の化学物質について、CAS 番号等をもとに、1. (3)で設定した有毒化学物質リストとの照合を行い、有毒化学物質か否か判定を行った。

(3) 抽出した有毒化学物質のリスト化

2. (1)、(2)をとりまとめ、発電所で使用する全ての有毒化学物質としてリスト化した。



別紙1図-2 有毒化学物質の抽出フロー

敷地外固定源の特定に係る調査対象法令の選定について

対象とする法令は、環境省の「化学物質情報検索支援システム」にて、化学物質の管理に係る主要な法律として示された法律及び「化学物質の審査及び製造等の規制に関する法律 逐条解説」に示された化学物質に関連する法律の内容を調査し、化学物質の貯蔵を規制している法律を選定した。

また、多量の化学物質を貯蔵する施設として化学工場等の産業施設が想定されることから、経済産業省に関連する法律のうち、特にガスの貯蔵を規制する法律についても選定した。

具体的には、上記の法律のうち貯蔵量等に係る届出義務のある法律を対象として開示請求を実施した。届出情報の開示請求を実施する法律の選定結果を別紙 2 表-1 に示す。

別紙2表-1 届出情報の開示請求を実施する法律の選定結果

| 法律名 | 貯蔵量等に 係る届出義務 | 開示請求の 対象選定 |
|------------------------------------|-----------------|---------------|
| 化学物質の審査及び製造等の規制に関する法律 | × | × |
| 特定化学物質の環境への排出量の把握等及び管理の改善の促進に関する法律 | × | × |
| 毒物及び劇物取締法 | ○ | ○ |
| 環境基本法 | × | × |
| 大気汚染防止法 | × | × |
| 水質汚濁防止法 | × | × |
| 土壌汚染対策法 | × | × |
| 農薬取締法 | × | × |
| 悪臭防止法 | × | × |
| 廃棄物の処理及び清掃に関する法律 | × | × |
| 下水道法 | × | × |
| 海洋汚染等及び海上災害の防止に関する法律 | × | × |
| ダイオキシン類対策特別措置法 | × | × |
| ポリ塩化ビフェニル廃棄物の適正な処理の推進に関する特別措置法 | × | × |
| 特定物質の規制等によるオゾン層の保護に関する法律 | × | × |
| フロン類の使用の合理化及び管理の適正化に関する法律 | × | × |
| 地球温暖化対策の推進に関する法律 | × | × |
| 食品衛生法 | × | × |
| 水道法 | × | × |
| 医薬品、医療機器等の品質、有効性及び安全性の確保等に関する法律 | × | × |
| 建築基準法 | × | × |
| 有害物質を含有する家庭用品の規制に関する法律 | × | × |
| 労働安全衛生法 | × | × |
| 肥料取締法 | × | × |
| 麻薬及び向精神薬取締法 | ○ | ×*1 |
| 覚せい剤取締法 | ○ | ×*1 |
| 消防法 | ○ | ○ |
| 飼料の安全性の確保及び品質の改善に関する法律 | × | × |
| 放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律 | ○ | ×*2 |
| 高圧ガス保安法 | ○ | ○ |
| 液化石油ガスの保安の確保及び取引の適正化に関する法律 | ○ | ×*3 |
| ガス事業法 | ○ | ×*4 |
| 石油コンビナート等災害防止法 | ○ | ×*5 |

- 注記*1： 貯蔵量の届出義務はあるが，化学物質の使用禁止を目的とした法令であり，主に医療用，研究用などに限定され，取扱量は少量と想定されるため対象外とした。
- *2： 貯蔵量の届出義務はあるが，放射性同位元素の数量に係るものであることから対象外とした。
- *3： 貯蔵量の届出義務はあるが，人の健康の保護を目的とした法令ではなく，急性毒性に係る情報もないことから対象外とした。
- *4： 都市ガスに係る法律。混合物としての都市ガス（13A）に有毒性はないことから対象外とした。
- *5： 発電所の最寄りの石油コンビナート等特別防災区域は直江津地区，新潟西港地区，新潟東港地区であるが，敷地外固定源に係る調査対象範囲外であることから対象外とした。

VI-1-6 放射性廃棄物の廃棄施設の説明書

VI-1-6-1 主排気筒の基礎に関する説明書

目 次

| | |
|-------------|---|
| 1. 概要 | 1 |
|-------------|---|

1. 概要

主排気筒の基礎に関しては，VI-2-7-2-1「主排気筒の耐震性についての計算書」で説明する。

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 使用済燃料貯蔵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 | 3 |
| 2.2.4 重大事故等時における周辺モニタリング設備 | 4 |
| 2.2.5 重大事故等時における気象観測設備 | 4 |
| 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 | 6 |
| 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 | 6 |
| 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 | 10 |
| 3.2 エリアモニタリング設備 | 18 |
| 3.2.1 緊急時対策所の線量当量率を計測する装置 | 18 |
| 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 | 19 |
| 3.3 固定式周辺モニタリング設備 | 25 |
| 3.3.1 モニタリングポスト（1号機設備，1, 2, 3, 4, 5, 6, 7号機共用（以下同じ。）） | 25 |
| 3.3.2 データ伝送系（屋外放射線監視システム）（1号機設備，1, 2, 3, 4, 5, 6, 7号機共用 （以下同じ。）） | 25 |
| 3.4 移動式周辺モニタリング設備 | 27 |
| 3.4.1 可搬型モニタリングポスト（7号機設備，6, 7号機共用（以下同じ。）） | 27 |
| 3.4.2 電離箱サーベイメータ（7号機設備，6, 7号機共用（以下同じ。）） | 29 |
| 3.4.3 NaIシンチレーションサーベイメータ（7号機設備，6, 7号機共用（以下同じ。）） | 30 |
| 3.4.4 GM汚染サーベイメータ（7号機設備，6, 7号機共用（以下同じ。）） | 31 |
| 3.4.5 ZnSシンチレーションサーベイメータ（7号機設備，6, 7号機共用（以下同じ。）） | 32 |
| 3.5 可搬型気象観測装置（7号機設備，6, 7号機共用（以下同じ。）） | 33 |
| 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 | 35 |

| | | |
|-------|--------------------------|----|
| 3.6.1 | 計測結果の指示又は表示 | 35 |
| 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 | 35 |
| 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 | 35 |
| 3.7 | その他 | 41 |
| 3.7.1 | 海上モニタリングについて | 41 |
| 3.7.2 | 放射線計測器の保有等について | 42 |
| 4. | 放射線管理用計測装置の計測範囲及び警報動作範囲 | 43 |
| 4.1 | 放射線管理用計測装置の計測範囲 | 43 |
| 4.2 | 放射線管理用計測装置の警報動作範囲 | 43 |

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。併せて、技術基準規則第34条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録、保存及び外部電源が喪失した場合の計測についても説明する。

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、5号機の常用所内電源系に接続するとともに、専用の無停電電源装置を有し、電源の供給元の切替時に発生する短時間の停電時においても電源を供給できる設計とする。指示値は中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）へ表示し、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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、燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ、プロセスモニタリング設備のうち、燃料取替エリア排気放射線モニタ及び原子炉区域換気空調系排気放射線モニタは、外部電源が喪失した場合でも計測できるよう、非常用所内電源系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の計測結果は、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に表示し、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）内の屋外放射線監視システムにて継続的に記録し、電磁的に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、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置出口側配管近傍にフィルタ装置出口放射線モニタを設け、計測結果は中央制御室に表示し、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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。

技術基準規則第67条及びその解釈に基づき、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉格納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における放射性物質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、耐圧強化ベント系の排出経路の配管近傍に耐圧強化ベント系放射線モニタを設け、計測結果は中央制御室に表示し、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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 使用済燃料貯蔵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^(注)に使用済燃料貯蔵プールの上部線量当量率の監視に必要な設備として、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）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、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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) 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条及び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要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下した場合

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、格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)、格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)、フィルタ装置出口放射線モニタ、耐圧強化ベント系放射線モニタ、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ)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使用済燃料貯蔵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使用済燃料貯蔵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は、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、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)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、データ伝送装置、緊急時対策支援システ

ム伝送装置及びSPDS表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）に電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われなる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。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を保管する。なお、移動式周辺モニタリング設備のうち、可搬型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条及び第15条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、5号機の常用所内電源系が喪失した場合においても、代替交流電源設備であるモニタリングポスト用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、可搬型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、5号機原子炉建屋内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5号機原子炉建屋内緊急時対策所内に可搬型エリアモニタ及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）近傍に可搬型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 可搬型気象観測装置（7号機設備, 6,7号機共用（以下同じ。））」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) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)

格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 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、格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の検出信号は、電離箱からの電気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に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、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 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「格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の概略構成図」及び図3-2「検出器の構造図 (格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W))」参照。)

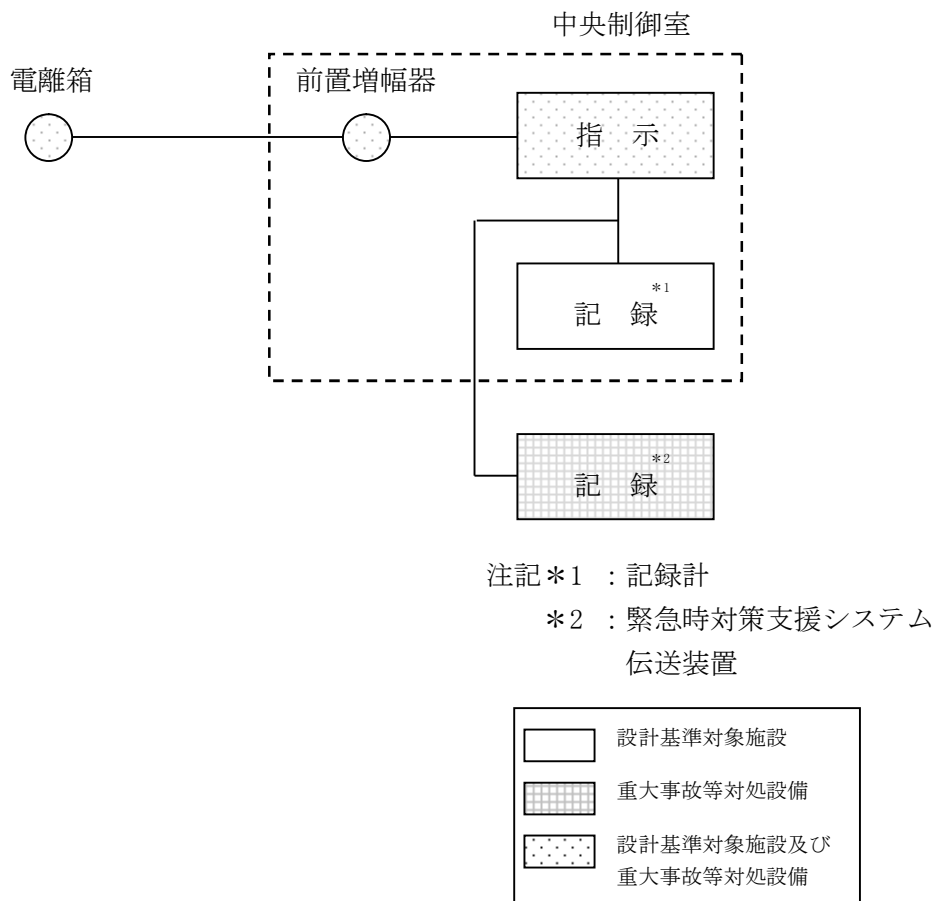
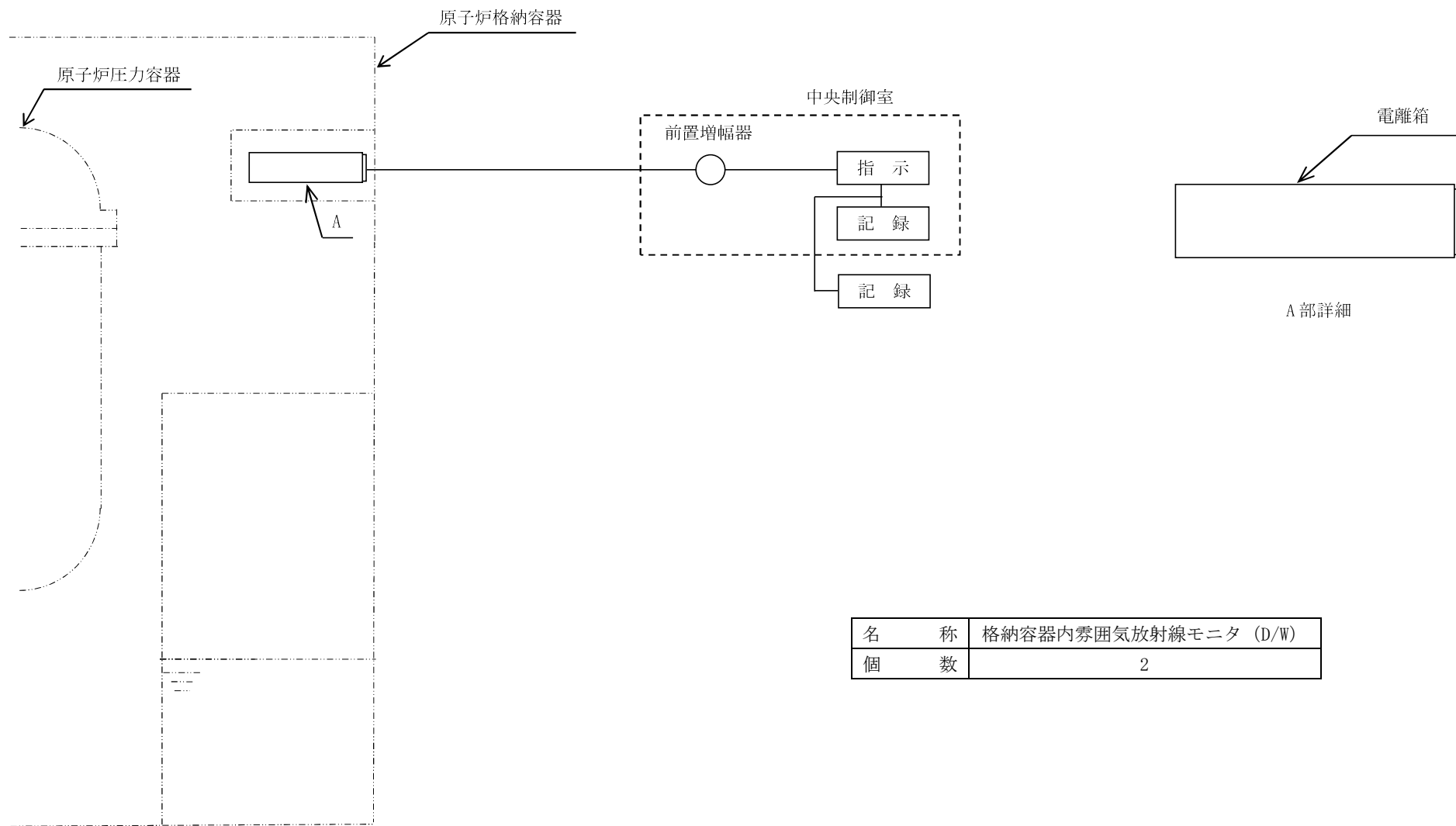


図3-1 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の概略構成図



| | |
|-----|----------------------|
| 名 称 | 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) |
| 個 数 | 2 |

図3-2 検出器の構造図 (格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W))

(2) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)

格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) 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、格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の検出信号は、電離箱からの電気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に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、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 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「格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の概略構成図」及び図3-4「検出器の構造図 (格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C))」参照。)

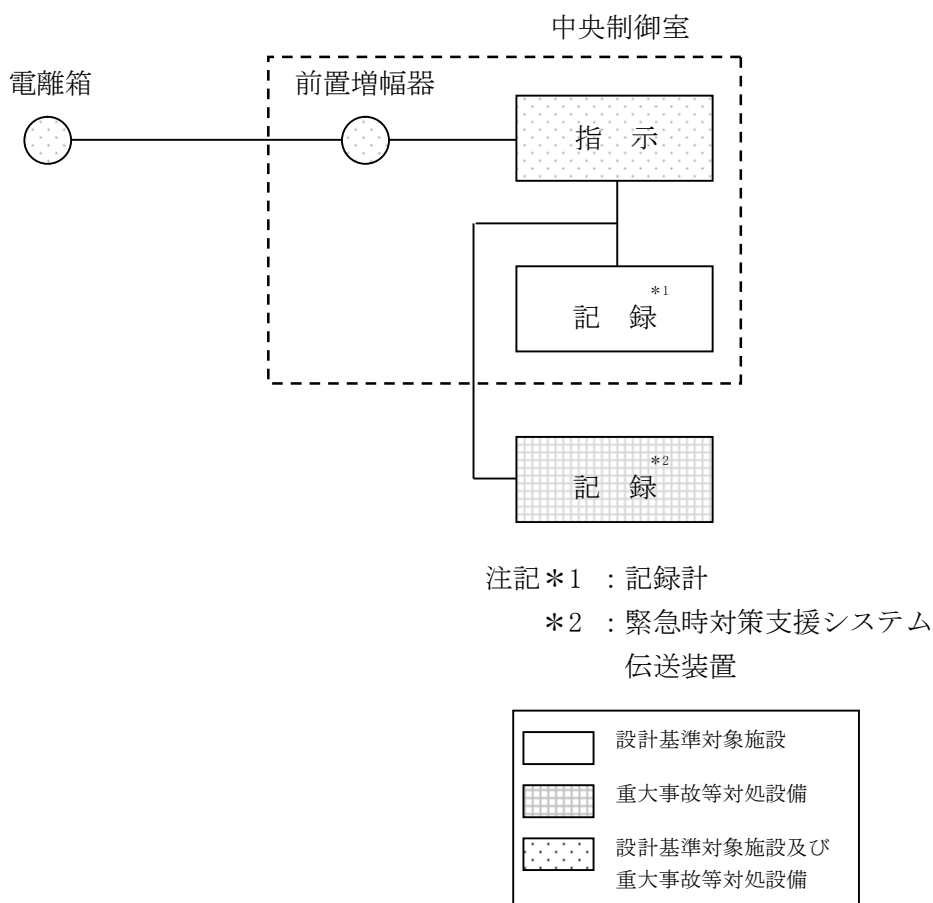


図3-3 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の概略構成図

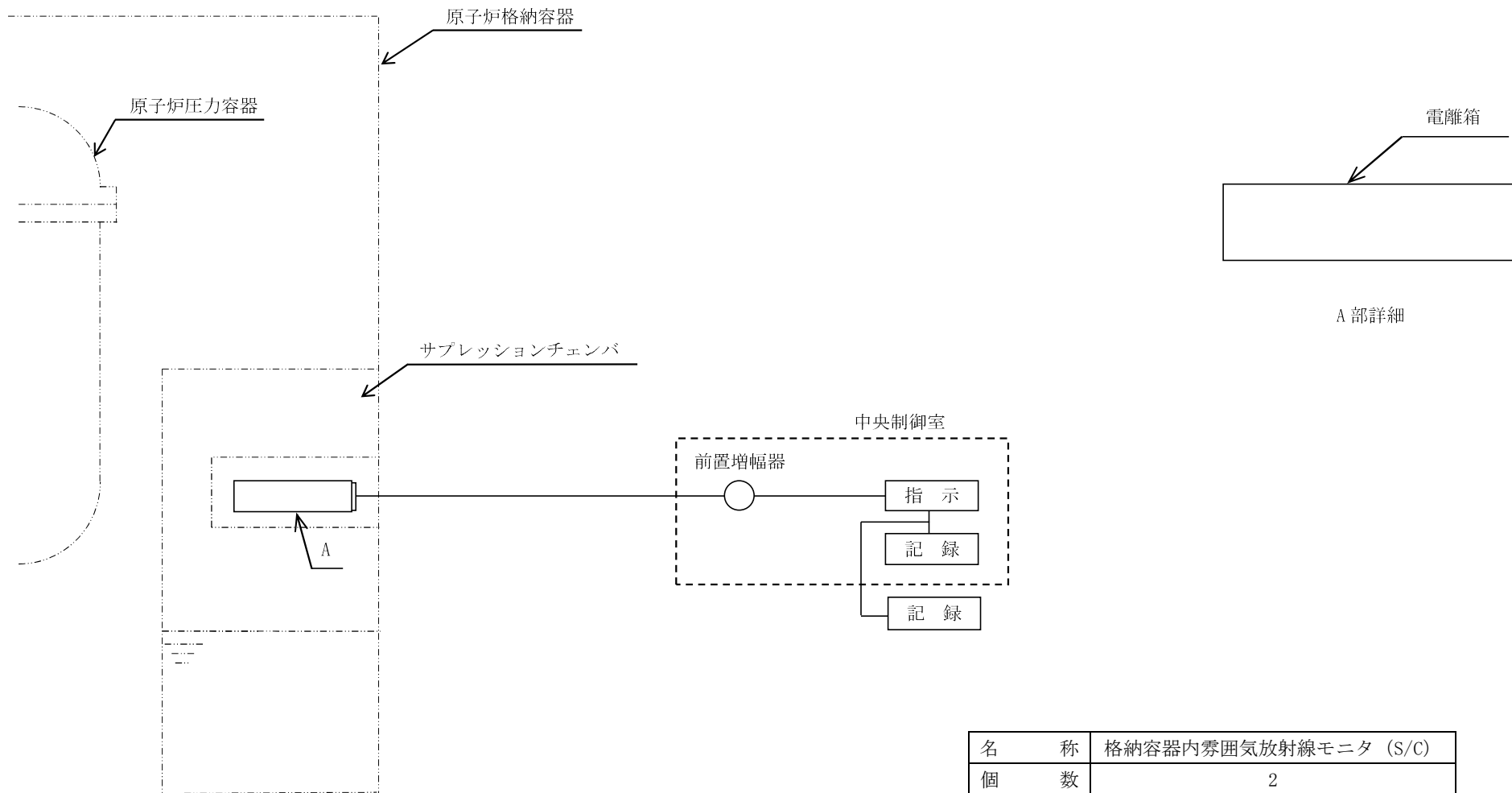


図3-4 検出器の構造図 (格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C))

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) 燃料取替エリア排気放射線モニタ

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エリア排気放射線モニタは、外部電源が喪失した場合、非常用所内電源系からの給電により、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「燃料取替エリア排気放射線モニタ及び原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの概略電源系統図（交流電源）」参照。）

(2) 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ

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原子炉区域換気空調系排気放射線モニタは、外部電源が喪失した場合、非常用所内電源系からの給電により、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「燃料取替エリア排気放射線モニタ及び原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの概略電源系統図（交流電源）」参照。）

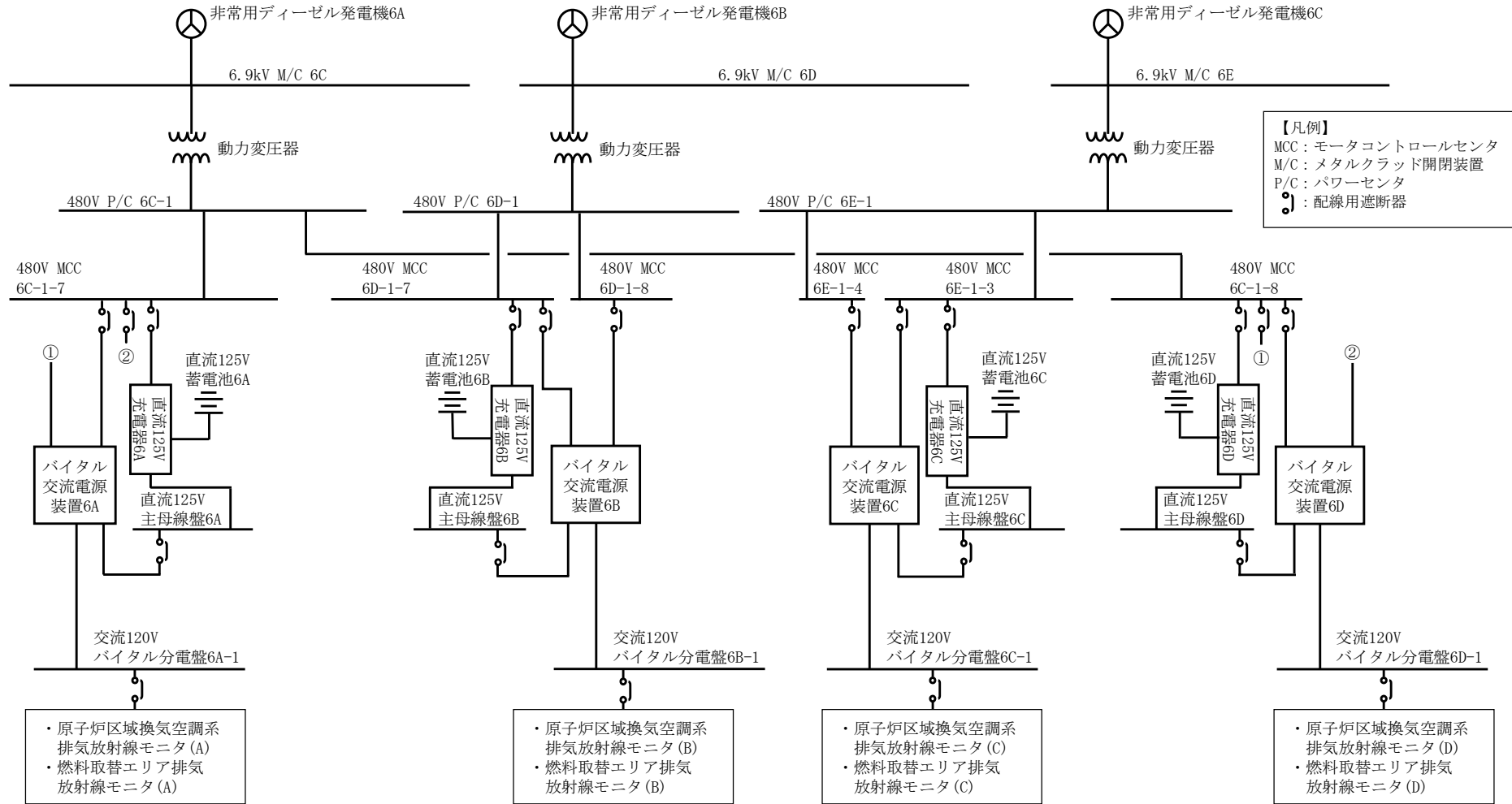


図3-5 燃料取替エリア排気放射線モニタ及び原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの概略電源系統図（交流電源）

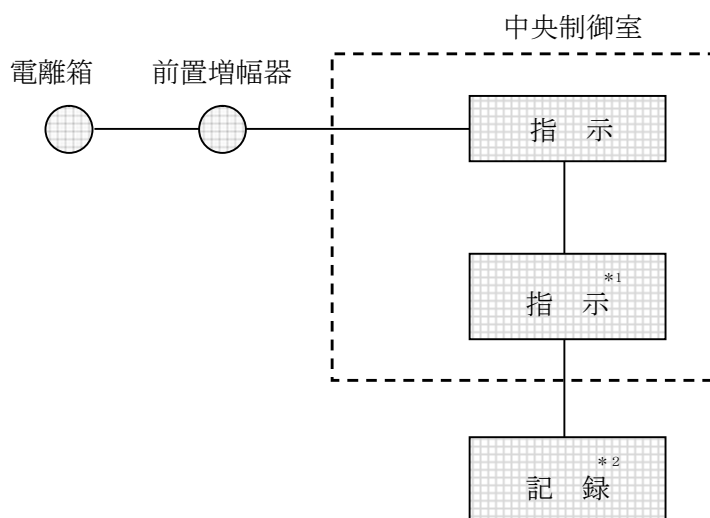
(3) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口放射線モニタの検出信号は、電離箱からの電気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に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、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 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「フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図」及び図3-7「検出器の構造図(フィルタ装置出口放射線モニタ)」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AM用直流125V蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能である。

(図3-8「フィルタ装置出口放射線モニタの概略電源系統図(直流電源)」参照。)



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム
伝送装置

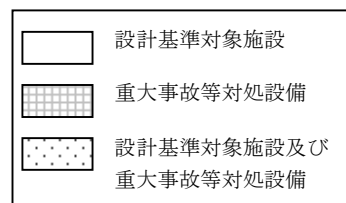
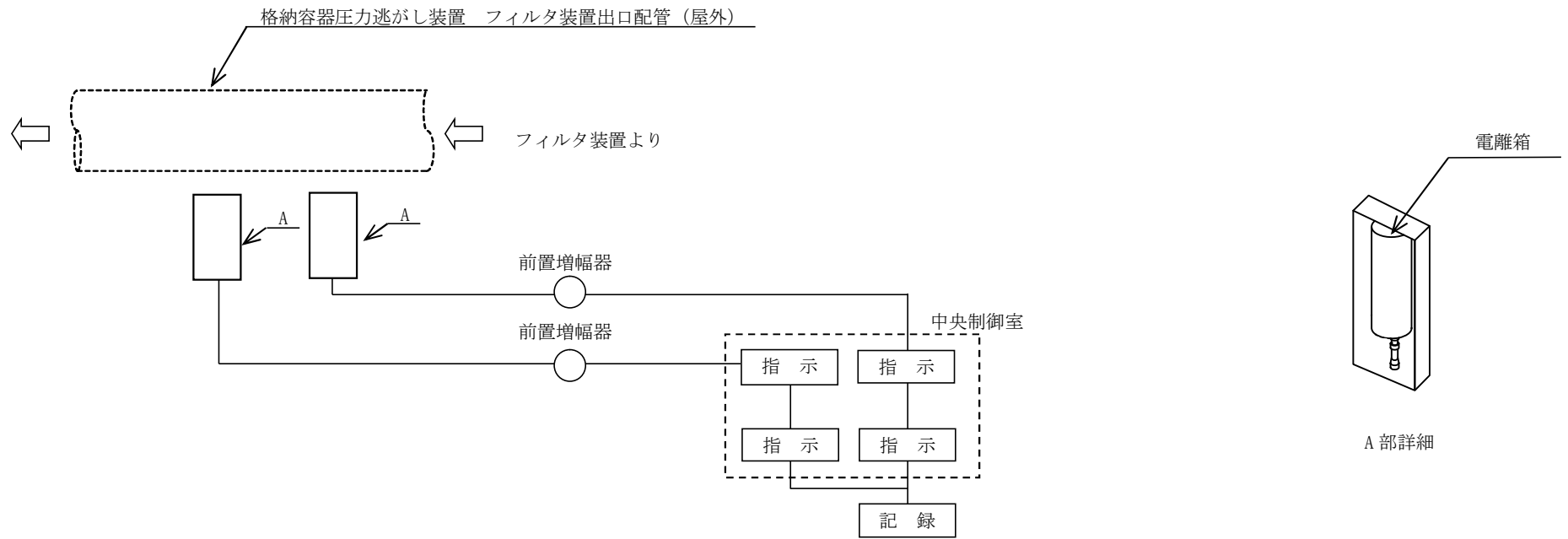


図3-6 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図



| | |
|-----|----------------|
| 名 称 | フィルタ装置出口放射線モニタ |
| 個 数 | 2 |

図3-7 検出器の構造図 (フィルタ装置出口放射線モニタ)

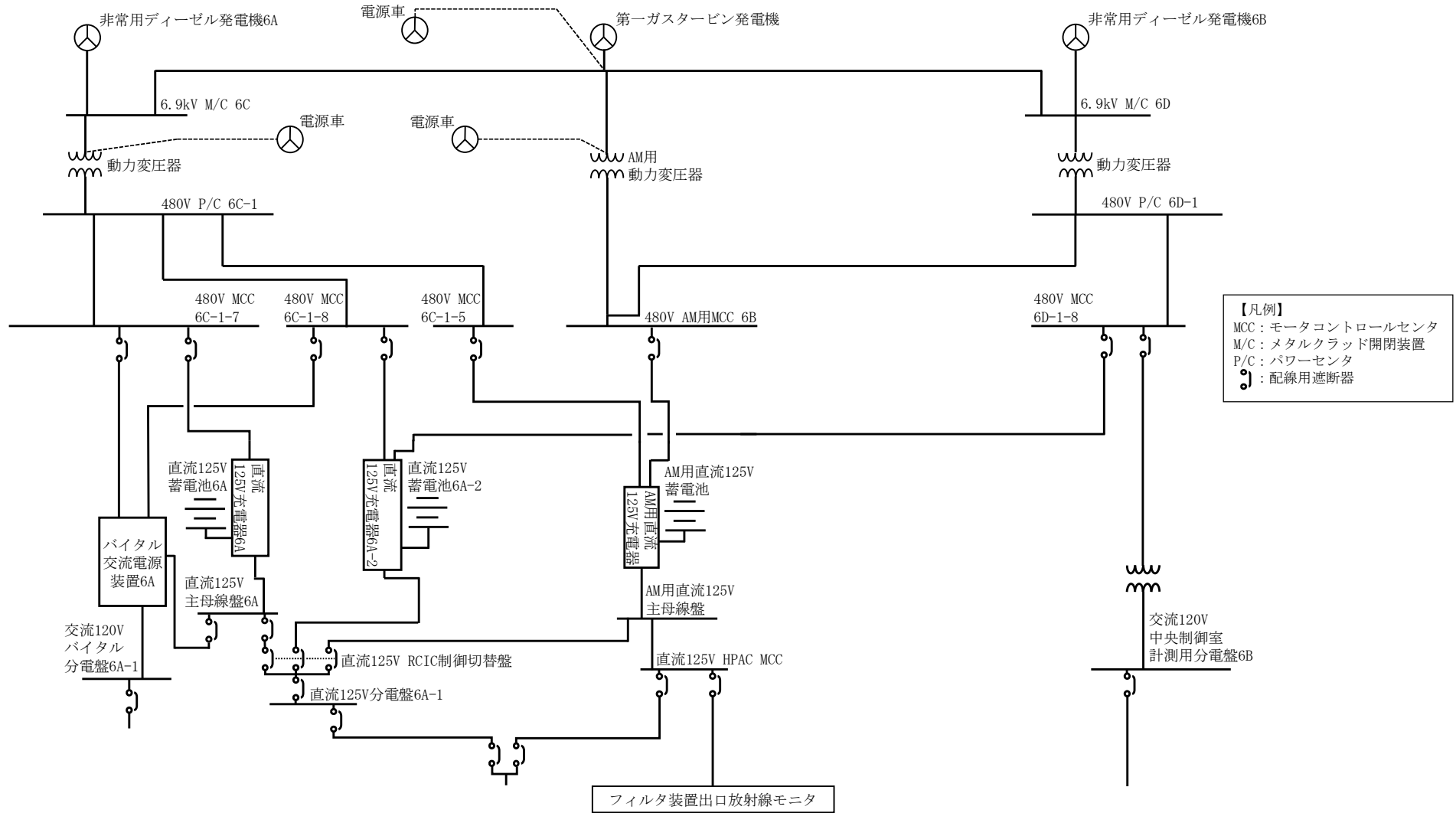


図3-8 フィルタ装置出口放射線モニタの概略電源系統図 (直流電源)

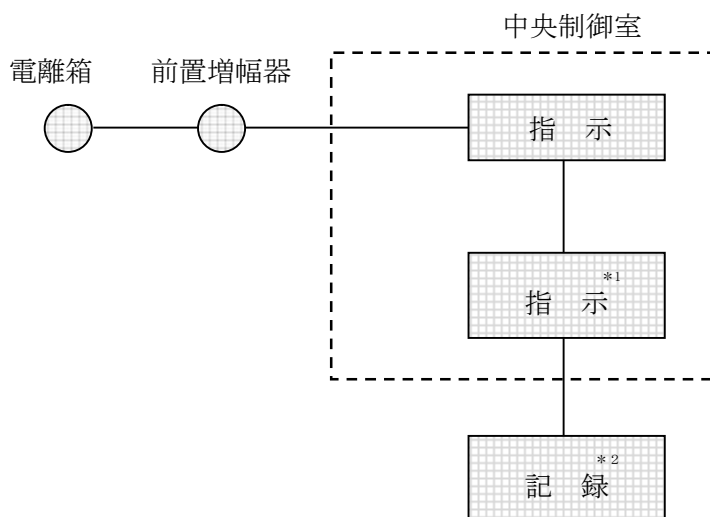
(4) 耐圧強化ベント系放射線モニタ

耐圧強化ベント系放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、耐圧強化ベント系放射線モニタの検出信号は、電離箱からの電気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に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、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 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3-9「耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図」及び図3-10「検出器の構造図(耐圧強化ベント系放射線モニタ)」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AM用直流125V蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能である。

(図3-11「耐圧強化ベント系放射線モニタの概略電源系統図(直流電源)」参照。)



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム
伝送装置

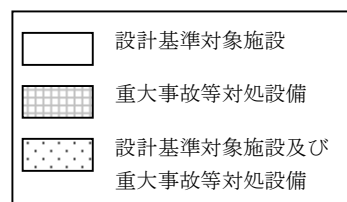
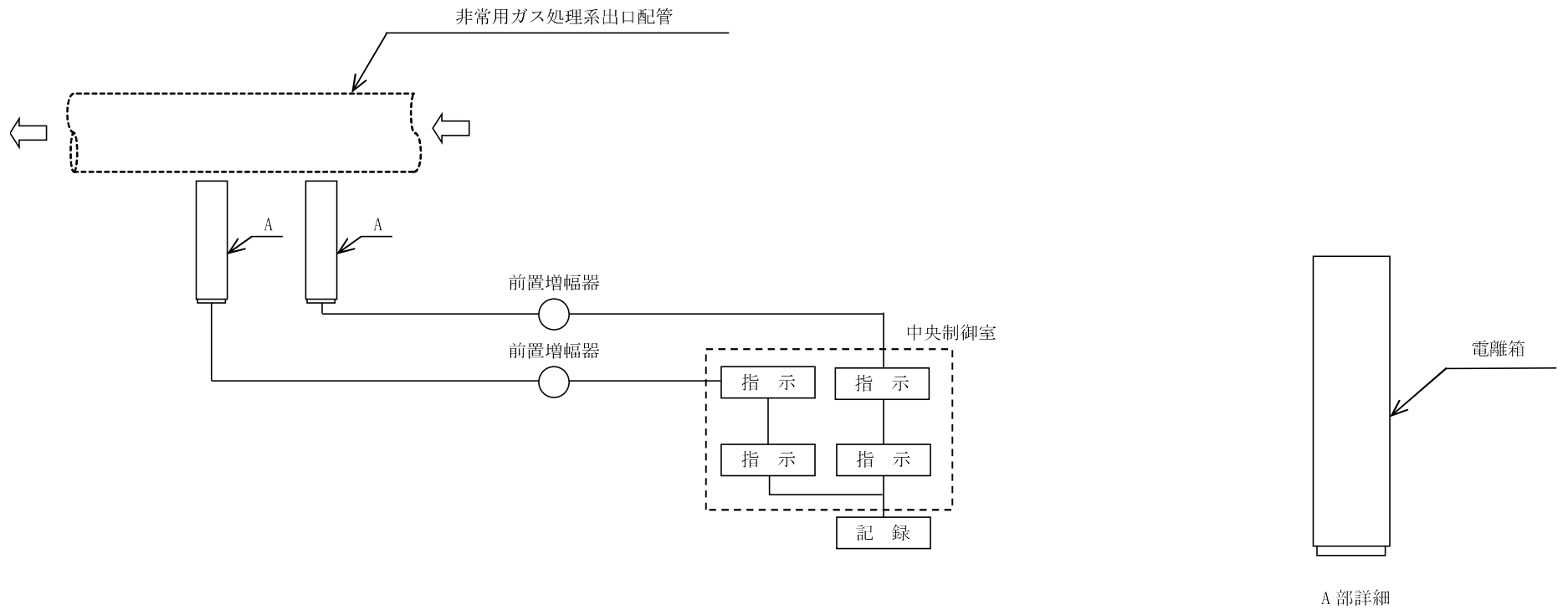


図3-9 耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図



| | |
|-----|----------------|
| 名 称 | 耐圧強化ベント系放射線モニタ |
| 個 数 | 2 |

図3-10 検出器の構造図（耐圧強化ベント系放射線モニタ）

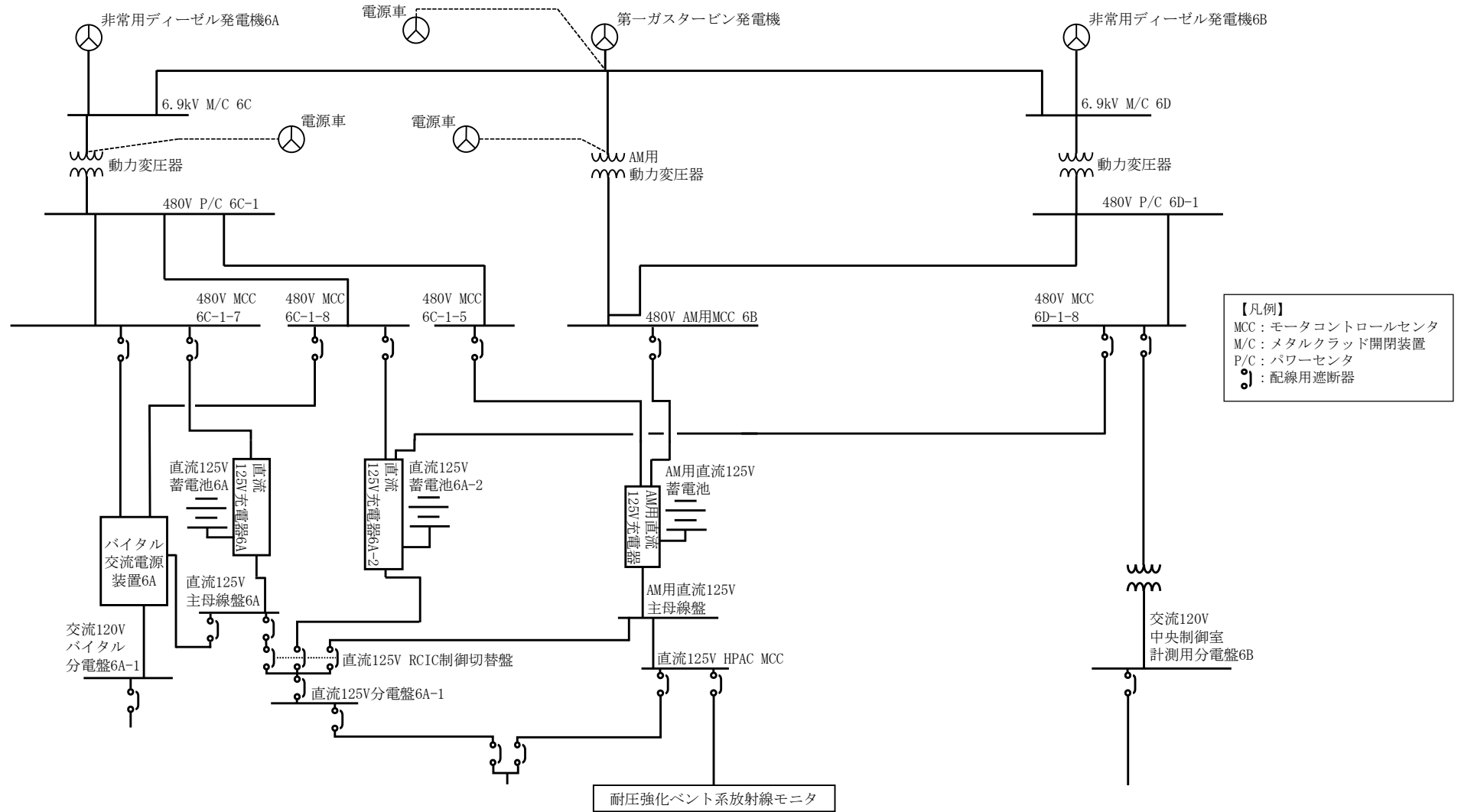


図3-11 耐圧強化ベント系放射線モニタの概略電源系統図（直流電源）

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) 可搬型エリアモニタ

重大事故等時に使用する可搬型エリアモニタは、5号機原子炉建屋内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、可搬型エリアモニタを中央制御室並びに中央制御室待避室にそれぞれ配備する。

(図3-12「可搬型エリアモニタの概略構成図」及び図3-13「検出器の構造図(可搬型エリアモニタ)」参照。)

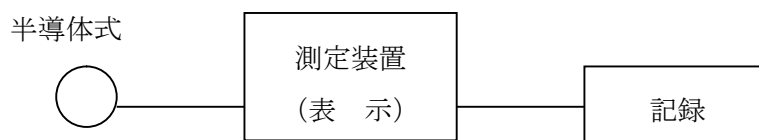
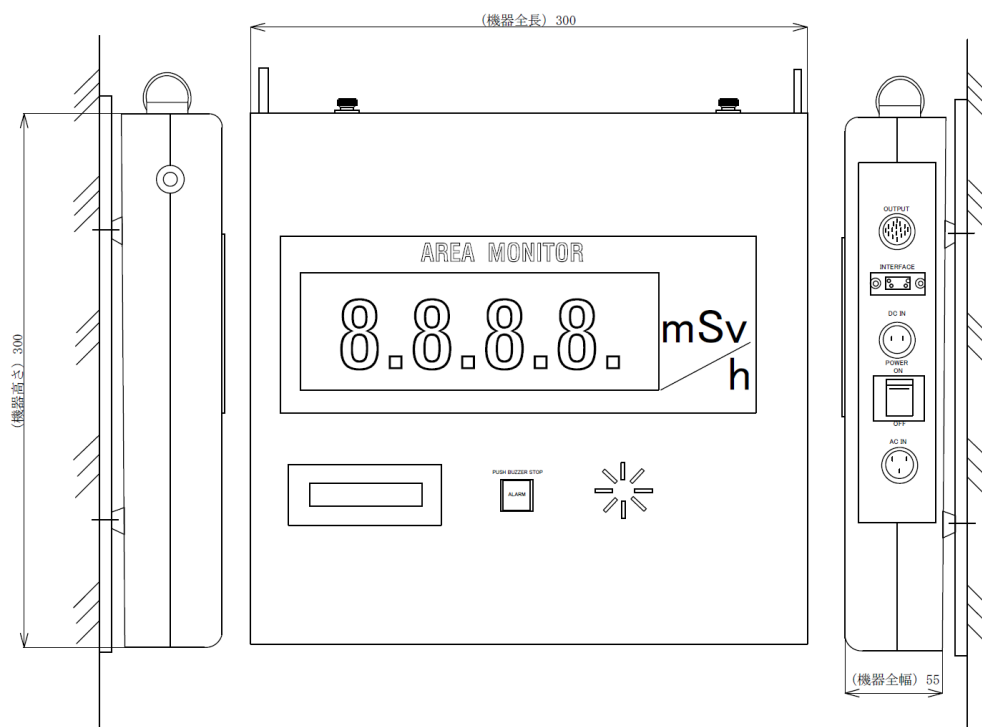


図3-12 可搬型エリアモニタの概略構成図



| | |
|-----|-----------|
| 名 称 | 可搬型エリアモニタ |
| 個 数 | 2 (予備1) |

図3-13 検出器の構造図(可搬型エリアモニタ)

(2) 可搬型モニタリングポスト

重大事故等が発生した場合に5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）近傍の放射線量を監視及び測定するための5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）近傍に設置する可搬型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、測定装置にて空間線量率へ変換し表示する。計測結果は可搬型モニタリングポストの記録装置にて記録し、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。

測定値については、5号機原子炉建屋内緊急時対策所の加圧判断用として使用し、その使用目的等については、VI-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」にて示し、設備の構成及び測定範囲に関する内容については本資料にて示す。

(図3-14 「5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）近傍に設置する可搬型モニタリングポストの概略構成図」参照。)

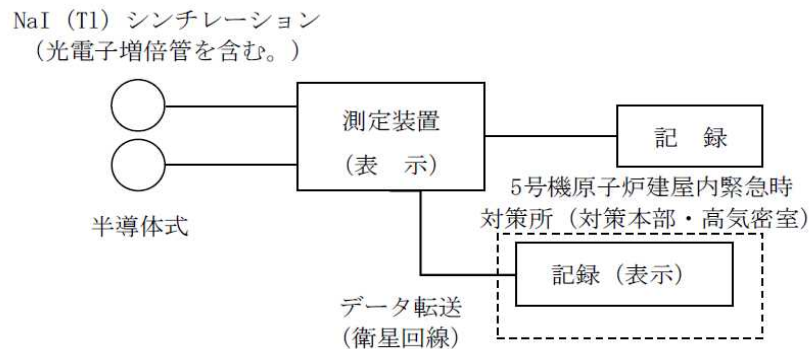


図3-14 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）近傍に設置する可搬型モニタリングポストの概略構成図

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) 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ

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貯蔵プールエリア放射線モニタは、外部電源が喪失した場合、非常用所内電源系からの給電により、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3-15「燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの概略電源系統図（交流電源）」参照。)

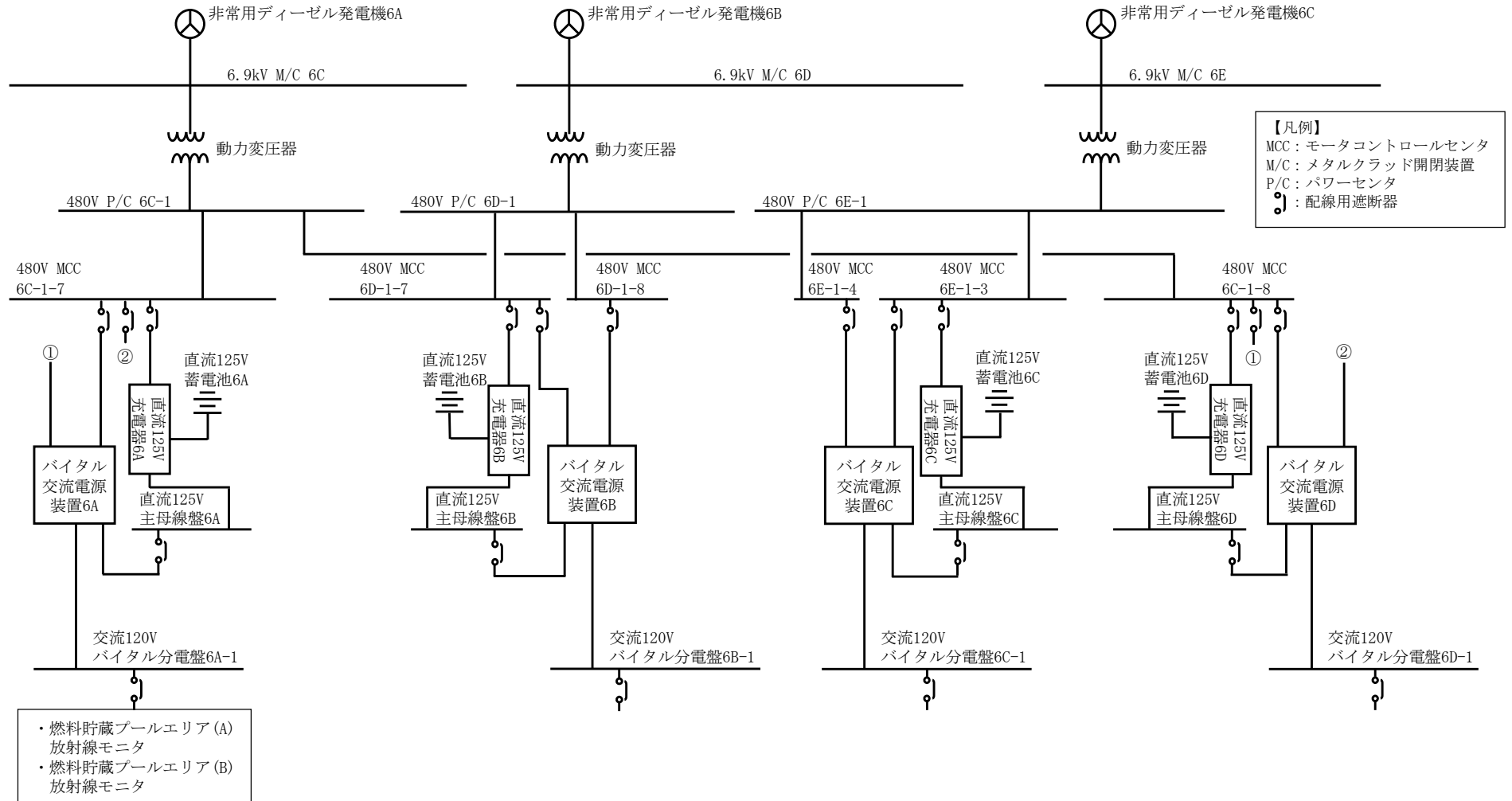


図3-15 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの概略電源系統図（交流電源）

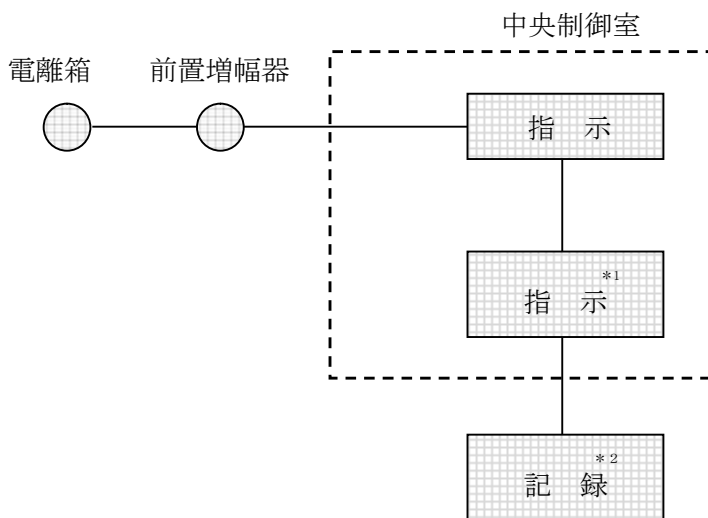
(2) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）の検出信号は、電離箱からの電気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に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、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 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3-16「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）の概略構成図」及び図3-18「検出器の構造図（使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）（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AM用直流125V蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能である。

（図3-19「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）（高レンジ）の概略電源系統図（直流電源）」参照。）



注記*1：記録計

*2：緊急時対策支援システム
伝送装置

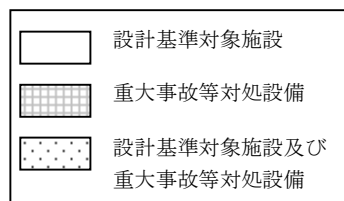


図3-16 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）の概略構成図

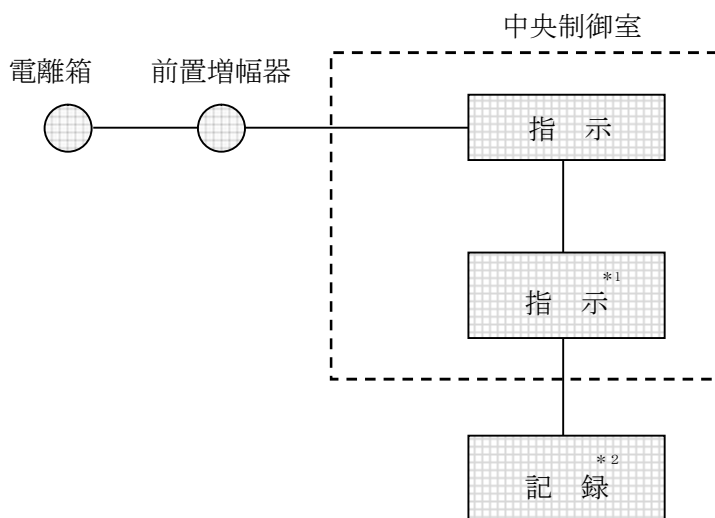
(3) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）の検出信号は、電離箱からの電気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に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、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 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3-17「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）の概略構成図」及び図3-18「検出器の構造図（使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）（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AM用直流125V蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能である。

（図3-19「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）（高レンジ）の概略電源系統図（直流電源）」参照。）



注記*1 : 記録計
*2 : 緊急時対策支援システム
伝送装置

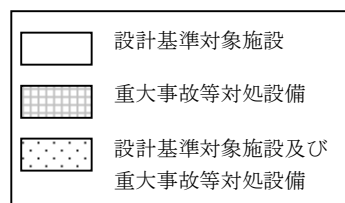
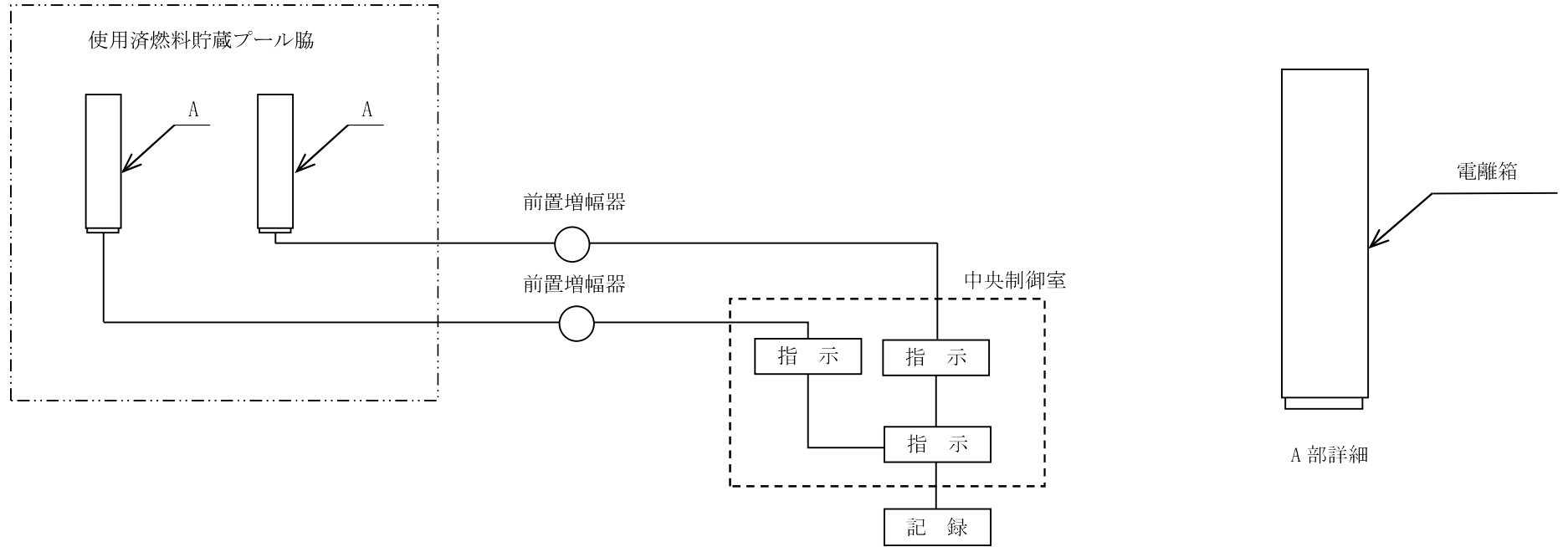


図3-17 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）の概略構成図



| 名 称 | 使用済燃料貯蔵プール放射線 モニタ (低レンジ) | 使用済燃料貯蔵プール放射線 モニタ (高レンジ) |
|-----|-----------------------------|-----------------------------|
| 個 数 | 1 | 1 |

図3-18 検出器の構造図 (使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ) (高レンジ))

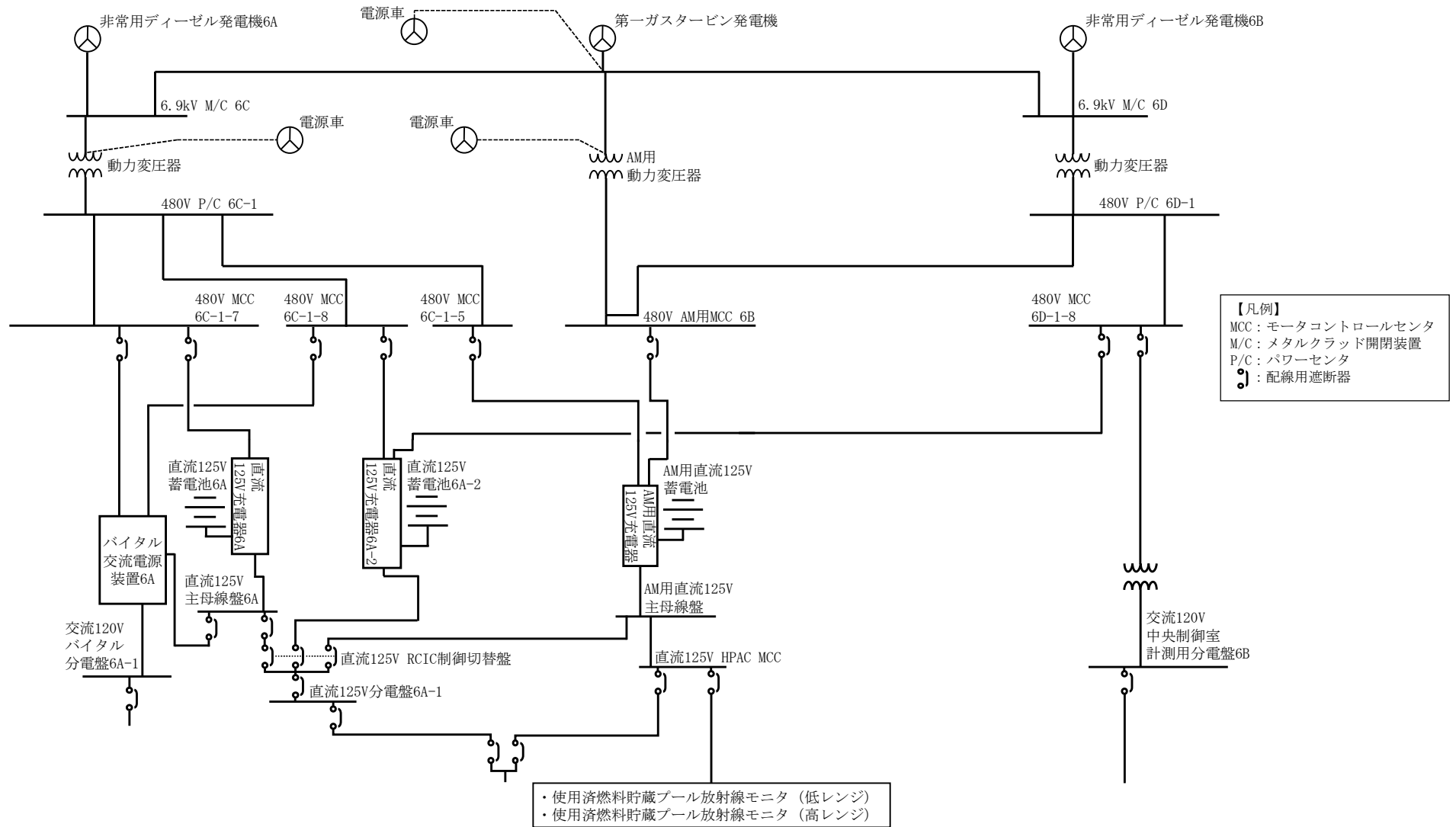


図3-19 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ) (高レンジ) の概略電源系統図 (直流電源)

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，5号機の常用所内電源系に接続しており，5号機の常用所内電源系喪失時は，専用の無停電電源装置（設計基準対象施設）により，常用電源復旧までの期間の機能を維持できる設計とする。重大事故等が発生した場合には，重大事故等対処設備であるモニタリングポスト用発電機による給電が可能な設計とする。

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5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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6,7号機中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に表示し，監視できる設計とする。計測結果は，データ伝送系である屋外放射線監視システムにて継続的に記録し，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。

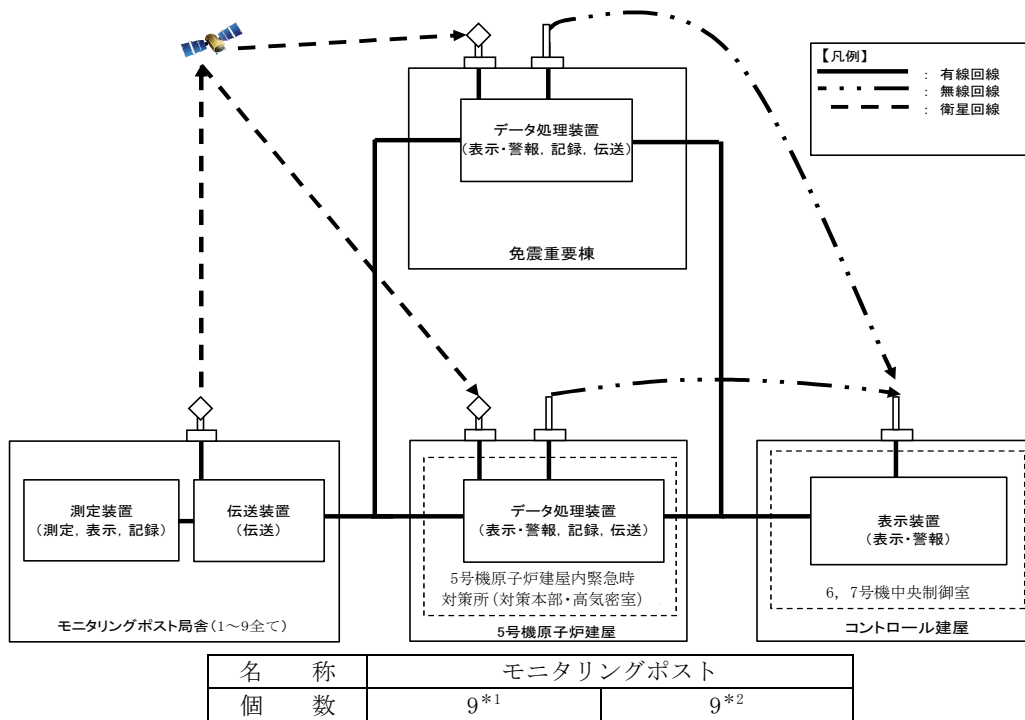
（図3-20「固定式周辺モニタリング設備の概略構成図」及び図3-21「固定式周辺モニタリング設備の概略電源系統図」参照。）

3.3.1 モニタリングポスト（1号機設備，1,2,3,4,5,6,7号機共用（以下同じ。））

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。

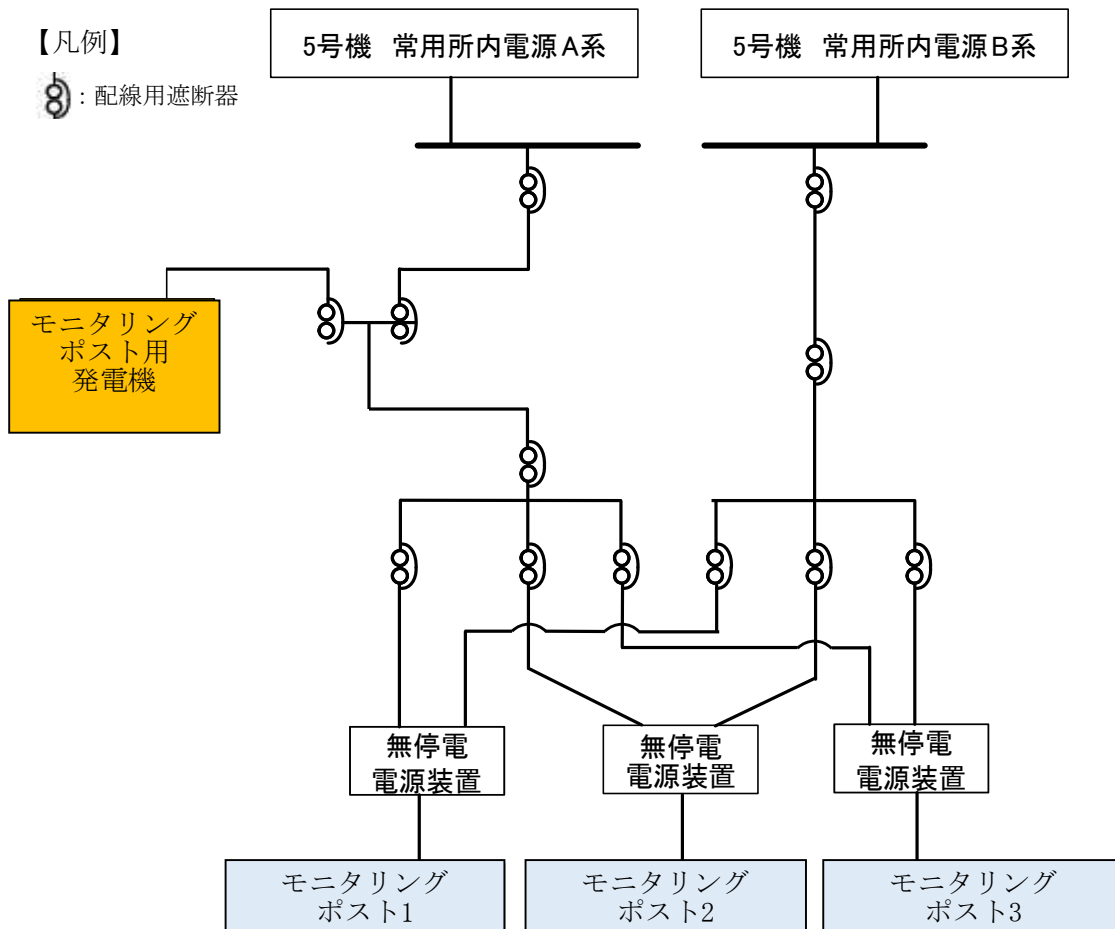
3.3.2 データ伝送系（屋外放射線監視システム）（1号機設備，1,2,3,4,5,6,7号機共用（以下同じ。））

モニタリングポストから出力された計測値は，データ伝送系である屋外放射線監視システム（有線，無線及び衛星回線）により中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）へ伝送する。



注記*1 : NaI (Tl) シンチレーション
 *2 : イオンチェンバ

図3-20 固定式周辺モニタリング設備の概略構成図



(※ 3局毎の構成を示す。MP-4～MP-6, MP-7～MP-9についても同様。)

図3-21 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 可搬型モニタリングポスト（7号機設備，6,7号機共用（以下同じ。））

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型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，測定装置にて空間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（衛星回線）により，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）へ伝送でき，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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。

可搬型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5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）で1台，屋外で14台及び故障時のバックアップ用として予備1台を保管する。

（図3-22「可搬型モニタリングポストの概略構成図」，図3-23「可搬型モニタリングポストの伝送概略図」及び図3-24「検出器の構造図（可搬型モニタリングポスト）」参照。）

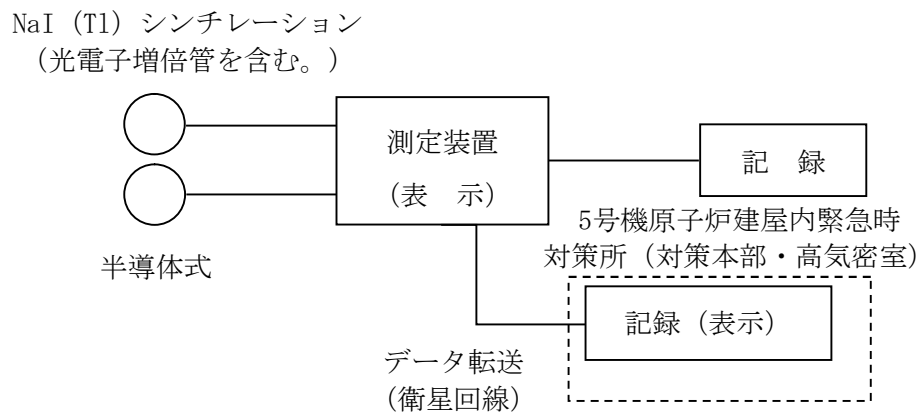


図3-22 可搬型モニタリングポストの概略構成図

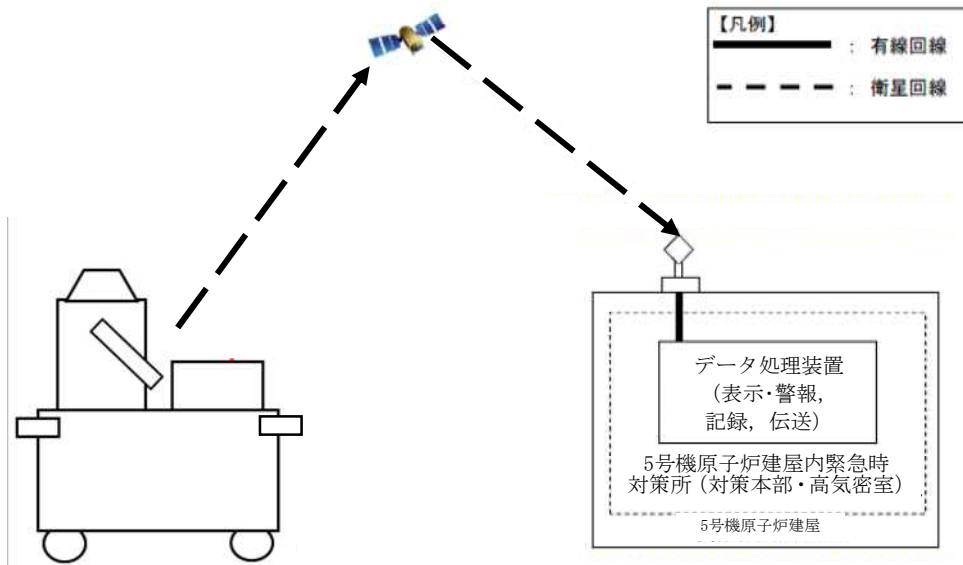
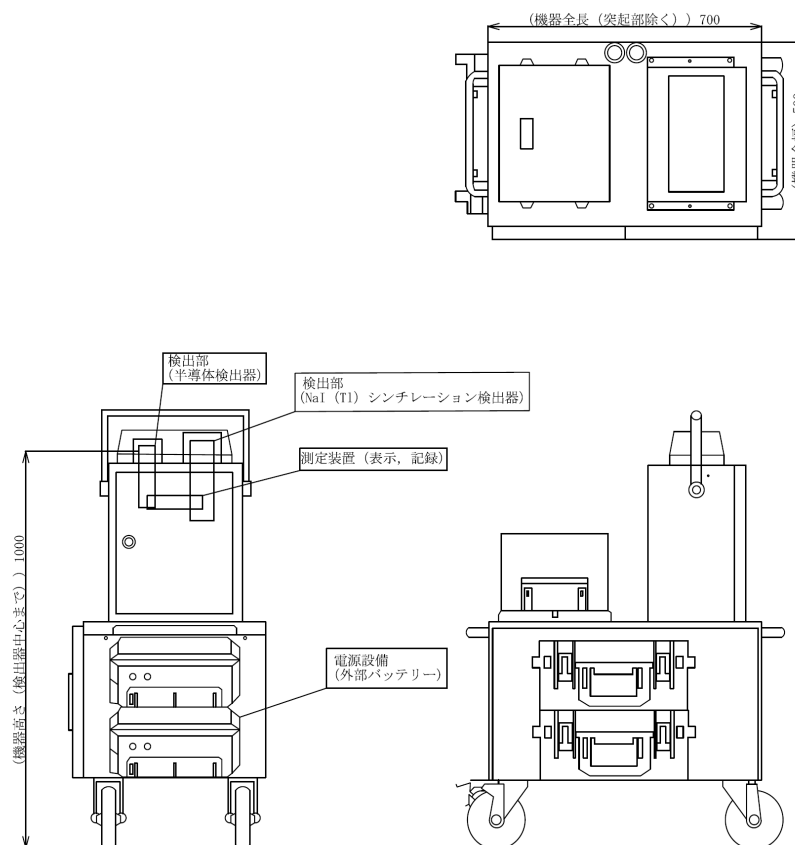


図3-23 可搬型モニタリングポストの伝送概略図



| | |
|-----|--------------|
| 名 称 | 可搬型モニタリングポスト |
| 個 数 | 15(予備1) |

図3-24 検出器の構造図 (可搬型モニタリングポスト)

3.4.2 電離箱サーベイメータ（7号機設備，6,7号機共用（以下同じ。））

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，線量当量率を電離箱を用いて電流信号として検出し，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，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に保管する。

（図3-25「電離箱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（電離箱サーベイメータ）」参照。）

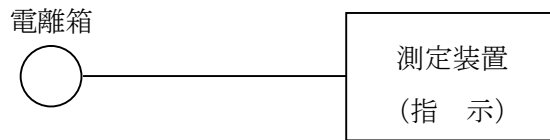
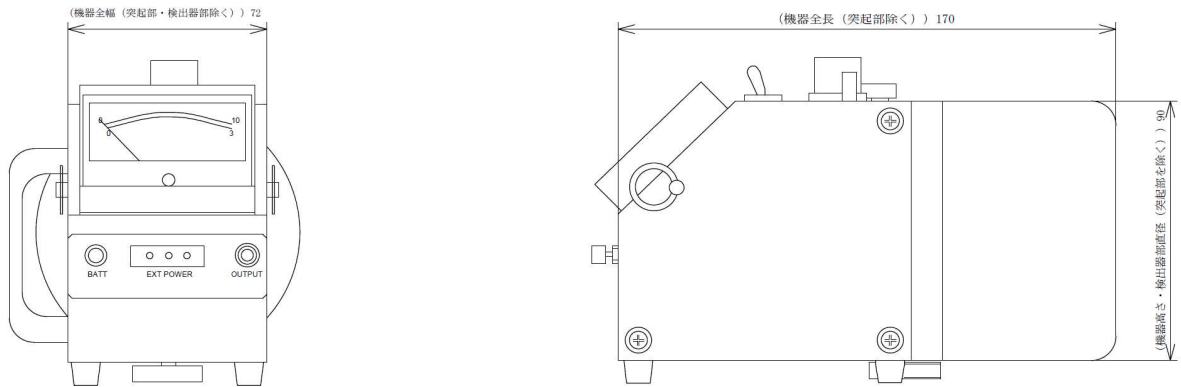


図3-25 電離箱サーベイメータの概略構成図



| | |
|-----|------------|
| 名 称 | 電離箱サーベイメータ |
| 個 数 | 2(予備1) |

図3-26 検出器の構造図（電離箱サーベイメータ）

3.4.3 NaIシンチレーションサーベイメータ（7号機設備，6,7号機共用（以下同じ。））

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，測定装置にて空間線量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，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に保管する。

（図3-27「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3-28「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。）

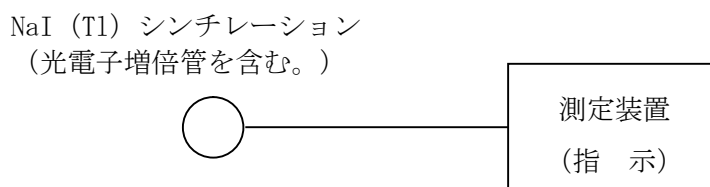
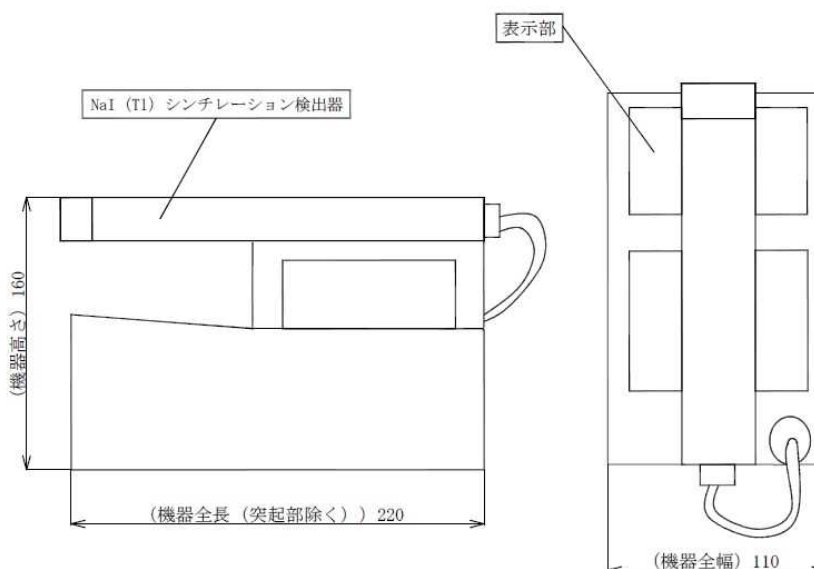


図3-27 NaIシンチレーションサーベイメータの概略構成図



| | |
|-----|--------------------|
| 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3-28 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 GM汚染サーベイメータ（7号機設備，6,7号機共用（以下同じ。））

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，β線をGM管で検出し，β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，中央制御室に保管する。同様に，2台に予備1台を含めた合計3台を5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に保管する。

（図3-29「GM汚染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（GM汚染サーベイメータ）」参照。）

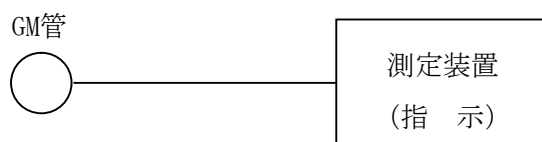
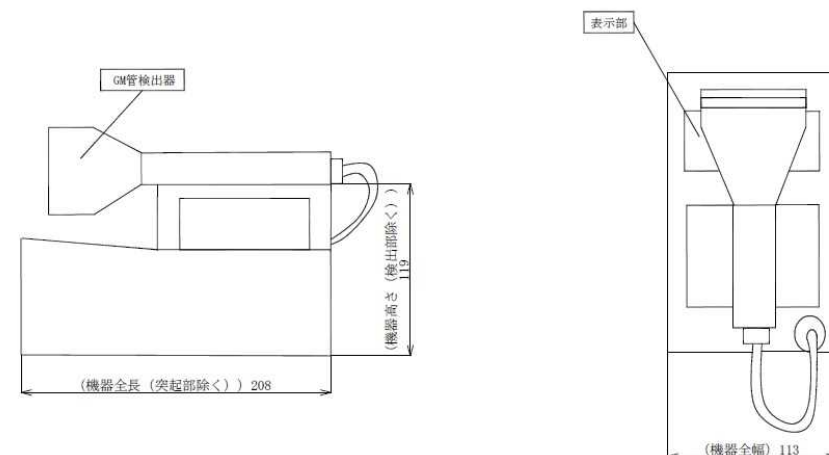


図3-29 GM汚染サーベイメータの概略構成図



| | |
|-----|-------------|
| 名 称 | GM汚染サーベイメータ |
| 個 数 | 2(予備1) |

図3-30 検出器の構造図（GM汚染サーベイメータ）

3.4.5 ZnSシンチレーションサーベイメータ（7号機設備，6,7号機共用（以下同じ。））

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ZnSシンチレーションサーベイメータは，ZnS（Ag）シンチレーション検出器に入射した α 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。

ZnSシンチレーションサーベイメータは，1台に予備1台を含めた合計2台を，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に保管する。

（図3-31「ZnSシンチレーションサーベイメータの概略構成図」及び図3-32「検出器の構造図（ZnSシンチレーションサーベイメータ）」参照。）

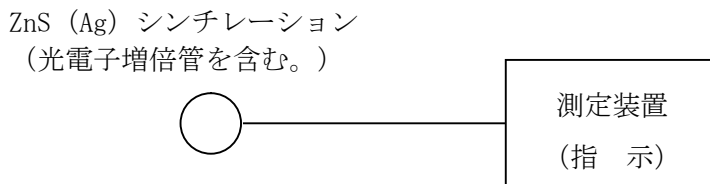
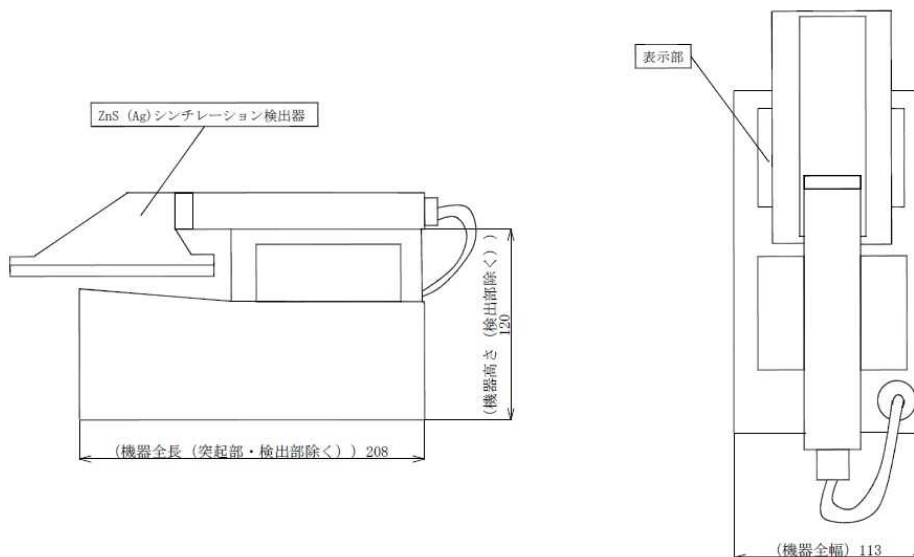


図3-31 ZnSシンチレーションサーベイメータの概略構成図



| | |
|-----|--------------------|
| 名 称 | ZnSシンチレーションサーベイメータ |
| 個 数 | 1(予備1) |

図3-32 検出器の構造図（ZnSシンチレーションサーベイメータ）

3.5 可搬型気象観測装置（7号機設備，6,7号機共用（以下同じ。））

重大事故等が発生した場合に，気象観測設備（「7号機設備，1,2,3,4,5,6,7号機共用，1号機に設置」（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型気象観測装置を設ける。

なお，測定値は伝送装置（衛星回線）により，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）へ伝送でき，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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。

（図3-33「可搬型気象観測装置の概略構成図」，図3-34「可搬型気象観測装置の伝送概略図」，図3-35「可搬型気象観測装置の構造図」参照。）

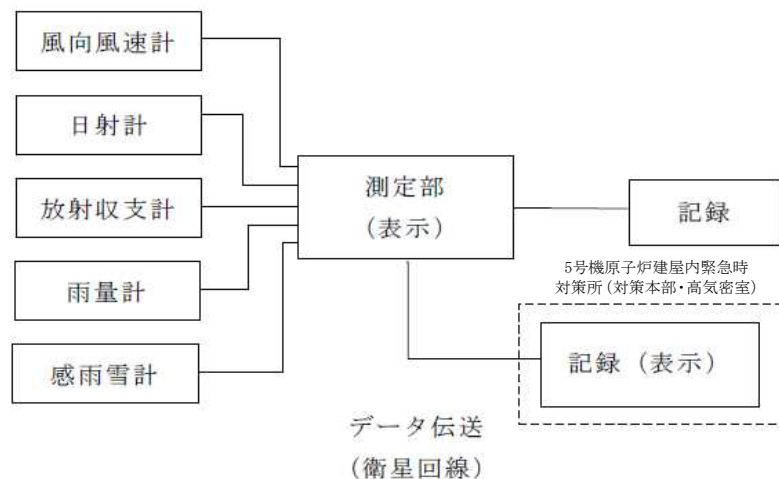


図3-33 可搬型気象観測装置の概略構成図

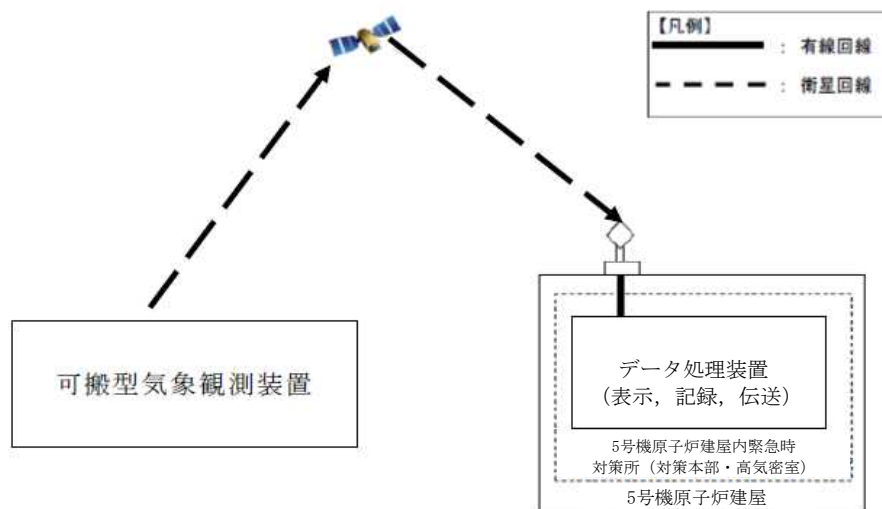
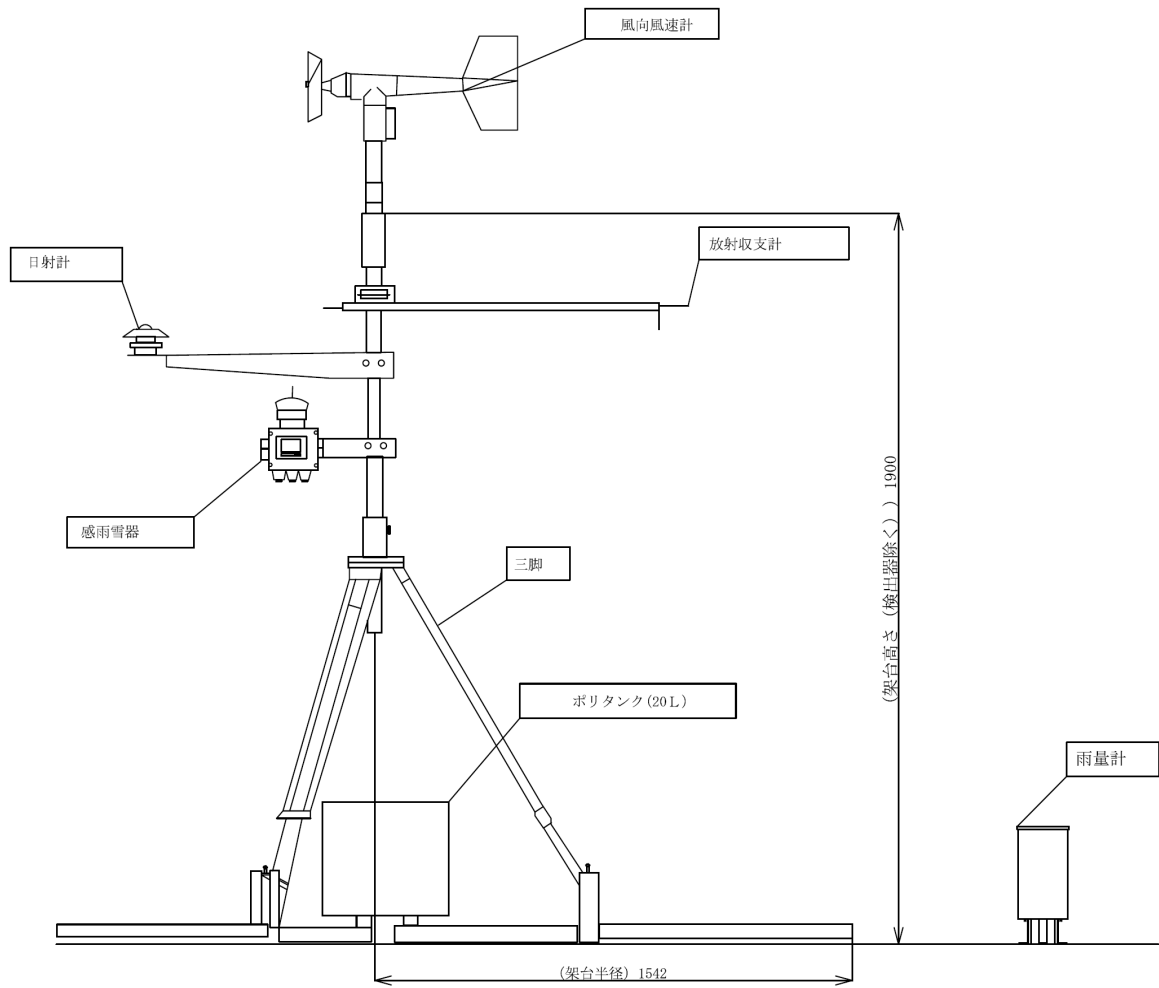


図3-34 可搬型気象観測装置の伝送概略図



| | |
|-----|-----------|
| 名 称 | 可搬型気象観測装置 |
| 個 数 | 1(予備1) |

図3-35 「可搬型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5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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。

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。

原子炉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）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5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に表示し，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）内の屋外放射線監視システムにて継続的に記録し，電磁的に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。

格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W），格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C），フィルタ装置出口放射線モニタ，耐圧強化ベント系放射線モニタ，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）の計測結果は，緊急時対策支援システム伝送装置に電磁的に記録，保存し，電源喪失時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。

可搬型エリア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。

可搬型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1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日間以上可搬型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（衛星回線）により、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）へ伝送でき、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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。

電離箱サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ及びZnSシンチレーションサーベ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。

可搬型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（衛星回線）により、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）へ伝送でき、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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 (1/2)

| 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 | 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) | 中央制御室* | 中央制御室 (記録計), 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置) |
| | 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) | 中央制御室* | 中央制御室 (記録計), 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置) |
| | フィルタ装置出口放射線モニタ | 中央制御室* | 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置) |
| | 耐圧強化ベント系放射線モニタ | 中央制御室* | 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置) |
| エリアモニタリング設備 | 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ) | 中央制御室* | 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置) |
| | 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ) | 中央制御室* | 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置) |
| | 可搬型エリアモニタ | 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 | 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (電磁的記録) |
| | 可搬型モニタリングポスト | 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) 近傍 | 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (電磁的記録) |
| 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 | 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (電磁的記録) |
| | | 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) | |

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 (2/2)

| 放射線管理用計測装置 | | 指示又は表示 | 記録 |
|---------------|--------------------|-----------------------------|-------------------------------------|
| 移動式周辺モニタリング設備 | 可搬型モニタリングポスト | 現場 | 現場 (電磁的記録) |
| | | 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) | 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (電磁的記録) |
| | 電離箱サーベイメータ | 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) |
| | GM汚染サーベイメータ | 現場 | 現場 (従事者が記録) |
| — | 可搬型気象観測装置 | 現場 | 現場 (電磁的記録) |
| | | 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) | 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (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 |
|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------|
| 原子炉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 | 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) |
| | 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) |
| | 漏えい検出系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 | 排気筒放射線モニタ |
| | 非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ |
| | 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 | 液体廃棄物処理系排水放射線モニタ (6・7号機共用) |
| | 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 | 燃料取替エリア排気放射線モニタ |
| | 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ |
| | 原子炉建屋放射線モニタ (燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ) |

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 | 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 (1号機設備, 1, 2, 3, 4, 5, 6, 7号機共用) |
| | ダストモニタ (1号機設備, 1, 2, 3, 4, 5, 6, 7号機共用) |
| 敷地内における風向及び風速 | 気象観測設備 風向 (地上高10m) |
| | 気象観測設備 風速 (地上高10m) |

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、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（海上モニタリング用）（荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管（以下同じ。））を保管する。小型船舶の保管場所は図3-36「小型船舶（海上モニタリング用）の保管場所」に示すとおりとする。

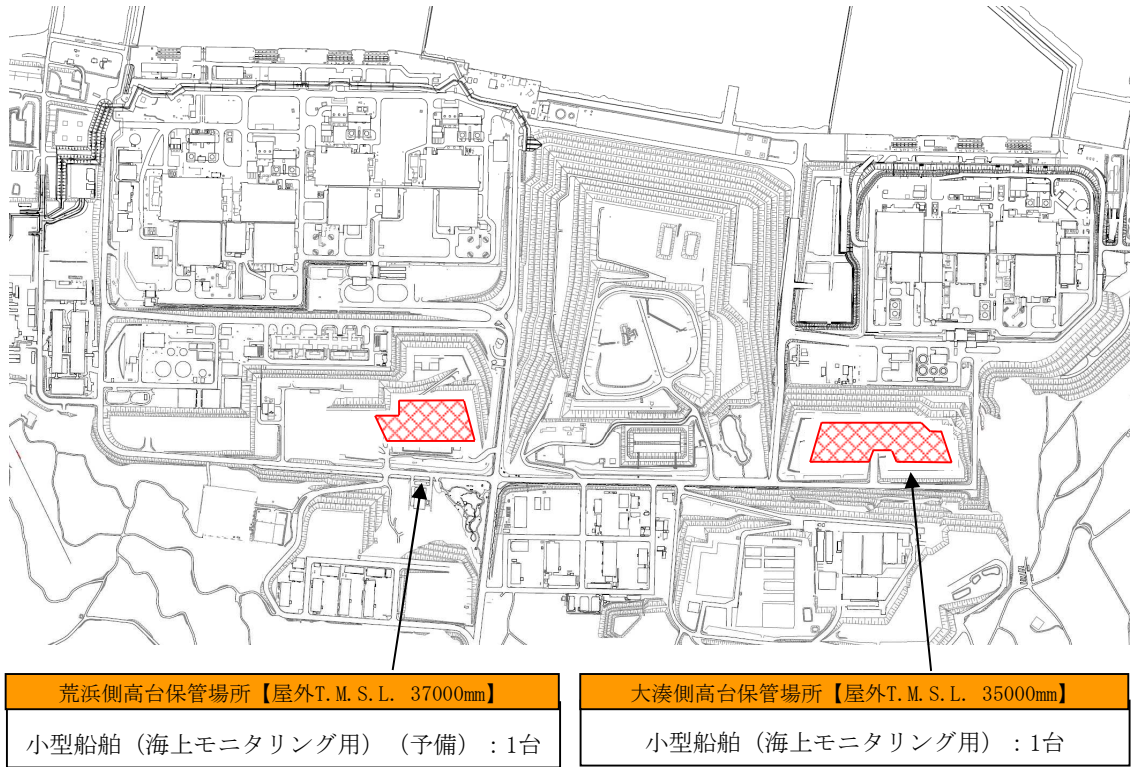


図3-36 小型船舶（海上モニタリング用）の保管場所

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，ほか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等の考慮として、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使用済燃料貯蔵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、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していること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設ける必要はない。

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 |
|----------------------|---------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) | $10^{-2} \sim 10^5$ 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。 |
| 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) | $10^{-2} \sim 10^5$ 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。 |
| フィルタ装置出口放射線モニタ | $10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h | 格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に, 想定されるフィルタ装置出口最大線量当量率 (約 7×10^4 mSv/h) を計測できる範囲として設定する。 |
| 耐圧強化ベント系放射線モニタ | $10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h | 耐圧強化ベント使用時 (炉心損傷している場合) に, 想定される排気ラインの最大線量当量率 (約 4×10^4 mSv/h) を計測できる範囲として設定する。 |

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 |
|--------------------------------|-----------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 可搬型エリアモニタ | 0.001～ 99.99 mSv/h | 計測下限値は、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上の上限線量当量率）から計測できるように設定する。 計測上限値は、重大事故等時の5号機原子炉建屋内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5号機原子炉建屋内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。 |
| 可搬型モニタリング ポスト | 10～10 ⁹ nGy/h | 計測下限値は、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上の上限線量当量率）から計測できるように設定する。 計測上限値は、重大事故等時の5号機原子炉建屋内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。 |
| 使用済燃料貯蔵プール 放射線モニタ (低レンジ) | 10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h | 重大事故等時における使用済燃料貯蔵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使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(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。 |
| 使用済燃料貯蔵プール 放射線モニタ (高レンジ) | 10～10 ⁸ mSv/h | 重大事故等時における使用済燃料貯蔵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使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(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 (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 |
|------------------------|-----------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 可搬型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。 |
| 電離箱 サーベイメータ | 0.001～1000 mSv/h | 計測下限値は、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Ⅰ上の上限線量当量率）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。 |
| NaIシンチレーション サーベイメータ | 0.1～30 μ Gy/h | 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。 |
| GM汚染 サーベイメータ | 0～100k min ⁻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。 |
| ZnSシンチレーション サーベイメータ | 0～100k min ⁻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。 |

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 可搬型放射能測定装置, 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 可搬型放射能測定装置及び小型船舶 | 3 |
| 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、管理区域、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（以下「緊急時対策所」という。）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可搬型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、重大事故等時に使用する出入管理設備、可搬型放射能測定装置、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（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（空气中、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、可搬型放射能測定装置、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、コントロール建屋内、かつ中央制御室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、防護具の脱衣エリア、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エ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、乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）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、乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）は、迅速な対応を行うためにコントロール建屋内に保管する。

乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）の電源、照度については、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、緊急時対策所入口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、防護具の脱衣エリア、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チェンジングエリア用資機材で区画し、除染用資機材、GM 汚染サーベイメータ、乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）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、乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）は、迅速な対応を行うために 5 号機原子炉建屋内に保管する。

3.2 可搬型放射能測定装置、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、可搬型放射能測定装置、小型船舶及び環境試料分析装置を配備する。可搬型放射能測定装置、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荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管する。（図3-3「可搬型放射能測定装置、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」に示すとおりとする。

3.2.2 可搬型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可搬型放射能測定装置及び小型船舶を配備する。可搬型放射能測定装置及び小型船舶の種類及び使用目的は、表 3-2「可搬型放射能測定装置等の種類及び使用目的」に示す。

空気中の放射性物質の濃度を測定するために、可搬型ダスト・よう素サンプラ（個数 2（予備 1））（7 号機設備, 6, 7 号機共用（以下同じ。））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（7 号機設備, 6, 7 号機共用（以下同じ。））にて γ 線, GM 汚染サーベイメータ（7 号機設備, 6, 7 号機共用（以下同じ。））にて β 線, ZnS シンチレーションサーベイメータ（7 号機設備, 6, 7 号機共用（以下同じ。））にて α 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, ZnS シンチレーションサーベイメータにて α 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。

土壤に含まれる放射性物質の濃度を測定するために、土壤を採取した後、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, ZnS シンチレーションサーベイメータにて α 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。

上記の可搬型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「可搬型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。

可搬型放射能測定装置の計測範囲及び測定結果の記録については、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。

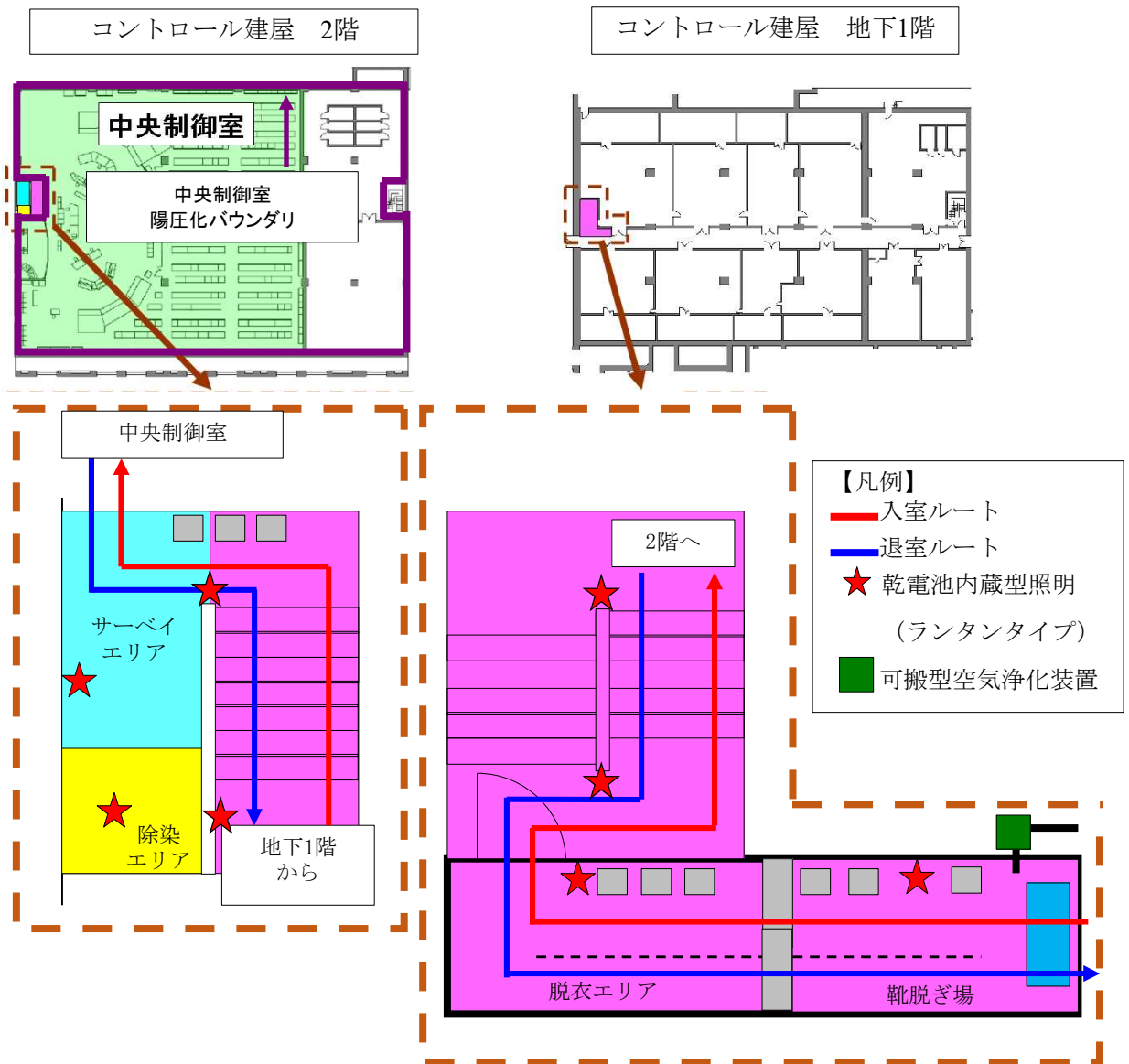


図3-1 中央制御室チェンジングエリア設置場所及び配置

a)南側アクセスルートを使用する場合

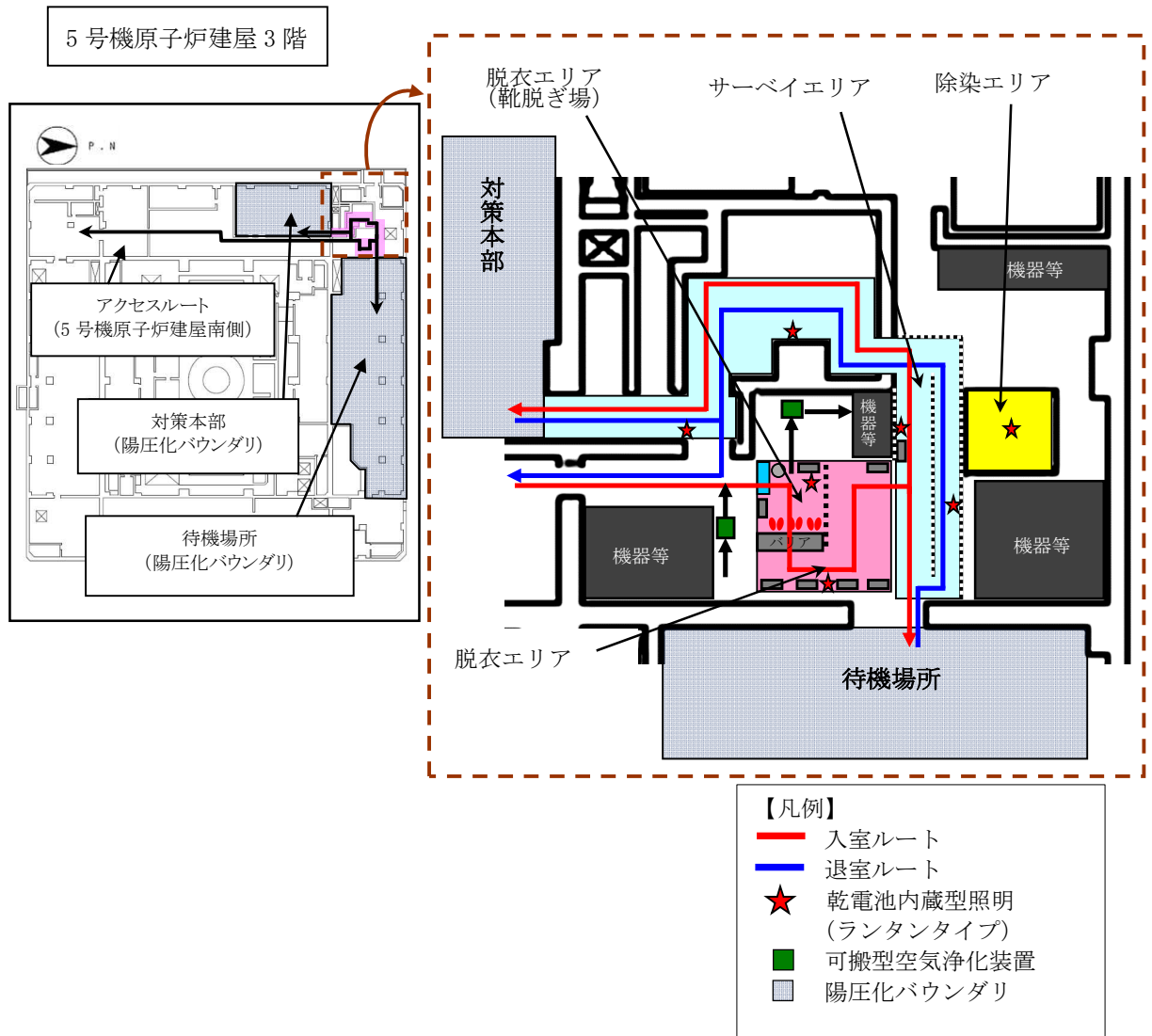


図3-2 緊急時対策所チェンジングエリア設置場所及び配置(1/2)

b) 北東側アクセスルートを使用する場合

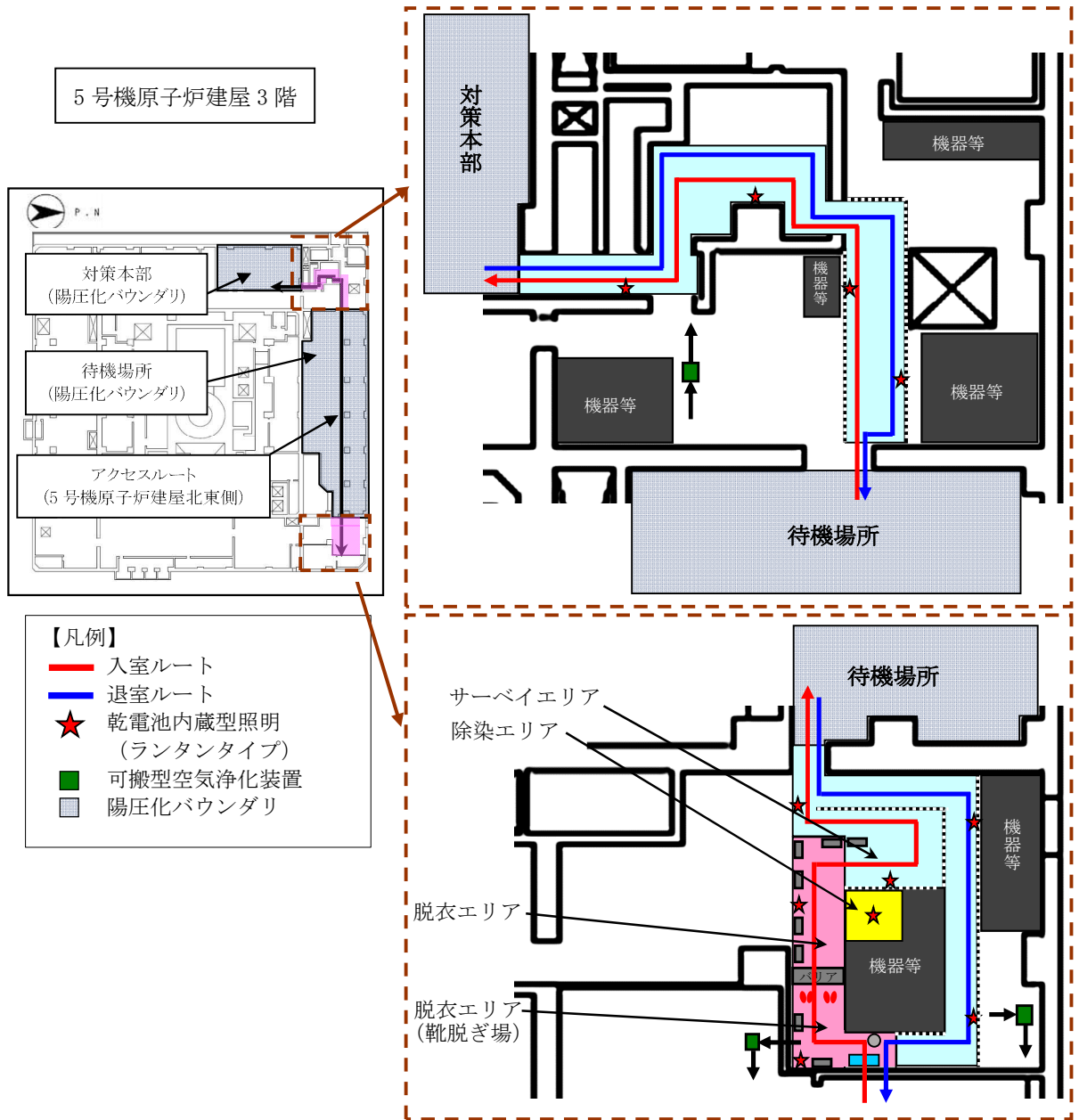


図3-2 緊急時対策所チェンジングエリア設置場所及び配置(2/2)

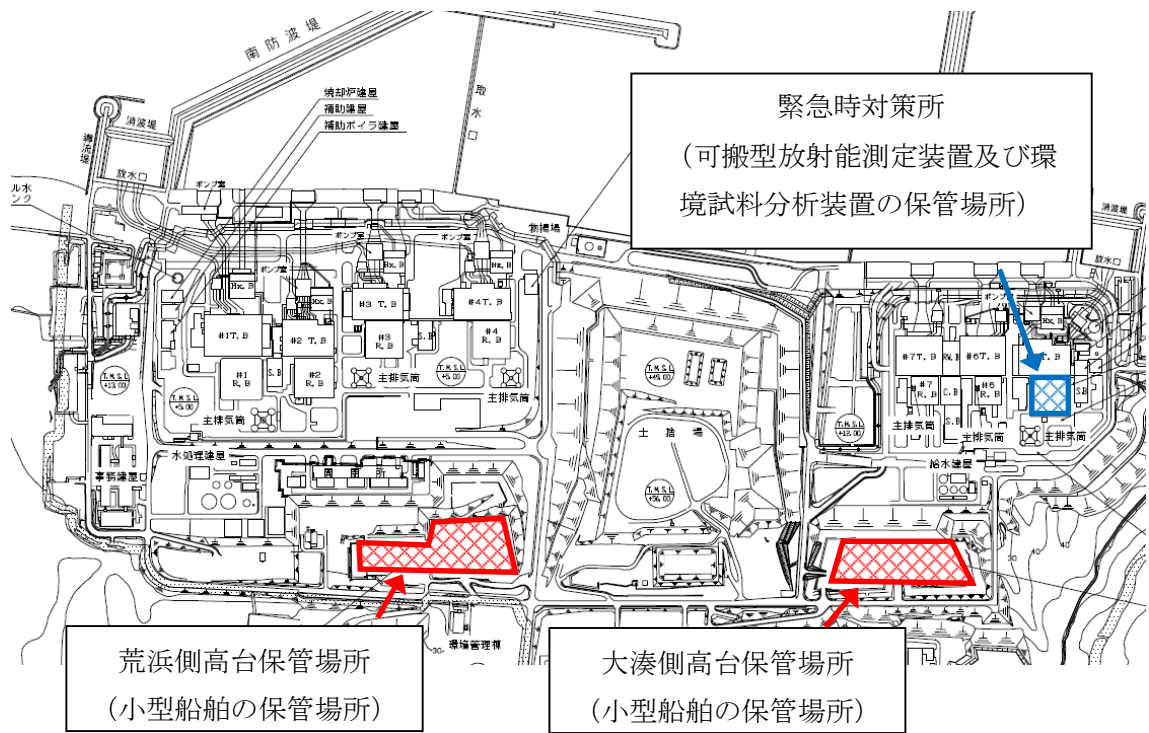


図3-3 可搬型放射能測定装置，小型船舶及び環境試料分析装置の保管場所

表3-1 環境試料の種類及び測定頻度

| 種 類 | 測 定 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の放出状況を考慮し変更する。

表3-2 可搬型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 |
|--------------------|------------------------------|
| 可搬型ダスト・よう素サンプラ | 放射性物質採取 |
| NaI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 |
| ZnSシンチレーションサーベイメータ | 全 α 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（ろ紙を含む） | 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 | 3 |
| 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・二酸化炭素濃度計 | 8 |
| 3.4 資機材, 要員の交替等 | 8 |
| 3.5 可搬型の照明 | 8 |
| 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 | 33 |
| 4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価 | 47 |
| 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 | 47 |
| 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 | 48 |
| 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 | 48 |
| 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 | 49 |
| 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 | 50 |
| 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 | 53 |
| 4.3 中央制御室の居住性評価のまとめ | 53 |
| 5. 熱除去の評価 | 54 |
| 5.1 中央制御室遮蔽の熱除去の評価 | 54 |
| 5.1.1 中央制御室遮蔽における入射線量の設定方法 | 54 |
| 5.1.2 中央制御室遮蔽の温度上昇の計算方法 | 54 |
| 5.2 補助遮蔽（フィルタベント遮蔽壁）の熱除去の評価 | 54 |
| 5.2.1 フィルタベント遮蔽壁における入射線量の設定方法 | 54 |
| 5.2.2 フィルタベント遮蔽壁の温度上昇の計算方法 | 54 |
| 5.3 二次遮蔽壁の熱除去の評価 | 55 |
| 5.3.1 二次遮蔽壁における入射線量の設定方法 | 55 |

| | |
|-----------------------------|----|
| 5.3.2 二次遮蔽壁の温度上昇の計算方法 | 55 |
| 5.4 温度上昇のまとめ | 55 |

別添 1 空気流入率測定試験について

別添 2 中央制御室可搬型陽圧化空調機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

別紙 1 計算機プログラム（解析コード）の概要

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（「7号機設備，6,7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措置，気体状の放射性物質並びに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措置を講じる。
- (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) 中央制御室換気空調系

- イ. 中央制御室送風機（6,7号機共用）
- ロ. 中央制御室排風機（6,7号機共用）
- ハ. 中央制御室再循環フィルタ装置（「6,7号機共用」（以下同じ。））
- ニ. 中央制御室再循環送風機（6,7号機共用）
- ホ. 中央制御室換気空調系（中央制御室外気取入ダクト）（「7号機設備，6,7号機共用」（以下同じ。））
- ヘ. 中央制御室換気空調系（中央制御室排気ダクト）（「7号機設備，6,7号機共用」（以下同じ。））
- ト. MCR 通常時外気取入隔離ダンパ（U41-F001A, B）（7号機設備，6,7号機共用）
- チ. MCR 排気隔離ダンパ（U41-F002A, B）（7号機設備，6,7号機共用）
- リ. MCR 非常時外気取入隔離ダンパ（U41-F003A, B）（7号機設備，6,7号機共用）
- ヌ. MCR 外気取入ダンパ（U41-DAM601A, B）（6,7号機共用）
- ル. MCR 非常用外気取入ダンパ（U41-DAM602A, B）（6,7号機共用）
- ヲ. MCR 排気ダンパ（U41-DAM604A, B）（6,7号機共用）

(b) 中央制御室可搬型陽圧化空調機（「7号機設備，6,7号機共用，7号機に保管」（以下同じ。））

- イ. 中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）（7号機設備，6,7号機共用，7号機に保管）
- ロ. 中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）（7号機設備，6,7号機共用，7号機に保管）

- ハ. 中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト（7号機設備，6,7号機共用，7号機に保管）
- (c) 中央制御室待避室陽圧化装置（「7号機設備，6,7号機共用，7号機に保管」（以下同じ。）」）
- イ. 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）（7号機設備，6,7号機共用，7号機に保管）
- ロ. 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）配管（7号機設備，6,7号機共用）
- b. 生体遮蔽装置
 - (a) 中央制御室遮蔽（「7号機設備，6,7号機共用」（以下同じ。）」）
 - (b) 中央制御室待避室遮蔽（常設）（「7号機設備，6,7号機共用」（以下同じ。）」）
 - (c) 中央制御室待避室遮蔽（可搬型）（「7号機設備，6,7号機共用，7号機に保管」（以下同じ。）」）
 - (d) 二次遮蔽壁
 - (e) 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・二酸化炭素濃度計（「7号機設備，6,7号機共用，7号機に保管」（以下同じ。）」）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可搬型蓄電池内蔵型照明（「7号機設備，6,7号機共用，7号機に保管」（以下同じ。）」）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，中央制御室可搬型陽圧化空調機及び可搬型蓄電池内蔵型照明は，常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機（「7号機設備，6,7号機共用」（以下同じ。）」）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」（平成25年6月19日 原規技発第13061918号 原子力規制委員会決定）（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，最終改正平成26年7月30日厚生労働省令第87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,最終改正平成30年6月19日厚生労働省令第75号)(以下「酸素欠乏症等防止規則」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)
- ・ 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(JEAC4622-2009)(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 - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996
- ・ 審査ガイド
- ・ JENDL-3.2に基づく ORIGEN2 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"
- 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
- 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
- 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)
- 「日本原子力学会標準 低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準:2008」 (2009年9月 (社団法人) 日本原子力学会)
- Keith F.Eckerman and Jeffrey C.Ryman, "External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil", FGR-12 EPA-402-R-93-081 (1993)

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換気空調系及び中央制御室遮蔽、二次遮蔽壁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可搬型陽圧化空調機、中央制御室待避室陽圧化装置及び中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽（常設）、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、二次遮蔽壁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に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. 中央制御室換気空調系
- b. 中央制御室可搬型陽圧化空調機
- c. 中央制御室待避室陽圧化装置

設計基準事故時は、外気との連絡口を遮断し、中央制御室再循環フィルタ装置を通る再循環運転とし、インリーク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。

重大事故等時は、中央制御室可搬型陽圧化空調機にて中央制御室を陽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、中央制御室換気空調系のダンパを閉操作することで、中央制御室の外気との連絡口を遮断することが可能な設計とする。中央制御室換気空調系（中央制御室外気取入ダクト）及び中央制御室換気空調系（中央制御室排気ダクト）は、バウンダリを形成しており、重大事故等発生時において中央制御室内にとどまる運転員の被ばく線量を低減するために必要な気密性を有する設計とする。

中央制御室換気空調系は、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。

インリークによる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屋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。

空気流入率測定試験結果の詳細については、別添 1「空気流入率測定試験について」に示す。

耐震に関する気密性の維持の基本方針を VI-2-1-1「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、VI-2-8-4-3「中央制御室遮蔽の耐震性についての計算書」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圧力逃がし装置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圧力逃がし装置を作動させる場合には中央制御室待避室内に待機可能とし、中央制御室待避室陽圧化装置により 10 時間陽圧化する設計とする。

コントロール建屋と中央制御室及び、コントロール建屋と中央制御室待避室との間の陽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、中央制御室用差圧計（7 号機設備、6, 7 号機共用、7 号機に保管）を使用する。

中央制御室は、中央制御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外気に対して +20Pa (gage) 以上 +40Pa (gage) 未満に設定する。

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外気に対して +60Pa (gage) 以上に設定することにより、隣接区画に対して +20Pa 以上の差圧を確保する。

中央制御室換気空調系は、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おいて使用する中央制御室可搬型陽圧化空調機は、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である第一ガスタービン発電機から給電が可能な設計とする。

中央制御室換気空調系は、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換気空調系の外気取り入れを手動で遮断し、再循環運転に切り換えることにより、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、中央制御室換気空調系は、再循環運転による酸欠防止を考慮して外気取り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換気空調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に維持及び抑制できる設計とする。

さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合は、中央制御室可搬型陽圧化空調機による陽圧化により、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陽圧化においても、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に維持及び抑制できる設計とする。

(1) 中央制御室可搬型陽圧化空調機高性能フィルタ

高性能フィルタのろ材は、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。

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

上記の高性能フィルタの除去効率が、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6,7号機コントロール建屋は、6号機原子炉建屋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

高性能フィルタの吸着容量は約1400g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（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンス「大破断LOCA+全交流動力電源喪失+全ECCS機能喪失」シナリオにおいて、炉内から大気中へ放出され、高性能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 $2.8 \times 10^{-5} \text{g}$ となった。これは、安定核種も考慮して評価したものである。微粒子は、格納容器圧力逃がし装置配管及び原子炉建屋から放出されるものとして、大気拡散効果を考慮し、高性能フィルタに取り込まれた微粒子は、全量がフィルタに捕集されるものとした。

以上のとおり、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高性能フィルタには、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99.97%以上は確保できる。

(2) 中央制御室可搬型陽圧化空調機活性炭フィルタ

活性炭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99.9%以上となるよう設計する。

この除去効率（設計値）は、線量の評価に用いるため、適切に維持及び管理を行う。

上記の活性炭フィルタの除去効率は、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6,7号機コントロール建屋は、6号機原子炉建屋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

活性炭フィルタの吸着容量は約129g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（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンス「大破断LOCA+全交流動力電源喪失+全ECCS機能喪失」シナリオにおいて、炉内から大気中へ放出され、活性炭フィルタに流入する有機よう素及び無機よう素の量を評価したところ、約 $1.8 \times 10^{-4} \text{g}$ となった。これは、「(1) 中央制御室可搬

型陽圧化空調機高性能フィルタ」と同様の評価手法で評価したものである。活性炭フィルタに取り込まれた有機よう素及び無機よう素は、全量が活性炭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活性炭フィルタには、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 99.9%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（常設）、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、二次遮蔽壁及び補助遮蔽は、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（常設）を含む。）、二次遮蔽壁及び補助遮蔽の放射線の遮蔽及び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・二酸化炭素濃度計

計測制御系統施設の酸素濃度・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・二酸化炭素濃度計の詳細については、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微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微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 可搬型の照明

計測制御系統施設の可搬型蓄電池内蔵型照明により、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、中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）（7号機設備、6,7号機共用、7号機に保管」（以下同じ。))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。

可搬型蓄電池内蔵型照明及び中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）の詳細については、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

中央制御室換気空調系は、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おいて使用する中央制御室可搬型陽圧化空調機は、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である第一ガスタービン発電機から給電が可能な設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明は炉心の著しい損傷が発生した場合にも、第一ガスタービン発電機から給電できる設計とする。

代替電源の詳細については、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、「柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び第7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、柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び第7号機を想定する。設計基準事故時における評価においては、評価事象に対して単一プラントの発災を想定する。炉心の著しい損傷が発生した場合の評価においては、審査ガイドに基づき、各号機で同時に事故が発生するものと仮定し、被ばく線量を個別に評価し合算する。なお、各号機の評価条件は、特記しない場合は同一とする。

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、建屋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. 原子炉建屋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、建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。また、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、格納容器圧力逃がし装置内の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。
- 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、中央制御室換気系設備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、建屋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。また、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、格納容器圧力逃がし装置内の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。
- 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、炉心の溶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ほか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、6号機及び7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、中央制御室の換気設備等に期待できない事故初期に放射性物質の放出が開始される「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系統の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を想定する。6号機及び7号機では、本事故シーケンスにおいても、格納容器ベントの実施を遅延することができるよう、代替循環冷却系を整備する。したがって、6号機及び7号機において同時に炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合、代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。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、片方の号機において代替循環冷却系を使用できず、格納容器圧力逃がし装置*を用いた格納容器ベントを実施した場合についても想定し、評価シナリオの組合せを以下のとおりとする。

- (a) 6号機及び7号機が代替循環冷却系を用いて事象収束する。
- (b) 6号機が格納容器ベントを実施して事象収束し、7号機が代替循環冷却系を用いて事象収束する。
- (c) 6号機が代替循環冷却系を用いて事象収束し、7号機が格納容器ベントを実施して事象収束する。

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①～⑤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 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

想定事故時に建屋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、中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。なお、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、格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による線量も考慮する。

(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ず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。）が、中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。また、炉心の著しい損傷が発生した場合においては、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。）も考慮する。

(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

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）。炉心の著しい損傷が発生した場合におけるガンマ線による外部被ばくの評価は、隣接エリアに取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくも考慮する。

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 建屋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。なお、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、格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による線量も考慮する。

(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) 建屋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

建屋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約102%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期間にわたって運転されていたものとする。炉心内蓄積量計算条件を表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。評価で使用する炉心内蓄積量は、原子炉は事故発生直前まで定格出力の約102%（熱出力4005MW）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。事故発生直前の炉心内蓄積量を表4-3に示す。

$$q_0^i = 3.2 \times 10^{14} \cdot P_0 \cdot Y_i \cdot \left(1 - e^{-\lambda_R^i \cdot T_{OP}} \right)$$

ここで、

q_0^i : 核種iの炉心内蓄積量(Bq)

P_0 : 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、放射性希ガスについては、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。

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

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

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)の記載値を用いる。 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。事故直前の炉内蓄積量は、電力共同研究報告書「立地審査指針改定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)」に記載されている単位熱出力当たりの炉内内蔵量に対し、原子炉熱出力3926MW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される単位熱出力当たりの炉心内蓄積量は、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。事故発生直前の炉心内蓄積量を表4-5に示す。

計算にあたっては、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 : 約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「ハロゲン等」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) 建屋内の線源強度の計算

建屋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屋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屋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。

$$x/Q = \frac{1}{T} \cdot \sum_{i=1}^T (x/Q)_i \cdot \delta_i^d$$

ここで、

x/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m^3)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(x/Q)_i$: 時刻*i*における相対濃度 (s/m^3)

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*において風向がほかの方位にあるとき $\delta_i^d = 0$

(高所放出の場合)

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

$$\Sigma_{y i} = \sqrt{\sigma_{y i}^2 + \frac{C \cdot A}{\pi}}, \quad \Sigma_{z i} = \sqrt{\sigma_{z i}^2 + \frac{C \cdot A}{\pi}}$$

(地上放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \Sigma_{y i} \cdot \Sigma_{z i} \cdot U_i}$$

ここで、

- U_i : 時刻*i*の放出源を代表する風速(m/s)
- $\Sigma_{y i}$: 時刻*i*の建屋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)
- $\Sigma_{z i}$: 時刻*i*の建屋の影響を加算した濃度の鉛直方向 (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)
- $\sigma_{y i}$: 時刻*i*の濃度のy方向の拡がりパラメータ (m)
- $\sigma_{z i}$: 時刻*i*の濃度のz方向の拡がりパラメータ (m)
- C : 建屋投影面積*2 (m²)
- A : 形状係数 (-)

上記のうち、気象項目 (風向、風速及び $\sigma_{y i}$ 、 $\sigma_{z i}$ 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、建屋の投影面積については「e. 建屋投影面積」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。

$\sigma_{y i}$ 及び $\sigma_{z i}$ 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 : 全ての方位の投影面積の中で最小面積を全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。

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

ここで、

D/Q : 評価地点 (x, y, z) 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* ($\frac{\text{dis}\cdot\text{m}^3\cdot\mu\text{Gy}}{\text{MeV}\cdot\text{Bq}\cdot\text{s}}$)

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, z) までの距離 (m)

$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数 (-)

$$B(\mu r) = 1 + \alpha \cdot (\mu \cdot r) + \beta \cdot (\mu \cdot r)^2 + \gamma \cdot (\mu \cdot r)^3$$

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。

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

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

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点 (x', y', z') における相対濃度 (s/m^3)

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

1985年10月～1986年9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、過去の気象データ (設置変更許可申請時の10年間の最新気象データ (2004年4月～2013年3月) と最新10年間の気象データ (2008年4月～2018年3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屋巻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換気設備は、通常時の外気取入ダンパを閉止し、少量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再循環運転 (少量外気取入時) 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換気設備は、外気取入ダンパ及び排気ダンパを閉止し、事故発生3時間後から中央制御室を陽圧化する中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動することを前提とする。中央制御室が属する建屋の屋上面を代表面として選定し、建屋巻込みの影響を受ける場合には、中央制御室が属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様であるので、相対濃度の評価点は中央制御室

中心を代表とする。

また、相対線量の評価点も同様に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、設計基準事故時には原子炉建屋及びタービン建屋に近いサービス建屋入口を、炉心の著しい損傷が発生した場合においては原子炉建屋に近いコントロール建屋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4-8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、建屋の風下側における風の巻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、放出点と巻込みを生じる建屋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屋の風下側で巻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) 放出源の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合
- (b) 放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向 n について、放出源の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図4-9の領域 A_n)の中にある場合
- (c) 評価点が、巻込みを生じる建屋の風下にある場合

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「主排気筒」及び「燃料取替床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「格納容器圧力逃がし装置配管」、「主排気筒」及び「原子炉建屋」は、上記の条件に該当することから、建屋巻込みの影響があるものとして評価を行う。

各放出源の巻込みを生じる代表建屋として、放出源から最も近く、影響が最も大きいと考えられる原子炉建屋を選定する。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屋の巻込み現象の影響を受けて拡散する方位及び原子炉建屋の巻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(a)～(c)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。

- (a) 放出点が評価点の風上にあること。
- (b) 放出点から放出された放射性物質が、原子炉建屋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。
- (c) 原子炉建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

上記選定条件(c)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屋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、建屋又は建屋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、代表建屋である原子炉建屋の高さ(37.7m)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(b)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、放出点は原子炉建屋に近接し、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(c)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屋+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(a)～(c)の条件にすべて該当し、評価対象とする風向を図4-10及び図4-11に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合の各放出源について、選定条件(a)～(c)の条件にすべて該当し、評価対象とする風向を図4-12から図4-17に示す。

e. 建屋投影面積

建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、全ての方位の投影面積の中で最小面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用する。

原子炉建屋の投影面積を図4-18に示す。

f. 形状係数

建屋の形状係数は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とき累積出現頻度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（5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回当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に、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原子炉建屋及びタービン建屋に近いサービス建屋入口を、炉心の著しい損傷が発生した場合においては原子炉建屋に近いコントロール建屋入口を代表評価点とし、建屋入口に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 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（原子炉建屋内及びタービン建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく）

原子炉建屋内及びタービン建屋内に浮遊する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置及び形状等から評価する。

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屋原子炉区域（二次格納施設）内に放出され、原子炉建屋原子炉区域（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。この原子炉建屋原子炉区域（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屋原子炉区域（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。原子炉建屋原子炉区域（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原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の非常用ガス処理系による除去効果を考慮する。

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、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、保守的にタービン建屋（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。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋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、タービン建屋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、建屋内の放射性物質によるガンマ線を複数のガンマ線エネルギー範囲（エネルギー群）に区分して計算する。

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屋原子炉区域（二次格納施設）内に放出され、原子炉建屋原子炉区域（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。この原子炉建屋原子炉区域（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。

原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に移行した放射性物質は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出によって除去される効果は考慮せず、全量が原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に留まるものとする。

計算対象とする核種及び原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内への放出量の計算条件は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内への放出量として評価事故シーケンスのソースターム解析結果を用いる。ここで、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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 原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内におけるガンマ線積算線源強度は、原子炉建屋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、24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 MATXSLLIB-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 MATXSLLIB 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4-19に示す。また、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4-20に示す。

直接ガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の地上1階以上*1とし、保守的に各階の原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の東西南北最大幅をとることとする。スカイシャインガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の最上階（地上4階）*2とする。

評価上考慮する遮蔽は、中央制御室遮蔽、二次遮蔽壁*3及び補助遮蔽*3とする。保守的に、二次遮蔽壁及び補助遮蔽の厚さは、各階の東西南北の遮蔽ごとに、それぞれの最小厚さでモデル化する。

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：原子炉建屋地上4階の床はコンクリート厚さが厚く、下層階からの放射線を十分に遮蔽している。したがって、建屋天井から放射されるガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価では、下層階に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分小さいため、線源として無視できる。

*3：6号機又は7号機の原子炉建屋の遮蔽を指す。

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4-21に示す。

直接ガンマ線の線源範囲は、タービン建屋の管理区域の地上1階以上*4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。また、スカイシャインガンマ線の線源範囲は、タービン建屋地上2階から最上階（地上3階）*5とする。

中央制御室は中央制御室遮蔽を考慮し、タービン建屋はタービン建屋外壁*6を遮蔽として考慮する。保守的に、タービン建屋外壁の厚さは、各階の東西南北の遮蔽ごとに、それぞれの最小厚さでモデル化する。

なお、中央制御室遮蔽、二次遮蔽壁、補助遮蔽及びタービン建屋外壁は鉄筋コンクリートであるが、評価上コンクリートのみとする。

また、線源としてより厳しい炉心の著しい損傷が発生した場合の評価で考慮する壁は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値とする。

注記*4：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。

*5：タービン建屋地上2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できるため、建屋天井から放射されるガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価にあたっては、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無視できる。

*6：6号機又は7号機のタービン建屋の遮蔽を指す。

(ハ) 評価点

設計基準事故時の原子炉冷却材喪失時における室内作業時の評価点は、線量結果が厳しくなるよう、原子炉建屋に最も近接する図4-19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屋に近接する図4-21に示す位置とした。

設計基準事故時の原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時の評価点高さは、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。

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は、線量結果が厳しくなるよう、原子炉建屋に最も近接する図4-20に示す位置とする。評価点高さは、直接ガンマ線の評価は床から1.5m*とし、スカイシャインガンマ線は天井高さとする。

注記*：日本人の成人男性の平均身長約1.7m及び成人女性の平均身長約1.6mに対して、胸部～腹部の高さとして設定。以降、評価点高さ「床から1.5m」は同様の考え方。

(二) 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コード及びG33-GP2Rコードを用いる。

(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、大気拡散の効果及び中央制御室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。

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

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0.5MeV換算値)

F : 中央制御室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。

$$H_{\gamma 1} = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma 1}}{V} \cdot E_{\gamma} \cdot \frac{\alpha}{u} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot \frac{\alpha}{2}}) \cdot F$$

ここで、

$H_{\gamma 1}$: 放射性物質からの直接ガンマ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 ($3.84 \times 10^{-3} \text{m}^{-1}$)

F : 中央制御室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。

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

ここで、

$H_{\gamma 2}$: 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 ($K=1\text{Sv/Gy}$)

D/Q : 相対線量(Gy/Bq)

$Q_{\gamma 2}(t)$: 時刻tにおける大気への放射能放出率(Bq/s)
(ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値)

F : 中央制御室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は、以下の式を用いて評価する。

$$H = \sum_k \int_0^T h_k(t) dt$$

$$h_k(t) = K \cdot D/Q \cdot q_k(t) \cdot \sum_{\gamma} p_{k\gamma} \cdot B_{\gamma} \cdot \exp(-\mu_{\gamma} \cdot X)$$

ここで、

H : クラウドシャインガンマ線による実効線量(Sv)

$h_k(t)$: 核種kからのガンマ線による単位時間当たりの実効線量(Sv/s)

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)

$q_k(t)$: 時刻tにおける核種kの大気中への放出率(Bq/s)

(ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値)

$p_{k\gamma}$: 核種kが放出するphotonのうち、エネルギー γ のphotonの割合*1(-)

B_{γ} : エネルギー γ のphotonの遮蔽体に対するビルドアップ係数*2(-)

μ_{γ} : エネルギー γ のphotonの遮蔽体に対する線減衰係数*2(1/m)

X : 遮蔽体厚さ(m)

T : 評価期間(s)

注記*1 : 核種kが放出するphotonのうち、エネルギー γ のphotonの割合は、ベータ線放出核種の水中における制動放射を考慮したORIGEN2ライブラリ (gxh2obrm.lib) 値から求める。また、ORIGEN2のガンマ線ライブラリの群構造(18群)はMATXSLIB-J33(42群)に変換し、変換方法は、「日本原子力学会標準 低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2008」(2009年9月 社団法人日本原子力学会)の『附属書H(参考) 遮へい設計におけるエネルギー群構造の取扱い(図H.2)』の方法を用いる。

*2 : 「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2015」(公益財団法人 原子力安全技術センター)に記載されている値を内挿することにより求める。

- (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。なお、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価点は中央制御室待避室内とする。

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

制御室換気系設備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. 設計基準事故時

$$\frac{d(V \cdot C_i(t))}{dt} = (1 - \eta) \cdot C_i^O(t) \cdot f_1 + C_i^O(t) \cdot f_2 - C_i(t) \cdot (f_1 + f_2 + \eta \cdot F_F) - \lambda_i \cdot V \cdot C_i(t)$$

ここで、

V : 中央制御室内バウンダリ体積(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(-)

$C_i^O(t)$: 時刻tにおける中央制御室換気系給気口の核種iの濃度(Bq/m³)

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

$Q_i(t)$: 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

中央制御室待避室内の放射性物質の濃度は、中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置を考慮し、以下の①、②に示す式を用いて評価する。なお、中央制御室待避室内の放射性物質の濃度は、中央制御室待避室陽圧化装置による陽圧化が終了した直後に、中央制御室内の放射性物質の濃度と同一になるものとする。

① 中央制御室待避室陽圧化装置による陽圧化を実施していない期間

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

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

$$\begin{aligned} \frac{dM_{1k}(t)}{dt} = & -\lambda_k \cdot M_{1k}(t) - \frac{G_1}{V_1} \cdot M_{1k}(t) - \frac{\alpha}{V_1} \cdot M_{1k}(t) \\ & + (1 - E_k) \cdot G_1 \cdot S_k(t) + \alpha \cdot S_k(t) \end{aligned}$$

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

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エネルギー(Bq)
- V_1 : 中央制御室バウンダリ体積(m³)
- λ_k : 核種kの崩壊定数(1/s)
- G_1 : 中央制御室可搬型陽圧化空調機の風量(m³/s)
- E_k : 中央制御室可搬型陽圧化空調機の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 : 中央制御室への外気リークイン量(m³/s)
- 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 中央制御室待避室陽圧化装置による陽圧化を実施する期間

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

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

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エネルギー(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 : 中央制御室待避室陽圧化装置の空気供給量(m³/s)

(ロ) 事故時運転

原子炉冷却材喪失時においては、原子炉区域換気空調系排気放射能高又は燃料取替エリア排気放射能高の信号で、中央制御室の通常時換気系の外気取入ダンパが閉止され、フィルタを介して室内空気を再循環する中央制御室再循環送風機が起動する設計となっており、事故後運転員による外気取り入れモード操作により外気取入ダンパが開き、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外気取入ダンパを閉止し、中央制御室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、中央制御室換気系（再循環運転（少量外気取入時））が作動するものと仮定する。中央制御室換気系（再循環運転（少量外気取入時））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、その間は通常時換気系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、中央制御室を中央制御室可搬型陽圧化空調機により陽圧化することで、取り入れる空気に含まれる放射性物質をフィルタで低減し、かつ、中央制御室への外気の流入を防止することが可能な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は、上部中央制御室、下部中央制御室等の中央制御室換気系設備の処理対象となる区画の体積を合計して、中央制御室内の放射性物質による外部被ばくの影響をうける区画の合計を保守的に切り上げて20800m³とする*。また、中央制御室待避室バウンダリ体積は、中央制御室待避室陽圧化装置の処理対象となる区画の体積を基に、保守的に切り上げて100m³とする*。バウンダリ体積を図4-22に示す。

注記* : 設計基準事故時の評価において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。炉心の著しい損傷が発生した場合における室内に取り込まれた放射性物質からの影響は、中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタで除去されない希ガスによる影響が大きく、バウンダリ体積が大きくなるほど室内に浮遊する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

i. 設計基準事故時

中央制御室再循環フィルタ装置のよう素フィルタの効率は、設計値を基に90%とする。

ii. 炉心の著しい損傷が発生した場合

(i) 中央制御室可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタの効率は、設計値を基に99.9%とする。

(ii) 中央制御室可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタの効率は、設計値を基に99.9%とする。

(ホ) 設計基準事故時における中央制御室再循環フィルタ装置のフィルタ流量

中央制御室再循環送風機の起動により、流量は設計上期待できる値として6号機で7500m³/h、7号機で6000m³/hとする。

(へ) 空気流入量

中央制御室へのインリーク量は、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、中央制御室を陽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4-23に示す。

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

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 ($3.84 \times 10^{-3} \text{m}^{-1}$)

r : 中央制御室内バウンダリ体積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換気系給気口付近を風速1m/sの速度で通過する間、中央制御室換気系を通して蒸気雲中の放射性物質を直接中央制御室内に取り込むものと仮定し、この取り込み空気による被ばくを考慮する。この際、破断口から放出された蒸気雲が中央制御室換気系給気口付近まで移動する際の放射性物質の減衰は保守的に無視するものとする。

(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。

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

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。

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

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の吸入摂取時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屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばくの評価方法は、「被ばく経路①建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(原子炉建屋及びタービン建屋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、評価点をサービス建屋入口とし、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、評価点をコントロール建屋入口とし、評価点高さは地上1.5m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サービス建屋入口、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価ではコントロール建屋とする。

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。

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

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。

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

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
(2.0×10^{-8} Sv/Bq)

χ/Q : 相対濃度(s/m³)

$Q_I(t)$: 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。

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

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の吸入摂取時の実効線量への換算係数(Sv/Bq)
- χ/Q : 相対濃度(s/m³)
- Q_k(t) : 時刻tにおける核種kの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換気空調設備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4-24及び図4-25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102% (熱出力4005MW) 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、炉心内蓄積量に対して希ガス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れ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捨てるものとする。

- (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建屋の常用換気系は、原子炉水位低、ドライウェル圧力高又は原子炉建屋放射能高の信号により非常用ガス処理系に切り替えられる。原子炉建屋内の放射性物質については、床、壁等に沈着することによる除去効果は無視し、崩壊のみを考える。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) 原子炉格納容器からの漏えいを考慮する。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並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度に対応した漏えい率に余裕を見込んで次のように仮定する。

事故後0～1時間：0.6%/日

事故後1時間～30日：0.3%/日

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) 非常用ガス処理系フィルタ装置の設計よう素除去効率は、99.99%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) 非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値（0.5回/d）とする。
- (k) 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、非常用ガス処理系で処理された後、主排気筒から大気中へ放出されるものとする。

b. 主蒸気管破断

希ガス及びハロゲン等の大気放出過程を図4-26及び図4-27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： 1.6×10^4 kg
 - 水： 2.4×10^4 kg
- (b) 液相として放出される冷却材中に含まれるハロゲン等の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度である 1.3×10^3 Bq/gに相当するものとし、その組成を拡散組成とする。また、気相として放出される冷却材中に含まれるハロゲンの濃度は、液相中の濃度の1/50とする。
- (c) 原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、I-131については先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んで 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、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、主蒸気逃がし安全弁等を通じて崩壊熱相当の蒸気がサブレーションチェンバのプール水中に移行するものとし、その蒸気流量は原子炉压力容器気相体積の100倍/dとする。この蒸気に含まれる放射性物質は被ばくには寄与しないものとする。
- (h) 燃料棒から追加放出される放射性物質のうち、希ガスはすべて瞬時に気相部へ移行するものとする。放出されたよう素のうち、有機よう素の割合は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部へ移行するものとする。有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリアオーバーされる割合は2%とする。
- (i) 主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるものと仮定する。
主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気系から漏えいした放射性物質は、大気中に地上放散されるものとする。
なお、タービン建屋内で、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. 原子炉冷却材喪失時
 - (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として、希ガス110時間、よう素340時間とする。
 - (b) すべての放射性物質は、非常用ガス処理系によって、主排気筒から放出されるとする。放出源高さは、主排気筒高さである地上73m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. 主蒸気管破断時
 - (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として、希ガス及びハロゲン等1時間、よう素20時間とする。

- (b) すべての放射性物質は、燃料取替床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、評価点に最も近い燃料取替床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5直2交替を仮定し、運転員一人当たりの評価期間中の平均的な実効線量を評価する。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ことで計算する。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*¹

注記*¹： 実際の交替勤務（5直2交替）の30日間勤務での最大勤務直の滞在時間割合（約0.275926）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、サービス建屋出入口に30日間連続滞在した場合の線量を求め、その値に入退域所要時間割合を掛け合わせることで計算する。

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。

30日間の積算線量×入退域所要時間割合*²

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

a. 中央制御室内での被ばく

- (a) 被ばく経路① 建屋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

原子炉冷却材喪失時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によるコンクリート減衰率 (F) は、以下のとおりとする。

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) に記載されている光子に対する普通コンクリートの質量減衰係数と、光子の点等方線源に対するコンクリートの実効線量ビルドアップ係数を、それぞれ内挿したものをを用いて算出する。

中央制御室遮蔽での減衰効果は、表4-19に示す条件により求める。

これらより、被ばく評価に使用する中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率は、 $F \approx 2.9 \times 10^{-2}$ 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換気系設備等の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室換気系設備等条件を表4-20に示す。また、中央制御室換気空調系の運転モードを図4-28に示す。事故時運転モードは、再循環運転 (少量外気取入時) 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、中央制御室換気系 (事故時外気取入モード) が作動するものと仮定する。中央制御室換気系 (再循環運転 (少量外気取入時)) 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、その間は通常時換気系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等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 建屋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

評価期間中に建屋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屋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4-21及び表4-22に示す。被ばく評価結果は表4-23に示すとおり、実効線量で原子炉冷却材喪失時において最大約22mSv、主蒸気管破断時において最大約0.58mSv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。

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4-29～図4-32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4-24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4-33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「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系統の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を想定し、原子炉格納容器から原子炉建屋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解析結果の格納容器内圧力及び温度の変化を図4-34及び図4-35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屋への漏えい割合及び格納容器圧力逃がし装置への放出割合のトレンドに対して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 Plants", 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、表4-25に示す。

c. 原子炉格納容器内での自然沈着

CSE実験^{*3}及びStandard Review Plan 6.5.2^{*4}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、事故後約5.4時間となるため、約5.4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*3 : 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

*4 : 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^{*5}を参考としてDF=10を仮定する。

注記*5 : NUREG-0800 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, Rev.1, 3/2007.

e. 格納容器圧力逃がし装置による除去性能

格納容器圧力逃がし装置による放射性物質の除染係数は、表4-26に示す。

上記により評価した、原子炉建屋から大気中への放出量及び格納容器圧力逃がし装置を経由した放出量を表4-27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、評価結果が厳しくなるように、全放出源、全核種で1時間とする。
- b. 放出源高さは、事故シーケンスに応じて、非常用ガス処理系からの放出時は主排気筒高さ、格納容器圧力逃がし装置からの放出時は排気口高さ、原子炉建屋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4-28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4-29に示す。

(3) 線量評価

運転員勤務体系としては、5直2交替とし、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。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建屋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

イ. 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

炉心の著しい損傷が発生した場合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。

ロ. 格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

(イ) 評価の概要

格納容器ベント実施に伴いベントラインに流入する放射性物質の大部分は、希ガス類を除き、格納容器圧力逃がし装置内に取り込まれ線源となる。格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質の線源強度、施設の位置、遮蔽構造等から評価する。

(ロ) 線源の選定

線源として「よう素フィルタ」を選定し、当該線源からのスカイシャインガンマ線による外部被ばくを評価する*。

注記*：格納容器圧力逃がし装置において、よう素フィルタ以外に考えられる線源として、フィルタ装置（スクラバ水）、金属フィルタ、フィルタ装置入口配管、ドレン配管及びpH計装配管が存在するが、よう素フィルタからの影響と比較し影響が軽微であることから評価対象外とする。また、よう素フィルタからの直接ガンマ線は、フィルタベント遮蔽壁の十分厚い遮蔽によって影響が低減されることから評価対象外とする。

(ハ) 線源強度

- i. 格納容器ベント開始直後におけるよう素フィルタの体積線源の線源強度 (photons/s) を表4-31に示す。
- ii. よう素フィルタ内での放射性物質の崩壊を考慮する。
- iii. 評価期間中に格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素*及び有機よう素の総量が、格納容器ベント直後によう素フィルタ内に移行するものとする。

注記*：無機よう素はフィルタ装置（スクラバ水）で大部分が除去されるためよう素フィルタにはほとんど移行しないものと考えられるが、保守的に無機よう素も取り込まれると想定する。

- iv. 停止時炉内内蔵量に対する格納容器圧力逃がし装置への流入割合の計算条

件は、大気中への放出量の計算条件と同じとし、評価事故シーケンスのソースターム解析結果を用いる。

- v. スカイシャインガンマ線の評価で用いる点線源の線源強度は、よう素フィルタによる自己遮蔽を考慮するため、以下の手順で評価する。
 - ① QAD-CGGP2Rコードを用いて、図4-36に示す形状のよう素フィルタの体積線源から500m上空の直接ガンマ線の線量を計算する。
 - ② QAD-CGGP2Rコードを用いて、①の線量を再現する点線源の線源強度を計算する。
- vi. ガンマ線線源強度は、よう素フィルタ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て計算する。

(二) 評価モデル

- i. 評価モデルを図4-37及び図4-38に示す。各号機において、よう素フィルタ本体2基をそれぞれ点線源とし、各よう素フィルタの中心位置に点線源を設定する。また、点線源の高さは、よう素フィルタ上端高さより保守的に高い位置に設定する。
- ii. 評価上考慮する遮蔽は中央制御室遮蔽、フィルタベント遮蔽壁とする。中央制御室を囲む遮蔽モデルは、球体モデルとする。また、フィルタベント遮蔽壁は、点線源に対して図4-38に示す位置関係でモデル化し遮蔽効果を考慮する。

(ホ) 評価点

- i. 評価点の位置を図4-39に示す。評価点は、中央制御室内でよう素フィルタ寄りの位置とする。
- ii. 評価点高さは、点線源と同じ高さとする。

(へ) 解析コード

解析コードは、QAD-CGGP2Rコード及びG33-GP2Rコードを用いる。

(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)

中央制御室遮蔽厚さ(コンクリート *)における減衰率は、「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2015」(公益財団法人 原子力安全技術センター)に記載されているエネルギーのphotonの遮蔽体に対するビルドアップ係数及び線減衰係数を用いて算出し、「4.1.1(7)a.(b) 被ばく経路②(クラウドシャインガンマ線)」の「(ハ) 炉心の著しい損傷が発生した場合」の評価式で考慮する。遮蔽モデルを図4-40に示す。

注記* : 公称値からのマイナス側許容差(-5mm)を考慮した遮蔽厚さ。

(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（グランドシャイン）による，中央制御室内での運転員の実効線量は，評価期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果，地表沈着効果及び中央制御室遮蔽による減衰効果を考慮して評価する。

イ. 地表面沈着濃度の計算

(イ) 計算式

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

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4-32に示す。

沈着速度は，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 Part7, 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屋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，線源は建屋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4-33に示すように，24時間ごとに求める。

(ロ) 幾何条件

グラウンドシャイン評価モデルを図4-41に示す。グラウンドシャインの線源は、コントロール建屋の屋上と地表面に沈着した放射性物質である。地表面の線源の大きさは半径500m*とする。この領域に含まれる海面及び斜面も平坦な地表面とみなし、ほかの領域と同様に線源領域とする。また、コントロール建屋周りの地表の高さは場所により異なるが、コントロール建屋周りの線源の高さを保守的に評価点高さと同じとして評価する。

中央制御室遮蔽で考慮する天井及び壁は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値とする。

注記* : JAEA-Technology 2011-026「汚染土壤の除染領域と線量低減効果の検討」において評価対象から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、評価点から半径500mまで線源領域とし、グラウンドシャインを面線源からの被ばくと想定する場合は、全体の線源領域として半径500mを設定した。

(ハ) 評価点

評価点は、図4-41に示したとおり、屋上沈着線源と地表面沈着線源に対して、それぞれより多くの線源と距離が近い位置を評価点として設定する。評価点高さは床面から1.5mとする。

(二) 解析コード

グラウンドシャインは、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

イ. 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放射性物質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換気系設備等の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室換気系設備等条件を表4-34に示す。また、空調運用タイムチャートを図4-33に示す。

(イ) 中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動時間は、可搬設備の設置に要する時間遅れや全交流動力電源喪失を想定した遅れを考慮し、有効性評価で設定した3時間を起動遅れ時間として考慮し、流量6000m³/hの中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動を想定する。

(ロ) 「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、事故後1日目のみマスクの防護係数は1000とし、それ以外はマスクの防護係数は50とする。

(ハ) 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空気ポンベにより10時間加圧することで、放射性物質を含む空気の流入を防止する。なお、代替循環冷却系を用いて事象を収束する号機からの影響に対しては、中央制御室待避室陽圧化装置による効果を考慮しない。

ロ. 隣接エリア内に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

(イ) 評価の概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において隣接エリア内に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は、隣接エリア内の放射性物質濃度を基に、中央制御室待避室遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価する。なお、評価点は中央制御室待避室内とする。

(ロ) 室内の放射性物質濃度

中央制御室バウンダリ内の放射性物質濃度は、前述の「4.1.1(7)a.(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）」で示した放射性物質濃度の計算に基づくものとする。中央制御室バウンダリ外の放射性物質濃度は、外気濃度と同じとする。

(ハ) 室内放射性物質の想定

隣接エリア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。

(ニ) 線源強度

評価で設定した隣接エリア内のガンマ線積算線源強度を表4-35に示す。隣接エリア内のガンマ線積算線源強度は、隣接エリア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、24時間ごとに評価する。

(ホ) 評価モデル

- i. 評価モデルを図4-42に示す。また、評価モデル設定の考え方を図4-43に示す。線源範囲は、中央制御室待避室に隣接するエリアとする。ただし、クラウドシャインガンマ線の評価に包絡されるエリア*は除く。
- ii. 評価上考慮する遮蔽は、中央制御室待避室遮蔽とする。

注記* : ある浮遊線源からのガンマ線に対する遮蔽として、クラウドシャインガンマ線で考慮している遮蔽厚さを見込める場合、その線源からの影響はクラウドシャインガンマ線による影響に包含される。

(ヘ) 評価点

- i. 評価点は保守的に、最も薄い中央制御室待避室遮蔽に近接した位置、かつ、外気相当線源に近接した位置とする。
- ii. 評価点高さは床面から1.5mとする。

(ト) 解析コード

解析コードは、QAD-CGGP2Rコードを用いる。

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 建屋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

イ. 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

炉心の著しい損傷が発生した場合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は、中央制御室滞在時における建屋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の評価で用いた表4-30に示した線源強度と同じである。

ロ. 格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

入退域時における格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法は、中央制御室滞在時における格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの評価方法と同様である。ただし、入退域時は屋外を移動するため、評価点を図4-39に示した位置*1とし、中央制御室遮蔽の遮蔽効果を考慮しない。また、評価点高さは地上1.5mの位置とする。1回の入退域当たりに格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からの寄与がある時間は2分間*2とする。

注記*1 : アクセスルートより、格納容器圧力逃がし装置に近い位置を代表評価点とする。

*2 : 「格納容器圧力逃がし装置近傍を通過する時間」を包絡する時間を評価時間として設定し、代表評価点に2分間留まると仮定して、被ばく線量を評価する。

(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 (グラウ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 (グラウンドシャイン) による外部被ばくの評価方法を以下に示す。

イ. 線量計算

入退域時におけるグラウンドシャインガンマ線による被ばく線量は、単位面積当たりの積算崩壊数($\text{Bq} \cdot \text{s}/\text{m}^2$)に、「External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil FGR-12 EPA-402-R-93-081. (1993) Table III. 3」に記載の、地表面濃度から実効線量率への換算係数を乗じることで評価する。

ロ. 地表面沈着濃度及び評価点

地表面沈着濃度の評価方法は、被ばく経路②と同様である。ただし、入退域時は中央制御室遮蔽外を移動するため、評価点をコントロール建屋入口とし、中央制御室遮蔽を含めた建屋壁のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。

(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4-36 (マスク着用あり) 及び表4-37 (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表4-40に、内訳を表4-38（マスク着用あり）及び表4-39（マスク着用なし）に示す。

表4-40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88mSv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。

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13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、中央制御室換気空調系は、外気から遮断する再循環運転とすることができる。

再循環運転により、中央制御室への空気の取り込みを一時的に停止した場合の室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が、事故対策のための活動に支障がない濃度であることを確認する。

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4-41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、酸素消費量及び二酸化炭素吐出し量等は、中央制御室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し、呼吸率等を踏まえ、中央制御室換気空調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(JEAC4622-2009)(以下「JEAC4622-2009」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計算条件を表4-42に示す。

$$C_{\infty} = C + \frac{M}{N \cdot V}$$

M : 室内二酸化炭素発生量(m³/h)

V : 中央制御室内バウンダリ体積(m³)

C_∞ : 平衡状態における二酸化炭素濃度(vol%)

C : 外気中の二酸化炭素濃度(vol%)

N : 空気流入率(回/h)

M, C_∞, 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。

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、中央制御室換気空調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 20.8vol%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、中央制御室換気空調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 0.08vol%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、中央制御室可搬型陽圧化空調機は、外気を浄化した空気により中央制御室を陽圧化することができる。中央制御室を陽圧化した場合の室内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、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、評価する。

(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 4-41 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、中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室を陽圧化した場合の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を設計基準事故時の評価と同様に、J E A C 4 6 2 2 -2009 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 3 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 3 時間後の中央制御室内の濃度バランスを基に計算する。

$$C = C_0 + \frac{3M}{V}$$

- C : 3 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 : 中央制御室内バウンダリ体積 (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は酸素濃度の場合、負の値となり、酸素消費量と置き換える。

事故後 3 時間以降はファンの運転を想定するため、設計基準事故時における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価と同様である。

中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算条件を表 4-42 に示す。

a. 中央制御室内の陽圧化維持

(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中央制御室の設計最高温度 50℃、隣接区画を外気の設計最低温度 -10.4℃と仮定すると、中央制御室の天井高さは約 6.3m 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。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{(-10.4^\circ\text{Cの乾き空気密度}) - (50^\circ\text{Cの乾き空気の密度})\} \times \text{天井高さ} \\ &= (1.344 - 1.093) \times 6.3 \\ &= 1.581 \text{kg/m}^2 (\approx 16 \text{Pa}) \end{aligned}$$

計算の結果、温度の影響を無視できる圧力差は約 16Pa であるが、余裕を見込み、目標圧力は 20Pa (gage) に設定する。

(b) 必要最低空気供給量

中央制御室への空気供給量として 4500m³/h 以上 6000m³/h 未満に設定するとともに、4500m³/h 以上 6000m³/h 未満の流量を流した場合、目標圧力に達し陽圧化維持が可能な設計とする。

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 3 時間

計算の結果、事故発生 3 時間後の酸素濃度は、20.9vol%となる。

b. 事故後 3 時間～7 日間

評価の結果、中央制御室換気空調系隔離時に中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室を陽圧化した場合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 3 時間

計算の結果、事故発生 3 時間後の二酸化炭素濃度は、0.06vol%となる。

b. 事故後 3 時間～7 日間

評価の結果、中央制御室換気空調系隔離時に中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室を陽圧化した場合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 0.06vol%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

中央制御室待避室陽圧化装置による陽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、中央制御室の評価と同様に、中央制御室待避室陽圧化装置の使用時における中央制御室待避室内にとどまる要員の活動状況等を想定し、設定する。

(2) 酸素及び二酸化炭素許容濃度の設定

酸素及び二酸化炭素許容濃度は、中央制御室の評価と同様に、表 4-41 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。

(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陽圧化し、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 4-43 に示す。

なお、被ばく評価にて、格納容器圧力逃がし装置使用開始から 10 時間までボンベにて陽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、陽圧化時間は 10 時間とする。

10 時間連続で中央制御室待避室陽圧化装置にて陽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及び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陽圧化維持

(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、待避室内へのインリークは、隣接区画との温度差によるものが考えられる。炉心の著しい損傷が発生した場合の室内の温度を中央制御室の設計最高温度 50℃、隣接区画を外気の設計最低温度 -10.4℃と仮定すると、中央制御室待避室の天井高さは約 3.1m 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。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-10.4^\circ\text{Cの乾き空気密度}) - (50^\circ\text{Cの乾き空気の密度})\} \times \text{天井高さ} \\ &= (1.344 - 1.093) \times 3.1 \\ &= 0.7790\text{kg/m}^2 (\approx 8.0\text{Pa})\end{aligned}$$

計算の結果、温度の影響を無視できる圧力差は約 8.0Pa であるが、余裕を見込み、目標圧力は 20Pa (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 95.5m³/h に設定し、95.5m³/h の流量を流した場合、目標圧力に達し陽圧化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以下の空気調和・衛生工学便覧の計算式を基に計算する。

$$Q = \frac{K}{P_1 - P_0}$$

Q : 必要換気流量 (m³/h)

K : 酸素消費量 (m³/h)

P₁ : 初期酸素濃度 (vol%)

P₀ : 許容酸素濃度 (vol%)

計算の結果、必要な最低換気流量は 14.9m³/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以下の空気調和・衛生工学便覧の計算式を基に計算する。

$$L = \frac{M}{C - C_0}$$

- 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(vol%)
- C₀ : 初期二酸化炭素濃度(vol%)

計算の結果、必要な最低換気流量は 95.5m³/h となる。

(4) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室待避室陽圧化装置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①を展開した式②により計算する。

$$V \frac{dC}{dt} = C_0 \cdot N \cdot V + M - C \cdot N \cdot V \dots\dots\dots ①$$

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

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

$$C = - \left(C_0 - C' + \frac{M}{L} \right) \cdot e^{\left(-\frac{L}{V} t' \right)} + C_0 + \frac{M}{L} \dots\dots\dots ②$$

- 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)
- t' : ポンベ切替以降の時間(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

中央制御室待避室陽圧化装置による流量を $95.5\text{m}^3/\text{h}$ とすれば、中央制御室待避室陽圧化装置による陽圧化 10 時間後の酸素濃度は $20.4\text{vol}\%$ 、二酸化炭素濃度は $0.50\text{vol}\%$ となり、中央制御室待避室内の陽圧化維持並びに、「酸素欠乏症等防止規則」に定める酸素濃度及び「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 $18\text{vol}\%$ 以上及び $0.5\text{vol}\%$ 以下をそれぞれ満足することができる。

(2) 必要空気ポンペ個数

4.2.5 節の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及び二酸化炭素濃度評価方針より、必要な空気ポンペ個数は、1 個当たりの空気容量が 46.7L のもので使用量を $5.5\text{m}^3/\text{個}$ とした場合、余裕を考慮して 174 個程度となる。なお、中央制御室待避室内を陽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 中央制御室遮蔽の熱除去の評価

5.1.1 中央制御室遮蔽における入射線量の設定方法

中央制御室遮蔽の表面に入射するガンマ線としては、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ンドシャインガンマ線の入射線量を設定する。評価点は、遮蔽効果が小さく線源からの距離が近い位置として、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（常設）を代表させる。

5.1.2 中央制御室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から表5-4に示す。

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

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 (1.05kJ/(kg・°C)) *

ρ : コンクリートの密度 (2.15g/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 補助遮蔽（フィルタベント遮蔽壁）の熱除去の評価

5.2.1 フィルタベント遮蔽壁における入射線量の設定方法

フィルタベント遮蔽壁に入射するガンマ線の線源として、よう素フィルタ、フィルタ装置、金属フィルタ、フィルタ装置入口配管、ドレン配管及びpH計装配管を想定し、これら線源に含まれる放射性物質からの直接ガンマ線の合計入射線量（約63kGy/7日間）を、遮蔽体表面の入射線量として設定する。

5.2.2 フィルタベント遮蔽壁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（約63kGy/7日間）から、フィルタベント遮蔽壁表面の7日間積算のガンマ線発熱量を求めると、約 1.4×10^{-1} kJ/cm³となる。これによる温度上昇を「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 二次遮蔽壁*の熱除去の評価

5.3.1 二次遮蔽壁における入射線量の設定方法

二次遮蔽壁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屋原子炉区域（二次格納施設）内に移行した放射性物質を想定し入射線量を評価する。評価結果を基に、二次遮蔽壁への入射線量を460Gy/7日間と設定する。

5.3.2 二次遮蔽壁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（460Gy/7日間）から、二次遮蔽壁表面の7日間積算のガンマ線発熱量を求めると、約 $9.9 \times 10^{-4} \text{kJ/cm}^3$ となり、これによる温度上昇を「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。

注記*：6号機及び7号機の原子炉建屋の二次遮蔽壁を指す。

5.4 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、中央制御室遮蔽で 0.1°C 以下、フィルタベント遮蔽壁で約 60°C 、二次遮蔽壁で約 0.4°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システム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が最も厳しくなる事故シーケンスを想定する。 また、6号機及び7号機のうち、片方の号機において代替循環冷却系を使用できず、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施した場合についても想定する。 | 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 炉心内蓄積量計算条件

| 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] 4005MWt (100% (3926MWt) ×約1.02)</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 3926MWt</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(約417日) 2サイクル：20000h 3サイクル：30000h 4サイクル：40000h 5サイクル：50000h (平均燃焼度：約30GWd/t)</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ヶ月(約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) 解説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> | <p>—</p> |

表4-3 炉心内蓄積量（原子炉冷却材喪失）（設計基準事故時）

| 核種グループ | 炉内蓄積量(Bq) (gross値) |
|--------|------------------------|
| 希ガス | 約 3.7×10^{19} |
| よう素 | 約 3.6×10^{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 | 炉内蓄積量(Bq) (gross値) |
|--------|------------------------|
| 希ガス | 約 1.5×10^{15} |
| ハロゲン等 | 約 1.1×10^{15} |

表4-5 炉心内蓄積量（炉心の著しい損傷が発生した場合）

| 核種グループ | 炉内蓄積量(Bq) (gross値) |
|--------|------------------------|
| 希ガス類 | 約 2.6×10^{19} |
| よう素類 | 約 3.4×10^{19} |
| Cs類 | 約 1.3×10^{18} |
| Te類 | 約 9.5×10^{18} |
| Ba類 | 約 2.9×10^{19} |
| Ru類 | 約 2.9×10^{19} |
| Ce類 | 約 8.9×10^{19} |
| La類 | 約 6.5×10^{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>柏崎刈羽原子力発電所における1年間の気象資料 (1985.10～1986.9) (地上風を代表する地上高10m(標高20m)の気象データ)</p> | <p>建屋影響を受ける大気拡散評価を行う場合は保守的に地上高10m(標高20m)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1985年10月～1986年9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。 |
| 建屋影響 | 考慮する。 | 放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋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 | | | | | | | | | | | | | |
|-------------------|------------|---------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------|------|-------|-------------------|----------|-------------------|--------|----------------------------|-------------------|----------|-------------------------------------------------|------------|-------------------------------------------------|
| 巻込みを生じる代表建屋 | 原子炉建屋 | 放出源から最も近く、巻込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋として選定 また、建屋投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため、単独建屋として設定 | <p>被ばく評価手法 (内規)</p> <p>5.1.2(3)a)2) 巻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 放射性物質の巻込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1"> <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</p> <p>4.2(2)b.</p> <ul style="list-style-type: none"> 巻込みを生じる代表建屋 <p>2) 巻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>○設計基準事故時</p> <p>【中央制御室内】 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 サービス建屋入口</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</p> <p>【入退域時】 コントロール建屋入口</p> | <p>【中央制御室内】</p> <p>換気設備により少量外気取り入れ運転を前提とし、フィルタを通過した空気が直接室内へ流入すると設定</p> <p>また、インリークによって、評価期間中はフィルタを通らない空気が直接室内へ流入することを前提とするため、中央制御室が属する建屋の屋上面を代表表面として選定し、建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様であるので、中央制御室中心を代表点として設定</p> <p>【入退域時】</p> <p>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】</p> <p>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屋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>7.2(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>【入退域時】</p> <p>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。</p> <p>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】</p> <p>4.2(2)b.</p> <p>放射性物質濃度の評価点</p> <p>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屋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。</p> <p>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> <p>—</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 |
|--------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p style="text-align: center;">着 目 方 位</p> | <p>【設計基準事故時】 (原子炉冷却材喪失) 中央制御室 6号機：6方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号機：9方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE) 入退域 6号機：4方位 (ESE, SE, SSE, S) 7号機：4方位 (NE, ENE, E, ESE) (主蒸気管破断) 中央制御室 6号機：6方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号機：9方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE) 入退域 6号機：4方位 (ESE, SE, SSE, S) 7号機：4方位 (NE, ENE, E, ESE)</p> | <p>原子炉建屋の建屋後流での巻込みが生じる条件としては、放出点と巻込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。 (a) 放出源の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 (b) 放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向について、放出源の位置が風向と建屋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) 評価点が巻込みを生じる建屋の風下側にある場合 建屋風下側の巻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、建屋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) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。</p> | <p>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。</p> |

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 | <p>【炉心の著しい損傷が発生した場合】 (中央制御室滞在時)</p> <p>【格納容器圧力逃がし装置配管】 6号機：6方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号機：9方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE)</p> <p>【原子炉建屋中心】 6号機：6方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号機：9方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE)</p> <p>【主排気筒】 6号機：6方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号機：9方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE)</p> <p>(入退域時)</p> <p>【格納容器圧力逃がし装置配管】 6号機：5方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号機：9方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)</p> <p>【原子炉建屋中心】 6号機：5方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号機：9方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)</p> <p>【主排気筒】 6号機：5方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号機：9方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)</p> | <p>原子炉建屋の建屋後流での巻込みが生じる条件としては、放出点と巻込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。</p> <p>(a) 放出源の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合</p> <p>(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屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲の中にある場合</p> <p>(c) 評価点が巻込みを生じる建屋の風下側にある場合</p> <p>建屋風下側の巻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選定</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること。</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に放出点が存在すること</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。</p> | <p>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。</p> |

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 |
|--------|--------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 建屋投影面積 | 1931m ² | <p>建屋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（原子炉建屋, 短手方向）となる東（西）方向の断面積を切り下げた数値をすべての方位の計算の入力として共通に適用する。</p> | <p>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。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)b. ・建屋投影面積 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。</p> |
| 形状係数 | 1/2 | <p>気象指針を参考として設定</p> | <p>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。</p> <p>審査ガイド —</p> |

表 4-7 運転員交代考慮条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）*1, *2

| | 中央制御室の滞在時間 |
|----|------------|
| 1直 | 8:30~21:25 |
| 2直 | 21:00~8:55 |

| | 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 | 明 | 休 | 休 |
| B班 | 訓 | 訓 | 訓 | 訓 | 訓 | 訓 | 訓 |
| C班 | 休 | 休 | 1直 | 1直 | 2直 | 2直 | 明 |
| D班 | 明 | 休 | 休 | 休 | 1直 | 1直 | 2直 |
| E班 | 2直 | 2直 | 明 | 休 | 休 | 休 | 1直 |

注記*1：この通常時の直交替スケジュールをベースに、特定の班のみが過大な被ばくを受けることにならないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫する。

*2：事故発生と同時に、1日目1直の中央制御室滞在が開始すると想定する。

| イベント 経過時間(h) 時刻 | ▽炉心損傷発生 | | ▽格納容器ベント | |
|-----------------------|-----------|--|-------------|------------|
| | 0 8:30 | | 38 22:30 | 48 8:30 |
| 1直 | A班 | | C班 | |
| 2直 | E班 | | E班 | |

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 |
|----------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| | 6号機事故時 | 7号機事故時 | | |
| 中央制御室換気空調系の風量* | <p>[設計基準事故時] (事故後0~15分)</p> <p>6号機： 通常運転 (5000m³/h)</p> <p>7号機： 通常運転 (5000m³/h)</p> <p>(事故後15分~)</p> <p>6号機： 再循環運転 (7500m³/h)</p> <p>少量外気取入 (500m³/h)</p> <p>7号機：停止</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] (事故後0分~)</p> <p>6号機：停止</p> <p>7号機：停止 (給排気隔離ダンパ閉止)</p> | <p>[設計基準事故時] (事故後0~15分)</p> <p>6号機： 通常運転 (5000m³/h)</p> <p>7号機： 通常運転 (5000m³/h)</p> <p>(事故後15分~)</p> <p>6号機：停止</p> <p>7号機： 再循環運転 (6000m³/h)</p> <p>少量外気取入 (2000m³/h)</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] (事故後0分~)</p> <p>6号機：停止</p> <p>7号機：停止 (給排気隔離ダンパ閉止)</p> | <p>設計基準事故後、中央制御室換気系設備による少量外気取り入れを前提とし、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。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合には、恒設の中央制御室換気空調系を停止する運用とする。</p> | <p>被ばく評価手法 (内規)</p> <p>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。</p> <p>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</p> <p>b) 中央制御室内に直接、流入すること</p> <p>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。</p> <p>審査ガイド</p> <p>4.2(2)e.</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 <ul style="list-style-type: none"> 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) 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) 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* : 6号機及び7号機の再循環運転及び少量外気取入の風量の違いは設計値によるもの。

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 | 中央制御室：20800m ³ 中央制御室待避室：100m ³ | 中央制御室のバウンダリ体積は、中央制御室、中央制御室空調機械室等の中央制御室換気空調設備の処理対象となる区画の体積を合計して保守的に切り上げて設定 また、中央制御室待避室のバウンダリ体積は、中央制御室待避室内の体積を基に保守的に切り上げて設定 | 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、空調システム的设计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。 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。 |

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：20800m ³ 中央制御室待避室：100m ³ | 評価上の空調バウンダリ体積と同様に、設計値を保守的に切り上げて設定 | 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。 |
| 中央制御室再循環フィルタ装置によるよう素の除去効率 | [設計基準事故時] 90% | 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。 |
| 中央制御室可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタの除去効率 | [炉心の著しい損傷が発生した場合] 無機よう素：99.9% 有機よう素：99.9% | 設計値を基に設定 | 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。 |
| 中央制御室可搬型陽圧化空調機の高性能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] 粒子状放射性物質： 99.9% | 設計値を基に設定 | 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。 |

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 |
|---------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 中央制御室可搬型陽圧化空調機の風量及び起動遅れ時間 | 事故発生から 0～3時間後：0m ³ /h 3～168時間後：6000m ³ /h (起動遅れ時間：3時間) | 設計上期待できる値を設定 起動遅れ時間は、可搬設備の設置に要する時間遅れや全交流動力電源喪失対応に要する時間遅れを考慮し設定 | 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。 |
| 空気流入率 | 0.5回/h (10400m ³ /h) | 空気流入率測定試験結果（0.18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 なお、中央制御室を陽圧化している期間は、空気の流入はないものとする。 | 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。 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。 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。 |

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 Publication71* ¹ に基づく。 | |
| | [炉心の著しい損傷が発生した場合] 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 Publication71* 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 the Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation 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 Publication71* ² に基 づく。 | <p>被ばく評価手法 (内規)</p> <p>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。</p> $H_I = \int_0^T RH_\infty C_I(t) dt$ <p>H_I: よう素の吸入摂取の内部被ばく による実効線量(Sv)</p> <p>R: 呼吸率 (成人活動時) (m³/s)</p> <p>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)</p> <p>$C_I(t)$: 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/m³)</p> <p>T: 計算期間 (30日間) (s)</p> |

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 | [設計基準事故時] 考慮しない [炉心の著しい損傷が発生 した場合] 入退域時：1000 中央制御室滞在時： 50（1日目のみ1000）* | 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。 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。 | 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。 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。 |
| 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。 | — |

注記*：中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動前に中央制御室内に取り込まれる放射性物質の影響
低減のため、事故発生1日目の1直及び2直のみ防護係数1000のマスクの着用を考慮す
る。

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 | 炉心内蓄積量に対して 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) 事象発生後，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%が瞬時に沈着 （有機よう素及び希ガスは，沈着効果を見捨てる） | 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見捨てる。有機よう素及び希ガスは，この効果を見捨てる。 |
| サプレッションチェンバ内のプール水への分配 | 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，この効果を見捨てる。 |
| 原子炉格納容器からの漏えい率 | 0～1時間：0.6%/日 1時間～30日：0.3%/日 | 原子炉格納容器からの漏えい率は，原子炉格納容器の設計漏えい率並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度に対応した漏えい率に余裕を見込んで設定する。 | 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屋の常用換気系は，原子炉水位低，ドライウェル圧力高又は原子炉建屋原子炉区域放射能高の信号により瞬時に切り替えられるものとする。 | 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 | 0.5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% | 非常用ガス処理系の設計値（99.99%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。 |
| 原子炉建屋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) 原子炉建屋内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 | 主排気筒 | 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 $1.3 \times 10^3 \text{Bq/g}$ とし、それに応じほか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、それに応じほかのハロゲン等及び希ガスの組成を平衡組成として考慮 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：16ton 水：24ton | 内規に示され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： $3.93 \times 10^6 \text{m}^3$ 半球状雲の直径：247m 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))を基に、弁1個が閉止しないと仮定し、4倍の余裕をみて設定した値 | 4.1.2(7)h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないと。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、サプレッションプールに移行する。 |
| タービン建屋内で床・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 1.6×10^{16} |
| | よう素 (I-131等価量-成人実効線量係数換算) | | 約 5.8×10^{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 1.4×10^{13} |
| | | 主蒸気隔離弁 閉止後 | 約 2.0×10^{13} |
| | | 合計 | 約 3.4×10^{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 2.9×10^{11} |
| | | 主蒸気隔離弁 閉止後 | 約 4.5×10^{11} |
| | | 合計 | 約 7.4×10^{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：110時間 よう素：340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：20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。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：主排気筒 放出源高さ：73m</p> <p>【主蒸気管破断】 放出源：燃料取替床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、主排気筒から放出、主蒸気管破断は、保守的に地上放出として設定 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)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。</p> <p>【主蒸気管破断】 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。</p> |
| 大気拡散評価地点及び評価距離 | <p>6号機 (原子炉冷却材喪失) 中央制御室中心：56m サービス建屋入口：118m (主蒸気管破断) 中央制御室中心：60m サービス建屋入口：94m</p> <p>7号機 (原子炉冷却材喪失) 中央制御室中心：79m サービス建屋入口：134m (主蒸気管破断) 中央制御室中心：34m サービス建屋入口：86m</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> | <p>—</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 χ/Q (s/m ³) | 相対線量 D/Q (Gy/Bq) |
|-------|----------|------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------|
| 室内作業時 | 中央制御室中心 | 6号機 : 56 7号機 : 79 | 6号機 (よう素) 1.5×10^{-4} (希ガス) 1.8×10^{-4} 7号機 (よう素) 2.7×10^{-4} (希ガス) 3.0×10^{-4} | 6号機 : 1.4×10^{-18} 7号機 : 2.3×10^{-18} |
| 入退域時 | サービス建屋入口 | 6号機 : 118 7号機 : 134 | 6号機 : 7.6×10^{-5} 7号機 : 7.7×10^{-5} | 6号機 : 8.1×10^{-19} 7号機 : 8.2×10^{-19} |

注記* : 被ばく評価には有効数字2桁 (3桁目を四捨五入) 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 χ/Q (s/m ³) | 相対線量 D/Q (Gy/Bq) |
|-------|----------|----------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------|
| 室内作業時 | 中央制御室中心 | 6号機 : 60 7号機 : 34 | 6号機 (よう素) 5.0×10^{-4} (希ガス・ハロゲン等) 1.0×10^{-3} 7号機 (よう素) 8.3×10^{-4} (希ガス・ハロゲン等) 1.7×10^{-3} | 6号機 : 3.8×10^{-18} 7号機 : 6.0×10^{-18} |
| 入退域時 | サービス建屋入口 | 6号機 : 94 7号機 : 86 | 6号機 : 2.7×10^{-4} 7号機 : 3.6×10^{-4} | 6号機 : 2.4×10^{-18} 7号機 : 2.4×10^{-18} |

注記* : 被ばく評価には有効数字2桁 (3桁目を四捨五入) の相対濃度及び相対線量を用いる。

表4-16 運転員交代考慮条件（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 | 約0.275926 | 運転員の勤務形態として5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 | 約0.01111 | 運転員の勤務形態として5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中央制御室までの移動を考慮して、原子炉建屋及びタービン建屋に近いサービス建屋入口に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) 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）時の原子炉建屋内の放射性物質からのエネルギー群別
ガンマ線積算線源強度（30日間積算値）

| 代表 エネルギー (MeV) | エネルギー範囲 (MeV) | 積算線源強度 (Photons) | 代表 エネルギー (MeV) | エネルギー範囲 (MeV) | 積算線源強度 (Photons) |
|----------------------|-----------------------|------------------------|----------------------|----------------------|------------------------|
| 0.01 | $E \leq 0.01$ | 約 1.2×10^{17} | 1.5 | $1.34 < E \leq 1.5$ | 約 6.0×10^{19} |
| 0.02 | $0.01 < E \leq 0.02$ | 約 3.2×10^{15} | 1.66 | $1.5 < E \leq 1.66$ | 約 5.2×10^{18} |
| 0.03 | $0.02 < E \leq 0.03$ | 約 6.6×10^{17} | 2.0 | $1.66 < E \leq 2.0$ | 約 1.2×10^{19} |
| 0.045 | $0.03 < E \leq 0.045$ | 約 9.7×10^{14} | 2.5 | $2.0 < E \leq 2.5$ | 約 3.0×10^{19} |
| 0.06 | $0.045 < E \leq 0.06$ | 0 | 3.0 | $2.5 < E \leq 3.0$ | 約 1.1×10^{18} |
| 0.07 | $0.06 < E \leq 0.07$ | 0 | 3.5 | $3.0 < E \leq 3.5$ | 約 3.0×10^{16} |
| 0.075 | $0.07 < E \leq 0.075$ | 0 | 4.0 | $3.5 < E \leq 4.0$ | 0 |
| 0.10 | $0.075 < E \leq 0.10$ | 約 7.9×10^{21} | 4.5 | $4.0 < E \leq 4.5$ | 0 |
| 0.15 | $0.10 < E \leq 0.15$ | 約 1.4×10^{18} | 5.0 | $4.5 < E \leq 5.0$ | 0 |
| 0.20 | $0.15 < E \leq 0.20$ | 約 5.1×10^{19} | 5.5 | $5.0 < E \leq 5.5$ | 0 |
| 0.30 | $0.20 < E \leq 0.30$ | 約 5.0×10^{20} | 6.0 | $5.5 < E \leq 6.0$ | 0 |
| 0.40 | $0.30 < E \leq 0.40$ | 約 7.4×10^{20} | 6.5 | $6.0 < E \leq 6.5$ | 0 |
| 0.45 | $0.40 < E \leq 0.45$ | 約 1.5×10^{19} | 7.0 | $6.5 < E \leq 7.0$ | 0 |
| 0.51 | $0.45 < E \leq 0.51$ | 約 3.3×10^{19} | 7.5 | $7.0 < E \leq 7.5$ | 0 |
| 0.512 | $0.51 < E \leq 0.512$ | 約 1.9×10^{18} | 8.0 | $7.5 < E \leq 8.0$ | 0 |
| 0.6 | $0.512 < E \leq 0.6$ | 約 1.9×10^{20} | 10.0 | $8.0 < E \leq 10.0$ | 0 |
| 0.7 | $0.6 < E \leq 0.7$ | 約 7.4×10^{20} | 12.0 | $10.0 < E \leq 12.0$ | 0 |
| 0.8 | $0.7 < E \leq 0.8$ | 約 4.6×10^{20} | 14.0 | $12.0 < E \leq 14.0$ | 0 |
| 1.0 | $0.8 < E \leq 1.0$ | 約 1.6×10^{20} | 20.0 | $14.0 < E \leq 20.0$ | 0 |
| 1.33 | $1.0 < E \leq 1.33$ | 約 6.9×10^{19} | 30.0 | $20.0 < E \leq 30.0$ | 0 |
| 1.34 | $1.33 < E \leq 1.34$ | 約 5.2×10^{16} | 50.0 | $30.0 < E \leq 50.0$ | 0 |

表4-18 主蒸気管破断（仮想事故）時のタービン建屋内の放射性物質からのエネルギー群別
ガンマ線積算線源強度（30日間積算値）

| 代表 エネルギー (MeV) | エネルギー範囲 (MeV) | 積算線源強度 (Photons) | 代表 エネルギー (MeV) | エネルギー範囲 (MeV) | 積算線源強度 (Photons) |
|----------------------|-----------------------|------------------------|----------------------|----------------------|------------------------|
| 0.01 | $E \leq 0.01$ | 約 1.5×10^{14} | 1.5 | $1.34 < E \leq 1.5$ | 約 3.8×10^{15} |
| 0.02 | $0.01 < E \leq 0.02$ | 約 1.3×10^{13} | 1.66 | $1.5 < E \leq 1.66$ | 約 5.2×10^{15} |
| 0.03 | $0.02 < E \leq 0.03$ | 約 6.0×10^{14} | 2.0 | $1.66 < E \leq 2.0$ | 約 6.1×10^{15} |
| 0.045 | $0.03 < E \leq 0.045$ | 約 1.5×10^{16} | 2.5 | $2.0 < E \leq 2.5$ | 約 2.1×10^{16} |
| 0.06 | $0.045 < E \leq 0.06$ | 0 | 3.0 | $2.5 < E \leq 3.0$ | 約 1.5×10^{15} |
| 0.07 | $0.06 < E \leq 0.07$ | 0 | 3.5 | $3.0 < E \leq 3.5$ | 約 6.9×10^{13} |
| 0.075 | $0.07 < E \leq 0.075$ | 0 | 4.0 | $3.5 < E \leq 4.0$ | 約 2.1×10^{13} |
| 0.10 | $0.075 < E \leq 0.10$ | 約 9.4×10^{17} | 4.5 | $4.0 < E \leq 4.5$ | 約 7.8×10^{11} |
| 0.15 | $0.10 < E \leq 0.15$ | 約 2.4×10^{17} | 5.0 | $4.5 < E \leq 5.0$ | 0 |
| 0.20 | $0.15 < E \leq 0.20$ | 約 2.5×10^{17} | 5.5 | $5.0 < E \leq 5.5$ | 0 |
| 0.30 | $0.20 < E \leq 0.30$ | 約 2.0×10^{17} | 6.0 | $5.5 < E \leq 6.0$ | 0 |
| 0.40 | $0.30 < E \leq 0.40$ | 約 3.8×10^{17} | 6.5 | $6.0 < E \leq 6.5$ | 0 |
| 0.45 | $0.40 < E \leq 0.45$ | 約 8.3×10^{15} | 7.0 | $6.5 < E \leq 7.0$ | 0 |
| 0.51 | $0.45 < E \leq 0.51$ | 約 2.4×10^{15} | 7.5 | $7.0 < E \leq 7.5$ | 0 |
| 0.512 | $0.51 < E \leq 0.512$ | 約 1.1×10^{15} | 8.0 | $7.5 < E \leq 8.0$ | 0 |
| 0.6 | $0.512 < E \leq 0.6$ | 約 6.5×10^{16} | 10.0 | $8.0 < E \leq 10.0$ | 0 |
| 0.7 | $0.6 < E \leq 0.7$ | 約 4.6×10^{16} | 12.0 | $10.0 < E \leq 12.0$ | 0 |
| 0.8 | $0.7 < E \leq 0.8$ | 約 4.8×10^{16} | 14.0 | $12.0 < E \leq 14.0$ | 0 |
| 1.0 | $0.8 < E \leq 1.0$ | 約 2.0×10^{16} | 20.0 | $14.0 < E \leq 20.0$ | 0 |
| 1.33 | $1.0 < E \leq 1.33$ | 約 2.0×10^{16} | 30.0 | $20.0 < E \leq 30.0$ | 0 |
| 1.34 | $1.33 < E \leq 1.34$ | 約 8.5×10^{13} | 50.0 | $30.0 < E \leq 50.0$ | 0 |

表4-19 中央制御室遮蔽の減衰効果の評価条件

| 項目 | 数値 |
|-----------|-----------------------|
| コンクリート厚さ | □ |
| コンクリート密度 | 2.15g/cm ³ |
| ガンマ線エネルギー | 1.5MeV |

表4-20 中央制御室換気系設備等条件（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、再循環運転（少量外気取入時）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 4-21 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時における
中央制御室の運転員の実効線量の内訳（1/2）（6号機）

| 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 1.1×10^{-1} | 約 1.1×10^{-1} |
| | 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 1.9×10^{-1} | 約 1.9×10^{-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 9.4×10^0 | 約 1.9×10^0 | 約 1.1×10^1 |
| | 小計（①+②+③） | 約 9.4×10^0 | 約 2.2×10^0 | 約 1.2×10^1 |
| 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 1.0×10^0 | 約 1.0×10^0 |
| | ⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく | 約 3.3×10^{-1} | 約 1.5×10^{-1} | 約 4.8×10^{-1} |
| | 小計（④+⑤） | 約 3.3×10^{-1} | 約 1.2×10^0 | 約 1.5×10^0 |
| 合計（①+②+③+④+⑤） | | 約 9.8×10^0 | 約 3.4×10^0 | 約13 |

表 4-21 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時における
中央制御室の運転員の実効線量の内訳（2/2）（7号機）

| 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 3.8×10^{-3} | 約 3.8×10^{-3} |
| | 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 3.1×10^{-1} | 約 3.1×10^{-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 1.7×10^1 | 約 3.2×10^0 | 約 2.0×10^1 |
| | 小計（①+②+③） | 約 1.7×10^1 | 約 3.5×10^0 | 約 2.1×10^1 |
| 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 1.4×10^0 | 約 1.4×10^0 |
| | ⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく | 約 3.3×10^{-1} | 約 1.5×10^{-1} | 約 4.8×10^{-1} |
| | 小計（④+⑤） | 約 3.3×10^{-1} | 約 1.5×10^0 | 約 1.8×10^0 |
| 合計（①+②+③+④+⑤） | | 約 1.7×10^1 | 約 5.1×10^0 | 約22 |

表 4-22 主蒸気管破断（仮想事故）時における中央制御室の運転員の実効線量の内訳（1/2）
（6号機）

| 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 1.6×10^{-5} | 約 1.6×10^{-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 9.0×10^{-4} | 約 9.0×10^{-4} |
| | 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 3.8×10^{-1} | 約 1.2×10^{-2} | 約 3.9×10^{-1} |
| | 小計（①+②+③） | 約 3.8×10^{-1} | 約 1.3×10^{-2} | 約 3.9×10^{-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 5.5×10^{-4} | 約 5.5×10^{-4} |
| | ⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく | 約 9.1×10^{-3} | 約 5.3×10^{-4} | 約 9.6×10^{-3} |
| | 小計（④+⑤） | 約 9.1×10^{-3} | 約 1.1×10^{-3} | 約 1.0×10^{-2} |
| 合計（①+②+③+④+⑤） | | 約 3.9×10^{-1} | 約 1.4×10^{-2} | 約0.40 |

表 4-22 主蒸気管破断（仮想事故）時における中央制御室の運転員の実効線量の内訳（2/2）
（7号機）

| 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 9.0×10^{-4} | 約 9.0×10^{-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 1.3×10^{-3} | 約 1.3×10^{-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 5.5×10^{-1} | 約 1.8×10^{-2} | 約 5.7×10^{-1} |
| | 小計（①+②+③） | 約 5.5×10^{-1} | 約 2.1×10^{-2} | 約 5.7×10^{-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 5.6×10^{-4} | 約 5.6×10^{-4} |
| | ⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく | 約 1.2×10^{-2} | 約 5.3×10^{-4} | 約 1.3×10^{-2} |
| | 小計（④+⑤） | 約 1.2×10^{-2} | 約 1.1×10^{-3} | 約 1.3×10^{-2} |
| 合計（①+②+③+④+⑤） | | 約 5.6×10^{-1} | 約 2.2×10^{-2} | 約0.58 |

表4-23 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

| 号機 | 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) |
| 6号機 | 約13 | 約0.40 |
| 7号機 | 約22 | 約0.58 |

表4-24 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 | 柏崎刈羽原子力発電所 第6号機及び第7号機 | 号機ごとに評価し被ばく 線量を足し合わせる。 | 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 | 「大破断LOCA＋非常用 炉心冷却系喪失」(6号機 及び7号機のうち、片方 の号機において代替循 環冷却系を使用できず、 格納容器圧力逃がし装 置を用いた格納容器ベ ントを実施した場合に ついては想定する) (全 交流動力電源喪失の重 畳を考慮) | 審査ガイドに示された と、運転員の被ばくの観 点から結果が最も厳しく なる事故シーケンスとし 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 功した事故シーケンス(こ の場合、格納容器破損防 止対策が有効に働くため 、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 | 3926MW | 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ヶ月（395日） を考慮して長めに設定 | — |
| 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4-24 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 |
|------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------|
| 炉心 内蔵量 | 希ガス類：約 2.6×10^{19} Bq よう素類：約 3.4×10^{19} Bq Cs類：約 1.3×10^{18} Bq Te類：約 9.5×10^{18} Bq Ba類：約 2.9×10^{19} Bq Ru類：約 2.9×10^{19} Bq Ce類：約 8.9×10^{19} Bq La類：約 6.5×10^{19} Bq （核種毎の炉心内蓄積量を核種類ごとに集約して記載） | 「単位熱出力当たりの炉心内蓄積量（Bq/MW）」×「3926MW（定格熱出力）」 （単位熱出力当たりの炉心蓄積量（Bq/MW）は、BWR共通条件として、柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び第7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A B W Rのサイクル末期の値を使用） | 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。 |
| 放出 開始時間 | 原子炉格納容器漏えい： 事故発生直後（なお、放射性物質は、M A A P解析に基づき事故発生約0.3時間後から漏えい） 格納容器ベント： 事故発生から約38時間後 原子炉建屋からの漏えい： 事故発生直後及び非常用ガス処理系の停止直後 非常用ガス処理系による放出： 事故発生から40分後 | 原子炉格納容器漏えい： M A A P解析に基づく。 格納容器ベント：M A A P解析に基づく。 原子炉建屋からの漏えい：原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の負圧が解消する時刻 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屋原子炉区域（二次格納施設）の負圧達成時間を基に設定 | 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。 |

表4-24 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. 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。 |
| 原子炉压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 | 4.3(1)a. 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。 |
| 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率（希ガス、エアロゾル及び有機よう素） | MAA P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0.4%/日 1～2Pd：2.0Pdで1.3%/日 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0.4%/日）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屋への漏えい率（無機よう素） | 事故発生 0～1.5時間後：0.4%/日（一定） 1.5～168時間後：1.3%/日（一定） | 原子炉格納容器の設計漏えい率（0.9Pdで0.4%/日）及びAECの式等に基づき設定（格納容器圧力が最初に0.9Pdに到達した以降は、1.3%/日の漏えい率を設定） | |

表4-24 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） | MAAP解析に基づく（沈着，サプレッションプールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ） | MAAPのFP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： 9.0×10^{-4} (1/s) （原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで） | CSE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。 |
| | サプレッションプールのスクラビングによる除去効果：10 | Standard Review Plan 6.5.5 ^{*4} に基づき設定 | — |

表4-24 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屋への漏えい割合 | 格納容器ベントの実施を想定する場合 | 希ガス類：約 1.4×10^{-2} よう素類：約 6.6×10^{-4} Cs類：約 2.8×10^{-5} Te類：約 5.6×10^{-6} Ba類：約 2.3×10^{-6} Ru類：約 2.8×10^{-7} La類：約 2.3×10^{-8} Ce類：約 5.6×10^{-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かたの違いを考慮 | 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。 |
| | 代替循環冷却系を用いて事象を収束することを想定する場合 | 希ガス類：約 9.1×10^{-2} よう素類：約 3.7×10^{-3} Cs類：約 2.7×10^{-5} Te類：約 5.4×10^{-6} Ba類：約 2.2×10^{-6} Ru類：約 2.7×10^{-7} La類：約 2.2×10^{-8} Ce類：約 5.4×10^{-8} | | |
| 原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果 | 考慮しない。 | | 保守的に考慮しないものとした。 | — |

表4-24 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 |
|---------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------|
| 原子炉建屋から大気への漏えい率（原子炉建屋原子炉区域（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屋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 | — |
| 原子炉建屋から大気への放出率（原子炉建屋原子炉区域（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2000m ³ /hによる換気率（約□□□（回/日））により主排気筒から屋外に放出（ただし、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内（□□□□□）の放射性物質濃度変化は換気率0.5（回/日）を用いて評価） | 設計値に基づき設定（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。 |
| 非常用ガス処理系起動時間及び原子炉建屋原子炉区域（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30分後 原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）負圧達成時間：事故発生から40分後 | 起動操作時間（30分）＋負圧達成時間（10分）（起動に伴い原子炉建屋は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として10分を想定） | |
| 運転時間 | 格納容器ベントを実施する場合：事故発生から40分後～31時間後 代替循環冷却系により事象収束する場合：事故発生から40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。 |
| 燃料取替床ブローアウトパネル及び主蒸気系トンネル室ブローアウトパネルの開閉状態 | 閉状態 | 原子炉建屋内の急激な圧力上昇等による燃料取替床ブローアウトパネル及び主蒸気系トンネル室ブローアウトパネルの開放がないため。 | — |

表4-24 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 |
|-------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 停止時炉内内蔵量 に対する格納容器 圧力逃がし装置へ の放出割合 | 希ガス類：約 9.2×10^{-1} よう素類：約 3.3×10^{-2} Cs 類：約 2.6×10^{-6} Te 類：約 5.2×10^{-7} Ba 類：約 2.1×10^{-7} Ru 類：約 2.6×10^{-8} La 類：約 2.1×10^{-9} Ce 類：約 5.2×10^{-9} | MAAP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 されかたの違いを考 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 ーンケンスのソースターム 解析結果を基に設定す る。 |
| 格納容器圧力逃が し装置の除去係数 | 希ガス：1 有機よう素：50 無機よう素：1000 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

表4-25 よう素の化学形態

| | 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 Light-Water Nuclear Power Reactors”

表4-26 放射性物質の除染係数

| | 除染係数 |
|-------|------|
| エアロゾル | 1000 |
| 無機よう素 | 1000 |
| 有機よう素 | 50 |

表 4-27 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）
 (1/2)（代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合）

| 核種類 | 放出放射エネルギー(Bq) (gross 値) (単一号機) | |
|------|--------------------------------|--|
| | 原子炉建屋からの漏えい及び 非常用ガス処理系による放出 | |
| 希ガス類 | 約 3.8×10^{17} | |
| よう素類 | 約 1.6×10^{16} | |
| Cs 類 | 約 3.9×10^{13} | |
| Te 類 | 約 2.9×10^{13} | |
| Ba 類 | 約 2.8×10^{13} | |
| Ru 類 | 約 4.6×10^{12} | |
| Ce 類 | 約 3.5×10^{12} | |
| La 類 | 約 8.2×10^{11} | |

表 4-27 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）
 (2/2)（格納容器ベントの実施を想定する場合）

| 核種類 | 放出放射エネルギー(Bq) (gross 値) (単一号機) | |
|------|---------------------------------|--------------------------------|
| | 格納容器圧力逃がし装置及び よう素フィルタを経由した放出 | 原子炉建屋からの漏えい及び 非常用ガス処理系による放出 |
| 希ガス類 | 約 7.8×10^{18} | 約 1.3×10^{17} |
| よう素類 | 約 6.4×10^{15} | 約 7.5×10^{15} |
| Cs 類 | 約 3.4×10^9 | 約 4.0×10^{13} |
| Te 類 | 約 2.4×10^9 | 約 3.3×10^{13} |
| Ba 類 | 約 2.3×10^9 | 約 3.0×10^{13} |
| Ru 類 | 約 3.7×10^8 | 約 5.0×10^{12} |
| Ce 類 | 約 3.0×10^8 | 約 4.1×10^{12} |
| La 類 | 約 6.6×10^7 | 約 8.8×10^{11} |

表4-28 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 | 全放出源，全核種：1時間 | 保守的に最も短い 実効放出継続時間 を設定 | 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 | <p>【6号機】</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置配管：地上 40.4m 原子炉建屋中心：地上 0m 主排気筒：地上 73m <p>【7号機】</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置配管：地上 39.7m 原子炉建屋中心：地上 0m 主排気筒：地上 73m | 格納容器圧力逃がし装置配管及び主排気筒からの放出は、実際の高さを設定。原子炉建屋からの放出は、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で選定した事故シナリオに応じた放出口からの放出を仮定する。 4.1(2)aで選定した事故シナリオ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 | <p>【中央制御室滞在時（中央制御室中心）】 (6号機)</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置配管：58m 原子炉建屋中心：79m 主排気筒：56m <p>(7号機)</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置配管：74m 原子炉建屋中心：54m 主排気筒：79m <p>【入退域時（コントロール建屋入口）】 (6号機)</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置配管：85m 原子炉建屋中心：101m 主排気筒：76m <p>(7号機)</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置配管：61m 原子炉建屋中心：37m 主排気筒：58m | 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 4-29 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) |
|----------------------|----------------|-----------------------------|-----------------------|
| 6号機格納容器 圧力逃がし装置配管 | 中央制御室 中心 | 5.1×10^{-4} | 3.8×10^{-18} |
| | コントロール 建屋入口 | 4.7×10^{-4} | 3.7×10^{-18} |
| 7号機格納容器 圧力逃がし装置配管 | 中央制御室 中心 | 8.5×10^{-4} | 6.4×10^{-18} |
| | コントロール 建屋入口 | 9.8×10^{-4} | 7.4×10^{-18} |
| 6号機 原子炉建屋中心 | 中央制御室 中心 | 9.5×10^{-4} | 3.8×10^{-18} |
| | コントロール 建屋入口 | 9.1×10^{-4} | 3.7×10^{-18} |
| 7号機 原子炉建屋中心 | 中央制御室 中心 | 1.7×10^{-3} | 6.3×10^{-18} |
| | コントロール 建屋入口 | 2.0×10^{-3} | 7.2×10^{-18} |
| 6号機主排気筒 | 中央制御室 中心 | 5.1×10^{-4} | 3.8×10^{-18} |
| | コントロール 建屋入口 | 4.8×10^{-4} | 3.7×10^{-18} |
| 7号機主排気筒 | 中央制御室 中心 | 8.4×10^{-4} | 6.4×10^{-18} |
| | コントロール 建屋入口 | 9.8×10^{-4} | 7.4×10^{-18} |

注記*：被ばく評価には有効数字2桁（3桁目を四捨五入）の相対濃度及び相対線量を用いる。

表4-30 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価用線源強度 (1/2)
(代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

| エネルギー(MeV) | | 積算線源強度*1(photons) (単一号機当たり) | | | | | | |
|-----------------------|-----------------------|-----------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| 下限 | 上限*2 | 24 時間後 時点 | 48 時間後 時点 | 72 時間後 時点 | 96 時間後 時点 | 120 時間後 時点 | 144 時間後 時点 | 168 時間後 時点 |
| — | 1.00×10^{-2} | 2.7×10^{19} | 1.3×10^{20} | 3.2×10^{20} | 6.1×10^{20} | 9.6×10^{20} | 1.4×10^{21} | 1.8×10^{21} |
| 1.00×10^{-2} | 2.00×10^{-2} | 2.7×10^{19} | 1.3×10^{20} | 3.2×10^{20} | 6.1×10^{20} | 9.6×10^{20} | 1.4×10^{21} | 1.8×10^{21} |
| 2.00×10^{-2} | 3.00×10^{-2} | 3.2×10^{19} | 1.5×10^{20} | 3.7×10^{20} | 6.7×10^{20} | 1.0×10^{21} | 1.4×10^{21} | 1.8×10^{21} |
| 3.00×10^{-2} | 4.50×10^{-2} | 5.1×10^{20} | 2.9×10^{21} | 7.7×10^{21} | 1.5×10^{22} | 2.4×10^{22} | 3.4×10^{22} | 4.5×10^{22} |
| 4.50×10^{-2} | 6.00×10^{-2} | 1.5×10^{18} | 5.0×10^{18} | 1.0×10^{19} | 1.6×10^{19} | 2.4×10^{19} | 3.3×10^{19} | 4.3×10^{19} |
| 6.00×10^{-2} | 7.00×10^{-2} | 1.0×10^{18} | 3.3×10^{18} | 6.6×10^{18} | 1.1×10^{19} | 1.6×10^{19} | 2.2×10^{19} | 2.9×10^{19} |
| 7.00×10^{-2} | 7.50×10^{-2} | 7.4×10^{19} | 4.3×10^{20} | 1.1×10^{21} | 2.2×10^{21} | 3.5×10^{21} | 5.0×10^{21} | 6.7×10^{21} |
| 7.50×10^{-2} | 1.00×10^{-1} | 3.7×10^{20} | 2.1×10^{21} | 5.7×10^{21} | 1.1×10^{22} | 1.8×10^{22} | 2.5×10^{22} | 3.4×10^{22} |
| 1.00×10^{-1} | 1.50×10^{-1} | 1.2×10^{18} | 2.9×10^{18} | 4.8×10^{18} | 7.0×10^{18} | 9.5×10^{18} | 1.2×10^{19} | 1.5×10^{19} |
| 1.50×10^{-1} | 2.00×10^{-1} | 1.2×10^{20} | 3.2×10^{20} | 4.4×10^{20} | 5.0×10^{20} | 5.4×10^{20} | 5.8×10^{20} | 6.1×10^{20} |
| 2.00×10^{-1} | 3.00×10^{-1} | 2.3×10^{20} | 6.5×10^{20} | 8.9×10^{20} | 1.0×10^{21} | 1.1×10^{21} | 1.2×10^{21} | 1.2×10^{21} |
| 3.00×10^{-1} | 4.00×10^{-1} | 3.6×10^{19} | 1.2×10^{20} | 2.6×10^{20} | 4.7×10^{20} | 7.2×10^{20} | 1.0×10^{21} | 1.4×10^{21} |
| 4.00×10^{-1} | 4.50×10^{-1} | 1.8×10^{19} | 5.9×10^{19} | 1.3×10^{20} | 2.3×10^{20} | 3.6×10^{20} | 5.1×10^{20} | 6.8×10^{20} |
| 4.50×10^{-1} | 5.10×10^{-1} | 2.7×10^{19} | 6.6×10^{19} | 1.0×10^{20} | 1.3×10^{20} | 1.6×10^{20} | 1.8×10^{20} | 2.0×10^{20} |
| 5.10×10^{-1} | 5.12×10^{-1} | 9.1×10^{17} | 2.2×10^{18} | 3.4×10^{18} | 4.4×10^{18} | 5.3×10^{18} | 6.0×10^{18} | 6.7×10^{18} |
| 5.12×10^{-1} | 6.00×10^{-1} | 4.0×10^{19} | 9.6×10^{19} | 1.5×10^{20} | 1.9×10^{20} | 2.3×10^{20} | 2.7×10^{20} | 3.0×10^{20} |
| 6.00×10^{-1} | 7.00×10^{-1} | 4.6×10^{19} | 1.1×10^{20} | 1.7×10^{20} | 2.2×10^{20} | 2.6×10^{20} | 3.0×10^{20} | 3.4×10^{20} |
| 7.00×10^{-1} | 8.00×10^{-1} | 1.3×10^{19} | 2.5×10^{19} | 3.8×10^{19} | 5.0×10^{19} | 6.0×10^{19} | 6.9×10^{19} | 7.7×10^{19} |
| 8.00×10^{-1} | 1.00×10^0 | 2.5×10^{19} | 5.1×10^{19} | 7.6×10^{19} | 9.9×10^{19} | 1.2×10^{20} | 1.4×10^{20} | 1.5×10^{20} |
| 1.00×10^0 | 1.33×10^0 | 2.1×10^{19} | 3.2×10^{19} | 3.9×10^{19} | 4.5×10^{19} | 4.9×10^{19} | 5.2×10^{19} | 5.4×10^{19} |
| 1.33×10^0 | 1.34×10^0 | 6.4×10^{17} | 9.8×10^{17} | 1.2×10^{18} | 1.4×10^{18} | 1.5×10^{18} | 1.6×10^{18} | 1.6×10^{18} |
| 1.34×10^0 | 1.50×10^0 | 1.0×10^{19} | 1.6×10^{19} | 1.9×10^{19} | 2.2×10^{19} | 2.4×10^{19} | 2.5×10^{19} | 2.6×10^{19} |
| 1.50×10^0 | 1.66×10^0 | 3.4×10^{18} | 4.2×10^{18} | 4.5×10^{18} | 4.7×10^{18} | 4.8×10^{18} | 4.9×10^{18} | 4.9×10^{18} |
| 1.66×10^0 | 2.00×10^0 | 7.2×10^{18} | 9.0×10^{18} | 9.6×10^{18} | 9.9×10^{18} | 1.0×10^{19} | 1.0×10^{19} | 1.1×10^{19} |
| 2.00×10^0 | 2.50×10^0 | 1.5×10^{19} | 1.6×10^{19} | 1.7×10^{19} | 1.7×10^{19} | 1.7×10^{19} | 1.8×10^{19} | 1.8×10^{19} |
| 2.50×10^0 | 3.00×10^0 | 5.5×10^{17} | 5.6×10^{17} | 5.7×10^{17} | 5.8×10^{17} | 5.9×10^{17} | 5.9×10^{17} | 6.0×10^{17} |
| 3.00×10^0 | 3.50×10^0 | 7.2×10^{15} | 7.2×10^{15} | 7.2×10^{15} | 7.2×10^{15} | 7.2×10^{15} | 7.2×10^{15} | 7.2×10^{15} |
| 3.50×10^0 | 4.00×10^0 | 7.2×10^{15} | 7.2×10^{15} | 7.2×10^{15} | 7.2×10^{15} | 7.2×10^{15} | 7.2×10^{15} | 7.2×10^{15} |
| 4.00×10^0 | 4.50×10^0 | 1.6×10^6 | 3.4×10^6 | 5.2×10^6 | 7.0×10^6 | 8.7×10^6 | 1.1×10^7 | 1.2×10^7 |
| 4.50×10^0 | 5.00×10^0 | 1.6×10^6 | 3.4×10^6 | 5.2×10^6 | 7.0×10^6 | 8.7×10^6 | 1.1×10^7 | 1.2×10^7 |
| 5.00×10^0 | 5.50×10^0 | 1.6×10^6 | 3.4×10^6 | 5.2×10^6 | 7.0×10^6 | 8.7×10^6 | 1.1×10^7 | 1.2×10^7 |
| 5.50×10^0 | 6.00×10^0 | 1.6×10^6 | 3.4×10^6 | 5.2×10^6 | 7.0×10^6 | 8.7×10^6 | 1.1×10^7 | 1.2×10^7 |
| 6.00×10^0 | 6.50×10^0 | 1.9×10^5 | 3.9×10^5 | 5.9×10^5 | 8.0×10^5 | 1.0×10^6 | 1.2×10^6 | 1.4×10^6 |
| 6.50×10^0 | 7.00×10^0 | 1.9×10^5 | 3.9×10^5 | 5.9×10^5 | 8.0×10^5 | 1.0×10^6 | 1.2×10^6 | 1.4×10^6 |
| 7.00×10^0 | 7.50×10^0 | 1.9×10^5 | 3.9×10^5 | 5.9×10^5 | 8.0×10^5 | 1.0×10^6 | 1.2×10^6 | 1.4×10^6 |
| 7.50×10^0 | 8.00×10^0 | 1.9×10^5 | 3.9×10^5 | 5.9×10^5 | 8.0×10^5 | 1.0×10^6 | 1.2×10^6 | 1.4×10^6 |
| 8.00×10^0 | 1.00×10^1 | 5.7×10^4 | 1.2×10^5 | 1.8×10^5 | 2.5×10^5 | 3.1×10^5 | 3.7×10^5 | 4.3×10^5 |
| 1.00×10^1 | 1.20×10^1 | 2.8×10^4 | 6.0×10^4 | 9.1×10^4 | 1.2×10^5 | 1.5×10^5 | 1.9×10^5 | 2.2×10^5 |
| 1.20×10^1 | 1.40×10^1 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 1.40×10^1 | 2.00×10^1 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 2.00×10^1 | 3.00×10^1 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 3.00×10^1 | 5.00×10^1 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |

注記*1 : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表4-30 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価用線源強度 (2/2)
(格納容器ベントの実施を想定する場合)

| エネルギー(MeV) | | 積算線源強度*1(photons) (単一号機当たり) | | | | | | |
|-----------------------|-----------------------|-----------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| 下限 | 上限*2 | 24 時間後 時点 | 48 時間後 時点 | 72 時間後 時点 | 96 時間後 時点 | 120 時間後 時点 | 144 時間後 時点 | 168 時間後 時点 |
| — | 1.00×10^{-2} | 2.7×10^{19} | 1.4×10^{20} | 2.6×10^{20} | 3.6×10^{20} | 4.5×10^{20} | 5.3×10^{20} | 6.0×10^{20} |
| 1.00×10^{-2} | 2.00×10^{-2} | 2.7×10^{19} | 1.4×10^{20} | 2.6×10^{20} | 3.6×10^{20} | 4.5×10^{20} | 5.3×10^{20} | 6.0×10^{20} |
| 2.00×10^{-2} | 3.00×10^{-2} | 3.1×10^{19} | 1.6×10^{20} | 2.9×10^{20} | 4.0×10^{20} | 4.8×10^{20} | 5.5×10^{20} | 6.1×10^{20} |
| 3.00×10^{-2} | 4.50×10^{-2} | 5.0×10^{20} | 3.1×10^{21} | 6.0×10^{21} | 8.6×10^{21} | 1.1×10^{22} | 1.3×10^{22} | 1.5×10^{22} |
| 4.50×10^{-2} | 6.00×10^{-2} | 1.5×10^{18} | 5.2×10^{18} | 8.3×10^{18} | 1.1×10^{19} | 1.3×10^{19} | 1.5×10^{19} | 1.6×10^{19} |
| 6.00×10^{-2} | 7.00×10^{-2} | 1.0×10^{18} | 3.5×10^{18} | 5.5×10^{18} | 7.2×10^{18} | 8.6×10^{18} | 9.8×10^{18} | 1.1×10^{19} |
| 7.00×10^{-2} | 7.50×10^{-2} | 7.3×10^{19} | 4.5×10^{20} | 8.9×10^{20} | 1.3×10^{21} | 1.6×10^{21} | 1.9×10^{21} | 2.2×10^{21} |
| 7.50×10^{-2} | 1.00×10^{-1} | 3.6×10^{20} | 2.2×10^{21} | 4.5×10^{21} | 6.4×10^{21} | 8.1×10^{21} | 9.6×10^{21} | 1.1×10^{22} |
| 1.00×10^{-1} | 1.50×10^{-1} | 1.2×10^{18} | 3.0×10^{18} | 4.2×10^{18} | 5.1×10^{18} | 5.8×10^{18} | 6.4×10^{18} | 7.0×10^{18} |
| 1.50×10^{-1} | 2.00×10^{-1} | 1.1×10^{20} | 3.4×10^{20} | 4.1×10^{20} | 4.3×10^{20} | 4.4×10^{20} | 4.5×10^{20} | 4.6×10^{20} |
| 2.00×10^{-1} | 3.00×10^{-1} | 2.3×10^{20} | 6.8×10^{20} | 8.2×10^{20} | 8.6×10^{20} | 8.8×10^{20} | 9.0×10^{20} | 9.1×10^{20} |
| 3.00×10^{-1} | 4.00×10^{-1} | 3.5×10^{19} | 1.2×10^{20} | 2.2×10^{20} | 3.0×10^{20} | 3.8×10^{20} | 4.5×10^{20} | 5.2×10^{20} |
| 4.00×10^{-1} | 4.50×10^{-1} | 1.8×10^{19} | 6.1×10^{19} | 1.1×10^{20} | 1.5×10^{20} | 1.9×10^{20} | 2.3×10^{20} | 2.6×10^{20} |
| 4.50×10^{-1} | 5.10×10^{-1} | 2.7×10^{19} | 6.7×10^{19} | 8.6×10^{19} | 9.6×10^{19} | 1.0×10^{20} | 1.1×10^{20} | 1.1×10^{20} |
| 5.10×10^{-1} | 5.12×10^{-1} | 9.0×10^{17} | 2.2×10^{18} | 2.9×10^{18} | 3.2×10^{18} | 3.4×10^{18} | 3.6×10^{18} | 3.8×10^{18} |
| 5.12×10^{-1} | 6.00×10^{-1} | 4.0×10^{19} | 9.7×10^{19} | 1.3×10^{20} | 1.4×10^{20} | 1.5×10^{20} | 1.6×10^{20} | 1.7×10^{20} |
| 6.00×10^{-1} | 7.00×10^{-1} | 4.5×10^{19} | 1.1×10^{20} | 1.4×10^{20} | 1.6×10^{20} | 1.7×10^{20} | 1.8×10^{20} | 1.9×10^{20} |
| 7.00×10^{-1} | 8.00×10^{-1} | 1.3×10^{19} | 2.5×10^{19} | 2.9×10^{19} | 3.2×10^{19} | 3.4×10^{19} | 3.6×10^{19} | 3.7×10^{19} |
| 8.00×10^{-1} | 1.00×10^0 | 2.5×10^{19} | 5.1×10^{19} | 5.9×10^{19} | 6.4×10^{19} | 6.8×10^{19} | 7.2×10^{19} | 7.5×10^{19} |
| 1.00×10^0 | 1.33×10^0 | 2.1×10^{19} | 3.2×10^{19} | 3.5×10^{19} | 3.7×10^{19} | 3.7×10^{19} | 3.8×10^{19} | 3.8×10^{19} |
| 1.33×10^0 | 1.34×10^0 | 6.3×10^{17} | 9.8×10^{17} | 1.1×10^{18} | 1.1×10^{18} | 1.1×10^{18} | 1.2×10^{18} | 1.2×10^{18} |
| 1.34×10^0 | 1.50×10^0 | 1.0×10^{19} | 1.6×10^{19} | 1.7×10^{19} | 1.8×10^{19} | 1.8×10^{19} | 1.8×10^{19} | 1.9×10^{19} |
| 1.50×10^0 | 1.66×10^0 | 3.4×10^{18} | 4.2×10^{18} | 4.3×10^{18} | 4.3×10^{18} | 4.3×10^{18} | 4.3×10^{18} | 4.3×10^{18} |
| 1.66×10^0 | 2.00×10^0 | 7.1×10^{18} | 8.9×10^{18} | 9.1×10^{18} | 9.2×10^{18} | 9.2×10^{18} | 9.2×10^{18} | 9.2×10^{18} |
| 2.00×10^0 | 2.50×10^0 | 1.5×10^{19} | 1.6×10^{19} | 1.6×10^{19} | 1.6×10^{19} | 1.6×10^{19} | 1.6×10^{19} | 1.6×10^{19} |
| 2.50×10^0 | 3.00×10^0 | 5.3×10^{17} | 5.4×10^{17} | 5.4×10^{17} | 5.4×10^{17} | 5.5×10^{17} | 5.5×10^{17} | 5.5×10^{17} |
| 3.00×10^0 | 3.50×10^0 | 6.9×10^{15} | 6.9×10^{15} | 6.9×10^{15} | 6.9×10^{15} | 6.9×10^{15} | 6.9×10^{15} | 6.9×10^{15} |
| 3.50×10^0 | 4.00×10^0 | 6.9×10^{15} | 6.9×10^{15} | 6.9×10^{15} | 6.9×10^{15} | 6.9×10^{15} | 6.9×10^{15} | 6.9×10^{15} |
| 4.00×10^0 | 4.50×10^0 | 1.7×10^6 | 3.5×10^6 | 5.4×10^6 | 7.2×10^6 | 9.0×10^6 | 1.1×10^7 | 1.3×10^7 |
| 4.50×10^0 | 5.00×10^0 | 1.7×10^6 | 3.5×10^6 | 5.4×10^6 | 7.2×10^6 | 9.0×10^6 | 1.1×10^7 | 1.3×10^7 |
| 5.00×10^0 | 5.50×10^0 | 1.7×10^6 | 3.5×10^6 | 5.4×10^6 | 7.2×10^6 | 9.0×10^6 | 1.1×10^7 | 1.3×10^7 |
| 5.50×10^0 | 6.00×10^0 | 1.7×10^6 | 3.5×10^6 | 5.4×10^6 | 7.2×10^6 | 9.0×10^6 | 1.1×10^7 | 1.3×10^7 |
| 6.00×10^0 | 6.50×10^0 | 1.9×10^5 | 4.0×10^5 | 6.1×10^5 | 8.3×10^5 | 1.0×10^6 | 1.2×10^6 | 1.5×10^6 |
| 6.50×10^0 | 7.00×10^0 | 1.9×10^5 | 4.0×10^5 | 6.1×10^5 | 8.3×10^5 | 1.0×10^6 | 1.2×10^6 | 1.5×10^6 |
| 7.00×10^0 | 7.50×10^0 | 1.9×10^5 | 4.0×10^5 | 6.1×10^5 | 8.3×10^5 | 1.0×10^6 | 1.2×10^6 | 1.5×10^6 |
| 7.50×10^0 | 8.00×10^0 | 1.9×10^5 | 4.0×10^5 | 6.1×10^5 | 8.3×10^5 | 1.0×10^6 | 1.2×10^6 | 1.5×10^6 |
| 8.00×10^0 | 1.00×10^1 | 5.9×10^4 | 1.2×10^5 | 1.9×10^5 | 2.5×10^5 | 3.2×10^5 | 3.8×10^5 | 4.5×10^5 |
| 1.00×10^1 | 1.20×10^1 | 2.9×10^4 | 6.2×10^4 | 9.4×10^4 | 1.3×10^5 | 1.6×10^5 | 1.9×10^5 | 2.2×10^5 |
| 1.20×10^1 | 1.40×10^1 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 1.40×10^1 | 2.00×10^1 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 2.00×10^1 | 3.00×10^1 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 3.00×10^1 | 5.00×10^1 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |

注記*1 : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表 4-31 スカイシャインガンマ線の評価に用いるよう素フィルタの体積線源の線源強度
(格納容器ベント開始直後)

| エネルギー (MeV) | | 線源強度 (photons/s) |
|-----------------------|-----------------------|------------------------|
| 下限 | 上限 (代表エネルギー) | よう素フィルタ*1, *2 |
| — | 2.00×10^{-2} | 約 7.1×10^{16} |
| 2.00×10^{-2} | 3.00×10^{-2} | 約 2.1×10^{16} |
| 3.00×10^{-2} | 4.50×10^{-2} | 約 1.0×10^{16} |
| 4.50×10^{-2} | 7.00×10^{-2} | 約 1.3×10^{16} |
| 7.00×10^{-2} | 1.00×10^{-1} | 約 1.0×10^{16} |
| 1.00×10^{-1} | 1.50×10^{-1} | 約 5.0×10^{15} |
| 1.50×10^{-1} | 3.00×10^{-1} | 約 1.9×10^{16} |
| 3.00×10^{-1} | 4.50×10^{-1} | 約 9.8×10^{16} |
| 4.50×10^{-1} | 7.00×10^{-1} | 約 3.0×10^{17} |
| 7.00×10^{-1} | 1.00×10^0 | 約 1.6×10^{17} |
| 1.00×10^0 | 1.50×10^0 | 約 3.8×10^{16} |
| 1.50×10^0 | 2.00×10^0 | 約 4.0×10^{15} |
| 2.00×10^0 | 2.50×10^0 | 約 2.4×10^{15} |
| 2.50×10^0 | 3.00×10^0 | 約 5.6×10^{13} |
| 3.00×10^0 | 4.00×10^0 | 0 |
| 4.00×10^0 | 6.00×10^0 | 0 |
| 6.00×10^0 | 8.00×10^0 | 0 |
| 8.00×10^0 | 1.10×10^1 | 0 |

注記*1 : よう素フィルタ本体 2 基分の線源強度を示す。

*2 : 格納容器圧力逃がし装置に流入する有機よう素及び無機よう素の総量の線源強度

表4-32 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：沈着無し | 線量目標値評価指針* ¹ （降水時における沈着率は乾燥時の2～3倍大きい）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 Vol.2* 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 Committee Annual Report

表4-33 グランドシャイン線評価用線源強度 (1/3)

(両号機において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

| エネルギー(MeV) | | 単位面積当たりの積算線源強度*1(photons/m ²) (6号機及び7号機合計) | | | | | | |
|-----------------------|-----------------------|--------------------------------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| 下限 | 上限*2 | 24時間後 時点 | 48時間後 時点 | 72時間後 時点 | 96時間後 時点 | 120時間後 時点 | 144時間後 時点 | 168時間後 時点 |
| — | 2.00×10 ⁻² | 7.9×10 ¹² | 2.3×10 ¹³ | 3.9×10 ¹³ | 5.5×10 ¹³ | 7.1×10 ¹³ | 8.8×10 ¹³ | 1.0×10 ¹⁴ |
| 2.00×10 ⁻² | 3.00×10 ⁻² | 1.3×10 ¹³ | 4.5×10 ¹³ | 8.8×10 ¹³ | 1.4×10 ¹⁴ | 1.9×10 ¹⁴ | 2.5×10 ¹⁴ | 3.1×10 ¹⁴ |
| 3.00×10 ⁻² | 4.50×10 ⁻² | 3.3×10 ¹² | 1.1×10 ¹³ | 2.2×10 ¹³ | 3.3×10 ¹³ | 4.6×10 ¹³ | 5.9×10 ¹³ | 7.3×10 ¹³ |
| 4.50×10 ⁻² | 7.00×10 ⁻² | 2.3×10 ¹² | 6.9×10 ¹² | 1.2×10 ¹³ | 1.7×10 ¹³ | 2.1×10 ¹³ | 2.6×10 ¹³ | 3.0×10 ¹³ |
| 7.00×10 ⁻² | 1.00×10 ⁻¹ | 3.6×10 ¹² | 1.4×10 ¹³ | 2.9×10 ¹³ | 4.8×10 ¹³ | 7.0×10 ¹³ | 9.5×10 ¹³ | 1.2×10 ¹⁴ |
| 1.00×10 ⁻¹ | 1.50×10 ⁻¹ | 1.7×10 ¹² | 4.6×10 ¹² | 7.6×10 ¹² | 1.0×10 ¹³ | 1.3×10 ¹³ | 1.5×10 ¹³ | 1.7×10 ¹³ |
| 1.50×10 ⁻¹ | 3.00×10 ⁻¹ | 2.3×10 ¹³ | 7.3×10 ¹³ | 1.4×10 ¹⁴ | 2.2×10 ¹⁴ | 3.1×10 ¹⁴ | 4.0×10 ¹⁴ | 5.0×10 ¹⁴ |
| 3.00×10 ⁻¹ | 4.50×10 ⁻¹ | 9.2×10 ¹³ | 3.7×10 ¹⁴ | 8.0×10 ¹⁴ | 1.4×10 ¹⁵ | 2.0×10 ¹⁵ | 2.8×10 ¹⁵ | 3.6×10 ¹⁵ |
| 4.50×10 ⁻¹ | 7.00×10 ⁻¹ | 2.2×10 ¹⁴ | 5.8×10 ¹⁴ | 9.1×10 ¹⁴ | 1.2×10 ¹⁵ | 1.5×10 ¹⁵ | 1.7×10 ¹⁵ | 1.9×10 ¹⁵ |
| 7.00×10 ⁻¹ | 1.00×10 ⁰ | 7.6×10 ¹³ | 1.8×10 ¹⁴ | 2.9×10 ¹⁴ | 3.9×10 ¹⁴ | 4.7×10 ¹⁴ | 5.5×10 ¹⁴ | 6.3×10 ¹⁴ |
| 1.00×10 ⁰ | 1.50×10 ⁰ | 5.4×10 ¹³ | 9.7×10 ¹³ | 1.3×10 ¹⁴ | 1.5×10 ¹⁴ | 1.7×10 ¹⁴ | 1.8×10 ¹⁴ | 2.0×10 ¹⁴ |
| 1.50×10 ⁰ | 2.00×10 ⁰ | 1.2×10 ¹³ | 1.8×10 ¹³ | 2.0×10 ¹³ | 2.2×10 ¹³ | 2.2×10 ¹³ | 2.3×10 ¹³ | 2.4×10 ¹³ |
| 2.00×10 ⁰ | 2.50×10 ⁰ | 2.0×10 ¹² | 3.6×10 ¹² | 4.6×10 ¹² | 5.5×10 ¹² | 6.1×10 ¹² | 6.7×10 ¹² | 7.1×10 ¹² |
| 2.50×10 ⁰ | 3.00×10 ⁰ | 2.2×10 ¹⁰ | 4.8×10 ¹⁰ | 7.3×10 ¹⁰ | 9.4×10 ¹⁰ | 1.1×10 ¹¹ | 1.3×10 ¹¹ | 1.4×10 ¹¹ |
| 3.00×10 ⁰ | 4.00×10 ⁰ | 5.3×10 ⁷ | 7.2×10 ⁷ | 8.9×10 ⁷ | 1.0×10 ⁸ | 1.1×10 ⁸ | 1.2×10 ⁸ | 1.2×10 ⁸ |
| 4.00×10 ⁰ | 6.00×10 ⁰ | 2.4×10 ¹ | 9.0×10 ¹ | 1.8×10 ² | 2.9×10 ² | 4.0×10 ² | 5.2×10 ² | 6.5×10 ² |
| 6.00×10 ⁰ | 8.00×10 ⁰ | 2.8×10 ⁰ | 1.0×10 ¹ | 2.1×10 ¹ | 3.3×10 ¹ | 4.6×10 ¹ | 6.0×10 ¹ | 7.5×10 ¹ |
| 8.00×10 ⁰ | 1.10×10 ¹ | 3.2×10 ⁻¹ | 1.2×10 ⁰ | 2.4×10 ⁰ | 3.8×10 ⁰ | 5.3×10 ⁰ | 7.0×10 ⁰ | 8.6×10 ⁰ |

注記*1 : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表 4-33 グランドシャイン線評価用線源強度 (2/3)

(6号機：格納容器ベント実施 7号機：代替循環冷却系を用いて事象収束)

| エネルギー(MeV) | | 単位面積当たりの積算線源強度*1(photons/m ²) (6号機及び7号機合計) | | | | | | |
|-----------------------|-----------------------|--------------------------------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| 下限 | 上限*2 | 24時間後 時点 | 48時間後 時点 | 72時間後 時点 | 96時間後 時点 | 120時間後 時点 | 144時間後 時点 | 168時間後 時点 |
| — | 2.00×10 ⁻² | 7.9×10 ¹² | 3.2×10 ¹³ | 5.4×10 ¹³ | 7.3×10 ¹³ | 9.1×10 ¹³ | 1.1×10 ¹⁴ | 1.2×10 ¹⁴ |
| 2.00×10 ⁻² | 3.00×10 ⁻² | 1.3×10 ¹³ | 6.3×10 ¹³ | 1.2×10 ¹⁴ | 1.9×10 ¹⁴ | 2.5×10 ¹⁴ | 3.1×10 ¹⁴ | 3.7×10 ¹⁴ |
| 3.00×10 ⁻² | 4.50×10 ⁻² | 3.3×10 ¹² | 1.6×10 ¹³ | 3.0×10 ¹³ | 4.5×10 ¹³ | 5.9×10 ¹³ | 7.3×10 ¹³ | 8.7×10 ¹³ |
| 4.50×10 ⁻² | 7.00×10 ⁻² | 2.3×10 ¹² | 9.4×10 ¹² | 1.6×10 ¹³ | 2.2×10 ¹³ | 2.8×10 ¹³ | 3.2×10 ¹³ | 3.7×10 ¹³ |
| 7.00×10 ⁻² | 1.00×10 ⁻¹ | 3.6×10 ¹² | 2.0×10 ¹³ | 4.2×10 ¹³ | 6.5×10 ¹³ | 8.9×10 ¹³ | 1.1×10 ¹⁴ | 1.4×10 ¹⁴ |
| 1.00×10 ⁻¹ | 1.50×10 ⁻¹ | 1.7×10 ¹² | 6.2×10 ¹² | 1.0×10 ¹³ | 1.4×10 ¹³ | 1.6×10 ¹³ | 1.9×10 ¹³ | 2.1×10 ¹³ |
| 1.50×10 ⁻¹ | 3.00×10 ⁻¹ | 2.2×10 ¹³ | 1.0×10 ¹⁴ | 2.0×10 ¹⁴ | 2.9×10 ¹⁴ | 3.9×10 ¹⁴ | 4.8×10 ¹⁴ | 5.7×10 ¹⁴ |
| 3.00×10 ⁻¹ | 4.50×10 ⁻¹ | 9.2×10 ¹³ | 5.5×10 ¹⁴ | 1.2×10 ¹⁵ | 1.9×10 ¹⁵ | 2.6×10 ¹⁵ | 3.3×10 ¹⁵ | 4.1×10 ¹⁵ |
| 4.50×10 ⁻¹ | 7.00×10 ⁻¹ | 2.2×10 ¹⁴ | 8.4×10 ¹⁴ | 1.3×10 ¹⁵ | 1.6×10 ¹⁵ | 1.9×10 ¹⁵ | 2.1×10 ¹⁵ | 2.3×10 ¹⁵ |
| 7.00×10 ⁻¹ | 1.00×10 ⁰ | 7.6×10 ¹³ | 2.8×10 ¹⁴ | 3.9×10 ¹⁴ | 5.0×10 ¹⁴ | 5.9×10 ¹⁴ | 6.7×10 ¹⁴ | 7.4×10 ¹⁴ |
| 1.00×10 ⁰ | 1.50×10 ⁰ | 5.4×10 ¹³ | 1.3×10 ¹⁴ | 1.6×10 ¹⁴ | 1.9×10 ¹⁴ | 2.1×10 ¹⁴ | 2.2×10 ¹⁴ | 2.3×10 ¹⁴ |
| 1.50×10 ⁰ | 2.00×10 ⁰ | 1.2×10 ¹³ | 2.2×10 ¹³ | 2.4×10 ¹³ | 2.5×10 ¹³ | 2.6×10 ¹³ | 2.7×10 ¹³ | 2.7×10 ¹³ |
| 2.00×10 ⁰ | 2.50×10 ⁰ | 2.0×10 ¹² | 4.9×10 ¹² | 5.9×10 ¹² | 6.7×10 ¹² | 7.3×10 ¹² | 7.7×10 ¹² | 8.1×10 ¹² |
| 2.50×10 ⁰ | 3.00×10 ⁰ | 2.1×10 ¹⁰ | 7.5×10 ¹⁰ | 9.9×10 ¹⁰ | 1.2×10 ¹¹ | 1.3×10 ¹¹ | 1.5×10 ¹¹ | 1.6×10 ¹¹ |
| 3.00×10 ⁰ | 4.00×10 ⁰ | 4.9×10 ⁷ | 7.6×10 ⁷ | 1.0×10 ⁸ | 1.2×10 ⁸ | 1.3×10 ⁸ | 1.4×10 ⁸ | 1.4×10 ⁸ |
| 4.00×10 ⁰ | 6.00×10 ⁰ | 2.4×10 ¹ | 1.2×10 ² | 2.5×10 ² | 3.8×10 ² | 5.2×10 ² | 6.7×10 ² | 8.1×10 ² |
| 6.00×10 ⁰ | 8.00×10 ⁰ | 2.8×10 ⁰ | 1.4×10 ¹ | 2.8×10 ¹ | 4.4×10 ¹ | 6.0×10 ¹ | 7.7×10 ¹ | 9.4×10 ¹ |
| 8.00×10 ⁰ | 1.10×10 ¹ | 3.2×10 ⁻¹ | 1.6×10 ⁰ | 3.3×10 ⁰ | 5.1×10 ⁰ | 6.9×10 ⁰ | 8.8×10 ⁰ | 1.1×10 ¹ |

注記*1 : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表 4-33 グランドシャイン線評価用線源強度 (3/3)

(6号機：代替循環冷却系を用いて事象収束 7号機：格納容器ベント実施)

| エネルギー(MeV) | | 単位面積当たりの積算線源強度*1(photons/m ²) (6号機及び7号機合計) | | | | | | |
|-----------------------|-----------------------|--------------------------------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| 下限 | 上限*2 | 24時間後 時点 | 48時間後 時点 | 72時間後 時点 | 96時間後 時点 | 120時間後 時点 | 144時間後 時点 | 168時間後 時点 |
| — | 2.00×10 ⁻² | 7.9×10 ¹² | 3.9×10 ¹³ | 6.6×10 ¹³ | 8.9×10 ¹³ | 1.1×10 ¹⁴ | 1.3×10 ¹⁴ | 1.4×10 ¹⁴ |
| 2.00×10 ⁻² | 3.00×10 ⁻² | 1.3×10 ¹³ | 7.8×10 ¹³ | 1.5×10 ¹⁴ | 2.3×10 ¹⁴ | 2.9×10 ¹⁴ | 3.6×10 ¹⁴ | 4.2×10 ¹⁴ |
| 3.00×10 ⁻² | 4.50×10 ⁻² | 3.3×10 ¹² | 1.9×10 ¹³ | 3.7×10 ¹³ | 5.4×10 ¹³ | 7.0×10 ¹³ | 8.5×10 ¹³ | 9.9×10 ¹³ |
| 4.50×10 ⁻² | 7.00×10 ⁻² | 2.3×10 ¹² | 1.1×10 ¹³ | 2.0×10 ¹³ | 2.7×10 ¹³ | 3.3×10 ¹³ | 3.8×10 ¹³ | 4.3×10 ¹³ |
| 7.00×10 ⁻² | 1.00×10 ⁻¹ | 3.6×10 ¹² | 2.5×10 ¹³ | 5.3×10 ¹³ | 7.9×10 ¹³ | 1.1×10 ¹⁴ | 1.3×10 ¹⁴ | 1.6×10 ¹⁴ |
| 1.00×10 ⁻¹ | 1.50×10 ⁻¹ | 1.6×10 ¹² | 7.4×10 ¹² | 1.2×10 ¹³ | 1.6×10 ¹³ | 1.9×10 ¹³ | 2.2×10 ¹³ | 2.4×10 ¹³ |
| 1.50×10 ⁻¹ | 3.00×10 ⁻¹ | 2.2×10 ¹³ | 1.3×10 ¹⁴ | 2.4×10 ¹⁴ | 3.6×10 ¹⁴ | 4.6×10 ¹⁴ | 5.6×10 ¹⁴ | 6.5×10 ¹⁴ |
| 3.00×10 ⁻¹ | 4.50×10 ⁻¹ | 9.1×10 ¹³ | 7.0×10 ¹⁴ | 1.5×10 ¹⁵ | 2.3×10 ¹⁵ | 3.0×10 ¹⁵ | 3.8×10 ¹⁵ | 4.6×10 ¹⁵ |
| 4.50×10 ⁻¹ | 7.00×10 ⁻¹ | 2.2×10 ¹⁴ | 1.0×10 ¹⁵ | 1.6×10 ¹⁵ | 1.9×10 ¹⁵ | 2.2×10 ¹⁵ | 2.5×10 ¹⁵ | 2.7×10 ¹⁵ |
| 7.00×10 ⁻¹ | 1.00×10 ⁰ | 7.5×10 ¹³ | 3.5×10 ¹⁴ | 4.8×10 ¹⁴ | 5.9×10 ¹⁴ | 6.9×10 ¹⁴ | 7.7×10 ¹⁴ | 8.5×10 ¹⁴ |
| 1.00×10 ⁰ | 1.50×10 ⁰ | 5.4×10 ¹³ | 1.5×10 ¹⁴ | 1.9×10 ¹⁴ | 2.2×10 ¹⁴ | 2.4×10 ¹⁴ | 2.6×10 ¹⁴ | 2.7×10 ¹⁴ |
| 1.50×10 ⁰ | 2.00×10 ⁰ | 1.2×10 ¹³ | 2.5×10 ¹³ | 2.7×10 ¹³ | 2.8×10 ¹³ | 2.9×10 ¹³ | 3.0×10 ¹³ | 3.0×10 ¹³ |
| 2.00×10 ⁰ | 2.50×10 ⁰ | 2.0×10 ¹² | 6.0×10 ¹² | 7.0×10 ¹² | 7.7×10 ¹² | 8.3×10 ¹² | 8.7×10 ¹² | 9.1×10 ¹² |
| 2.50×10 ⁰ | 3.00×10 ⁰ | 2.1×10 ¹⁰ | 9.7×10 ¹⁰ | 1.2×10 ¹¹ | 1.4×10 ¹¹ | 1.5×10 ¹¹ | 1.7×10 ¹¹ | 1.7×10 ¹¹ |
| 3.00×10 ⁰ | 4.00×10 ⁰ | 4.6×10 ⁷ | 7.9×10 ⁷ | 1.1×10 ⁸ | 1.3×10 ⁸ | 1.4×10 ⁸ | 1.5×10 ⁸ | 1.6×10 ⁸ |
| 4.00×10 ⁰ | 6.00×10 ⁰ | 2.4×10 ¹ | 1.4×10 ² | 3.0×10 ² | 4.6×10 ² | 6.2×10 ² | 7.9×10 ² | 9.6×10 ² |
| 6.00×10 ⁰ | 8.00×10 ⁰ | 2.8×10 ⁰ | 1.7×10 ¹ | 3.4×10 ¹ | 5.3×10 ¹ | 7.2×10 ¹ | 9.1×10 ¹ | 1.1×10 ² |
| 8.00×10 ⁰ | 1.10×10 ¹ | 3.2×10 ⁻¹ | 1.9×10 ⁰ | 4.0×10 ⁰ | 6.1×10 ⁰ | 8.3×10 ⁰ | 1.0×10 ¹ | 1.3×10 ¹ |

注記*1：有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2：代表エネルギー

表4-34 中央制御室換気系設備等条件 (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 |
|---------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------|
| 中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動時間 | 事象発生から3時間 | 可搬設備の設置に要する時間遅れや全交流電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。 |
| 中央制御室待避室陽圧化装置の空気供給量 | 事故発生から 0～38 時間後 : 0m ³ /h 38～48 時間後* : 95m ³ /h 48～168 時間後 : 0m ³ /h | 設計値を基に設定。 なお、代替循環冷却系を用いて事象を収束する号機からの影響に対しては、中央制御室待避室陽圧化装置の効果を考慮しないものとした。 | 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、中央制御室待避室陽圧化装置による陽圧化時間を10時間と設定

表 4-35 隣接エリア内の積算線源強度 (1/6)

(外気相当線源, 両号機において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

| エネルギー(MeV) | | 積算線源強度*1(photons/m ³) (6号機及び7号機合計) | | | | | | |
|-----------------------|-----------------------|------------------------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| 下限 | 上限*2 | 24時間後 時点 | 48時間後 時点 | 72時間後 時点 | 96時間後 時点 | 120時間後 時点 | 144時間後 時点 | 168時間後 時点 |
| — | 2.00×10 ⁻² | 4.6×10 ¹¹ | 1.9×10 ¹² | 4.2×10 ¹² | 7.0×10 ¹² | 1.0×10 ¹³ | 1.3×10 ¹³ | 1.6×10 ¹³ |
| 2.00×10 ⁻² | 3.00×10 ⁻² | 3.0×10 ¹¹ | 1.2×10 ¹² | 2.5×10 ¹² | 4.1×10 ¹² | 5.6×10 ¹² | 7.0×10 ¹² | 8.2×10 ¹² |
| 3.00×10 ⁻² | 4.50×10 ⁻² | 4.0×10 ¹² | 2.0×10 ¹³ | 4.8×10 ¹³ | 8.3×10 ¹³ | 1.2×10 ¹⁴ | 1.6×10 ¹⁴ | 1.9×10 ¹⁴ |
| 4.50×10 ⁻² | 7.00×10 ⁻² | 2.5×10 ¹⁰ | 7.2×10 ¹⁰ | 1.3×10 ¹¹ | 1.9×10 ¹¹ | 2.5×10 ¹¹ | 3.1×10 ¹¹ | 3.6×10 ¹¹ |
| 7.00×10 ⁻² | 1.00×10 ⁻¹ | 3.5×10 ¹² | 1.8×10 ¹³ | 4.3×10 ¹³ | 7.4×10 ¹³ | 1.1×10 ¹⁴ | 1.4×10 ¹⁴ | 1.7×10 ¹⁴ |
| 1.00×10 ⁻¹ | 1.50×10 ⁻¹ | 1.3×10 ¹⁰ | 3.1×10 ¹⁰ | 4.9×10 ¹⁰ | 6.8×10 ¹⁰ | 8.6×10 ¹⁰ | 1.0×10 ¹¹ | 1.2×10 ¹¹ |
| 1.50×10 ⁻¹ | 3.00×10 ⁻¹ | 3.7×10 ¹² | 9.3×10 ¹² | 1.2×10 ¹³ | 1.3×10 ¹³ | 1.3×10 ¹³ | 1.4×10 ¹³ | 1.4×10 ¹³ |
| 3.00×10 ⁻¹ | 4.50×10 ⁻¹ | 4.4×10 ¹¹ | 1.2×10 ¹² | 2.4×10 ¹² | 3.9×10 ¹² | 5.4×10 ¹² | 7.0×10 ¹² | 8.4×10 ¹² |
| 4.50×10 ⁻¹ | 7.00×10 ⁻¹ | 1.8×10 ¹² | 4.6×10 ¹² | 7.7×10 ¹² | 1.1×10 ¹³ | 1.4×10 ¹³ | 1.6×10 ¹³ | 1.8×10 ¹³ |
| 7.00×10 ⁻¹ | 1.00×10 ⁰ | 7.5×10 ¹¹ | 2.0×10 ¹² | 3.7×10 ¹² | 5.5×10 ¹² | 7.2×10 ¹² | 8.8×10 ¹² | 1.0×10 ¹³ |
| 1.00×10 ⁰ | 1.50×10 ⁰ | 3.5×10 ¹¹ | 6.8×10 ¹¹ | 1.1×10 ¹² | 1.4×10 ¹² | 1.8×10 ¹² | 2.1×10 ¹² | 2.4×10 ¹² |
| 1.50×10 ⁰ | 2.00×10 ⁰ | 1.0×10 ¹¹ | 1.4×10 ¹¹ | 1.7×10 ¹¹ | 2.1×10 ¹¹ | 2.4×10 ¹¹ | 2.7×10 ¹¹ | 3.0×10 ¹¹ |
| 2.00×10 ⁰ | 2.50×10 ⁰ | 1.5×10 ¹¹ | 1.7×10 ¹¹ | 2.0×10 ¹¹ | 2.3×10 ¹¹ | 2.5×10 ¹¹ | 2.8×10 ¹¹ | 3.0×10 ¹¹ |
| 2.50×10 ⁰ | 3.00×10 ⁰ | 7.1×10 ⁹ | 7.6×10 ⁹ | 8.2×10 ⁹ | 8.9×10 ⁹ | 9.5×10 ⁹ | 1.0×10 ¹⁰ | 1.1×10 ¹⁰ |
| 3.00×10 ⁰ | 4.00×10 ⁰ | 2.0×10 ⁸ | 2.0×10 ⁸ | 2.0×10 ⁸ | 2.0×10 ⁸ | 2.0×10 ⁸ | 2.0×10 ⁸ | 2.0×10 ⁸ |
| 4.00×10 ⁰ | 6.00×10 ⁰ | 4.7×10 ⁻² | 7.8×10 ⁻² | 9.7×10 ⁻² | 1.1×10 ⁻¹ | 1.2×10 ⁻¹ | 1.2×10 ⁻¹ | 1.2×10 ⁻¹ |
| 6.00×10 ⁰ | 8.00×10 ⁰ | 5.4×10 ⁻³ | 9.0×10 ⁻³ | 1.1×10 ⁻² | 1.2×10 ⁻² | 1.3×10 ⁻² | 1.4×10 ⁻² | 1.4×10 ⁻² |
| 8.00×10 ⁰ | 1.10×10 ¹ | 6.2×10 ⁻⁴ | 1.0×10 ⁻³ | 1.3×10 ⁻³ | 1.4×10 ⁻³ | 1.5×10 ⁻³ | 1.6×10 ⁻³ | 1.6×10 ⁻³ |

注記*1 : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表 4-35 隣接エリア内の積算線源強度 (2/6)

(外気相当線源, 6号機:格納容器ベント実施 7号機:代替循環冷却系を用いて事象収束)

| エネルギー(MeV) | | 積算線源強度*1(photons/m ³) (6号機及び7号機合計) | | | | | | |
|-----------------------|-----------------------|------------------------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| 下限 | 上限*2 | 24時間後 時点 | 48時間後 時点 | 72時間後 時点 | 96時間後 時点 | 120時間後 時点 | 144時間後 時点 | 168時間後 時点 |
| — | 2.00×10 ⁻² | 4.6×10 ¹¹ | 1.2×10 ¹⁴ | 1.2×10 ¹⁴ | 1.2×10 ¹⁴ | 1.2×10 ¹⁴ | 1.3×10 ¹⁴ | 1.3×10 ¹⁴ |
| 2.00×10 ⁻² | 3.00×10 ⁻² | 3.0×10 ¹¹ | 6.9×10 ¹³ | 7.1×10 ¹³ | 7.2×10 ¹³ | 7.4×10 ¹³ | 7.6×10 ¹³ | 7.7×10 ¹³ |
| 3.00×10 ⁻² | 4.50×10 ⁻² | 4.0×10 ¹² | 1.4×10 ¹⁵ | 1.4×10 ¹⁵ | 1.5×10 ¹⁵ | 1.5×10 ¹⁵ | 1.5×10 ¹⁵ | 1.5×10 ¹⁵ |
| 4.50×10 ⁻² | 7.00×10 ⁻² | 2.5×10 ¹⁰ | 3.0×10 ¹² | 3.0×10 ¹² | 3.1×10 ¹² | 3.1×10 ¹² | 3.2×10 ¹² | 3.2×10 ¹² |
| 7.00×10 ⁻² | 1.00×10 ⁻¹ | 3.4×10 ¹² | 1.2×10 ¹⁵ | 1.3×10 ¹⁵ | 1.3×10 ¹⁵ | 1.3×10 ¹⁵ | 1.3×10 ¹⁵ | 1.4×10 ¹⁵ |
| 1.00×10 ⁻¹ | 1.50×10 ⁻¹ | 1.3×10 ¹⁰ | 7.4×10 ¹¹ | 7.6×10 ¹¹ | 7.7×10 ¹¹ | 7.8×10 ¹¹ | 8.0×10 ¹¹ | 8.1×10 ¹¹ |
| 1.50×10 ⁻¹ | 3.00×10 ⁻¹ | 3.7×10 ¹² | 4.3×10 ¹⁴ | 4.3×10 ¹⁴ | 4.3×10 ¹⁴ | 4.3×10 ¹⁴ | 4.3×10 ¹⁴ | 4.3×10 ¹⁴ |
| 3.00×10 ⁻¹ | 4.50×10 ⁻¹ | 4.3×10 ¹¹ | 6.5×10 ¹² | 7.3×10 ¹² | 8.1×10 ¹² | 9.1×10 ¹² | 1.0×10 ¹³ | 1.1×10 ¹³ |
| 4.50×10 ⁻¹ | 7.00×10 ⁻¹ | 1.8×10 ¹² | 3.0×10 ¹³ | 3.2×10 ¹³ | 3.4×10 ¹³ | 3.6×10 ¹³ | 3.8×10 ¹³ | 3.9×10 ¹³ |
| 7.00×10 ⁻¹ | 1.00×10 ⁰ | 7.5×10 ¹¹ | 6.2×10 ¹² | 7.3×10 ¹² | 8.4×10 ¹² | 9.5×10 ¹² | 1.0×10 ¹³ | 1.1×10 ¹³ |
| 1.00×10 ⁰ | 1.50×10 ⁰ | 3.5×10 ¹¹ | 1.7×10 ¹² | 1.9×10 ¹² | 2.1×10 ¹² | 2.4×10 ¹² | 2.6×10 ¹² | 2.7×10 ¹² |
| 1.50×10 ⁰ | 2.00×10 ⁰ | 1.0×10 ¹¹ | 2.6×10 ¹¹ | 2.8×10 ¹¹ | 3.0×10 ¹¹ | 3.2×10 ¹¹ | 3.4×10 ¹¹ | 3.6×10 ¹¹ |
| 2.00×10 ⁰ | 2.50×10 ⁰ | 1.5×10 ¹¹ | 3.0×10 ¹¹ | 3.1×10 ¹¹ | 3.3×10 ¹¹ | 3.5×10 ¹¹ | 3.6×10 ¹¹ | 3.7×10 ¹¹ |
| 2.50×10 ⁰ | 3.00×10 ⁰ | 6.8×10 ⁹ | 9.5×10 ⁹ | 9.9×10 ⁹ | 1.0×10 ¹⁰ | 1.1×10 ¹⁰ | 1.1×10 ¹⁰ | 1.1×10 ¹⁰ |
| 3.00×10 ⁰ | 4.00×10 ⁰ | 2.0×10 ⁸ | 2.0×10 ⁸ | 2.0×10 ⁸ | 2.0×10 ⁸ | 2.0×10 ⁸ | 2.0×10 ⁸ | 2.0×10 ⁸ |
| 4.00×10 ⁰ | 6.00×10 ⁰ | 4.7×10 ⁻² | 1.2×10 ⁻¹ | 1.3×10 ⁻¹ | 1.3×10 ⁻¹ | 1.4×10 ⁻¹ | 1.4×10 ⁻¹ | 1.4×10 ⁻¹ |
| 6.00×10 ⁰ | 8.00×10 ⁰ | 5.4×10 ⁻³ | 1.3×10 ⁻² | 1.5×10 ⁻² | 1.5×10 ⁻² | 1.6×10 ⁻² | 1.6×10 ⁻² | 1.6×10 ⁻² |
| 8.00×10 ⁰ | 1.10×10 ¹ | 6.2×10 ⁻⁴ | 1.5×10 ⁻³ | 1.7×10 ⁻³ | 1.8×10 ⁻³ | 1.8×10 ⁻³ | 1.9×10 ⁻³ | 1.9×10 ⁻³ |

注記*1 : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表 4-35 隣接エリア内の積算線源強度 (3/6)

(外気相当線源, 6号機: 代替循環冷却系を用いて事象収束 7号機: 格納容器ベント実施)

| エネルギー(MeV) | | 積算線源強度*1(photons/m ³) (6号機及び7号機合計) | | | | | | |
|-----------------------|-----------------------|------------------------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| 下限 | 上限*2 | 24 時間後 時点 | 48 時間後 時点 | 72 時間後 時点 | 96 時間後 時点 | 120 時間後 時点 | 144 時間後 時点 | 168 時間後 時点 |
| — | 2.00×10 ⁻² | 4.6×10 ¹¹ | 1.9×10 ¹⁴ | 2.0×10 ¹⁴ | 2.0×10 ¹⁴ | 2.0×10 ¹⁴ | 2.0×10 ¹⁴ | 2.0×10 ¹⁴ |
| 2.00×10 ⁻² | 3.00×10 ⁻² | 3.0×10 ¹¹ | 1.1×10 ¹⁴ | 1.2×10 ¹⁴ | 1.2×10 ¹⁴ | 1.2×10 ¹⁴ | 1.2×10 ¹⁴ | 1.2×10 ¹⁴ |
| 3.00×10 ⁻² | 4.50×10 ⁻² | 4.0×10 ¹² | 2.3×10 ¹⁵ | 2.4×10 ¹⁵ | 2.4×10 ¹⁵ | 2.4×10 ¹⁵ | 2.4×10 ¹⁵ | 2.4×10 ¹⁵ |
| 4.50×10 ⁻² | 7.00×10 ⁻² | 2.5×10 ¹⁰ | 5.0×10 ¹² | 5.0×10 ¹² | 5.1×10 ¹² | 5.1×10 ¹² | 5.1×10 ¹² | 5.2×10 ¹² |
| 7.00×10 ⁻² | 1.00×10 ⁻¹ | 3.4×10 ¹² | 2.1×10 ¹⁵ | 2.1×10 ¹⁵ | 2.1×10 ¹⁵ | 2.1×10 ¹⁵ | 2.1×10 ¹⁵ | 2.2×10 ¹⁵ |
| 1.00×10 ⁻¹ | 1.50×10 ⁻¹ | 1.3×10 ¹⁰ | 1.2×10 ¹² | 1.2×10 ¹² | 1.2×10 ¹² | 1.3×10 ¹² | 1.3×10 ¹² | 1.3×10 ¹² |
| 1.50×10 ⁻¹ | 3.00×10 ⁻¹ | 3.7×10 ¹² | 7.0×10 ¹⁴ | 7.1×10 ¹⁴ | 7.1×10 ¹⁴ | 7.1×10 ¹⁴ | 7.1×10 ¹⁴ | 7.1×10 ¹⁴ |
| 3.00×10 ⁻¹ | 4.50×10 ⁻¹ | 4.3×10 ¹¹ | 1.0×10 ¹³ | 1.1×10 ¹³ | 1.1×10 ¹³ | 1.2×10 ¹³ | 1.2×10 ¹³ | 1.3×10 ¹³ |
| 4.50×10 ⁻¹ | 7.00×10 ⁻¹ | 1.8×10 ¹² | 4.7×10 ¹³ | 4.9×10 ¹³ | 5.0×10 ¹³ | 5.2×10 ¹³ | 5.3×10 ¹³ | 5.3×10 ¹³ |
| 7.00×10 ⁻¹ | 1.00×10 ⁰ | 7.5×10 ¹¹ | 9.4×10 ¹² | 1.0×10 ¹³ | 1.1×10 ¹³ | 1.1×10 ¹³ | 1.2×10 ¹³ | 1.2×10 ¹³ |
| 1.00×10 ⁰ | 1.50×10 ⁰ | 3.5×10 ¹¹ | 2.4×10 ¹² | 2.6×10 ¹² | 2.7×10 ¹² | 2.8×10 ¹² | 3.0×10 ¹² | 3.1×10 ¹² |
| 1.50×10 ⁰ | 2.00×10 ⁰ | 9.9×10 ¹⁰ | 3.5×10 ¹¹ | 3.7×10 ¹¹ | 3.8×10 ¹¹ | 3.9×10 ¹¹ | 4.0×10 ¹¹ | 4.1×10 ¹¹ |
| 2.00×10 ⁰ | 2.50×10 ⁰ | 1.4×10 ¹¹ | 3.9×10 ¹¹ | 4.0×10 ¹¹ | 4.1×10 ¹¹ | 4.2×10 ¹¹ | 4.3×10 ¹¹ | 4.3×10 ¹¹ |
| 2.50×10 ⁰ | 3.00×10 ⁰ | 6.6×10 ⁹ | 1.1×10 ¹⁰ | 1.1×10 ¹⁰ | 1.1×10 ¹⁰ | 1.2×10 ¹⁰ | 1.2×10 ¹⁰ | 1.2×10 ¹⁰ |
| 3.00×10 ⁰ | 4.00×10 ⁰ | 1.9×10 ⁸ | 1.9×10 ⁸ | 1.9×10 ⁸ | 1.9×10 ⁸ | 1.9×10 ⁸ | 1.9×10 ⁸ | 1.9×10 ⁸ |
| 4.00×10 ⁰ | 6.00×10 ⁰ | 4.7×10 ⁻² | 1.5×10 ⁻¹ | 1.5×10 ⁻¹ | 1.6×10 ⁻¹ | 1.6×10 ⁻¹ | 1.6×10 ⁻¹ | 1.6×10 ⁻¹ |
| 6.00×10 ⁰ | 8.00×10 ⁰ | 5.4×10 ⁻³ | 1.7×10 ⁻² | 1.8×10 ⁻² | 1.8×10 ⁻² | 1.8×10 ⁻² | 1.9×10 ⁻² | 1.9×10 ⁻² |
| 8.00×10 ⁰ | 1.10×10 ¹ | 6.2×10 ⁻⁴ | 1.9×10 ⁻³ | 2.0×10 ⁻³ | 2.1×10 ⁻³ | 2.1×10 ⁻³ | 2.1×10 ⁻³ | 2.2×10 ⁻³ |

注記*1 : 有効数字 3 桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表 4-35 隣接エリア内の積算線源強度 (4/6)

(中央制御室内線源, 両号機において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

| エネルギー(MeV) | | 積算線源強度*1(photons/20800m ³) (6号機及び7号機合計) | | | | | | |
|-----------------------|-----------------------|-----------------------------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| 下限 | 上限*2 | 24時間後 時点 | 48時間後 時点 | 72時間後 時点 | 96時間後 時点 | 120時間後 時点 | 144時間後 時点 | 168時間後 時点 |
| — | 2.00×10 ⁻² | 6.2×10 ¹⁵ | 3.1×10 ¹⁶ | 7.4×10 ¹⁶ | 1.3×10 ¹⁷ | 1.9×10 ¹⁷ | 2.5×10 ¹⁷ | 3.0×10 ¹⁷ |
| 2.00×10 ⁻² | 3.00×10 ⁻² | 3.4×10 ¹⁵ | 1.8×10 ¹⁶ | 4.1×10 ¹⁶ | 7.0×10 ¹⁶ | 9.8×10 ¹⁶ | 1.2×10 ¹⁷ | 1.5×10 ¹⁷ |
| 3.00×10 ⁻² | 4.50×10 ⁻² | 6.1×10 ¹⁶ | 3.5×10 ¹⁷ | 8.9×10 ¹⁷ | 1.6×10 ¹⁸ | 2.3×10 ¹⁸ | 3.1×10 ¹⁸ | 3.8×10 ¹⁸ |
| 4.50×10 ⁻² | 7.00×10 ⁻² | 2.4×10 ¹⁴ | 8.7×10 ¹⁴ | 1.7×10 ¹⁵ | 2.6×10 ¹⁵ | 3.7×10 ¹⁵ | 4.7×10 ¹⁵ | 5.6×10 ¹⁵ |
| 7.00×10 ⁻² | 1.00×10 ⁻¹ | 5.3×10 ¹⁶ | 3.1×10 ¹⁷ | 7.9×10 ¹⁷ | 1.4×10 ¹⁸ | 2.1×10 ¹⁸ | 2.8×10 ¹⁸ | 3.4×10 ¹⁸ |
| 1.00×10 ⁻¹ | 1.50×10 ⁻¹ | 9.6×10 ¹³ | 2.5×10 ¹⁴ | 4.1×10 ¹⁴ | 5.8×10 ¹⁴ | 7.5×10 ¹⁴ | 9.3×10 ¹⁴ | 1.1×10 ¹⁵ |
| 1.50×10 ⁻¹ | 3.00×10 ⁻¹ | 5.0×10 ¹⁶ | 1.4×10 ¹⁷ | 1.9×10 ¹⁷ | 2.0×10 ¹⁷ | 2.1×10 ¹⁷ | 2.2×10 ¹⁷ | 2.2×10 ¹⁷ |
| 3.00×10 ⁻¹ | 4.50×10 ⁻¹ | 1.4×10 ¹⁵ | 2.2×10 ¹⁵ | 2.5×10 ¹⁵ | 2.8×10 ¹⁵ | 2.9×10 ¹⁵ | 3.1×10 ¹⁵ | 3.2×10 ¹⁵ |
| 4.50×10 ⁻¹ | 7.00×10 ⁻¹ | 3.7×10 ¹⁵ | 6.8×10 ¹⁵ | 8.3×10 ¹⁵ | 8.7×10 ¹⁵ | 8.9×10 ¹⁵ | 9.1×10 ¹⁵ | 9.2×10 ¹⁵ |
| 7.00×10 ⁻¹ | 1.00×10 ⁰ | 1.3×10 ¹⁵ | 1.4×10 ¹⁵ | 1.5×10 ¹⁵ | 1.5×10 ¹⁵ | 1.5×10 ¹⁵ | 1.6×10 ¹⁵ | 1.6×10 ¹⁵ |
| 1.00×10 ⁰ | 1.50×10 ⁰ | 8.3×10 ¹⁴ | 8.4×10 ¹⁴ | 8.5×10 ¹⁴ | 8.5×10 ¹⁴ | 8.6×10 ¹⁴ | 8.6×10 ¹⁴ | 8.6×10 ¹⁴ |
| 1.50×10 ⁰ | 2.00×10 ⁰ | 5.2×10 ¹⁴ | 5.3×10 ¹⁴ | 5.3×10 ¹⁴ | 5.3×10 ¹⁴ | 5.3×10 ¹⁴ | 5.3×10 ¹⁴ | 5.3×10 ¹⁴ |
| 2.00×10 ⁰ | 2.50×10 ⁰ | 1.6×10 ¹⁵ | 1.7×10 ¹⁵ | 1.7×10 ¹⁵ | 1.7×10 ¹⁵ | 1.7×10 ¹⁵ | 1.7×10 ¹⁵ | 1.7×10 ¹⁵ |
| 2.50×10 ⁰ | 3.00×10 ⁰ | 6.8×10 ¹³ | 6.8×10 ¹³ | 6.8×10 ¹³ | 6.8×10 ¹³ | 6.8×10 ¹³ | 6.8×10 ¹³ | 6.8×10 ¹³ |
| 3.00×10 ⁰ | 4.00×10 ⁰ | 1.9×10 ¹² | 1.9×10 ¹² | 1.9×10 ¹² | 1.9×10 ¹² | 1.9×10 ¹² | 1.9×10 ¹² | 1.9×10 ¹² |
| 4.00×10 ⁰ | 6.00×10 ⁰ | 1.3×10 ² | 1.3×10 ² | 1.3×10 ² | 1.3×10 ² | 1.3×10 ² | 1.3×10 ² | 1.3×10 ² |
| 6.00×10 ⁰ | 8.00×10 ⁰ | 1.5×10 ¹ | 1.5×10 ¹ | 1.5×10 ¹ | 1.5×10 ¹ | 1.5×10 ¹ | 1.5×10 ¹ | 1.5×10 ¹ |
| 8.00×10 ⁰ | 1.10×10 ¹ | 1.7×10 ⁰ | 1.7×10 ⁰ | 1.7×10 ⁰ | 1.7×10 ⁰ | 1.7×10 ⁰ | 1.7×10 ⁰ | 1.7×10 ⁰ |

注記*1 : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表 4-35 隣接エリア内の積算線源強度 (5/6)

(中央制御室内線源, 6号機:格納容器ベント実施 7号機:代替循環冷却系を用いて事象収束)

| エネルギー(MeV) | | 積算線源強度*1(photons/20800m ³) (6号機及び7号機合計) | | | | | | |
|-----------------------|-----------------------|-----------------------------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| 下限 | 上限*2 | 24時間後 時点 | 48時間後 時点 | 72時間後 時点 | 96時間後 時点 | 120時間後 時点 | 144時間後 時点 | 168時間後 時点 |
| — | 2.00×10 ⁻² | 6.2×10 ¹⁵ | 2.2×10 ¹⁸ | 2.4×10 ¹⁸ | 2.4×10 ¹⁸ | 2.5×10 ¹⁸ | 2.5×10 ¹⁸ | 2.6×10 ¹⁸ |
| 2.00×10 ⁻² | 3.00×10 ⁻² | 3.3×10 ¹⁵ | 1.3×10 ¹⁸ | 1.4×10 ¹⁸ | 1.4×10 ¹⁸ | 1.4×10 ¹⁸ | 1.5×10 ¹⁸ | 1.5×10 ¹⁸ |
| 3.00×10 ⁻² | 4.50×10 ⁻² | 6.1×10 ¹⁶ | 2.7×10 ¹⁹ | 2.9×10 ¹⁹ | 3.0×10 ¹⁹ | 3.0×10 ¹⁹ | 3.1×10 ¹⁹ | 3.1×10 ¹⁹ |
| 4.50×10 ⁻² | 7.00×10 ⁻² | 2.4×10 ¹⁴ | 5.3×10 ¹⁶ | 5.6×10 ¹⁶ | 5.7×10 ¹⁶ | 5.8×10 ¹⁶ | 5.9×10 ¹⁶ | 6.0×10 ¹⁶ |
| 7.00×10 ⁻² | 1.00×10 ⁻¹ | 5.2×10 ¹⁶ | 2.4×10 ¹⁹ | 2.6×10 ¹⁹ | 2.6×10 ¹⁹ | 2.7×10 ¹⁹ | 2.7×10 ¹⁹ | 2.8×10 ¹⁹ |
| 1.00×10 ⁻¹ | 1.50×10 ⁻¹ | 9.4×10 ¹³ | 1.2×10 ¹⁶ | 1.3×10 ¹⁶ | 1.3×10 ¹⁶ | 1.3×10 ¹⁶ | 1.3×10 ¹⁶ | 1.3×10 ¹⁶ |
| 1.50×10 ⁻¹ | 3.00×10 ⁻¹ | 5.0×10 ¹⁶ | 6.8×10 ¹⁸ | 7.1×10 ¹⁸ | 7.1×10 ¹⁸ | 7.1×10 ¹⁸ | 7.1×10 ¹⁸ | 7.2×10 ¹⁸ |
| 3.00×10 ⁻¹ | 4.50×10 ⁻¹ | 1.4×10 ¹⁵ | 5.1×10 ¹⁶ | 5.3×10 ¹⁶ | 5.3×10 ¹⁶ | 5.3×10 ¹⁶ | 5.3×10 ¹⁶ | 5.3×10 ¹⁶ |
| 4.50×10 ⁻¹ | 7.00×10 ⁻¹ | 3.7×10 ¹⁵ | 2.2×10 ¹⁷ | 2.3×10 ¹⁷ | 2.3×10 ¹⁷ | 2.3×10 ¹⁷ | 2.3×10 ¹⁷ | 2.3×10 ¹⁷ |
| 7.00×10 ⁻¹ | 1.00×10 ⁰ | 1.3×10 ¹⁵ | 9.0×10 ¹⁵ | 9.4×10 ¹⁵ | 9.4×10 ¹⁵ | 9.4×10 ¹⁵ | 9.4×10 ¹⁵ | 9.4×10 ¹⁵ |
| 1.00×10 ⁰ | 1.50×10 ⁰ | 8.2×10 ¹⁴ | 1.2×10 ¹⁵ | 1.2×10 ¹⁵ | 1.2×10 ¹⁵ | 1.2×10 ¹⁵ | 1.2×10 ¹⁵ | 1.2×10 ¹⁵ |
| 1.50×10 ⁰ | 2.00×10 ⁰ | 5.1×10 ¹⁴ | 6.8×10 ¹⁴ | 6.8×10 ¹⁴ | 6.8×10 ¹⁴ | 6.8×10 ¹⁴ | 6.8×10 ¹⁴ | 6.8×10 ¹⁴ |
| 2.00×10 ⁰ | 2.50×10 ⁰ | 1.6×10 ¹⁵ | 2.4×10 ¹⁵ | 2.4×10 ¹⁵ | 2.4×10 ¹⁵ | 2.4×10 ¹⁵ | 2.4×10 ¹⁵ | 2.4×10 ¹⁵ |
| 2.50×10 ⁰ | 3.00×10 ⁰ | 6.5×10 ¹³ | 7.5×10 ¹³ | 7.5×10 ¹³ | 7.5×10 ¹³ | 7.5×10 ¹³ | 7.5×10 ¹³ | 7.5×10 ¹³ |
| 3.00×10 ⁰ | 4.00×10 ⁰ | 1.8×10 ¹² | 1.8×10 ¹² | 1.8×10 ¹² | 1.8×10 ¹² | 1.8×10 ¹² | 1.8×10 ¹² | 1.8×10 ¹² |
| 4.00×10 ⁰ | 6.00×10 ⁰ | 1.2×10 ² | 1.2×10 ² | 1.2×10 ² | 1.2×10 ² | 1.2×10 ² | 1.2×10 ² | 1.2×10 ² |
| 6.00×10 ⁰ | 8.00×10 ⁰ | 1.4×10 ¹ | 1.4×10 ¹ | 1.4×10 ¹ | 1.4×10 ¹ | 1.4×10 ¹ | 1.4×10 ¹ | 1.4×10 ¹ |
| 8.00×10 ⁰ | 1.10×10 ¹ | 1.6×10 ⁰ | 1.6×10 ⁰ | 1.6×10 ⁰ | 1.6×10 ⁰ | 1.6×10 ⁰ | 1.6×10 ⁰ | 1.6×10 ⁰ |

注記*1 : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表 4-35 隣接エリア内の積算線源強度 (6/6)

(中央制御室内線源, 6号機:代替循環冷却系を用いて事象収束 7号機:格納容器ベント実施)

| エネルギー(MeV) | | 積算線源強度*1(photons/20800m ³) (6号機及び7号機合計) | | | | | | |
|-----------------------|-----------------------|-----------------------------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| 下限 | 上限*2 | 24時間後 時点 | 48時間後 時点 | 72時間後 時点 | 96時間後 時点 | 120時間後 時点 | 144時間後 時点 | 168時間後 時点 |
| — | 2.00×10 ⁻² | 6.1×10 ¹⁵ | 3.7×10 ¹⁸ | 3.9×10 ¹⁸ | 4.0×10 ¹⁸ | 4.0×10 ¹⁸ | 4.1×10 ¹⁸ | 4.1×10 ¹⁸ |
| 2.00×10 ⁻² | 3.00×10 ⁻² | 3.3×10 ¹⁵ | 2.1×10 ¹⁸ | 2.3×10 ¹⁸ | 2.3×10 ¹⁸ | 2.4×10 ¹⁸ | 2.4×10 ¹⁸ | 2.4×10 ¹⁸ |
| 3.00×10 ⁻² | 4.50×10 ⁻² | 6.0×10 ¹⁶ | 4.4×10 ¹⁹ | 4.8×10 ¹⁹ | 4.8×10 ¹⁹ | 4.9×10 ¹⁹ | 4.9×10 ¹⁹ | 5.0×10 ¹⁹ |
| 4.50×10 ⁻² | 7.00×10 ⁻² | 2.4×10 ¹⁴ | 8.8×10 ¹⁶ | 9.3×10 ¹⁶ | 9.4×10 ¹⁶ | 9.5×10 ¹⁶ | 9.5×10 ¹⁶ | 9.6×10 ¹⁶ |
| 7.00×10 ⁻² | 1.00×10 ⁻¹ | 5.2×10 ¹⁶ | 3.9×10 ¹⁹ | 4.2×10 ¹⁹ | 4.3×10 ¹⁹ | 4.3×10 ¹⁹ | 4.4×10 ¹⁹ | 4.4×10 ¹⁹ |
| 1.00×10 ⁻¹ | 1.50×10 ⁻¹ | 9.3×10 ¹³ | 2.0×10 ¹⁶ | 2.1×10 ¹⁶ | 2.1×10 ¹⁶ | 2.2×10 ¹⁶ | 2.2×10 ¹⁶ | 2.2×10 ¹⁶ |
| 1.50×10 ⁻¹ | 3.00×10 ⁻¹ | 4.9×10 ¹⁶ | 1.1×10 ¹⁹ | 1.2×10 ¹⁹ | 1.2×10 ¹⁹ | 1.2×10 ¹⁹ | 1.2×10 ¹⁹ | 1.2×10 ¹⁹ |
| 3.00×10 ⁻¹ | 4.50×10 ⁻¹ | 1.4×10 ¹⁵ | 8.3×10 ¹⁶ | 8.7×10 ¹⁶ | 8.7×10 ¹⁶ | 8.7×10 ¹⁶ | 8.7×10 ¹⁶ | 8.7×10 ¹⁶ |
| 4.50×10 ⁻¹ | 7.00×10 ⁻¹ | 3.6×10 ¹⁵ | 3.6×10 ¹⁷ | 3.8×10 ¹⁷ | 3.8×10 ¹⁷ | 3.8×10 ¹⁷ | 3.8×10 ¹⁷ | 3.8×10 ¹⁷ |
| 7.00×10 ⁻¹ | 1.00×10 ⁰ | 1.3×10 ¹⁵ | 1.4×10 ¹⁶ | 1.5×10 ¹⁶ | 1.5×10 ¹⁶ | 1.5×10 ¹⁶ | 1.5×10 ¹⁶ | 1.5×10 ¹⁶ |
| 1.00×10 ⁰ | 1.50×10 ⁰ | 8.0×10 ¹⁴ | 1.4×10 ¹⁵ | 1.4×10 ¹⁵ | 1.4×10 ¹⁵ | 1.4×10 ¹⁵ | 1.4×10 ¹⁵ | 1.4×10 ¹⁵ |
| 1.50×10 ⁰ | 2.00×10 ⁰ | 5.0×10 ¹⁴ | 7.8×10 ¹⁴ | 7.8×10 ¹⁴ | 7.8×10 ¹⁴ | 7.8×10 ¹⁴ | 7.8×10 ¹⁴ | 7.8×10 ¹⁴ |
| 2.00×10 ⁰ | 2.50×10 ⁰ | 1.6×10 ¹⁵ | 2.9×10 ¹⁵ | 2.9×10 ¹⁵ | 2.9×10 ¹⁵ | 2.9×10 ¹⁵ | 2.9×10 ¹⁵ | 2.9×10 ¹⁵ |
| 2.50×10 ⁰ | 3.00×10 ⁰ | 6.4×10 ¹³ | 8.0×10 ¹³ | 8.0×10 ¹³ | 8.0×10 ¹³ | 8.0×10 ¹³ | 8.0×10 ¹³ | 8.0×10 ¹³ |
| 3.00×10 ⁰ | 4.00×10 ⁰ | 1.8×10 ¹² | 1.8×10 ¹² | 1.8×10 ¹² | 1.8×10 ¹² | 1.8×10 ¹² | 1.8×10 ¹² | 1.8×10 ¹² |
| 4.00×10 ⁰ | 6.00×10 ⁰ | 1.1×10 ² | 1.1×10 ² | 1.1×10 ² | 1.1×10 ² | 1.1×10 ² | 1.1×10 ² | 1.1×10 ² |
| 6.00×10 ⁰ | 8.00×10 ⁰ | 1.3×10 ¹ | 1.3×10 ¹ | 1.3×10 ¹ | 1.3×10 ¹ | 1.3×10 ¹ | 1.3×10 ¹ | 1.3×10 ¹ |
| 8.00×10 ⁰ | 1.10×10 ¹ | 1.5×10 ⁰ | 1.5×10 ⁰ | 1.5×10 ⁰ | 1.5×10 ⁰ | 1.5×10 ⁰ | 1.5×10 ⁰ | 1.5×10 ⁰ |

注記*1 : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表 4-36 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（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（1/3）（両号機において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）（単位：mSv）*1*2

| | 1 日 | 2 日 | 3 日 | 4 日 | 5 日 | 6 日 | 7 日 | 合計 |
|-----|----------------------|--------------------|--------------------|----------------------|--------------------|----------------------|----------------------|------|
| A 班 | ^{1直} 約 21*3 | ^{1直} 約 18 | ^{2直} 約 22 | — | — | — | — | 約 61 |
| B 班 | — | — | — | ^{2直} 約 23*4 | — | ^{2直} 約 24*4 | — | 約 47 |
| C 班 | — | — | ^{1直} 約 21 | ^{1直} 約 22 | ^{2直} 約 24 | — | — | 約 67 |
| D 班 | — | — | — | — | ^{1直} 約 23 | ^{1直} 約 24 | ^{2直} 約 14*5 | 約 61 |
| E 班 | ^{2直} 約 16*3 | ^{2直} 約 20 | — | — | — | — | ^{1直} 約 33*5 | 約 69 |

- 注記*1：入退域時においてマスク（PF=1000）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：中央制御室内で事故後1日目のみマスク（PF=1000）の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価
 *4：特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫
 *5：本評価において想定した直交替スケジュールでは、7日目2直の班が中央制御室滞在中に、交替のために入域する1直勤務の班（本評価では7日目1直の班と同じ班を想定）が入域を終了した時点で評価期間終了（事象発生から168時間後）となる。本表では、評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理している。また、本表における7日目2直の被ばく線量は、7日目2直の班が中央制御室滞在中に評価期間終了となることから、入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

表 4-36 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（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（2/3）（6号機：格納容器ベント実施 7号機：代替循環冷却系を用いて事象収束）（単位：mSv）*1*2

| | 1 日 | 2 日 | 3 日 | 4 日 | 5 日 | 6 日 | 7 日 | 合計 |
|-----|----------------------|--------------------|----------------------|--------------------|----------------------|----------------------|------------------------|------|
| A 班 | ^{1直} 約 21*3 | ^{1直} 約 31 | — | ^{2直} 約 25 | — | — | — | 約 77 |
| B 班 | — | — | ^{2直} 約 27*4 | — | ^{2直} 約 24*4 | ^{2直} 約 23*4 | — | 約 73 |
| C 班 | — | — | ^{1直} 約 39 | ^{1直} 約 25 | — | — | ^{2直} 約 13*4*5 | 約 77 |
| D 班 | — | — | — | — | ^{1直} 約 24 | ^{1直} 約 23 | ^{1直} 約 31*4*5 | 約 78 |
| E 班 | ^{2直} 約 16*3 | ^{2直} 約 41 | — | — | — | — | — | 約 58 |

- 注記*1：入退域時においてマスク（PF=1000）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：中央制御室内で事故後1日目のみマスク（PF=1000）の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価
 *4：特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫
 *5：本評価において想定した直交替スケジュールでは、7日目2直の班が中央制御室滞在中に、交替のために入域する1直勤務の班（本評価では7日目1直の班と同じ班を想定）が入域を終了した時点で評価期間終了（事象発生から168時間後）となる。本表では、評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理している。また、本表における7日目2直の被ばく線量は、7日目2直の班が中央制御室滞在中に評価期間終了となることから、入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

表4-36 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（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（3/3）（6号機：代替循環冷却系を用いて事象収束 7号機：格納容器ベント実施）（単位：mSv）*1*2

| | 1日 | 2日 | 3日 | 4日 | 5日 | 6日 | 7日 | 合計 |
|----|----------------------|--------------------|----------------------|--------------------|----------------------|----------------------|-------------------------|------|
| A班 | ^{1直} 約 21*3 | ^{1直} 約 44 | — | ^{2直} 約 24 | — | — | — | 約 88 |
| B班 | — | — | ^{2直} 約 28*4 | — | ^{2直} 約 21*4 | ^{2直} 約 19*4 | — | 約 69 |
| C班 | — | — | ^{1直} 約 50 | ^{1直} 約 26 | — | — | ^{2直} 約 11*4,*5 | 約 86 |
| D班 | — | — | — | — | ^{1直} 約 22 | ^{1直} 約 20 | ^{1直} 約 26*4,*5 | 約 69 |
| E班 | ^{2直} 約 16*3 | ^{2直} 約 56 | — | — | — | — | — | 約 72 |

- 注記*1：入退域時においてマスク（PF=1000）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：中央制御室内で事故後1日目のみマスク（PF=1000）の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価
 *4：特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫
 *5：本評価において想定した直交替スケジュールでは、7日目2直の班が中央制御室滞在中に、交替のために入域する1直勤務の班（本評価では7日目1直の班と同じ班を想定）が入域を終了した時点で評価期間終了（事象発生から168時間後）となる。本表では、評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理している。また、本表における7日目2直の被ばく線量は、7日目2直の班が中央制御室滞在中に評価期間終了となることから、入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

表4-37 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（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（1/3）（両号機において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）（単位：mSv）*1

| | 1日 | 2日 | 3日 | 4日 | 5日 | 6日 | 7日 | 合計 |
|----|---------------------|--------------------|--------------------|----------------------|--------------------|----------------------|----------------------|-------|
| A班 | ^{1直} 約 262 | ^{1直} 約 21 | ^{2直} 約 26 | — | — | — | — | 約 309 |
| B班 | — | — | — | ^{2直} 約 28*2 | — | ^{2直} 約 29*2 | — | 約 57 |
| C班 | — | — | ^{1直} 約 25 | ^{1直} 約 27 | ^{2直} 約 29 | — | — | 約 81 |
| D班 | — | — | — | — | ^{1直} 約 29 | ^{1直} 約 29 | ^{2直} 約 18*3 | 約 77 |
| E班 | ^{2直} 約 28 | ^{2直} 約 23 | — | — | — | — | ^{1直} 約 38*3 | 約 90 |

- 注記*1：入退域時においてマスク（PF=1000）の着用を考慮
 *2：特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫
 *3：本評価において想定した直交替スケジュールでは、7日目2直の班が中央制御室滞在中に、交替のために入域する1直勤務の班（本評価では7日目1直の班と同じ班を想定）が入域を終了した時点で評価期間終了（事象発生から168時間後）となる。本表では、評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理している。また、本表における7日目2直の被ばく線量は、7日目2直の班が中央制御室滞在中に評価期間終了となることから、入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

表4-37 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（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（2/3）（6号機：格納容器ベント実施 7号機：代替循環冷却系を用いて事象収束）（単位：mSv）*1

| | 1日 | 2日 | 3日 | 4日 | 5日 | 6日 | 7日 | 合計 |
|----|----------------------------|---------------------------|-----------------------------|---------------------------|-----------------------------|-----------------------------|---------------------------------|-------|
| A班 | <small>1直</small> 約 257 | <small>1直</small> 約 41 | — | <small>2直</small> 約 28 | — | — | — | 約 325 |
| B班 | — | — | <small>2直</small> 約 29*2 | — | <small>2直</small> 約 27*2 | <small>2直</small> 約 26*2 | — | 約 82 |
| C班 | — | — | <small>1直</small> 約 42 | <small>1直</small> 約 28 | — | — | <small>2直</small> 約 16*2, *3 | 約 86 |
| D班 | — | — | — | — | <small>1直</small> 約 27 | <small>1直</small> 約 27 | <small>1直</small> 約 34*2, *3 | 約 88 |
| E班 | <small>2直</small> 約 28 | <small>2直</small> 約 45 | — | — | — | — | — | 約 74 |

注記*1：入退域時においてマスク（PF=1000）の着用を考慮

*2：特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

*3：本評価において想定した直交替スケジュールでは、7日目2直の班が中央制御室滞在中に、交替のために入域する1直勤務の班（本評価では7日目1直の班と同じ班を想定）が入域を終了した時点で評価期間終了（事象発生から168時間後）となる。本表では、評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理している。また、本表における7日目2直の被ばく線量は、7日目2直の班が中央制御室滞在中に評価期間終了となることから、入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

表4-37 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（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（3/3）（6号機：代替循環冷却系を用いて事象収束 7号機：格納容器ベント実施）（単位：mSv）*1

| | 1日 | 2日 | 3日 | 4日 | 5日 | 6日 | 7日 | 合計 |
|----|----------------------------|---------------------------|-----------------------------|---------------------------|-----------------------------|-----------------------------|---------------------------------|-------|
| A班 | <small>1直</small> 約 252 | <small>1直</small> 約 59 | — | <small>2直</small> 約 25 | — | — | — | 約 337 |
| B班 | — | — | <small>2直</small> 約 30*2 | — | <small>2直</small> 約 23*2 | <small>2直</small> 約 21*2 | — | 約 74 |
| C班 | — | — | <small>1直</small> 約 52 | <small>1直</small> 約 27 | — | — | <small>2直</small> 約 13*2, *3 | 約 92 |
| D班 | — | — | — | — | <small>1直</small> 約 24 | <small>1直</small> 約 22 | <small>1直</small> 約 28*2, *3 | 約 75 |
| E班 | <small>2直</small> 約 28 | <small>2直</small> 約 60 | — | — | — | — | — | 約 89 |

注記*1：入退域時においてマスク（PF=1000）の着用を考慮

*2：特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

*3：本評価において想定した直交替スケジュールでは、7日目2直の班が中央制御室滞在中に、交替のために入域する1直勤務の班（本評価では7日目1直の班と同じ班を想定）が入域を終了した時点で評価期間終了（事象発生から168時間後）となる。本表では、評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理している。また、本表における7日目2直の被ばく線量は、7日目2直の班が中央制御室滞在中に評価期間終了となることから、入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

表 4-38 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（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（1/3）（両号機において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）*

| 被ばく経路 | 実効線量[mSv] | | | | | | | | |
|-------|-------------------|----------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| | 1日 | 2日 | 3日 | 4日 | 5日 | 6日 | 7日 | 合計 | |
| A班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.2×10^{-1} | 0.1以下 | 0.1以下 | | | | 1.5×10^{-1} |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 6.1×10^{-1} | 3.5×10^{-1} | 4.1×10^{-1} | | | | 1.4×10^0 |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | 1.4×10^1 | 1.8×10^0 | 2.5×10^0 | | | | 1.8×10^1 |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | 5.3×10^{-1} | 1.1×10^0 | 1.6×10^0 | | | | 3.2×10^0 |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | | | | 1.8×10^{-1} |
| | | 内部被ばく | 1.3×10^1 | 6.2×10^{-1} | 9.4×10^{-1} | | | | 1.4×10^1 |
| | 入退域時 | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.2×10^0 | 1.2×10^0 | 8.9×10^{-1} | | | | 3.2×10^0 |
| | | 小計 | 1.5×10^1 | 3.3×10^0 | 3.9×10^0 | | | | 2.3×10^1 |
| | | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 8.8×10^{-1} | 2.3×10^0 | 3.6×10^0 | | | | 6.8×10^0 |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | 7.8×10^{-1} | 2.2×10^0 | 3.1×10^0 | | | | 6.1×10^0 |
| | | (内訳) 外部被ばく | 7.4×10^{-1} | 2.1×10^0 | 2.8×10^0 | | | | 5.6×10^0 |
| | | 内部被ばく | 0.1以下 | 1.4×10^{-1} | 2.5×10^{-1} | | | | 4.4×10^{-1} |
| 合計 | 2.1×10^1 | 1.8×10^1 | 2.2×10^1 | | | | 6.1×10^1 | | |
| B班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 4.2×10^{-1} | 3.4×10^{-1} | 7.6×10^{-1} | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | | | | 2.9×10^0 | 3.0×10^0 | 5.8×10^0 | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | | | | 1.7×10^0 | 1.8×10^0 | 3.5×10^0 | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | | | | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | |
| | | 内部被ばく | | | | 1.1×10^0 | 1.2×10^0 | 2.3×10^0 | |
| | 入退域時 | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 7.9×10^{-1} | 6.5×10^{-1} | 1.4×10^0 | |
| | | 小計 | | | | 4.1×10^0 | 3.9×10^0 | 8.0×10^0 | |
| | | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 4.1×10^0 | 5.1×10^0 | 9.2×10^0 | |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | | | | 3.3×10^0 | 3.0×10^0 | 6.2×10^0 | |
| | | (内訳) 外部被ばく | | | | 3.0×10^0 | 2.7×10^0 | 5.7×10^0 | |
| | | 内部被ばく | | | | 2.8×10^{-1} | 2.9×10^{-1} | 5.7×10^{-1} | |
| 合計 | | | | 2.3×10^1 | 2.4×10^1 | 4.7×10^1 | | | |
| C班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 4.3×10^{-1} | 4.6×10^{-1} | 3.9×10^{-1} | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | | | | 2.5×10^0 | 3.0×10^0 | 3.0×10^0 | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | | | | 1.6×10^0 | 1.8×10^0 | 1.8×10^0 | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | | | | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | |
| | | 内部被ばく | | | | 9.0×10^{-1} | 1.1×10^0 | 1.2×10^0 | |
| | 入退域時 | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 9.7×10^{-1} | 8.5×10^{-1} | 7.1×10^{-1} | |
| | | 小計 | | | | 3.9×10^0 | 4.3×10^0 | 4.1×10^0 | |
| | | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 3.2×10^0 | 3.6×10^0 | 4.6×10^0 | |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | | | | 2.9×10^0 | 3.2×10^0 | 3.2×10^0 | |
| | | (内訳) 外部被ばく | | | | 2.7×10^0 | 2.9×10^0 | 2.9×10^0 | |
| | | 内部被ばく | | | | 2.2×10^{-1} | 2.7×10^{-1} | 2.9×10^{-1} | |
| 合計 | | | | 2.1×10^1 | 2.2×10^1 | 2.4×10^1 | | | |
| D班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 4.4×10^{-1} | 4.0×10^{-1} | 2.7×10^{-1} | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | | | | 3.2×10^0 | 3.3×10^0 | 2.7×10^0 | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | | | | 1.9×10^0 | 1.9×10^0 | 1.6×10^0 | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | | | | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | |
| | | 内部被ばく | | | | 1.2×10^0 | 1.3×10^0 | 1.1×10^0 | |
| | 入退域時 | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 7.8×10^{-1} | 7.0×10^{-1} | 5.9×10^{-1} | |
| | | 小計 | | | | 4.5×10^0 | 4.4×10^0 | 3.5×10^0 | |
| | | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 4.1×10^0 | 4.6×10^0 | 2.6×10^0 | |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | | | | 3.3×10^0 | 3.1×10^0 | 1.4×10^0 | |
| | | (内訳) 外部被ばく | | | | 3.0×10^0 | 2.8×10^0 | 1.2×10^0 | |
| | | 内部被ばく | | | | 2.9×10^{-1} | 2.9×10^{-1} | 1.4×10^{-1} | |
| 合計 | | | | 2.3×10^1 | 2.4×10^1 | 1.4×10^1 | | | |
| E班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.1×10^{-1} | 0.1以下 | | | | 0.1以下 | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 3.4×10^{-1} | 3.7×10^{-1} | | | | 3.4×10^{-1} | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | 1.4×10^0 | 2.0×10^0 | | | | 3.1×10^0 | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | 6.7×10^{-1} | 1.3×10^0 | | | | 1.8×10^0 | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | 0.1以下 | 0.1以下 | | | | 0.1以下 | |
| | | 内部被ばく | 6.5×10^{-1} | 6.9×10^{-1} | | | | 1.2×10^0 | |
| | 入退域時 | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.1×10^0 | 1.1×10^0 | | | | 6.7×10^{-1} | |
| | | 小計 | 2.9×10^0 | 3.5×10^0 | | | | 4.1×10^0 | |
| | | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 2.3×10^0 | 3.2×10^0 | | | | 7.7×10^0 | |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | 1.8×10^0 | 2.6×10^0 | | | | 2.9×10^0 | |
| | | (内訳) 外部被ばく | 1.7×10^0 | 2.5×10^0 | | | | 2.6×10^0 | |
| | | 内部被ばく | 1.1×10^{-1} | 1.9×10^{-1} | | | | 2.9×10^{-1} | |
| 合計 | 1.6×10^1 | 2.0×10^1 | | | | 3.3×10^1 | | | |

注記* : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表 4-38 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（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（2/3）（6号機：格納容器ベント実施 7号機：代替循環冷却系を用いて事象収束）*

| 被ばく経路 | | 実効線量[mSv] | | | | | | | | |
|-------|-------|----------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| | | 1日 | 2日 | 3日 | 4日 | 5日 | 6日 | 7日 | 合計 | |
| A班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.1×10^{-1} | 0.1以下 | | 4.7×10^{-1} | | | | 6.0×10^{-1} |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 6.0×10^{-1} | 9.7×10^{-1} | | 2.6×10^{-1} | | | | 1.8×10^0 |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | 1.3×10^1 | 7.1×10^0 | | 2.3×10^0 | | | | 2.3×10^1 |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | 5.2×10^{-1} | 4.7×10^0 | | 1.6×10^0 | | | | 6.8×10^0 |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | 0.1以下 | 1.6×10^{-1} | | 0.1以下 | | | | 2.7×10^{-1} |
| | | 内部被ばく | 1.3×10^1 | 2.2×10^0 | | 6.8×10^{-1} | | | | 1.6×10^1 |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.2×10^0 | 2.0×10^0 | | 8.5×10^{-1} | | | | 4.1×10^0 |
| | 小計 | 1.5×10^1 | 1.0×10^1 | | 3.8×10^0 | | | | 2.9×10^1 | |
| | 入退域時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 8.7×10^{-1} | 2.4×10^0 | | 5.5×10^0 | | | | 8.8×10^0 |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | 7.8×10^{-1} | 3.4×10^0 | | 2.5×10^0 | | | | 6.6×10^0 |
| | | (内訳) 外部被ばく | 7.4×10^{-1} | 3.1×10^0 | | 2.3×10^0 | | | | 6.1×10^0 |
| | | 内部被ばく | 0.1以下 | 2.8×10^{-1} | | 1.9×10^{-1} | | | | 5.2×10^{-1} |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | 4.3×10^0 | 1.5×10^1 | | 1.3×10^1 | | | | 3.2×10^1 |
| | | 小計 | 5.9×10^0 | 2.1×10^1 | | 2.1×10^1 | | | | 4.8×10^1 |
| 合計 | | 2.1×10^1 | 3.1×10^1 | | 2.5×10^1 | | | | 7.7×10^1 | |
| B班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 7.5×10^{-1} | 3.2×10^{-1} | 2.5×10^{-1} | | 1.3×10^0 | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 2.7×10^{-1} | 2.4×10^{-1} | 2.1×10^{-1} | | 7.2×10^{-1} | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | | | 2.4×10^0 | 2.2×10^0 | 2.1×10^0 | | 6.8×10^0 | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | | | 1.8×10^0 | 1.5×10^0 | 1.4×10^0 | | 4.7×10^0 | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | | | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | | 1.2×10^{-1} | |
| | | 内部被ばく | | | 5.9×10^{-1} | 7.2×10^{-1} | 7.2×10^{-1} | | 2.0×10^0 | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 1.1×10^0 | 7.3×10^{-1} | 6.4×10^{-1} | | 2.5×10^0 | |
| | 小計 | | | 4.5×10^0 | 3.5×10^0 | 3.2×10^0 | | 1.1×10^1 | | |
| | 入退域時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 5.9×10^0 | 5.5×10^0 | 5.6×10^0 | | 1.7×10^1 | |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | | | 2.5×10^0 | 2.4×10^0 | 2.2×10^0 | | 7.1×10^0 | |
| | | (内訳) 外部被ばく | | | 2.4×10^0 | 2.2×10^0 | 2.0×10^0 | | 6.5×10^0 | |
| | | 内部被ばく | | | 1.6×10^{-1} | 2.0×10^{-1} | 1.9×10^{-1} | | 5.6×10^{-1} | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 1.4×10^1 | 1.2×10^1 | 1.2×10^1 | | 3.8×10^1 | |
| | | 小計 | | | 2.2×10^1 | 2.0×10^1 | 1.9×10^1 | | 6.2×10^1 | |
| 合計 | | | | 2.7×10^1 | 2.4×10^1 | 2.3×10^1 | | 7.3×10^1 | | |
| C班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 8.3×10^{-1} | 5.1×10^{-1} | | 2.1×10^{-1} | 1.5×10^0 | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 2.9×10^{-1} | 2.9×10^{-1} | | | 1.7×10^{-1} | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | | | 1.3×10^1 | 2.4×10^0 | | | 1.9×10^0 | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | | | 1.2×10^1 | 1.7×10^0 | | | 1.2×10^1 | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | | | 0.1以下 | 0.1以下 | | | 0.1以下 | |
| | | 内部被ばく | | | 6.9×10^{-1} | 6.9×10^{-1} | | | 6.6×10^{-1} | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 1.2×10^0 | 9.3×10^{-1} | | | 5.8×10^{-1} | |
| | 小計 | | | 1.5×10^1 | 4.2×10^0 | | | 2.8×10^0 | | |
| | 入退域時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 6.8×10^0 | 5.5×10^0 | | | 3.5×10^0 | |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | | | 2.5×10^0 | 2.5×10^0 | | | 1.0×10^0 | |
| | | (内訳) 外部被ばく | | | 2.4×10^0 | 2.3×10^0 | | | 9.0×10^{-1} | |
| | | 内部被ばく | | | 1.5×10^{-1} | 1.8×10^{-1} | | | 0.1以下 | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 1.5×10^1 | 1.3×10^1 | | | 5.7×10^0 | |
| | | 小計 | | | 2.4×10^1 | 2.1×10^1 | | | 1.0×10^1 | |
| 合計 | | | | 3.9×10^1 | 2.5×10^1 | | | 1.3×10^1 | | |
| D班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 3.5×10^{-1} | 2.7×10^{-1} | | 2.3×10^{-1} | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 2.8×10^{-1} | 2.5×10^{-1} | 2.1×10^{-1} | | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | | | | 2.5×10^0 | 2.4×10^0 | 2.2×10^0 | | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | | | | 1.7×10^0 | 1.6×10^0 | 1.4×10^0 | | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | | | | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | | |
| | | 内部被ばく | | | | 7.7×10^{-1} | 7.9×10^{-1} | 7.7×10^{-1} | | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 8.0×10^{-1} | 7.0×10^{-1} | 6.5×10^{-1} | | |
| | 小計 | | | | 3.9×10^0 | 3.6×10^0 | 3.3×10^0 | | | |
| | 入退域時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 5.3×10^0 | 5.4×10^0 | 8.3×10^0 | | |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | | | | 2.5×10^0 | 2.3×10^0 | 2.2×10^0 | | |
| | | (内訳) 外部被ばく | | | | 2.3×10^0 | 2.1×10^0 | 2.0×10^0 | | |
| | | 内部被ばく | | | | 1.9×10^{-1} | 2.0×10^{-1} | 2.0×10^{-1} | | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 1.2×10^1 | 1.2×10^1 | 1.7×10^1 | | |
| | | 小計 | | | | 2.0×10^1 | 2.0×10^1 | 2.8×10^1 | | |
| 合計 | | | | | 2.4×10^1 | 2.3×10^1 | 3.1×10^1 | | | |
| E班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.0×10^{-1} | 2.9×10^0 | | | | | 3.0×10^0 | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 3.3×10^{-1} | 3.2×10^0 | | | | | 3.6×10^0 | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | 1.4×10^0 | 6.3×10^0 | | | | | 7.6×10^0 | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | 6.6×10^{-1} | 3.1×10^0 | | | | | 3.7×10^0 | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | 0.1以下 | 2.3×10^0 | | | | | 2.4×10^0 | |
| | | 内部被ばく | 6.4×10^{-1} | 8.8×10^{-1} | | | | | 1.5×10^0 | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.1×10^0 | 1.9×10^0 | | | | | 3.0×10^0 | |
| | 小計 | 2.9×10^0 | 1.4×10^1 | | | | | 1.7×10^1 | | |
| | 入退域時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 2.4×10^0 | 5.2×10^0 | | | | | 7.5×10^0 | |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | 1.8×10^0 | 3.6×10^0 | | | | | 5.4×10^0 | |
| | | (内訳) 外部被ばく | 1.7×10^0 | 3.4×10^0 | | | | | 5.0×10^0 | |
| | | 内部被ばく | 1.1×10^{-1} | 2.9×10^{-1} | | | | | 3.9×10^{-1} | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | 9.3×10^0 | 1.8×10^1 | | | | | 2.8×10^1 | |
| | | 小計 | 1.3×10^1 | 2.7×10^1 | | | | | 4.1×10^1 | |
| 合計 | | 1.6×10^1 | 4.1×10^1 | | | | | 5.8×10^1 | | |

注記* : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表 4-38 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（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（3/3）（6号機：代替循環冷却系を用いて事象収束 7号機：格納容器ベント実施）*

| 被ばく経路 | | 実効線量[mSv] | | | | | | | | |
|-------|-------|----------------------------|----------------------|----------------------|----|----------------------|----------------------|----|----------------------|----------------------|
| | | 1日 | 2日 | 3日 | 4日 | 5日 | 6日 | 7日 | 合計 | |
| A班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.2×10^{-1} | 0.1以下 | | 2.9×10^{-1} | | | | 4.3×10^{-1} |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 5.9×10^{-1} | 1.4×10^0 | | 1.6×10^{-1} | | | | 2.1×10^0 |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | 1.3×10^1 | 1.1×10^1 | | 1.9×10^0 | | | | 2.6×10^1 |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | 5.1×10^{-1} | 7.5×10^0 | | 1.4×10^0 | | | | 9.5×10^0 |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | 0.1以下 | 2.5×10^{-1} | | 0.1以下 | | | | 3.5×10^{-1} |
| | 入退域時 | 内部被ばく | 1.2×10^1 | 3.4×10^0 | | 4.1×10^{-1} | | | | 1.6×10^1 |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.2×10^0 | 2.7×10^0 | | 9.4×10^{-1} | | | | 4.8×10^0 |
| | | 小計 | 1.5×10^1 | 1.5×10^1 | | 3.3×10^0 | | | | 3.3×10^1 |
| | | 合計 | 8.7×10^1 | 2.4×10^1 | | 4.0×10^0 | | | | 7.3×10^1 |
| | | 合計 | 7.8×10^{-1} | 4.5×10^0 | | 1.8×10^0 | | | | 7.0×10^0 |
| B班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 8.7×10^{-1} | 2.4×10^0 | | 4.0×10^0 | | | 7.3×10^0 | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 7.8×10^{-1} | 4.5×10^0 | | 1.8×10^0 | | | 7.0×10^0 | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | 7.3×10^{-1} | 4.0×10^0 | | 1.7×10^0 | | | 6.4×10^0 | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | 0.1以下 | 4.5×10^{-1} | | 0.1以下 | | | | 5.9×10^{-1} |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | 4.3×10^0 | 2.1×10^1 | | 1.4×10^1 | | | | 4.0×10^1 |
| | 入退域時 | 内部被ばく | 4.3×10^0 | 2.8×10^1 | | 2.0×10^1 | | | 5.4×10^1 | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | 2.1×10^1 | 4.4×10^1 | | 2.4×10^1 | | | 8.8×10^1 | |
| | | 小計 | 4.6×10^{-1} | | | 2.0×10^{-1} | 1.5×10^{-1} | | 8.2×10^{-1} | |
| | | 合計 | 1.7×10^{-1} | | | 1.4×10^{-1} | 1.3×10^{-1} | | 4.4×10^{-1} | |
| | | 合計 | 2.4×10^0 | | | 1.8×10^0 | 1.6×10^0 | | 5.7×10^0 | |
| C班 | 室内作業時 | 原子炉施設内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被ばく | | | | | | | | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | | | | | | | | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | | | | | | | | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | | | | | | | | |
| | 入退域時 | 内部被ばく | | | | | | | | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | | | | | |
| | | 小計 | | | | | | | | |
| | | 合計 | | | | | | | | |
| | | 合計 | | | | | | | | |
| D班 | 室内作業時 | 原子炉施設内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被ばく | | | | | | | | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | | | | | | | | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | | | | | | | | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | | | | | | | | |
| | 入退域時 | 内部被ばく | | | | | | | | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | | | | | |
| | | 小計 | | | | | | | | |
| | | 合計 | | | | | | | | |
| | | 合計 | | | | | | | | |
| E班 | 室内作業時 | 原子炉施設内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被ばく | | | | | | | | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | | | | | | | | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | | | | | | | | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | | | | | | | | |
| | 入退域時 | 内部被ばく | | | | | | | | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | | | | | |
| | | 小計 | | | | | | | | |
| | | 合計 | | | | | | | | |
| | | 合計 | | | | | | | | |

注記* : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表4-39 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（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（1/3）（両号機において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）*

| 被ばく経路 | 実効線量[mSv] | | | | | | | | | |
|-------|-----------|----------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| | 1日 | 2日 | 3日 | 4日 | 5日 | 6日 | 7日 | 合計 | | |
| A班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.2×10 ⁻¹ | 0.1以下 | 0.1以下 | | | | 1.5×10 ⁻¹ | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 6.1×10 ⁻¹ | 3.5×10 ⁻¹ | 4.1×10 ⁻¹ | | | | 1.4×10 ⁰ | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | 2.5×10 ² | 4.6×10 ⁰ | 6.7×10 ⁰ | | | | 2.7×10 ² | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | 5.3×10 ⁻¹ | 1.1×10 ⁰ | 1.6×10 ⁰ | | | | 3.2×10 ⁰ | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | | | | 1.8×10 ⁻¹ | |
| | | 内部被ばく | 2.5×10 ² | 3.4×10 ⁰ | 5.1×10 ⁰ | | | | 2.6×10 ² | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.2×10 ⁰ | 1.2×10 ⁰ | 8.9×10 ⁻¹ | | | | 3.2×10 ⁰ | |
| | 小計 | 2.6×10 ² | 6.1×10 ⁰ | 8.0×10 ⁰ | | | | 2.7×10 ² | | |
| | 入退域時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 8.8×10 ⁻¹ | 2.3×10 ⁰ | 3.6×10 ⁰ | | | | 6.8×10 ⁰ | |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | 7.8×10 ⁻¹ | 2.2×10 ⁰ | 3.1×10 ⁰ | | | | 6.1×10 ⁰ | |
| | | (内訳) 外部被ばく | 7.4×10 ⁻¹ | 2.1×10 ⁰ | 2.8×10 ⁰ | | | | 5.6×10 ⁰ | |
| | | 内部被ばく | 0.1以下 | 1.4×10 ⁻¹ | 2.5×10 ⁻¹ | | | | 4.4×10 ⁻¹ | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | 4.3×10 ⁰ | 1.0×10 ¹ | 1.1×10 ¹ | | | | 2.6×10 ¹ | |
| | | 小計 | 6.0×10 ⁰ | 1.5×10 ¹ | 1.8×10 ¹ | | | | 3.9×10 ¹ | |
| 合計 | | 2.6×10 ² | 2.1×10 ¹ | 2.6×10 ¹ | | | | 3.1×10 ² | | |
| B班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 0.1以下 | | 0.1以下 | | 0.1以下 | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 4.2×10 ⁻¹ | 3.4×10 ⁻¹ | | 7.6×10 ⁻¹ | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | | | | 7.8×10 ⁰ | 8.1×10 ⁰ | | 1.6×10 ¹ | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | | | | 1.7×10 ⁰ | 1.8×10 ⁰ | | 3.5×10 ⁰ | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | | | | 0.1以下 | 0.1以下 | | 0.1以下 | |
| | | 内部被ばく | | | | 6.0×10 ⁰ | 6.3×10 ⁰ | | 1.2×10 ¹ | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 7.9×10 ⁻¹ | 6.5×10 ⁻¹ | | 1.4×10 ⁰ | |
| | 小計 | | | | 9.0×10 ⁰ | 9.1×10 ⁰ | | 1.8×10 ¹ | | |
| | 入退域時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 4.1×10 ⁰ | 5.1×10 ⁰ | | 9.2×10 ⁰ | |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | | | | 3.3×10 ⁰ | 3.0×10 ⁰ | | 6.2×10 ⁰ | |
| | | (内訳) 外部被ばく | | | | 3.0×10 ⁰ | 2.7×10 ⁰ | | 5.7×10 ⁰ | |
| | | 内部被ばく | | | | 2.8×10 ⁻¹ | 2.9×10 ⁻¹ | | 5.7×10 ⁻¹ | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 1.1×10 ¹ | 1.2×10 ¹ | | 2.3×10 ¹ | |
| | | 小計 | | | | 1.9×10 ¹ | 2.0×10 ¹ | | 3.9×10 ¹ | |
| 合計 | | | | | 2.8×10 ¹ | 2.9×10 ¹ | | 5.7×10 ¹ | | |
| C班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 0.1以下 | | 0.1以下 | | 0.1以下 | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 4.3×10 ⁻¹ | 4.6×10 ⁻¹ | 3.9×10 ⁻¹ | | 1.3×10 ⁰ |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | | | | 6.5×10 ⁰ | 7.9×10 ⁰ | 8.2×10 ⁰ | | 2.3×10 ¹ |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | | | | 1.6×10 ⁰ | 1.8×10 ⁰ | 1.8×10 ⁰ | | 5.2×10 ⁰ |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | | | | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | | 1.6×10 ⁻¹ |
| | | 内部被ばく | | | | 4.9×10 ⁰ | 6.1×10 ⁰ | 6.3×10 ⁰ | | 1.7×10 ¹ |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 9.7×10 ⁻¹ | 8.5×10 ⁻¹ | 7.1×10 ⁻¹ | | 2.5×10 ⁰ |
| | 小計 | | | | 7.9×10 ⁰ | 9.3×10 ⁰ | 9.3×10 ⁰ | | 2.6×10 ¹ | |
| | 入退域時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 3.2×10 ⁰ | 3.6×10 ⁰ | 4.6×10 ⁰ | | 1.1×10 ¹ |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | | | | 2.9×10 ⁰ | 3.2×10 ⁰ | 3.2×10 ⁰ | | 9.3×10 ⁰ |
| | | (内訳) 外部被ばく | | | | 2.7×10 ⁰ | 2.9×10 ⁰ | 2.9×10 ⁰ | | 8.5×10 ⁰ |
| | | 内部被ばく | | | | 2.2×10 ⁻¹ | 2.7×10 ⁻¹ | 2.9×10 ⁻¹ | | 7.8×10 ⁻¹ |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 1.1×10 ¹ | 1.1×10 ¹ | 1.2×10 ¹ | | 3.4×10 ¹ |
| | | 小計 | | | | 1.7×10 ¹ | 1.8×10 ¹ | 1.9×10 ¹ | | 5.5×10 ¹ |
| 合計 | | | | | 2.5×10 ¹ | 2.7×10 ¹ | 2.9×10 ¹ | | 8.1×10 ¹ | |
| D班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 4.4×10 ⁻¹ | 4.0×10 ⁻¹ | 2.7×10 ⁻¹ | | 1.1×10 ⁰ |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | | | | 8.7×10 ⁰ | 8.9×10 ⁰ | 7.4×10 ⁰ | | 2.5×10 ¹ |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | | | | 1.9×10 ⁰ | 1.9×10 ⁰ | 1.6×10 ⁰ | | 5.5×10 ⁰ |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | | | | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | | 1.3×10 ⁻¹ |
| | | 内部被ばく | | | | 6.7×10 ⁰ | 6.9×10 ⁰ | 5.8×10 ⁰ | | 1.9×10 ¹ |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 7.8×10 ⁻¹ | 7.0×10 ⁻¹ | 5.9×10 ⁻¹ | | 2.1×10 ⁰ |
| | 小計 | | | | 1.0×10 ¹ | 1.0×10 ¹ | 8.3×10 ⁰ | | 2.8×10 ¹ | |
| | 入退域時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 4.1×10 ⁰ | 4.6×10 ⁰ | 2.6×10 ⁰ | | 1.1×10 ¹ |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | | | | 3.3×10 ⁰ | 3.1×10 ⁰ | 1.4×10 ⁰ | | 7.8×10 ⁰ |
| | | (内訳) 外部被ばく | | | | 3.0×10 ⁰ | 2.8×10 ⁰ | 1.2×10 ⁰ | | 7.0×10 ⁰ |
| | | 内部被ばく | | | | 2.9×10 ⁻¹ | 2.9×10 ⁻¹ | 1.4×10 ⁻¹ | | 7.2×10 ⁻¹ |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 1.2×10 ¹ | 1.2×10 ¹ | 6.0×10 ⁰ | | 2.9×10 ¹ |
| | | 小計 | | | | 1.9×10 ¹ | 1.9×10 ¹ | 1.0×10 ¹ | | 4.8×10 ¹ |
| 合計 | | | | | 2.9×10 ¹ | 2.9×10 ¹ | 1.8×10 ¹ | | 7.7×10 ¹ | |
| E班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.1×10 ⁻¹ | 0.1以下 | | | | | 0.1以下 | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 3.4×10 ⁻¹ | 3.7×10 ⁻¹ | | | | | 3.4×10 ⁻¹ | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | 1.3×10 ¹ | 5.1×10 ⁰ | | | | | 8.6×10 ⁰ | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | 6.7×10 ⁻¹ | 1.3×10 ⁰ | | | | | 1.8×10 ⁰ | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | 0.1以下 | 0.1以下 | | | | | 0.1以下 | |
| | | 内部被ばく | 1.3×10 ¹ | 3.8×10 ⁰ | | | | | 6.7×10 ⁰ | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.1×10 ⁰ | 1.1×10 ⁰ | | | | | 6.7×10 ⁻¹ | |
| | 小計 | 1.5×10 ¹ | 6.6×10 ⁰ | | | | | 9.6×10 ⁰ | | |
| | 入退域時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 2.3×10 ⁰ | 3.2×10 ⁰ | | | | | 7.7×10 ⁰ | |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | 1.8×10 ⁰ | 2.6×10 ⁰ | | | | | 2.9×10 ⁰ | |
| | | (内訳) 外部被ばく | 1.7×10 ⁰ | 2.5×10 ⁰ | | | | | 2.6×10 ⁰ | |
| | | 内部被ばく | 1.1×10 ⁻¹ | 1.9×10 ⁻¹ | | | | | 2.9×10 ⁻¹ | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | 9.3×10 ⁰ | 1.1×10 ¹ | | | | | 1.8×10 ¹ | |
| | | 小計 | 1.3×10 ¹ | 1.7×10 ¹ | | | | | 2.9×10 ¹ | |
| 合計 | | 2.8×10 ¹ | 2.3×10 ¹ | | | | | 3.8×10 ¹ | | |

注記* : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表4-39 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（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（2/3）（6号機：格納容器ベント実施 7号機：代替循環冷却系を用いて事象収束）*

| 被ばく経路 | | 実効線量[mSv] | | | | | | | | |
|-------|-------|----------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| | | 1日 | 2日 | 3日 | 4日 | 5日 | 6日 | 7日 | 合計 | |
| A班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.1×10^{-1} | 0.1以下 | | 4.7×10^{-1} | | | | 6.0×10^{-1} |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 6.0×10^{-1} | 9.7×10^{-1} | | 2.6×10^{-1} | | | | 1.8×10^0 |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | 2.5×10^2 | 1.7×10^1 | | 5.3×10^0 | | | | 2.7×10^2 |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | 5.2×10^{-1} | 4.7×10^0 | | 1.6×10^0 | | | | 6.8×10^0 |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | 0.1以下 | 1.6×10^{-1} | | 0.1以下 | | | | 2.7×10^{-1} |
| | | 内部被ばく | 2.5×10^2 | 1.2×10^1 | | 3.7×10^0 | | | | 2.6×10^2 |
| | 入退域時 | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | 1.2×10^0 | 2.0×10^0 | | 8.5×10^{-1} | | | | 4.1×10^0 |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.2×10^0 | 2.0×10^0 | | 8.5×10^{-1} | | | | 4.1×10^0 |
| | | 小計 | 2.5×10^2 | 2.0×10^1 | | 6.9×10^0 | | | | 2.8×10^2 |
| | | 合計 | 2.5×10^2 | 2.0×10^1 | | 6.9×10^0 | | | | 2.8×10^2 |
| | | 合計 | 2.5×10^2 | 2.0×10^1 | | 6.9×10^0 | | | | 2.8×10^2 |
| | | 合計 | 2.5×10^2 | 2.0×10^1 | | 6.9×10^0 | | | | 2.8×10^2 |
| B班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 8.7×10^{-1} | 2.4×10^0 | | 5.5×10^0 | | | 8.8×10^0 | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 7.8×10^{-1} | 3.4×10^0 | | 2.5×10^0 | | | 6.6×10^0 | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | 7.4×10^{-1} | 3.1×10^0 | | 2.3×10^0 | | | 6.1×10^0 | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | 0.1以下 | 2.8×10^{-1} | | 1.9×10^{-1} | | | | 5.2×10^{-1} |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | 4.3×10^0 | 1.5×10^1 | | 1.3×10^1 | | | | 3.2×10^1 |
| | | 内部被ばく | 4.3×10^0 | 1.5×10^1 | | 1.3×10^1 | | | | 3.2×10^1 |
| | 入退域時 | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | 4.3×10^0 | 1.5×10^1 | | 1.3×10^1 | | | | 3.2×10^1 |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | 4.3×10^0 | 1.5×10^1 | | 1.3×10^1 | | | | 3.2×10^1 |
| | | 小計 | 5.9×10^0 | 2.1×10^1 | | 2.1×10^1 | | | | 4.8×10^1 |
| | | 合計 | 5.9×10^0 | 2.1×10^1 | | 2.1×10^1 | | | | 4.8×10^1 |
| | | 合計 | 5.9×10^0 | 2.1×10^1 | | 2.1×10^1 | | | | 4.8×10^1 |
| | | 合計 | 5.9×10^0 | 2.1×10^1 | | 2.1×10^1 | | | | 4.8×10^1 |
| C班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 7.5×10^{-1} | | 3.2×10^{-1} | 2.5×10^{-1} | 1.3×10^0 | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 2.7×10^{-1} | | 2.4×10^{-1} | 2.1×10^{-1} | 7.2×10^{-1} | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | | | 5.1×10^0 | | 5.5×10^0 | 5.3×10^0 | 1.6×10^1 | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | | | 1.8×10^0 | | 1.5×10^0 | 1.4×10^0 | 4.7×10^0 | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | | | 0.1以下 | | 0.1以下 | 0.1以下 | 1.2×10^{-1} | |
| | | 内部被ばく | | | 3.2×10^0 | | 3.9×10^0 | 3.9×10^0 | 1.1×10^1 | |
| | 入退域時 | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | | | 1.1×10^0 | | 7.3×10^{-1} | 6.4×10^{-1} | 2.5×10^0 | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 1.1×10^0 | | 7.3×10^{-1} | 6.4×10^{-1} | 2.5×10^0 | |
| | | 小計 | | | 7.2×10^0 | | 6.8×10^0 | 6.4×10^0 | 2.0×10^1 | |
| | | 合計 | | | 7.2×10^0 | | 6.8×10^0 | 6.4×10^0 | 2.0×10^1 | |
| | | 合計 | | | 7.2×10^0 | | 6.8×10^0 | 6.4×10^0 | 2.0×10^1 | |
| | | 合計 | | | 7.2×10^0 | | 6.8×10^0 | 6.4×10^0 | 2.0×10^1 | |
| D班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 8.3×10^{-1} | 5.1×10^{-1} | | 2.1×10^{-1} | 1.5×10^0 | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 2.9×10^{-1} | 2.9×10^{-1} | | | 1.7×10^{-1} | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | | | 1.6×10^1 | 5.5×10^0 | | | 4.8×10^0 | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | | | 1.2×10^1 | 1.7×10^0 | | | 1.2×10^1 | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | | | 0.1以下 | 0.1以下 | | | 0.1以下 | |
| | | 内部被ばく | | | 3.8×10^0 | 3.8×10^0 | | | 3.6×10^0 | |
| | 入退域時 | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | | | 1.2×10^0 | 9.3×10^{-1} | | | 5.8×10^{-1} | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 1.2×10^0 | 9.3×10^{-1} | | | 5.8×10^{-1} | |
| | | 小計 | | | 1.8×10^1 | 7.3×10^0 | | | 5.8×10^0 | |
| | | 合計 | | | 1.8×10^1 | 7.3×10^0 | | | 5.8×10^0 | |
| | | 合計 | | | 1.8×10^1 | 7.3×10^0 | | | 5.8×10^0 | |
| | | 合計 | | | 1.8×10^1 | 7.3×10^0 | | | 5.8×10^0 | |
| E班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.0×10^{-1} | 2.9×10^0 | | | 3.5×10^{-1} | 2.7×10^{-1} | 8.6×10^{-1} | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 3.3×10^{-1} | 3.2×10^0 | | | 2.8×10^{-1} | 2.5×10^{-1} | 2.1×10^{-1} | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | 1.3×10^1 | 1.0×10^1 | | | 5.9×10^0 | 5.9×10^0 | 5.6×10^0 | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | 6.6×10^{-1} | 3.1×10^0 | | | 1.7×10^0 | 1.6×10^0 | 1.4×10^0 | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | 0.1以下 | 2.3×10^0 | | | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | |
| | | 内部被ばく | 1.3×10^1 | 4.8×10^0 | | | 4.2×10^0 | 4.3×10^0 | 4.2×10^0 | |
| | 入退域時 | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | 1.1×10^0 | 1.9×10^0 | | | 8.0×10^{-1} | 7.0×10^{-1} | 6.5×10^{-1} | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.1×10^0 | 1.9×10^0 | | | 8.0×10^{-1} | 7.0×10^{-1} | 6.5×10^{-1} | |
| | | 小計 | 1.5×10^1 | 1.8×10^1 | | | 7.3×10^0 | 7.1×10^0 | 6.7×10^0 | |
| | | 合計 | 1.5×10^1 | 1.8×10^1 | | | 7.3×10^0 | 7.1×10^0 | 6.7×10^0 | |
| | | 合計 | 1.5×10^1 | 1.8×10^1 | | | 7.3×10^0 | 7.1×10^0 | 6.7×10^0 | |
| | | 合計 | 1.5×10^1 | 1.8×10^1 | | | 7.3×10^0 | 7.1×10^0 | 6.7×10^0 | |

注記* : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表4-39 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（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（3/3）（6号機：代替循環冷却系を用いて事象収束
7号機：格納容器ベント実施）*

| 被ばく経路 | | 実効線量[mSv] | | | | | | | 合計 | |
|-------|-------|----------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| | | 1日 | 2日 | 3日 | 4日 | 5日 | 6日 | 7日 | | |
| A班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.2×10 ⁻¹ | 0.1以下 | | 2.9×10 ⁻¹ | | | | 4.3×10 ⁻¹ |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 5.9×10 ⁻¹ | 1.4×10 ⁰ | | 1.6×10 ⁻¹ | | | | 2.1×10 ⁰ |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | 2.4×10 ² | 2.7×10 ¹ | | 3.7×10 ⁰ | | | | 2.7×10 ² |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | 5.1×10 ⁻¹ | 7.5×10 ⁰ | | 1.4×10 ⁰ | | | | 9.5×10 ⁰ |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | 0.1以下 | 2.5×10 ⁻¹ | | 0.1以下 | | | | 3.5×10 ⁻¹ |
| | | 内部被ばく | 2.4×10 ² | 1.9×10 ¹ | | 2.3×10 ⁰ | | | | 2.7×10 ² |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.2×10 ⁰ | 2.7×10 ⁰ | | 9.4×10 ⁻¹ | | | | 4.8×10 ⁰ |
| | 小計 | 2.5×10 ² | 3.1×10 ¹ | | 5.1×10 ⁰ | | | | 2.8×10 ² | |
| | 入退域時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 8.7×10 ⁻¹ | 2.4×10 ⁰ | | 4.0×10 ⁰ | | | | 7.3×10 ⁰ |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | 7.8×10 ⁻¹ | 4.5×10 ⁰ | | 1.8×10 ⁰ | | | | 7.0×10 ⁰ |
| | | (内訳) 外部被ばく | 7.3×10 ⁻¹ | 4.0×10 ⁰ | | 1.7×10 ⁰ | | | | 6.4×10 ⁰ |
| | | 内部被ばく | 0.1以下 | 4.5×10 ⁻¹ | | 0.1以下 | | | | 5.9×10 ⁻¹ |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | 4.3×10 ⁰ | 2.1×10 ¹ | | 1.4×10 ¹ | | | | 4.0×10 ¹ |
| | | 小計 | 5.9×10 ⁰ | 2.8×10 ¹ | | 2.0×10 ¹ | | | | 5.4×10 ¹ |
| 合計 | | 2.5×10 ² | 5.9×10 ¹ | | 2.5×10 ¹ | | | | 3.4×10 ² | |
| B班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 4.6×10 ⁻¹ | 2.0×10 ⁻¹ | 1.5×10 ⁻¹ | | 8.2×10 ⁻¹ | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 1.7×10 ⁻¹ | 1.4×10 ⁻¹ | 1.3×10 ⁻¹ | | 4.4×10 ⁻¹ | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | | | 4.0×10 ² | 3.7×10 ⁰ | 3.5×10 ⁰ | | 1.1×10 ¹ | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | | | 2.0×10 ⁰ | 1.3×10 ⁰ | 1.1×10 ⁰ | | 4.4×10 ⁰ | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | | | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | | 1.1×10 ⁻¹ | |
| | | 内部被ばく | | | 2.0×10 ⁰ | 2.4×10 ⁰ | 2.4×10 ⁰ | | 6.7×10 ⁰ | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 1.3×10 ⁰ | 7.7×10 ⁻¹ | 6.7×10 ⁻¹ | | 2.7×10 ⁰ | |
| | 小計 | | | 5.9×10 ⁰ | 4.8×10 ⁰ | 4.5×10 ⁰ | | 1.5×10 ¹ | | |
| | 入退域時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 4.9×10 ⁰ | 3.7×10 ⁰ | 3.4×10 ⁰ | | 1.2×10 ¹ | |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | | | 2.0×10 ⁰ | 1.6×10 ⁰ | 1.4×10 ⁰ | | 5.0×10 ⁰ | |
| | | (内訳) 外部被ばく | | | 1.9×10 ⁰ | 1.5×10 ⁰ | 1.3×10 ⁰ | | 4.7×10 ⁰ | |
| | | 内部被ばく | | | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | | 2.7×10 ⁻¹ | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 1.7×10 ¹ | 1.3×10 ¹ | 1.2×10 ¹ | | 4.2×10 ¹ | |
| | | 小計 | | | 2.4×10 ¹ | 1.8×10 ¹ | 1.7×10 ¹ | | 5.9×10 ¹ | |
| 合計 | | | | 3.0×10 ¹ | 2.3×10 ¹ | 2.1×10 ¹ | | 7.4×10 ¹ | | |
| C班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 5.1×10 ⁻¹ | 3.2×10 ⁻¹ | | 1.3×10 ⁻¹ | 9.6×10 ⁻¹ | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 1.9×10 ⁻¹ | 1.8×10 ⁻¹ | | | 1.0×10 ⁻¹ | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | | | 2.2×10 ¹ | 4.0×10 ⁰ | | | 3.1×10 ⁰ | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | | | 1.9×10 ¹ | 1.6×10 ⁰ | | | 9.3×10 ⁻¹ | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | | | 0.1以下 | 0.1以下 | | | 0.1以下 | |
| | | 内部被ばく | | | 3.1×10 ⁰ | 2.3×10 ⁰ | | | 2.2×10 ⁰ | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 1.4×10 ⁰ | 1.0×10 ⁰ | | | 5.9×10 ⁻¹ | |
| | 小計 | | | 2.4×10 ¹ | 5.5×10 ⁰ | | | 4.0×10 ⁰ | | |
| | 入退域時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 6.4×10 ⁰ | 4.5×10 ⁰ | | | 2.3×10 ¹ | |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | | | 2.1×10 ⁰ | 1.8×10 ⁰ | | | 6.1×10 ⁻¹ | |
| | | (内訳) 外部被ばく | | | 2.1×10 ⁰ | 1.8×10 ⁰ | | | 5.7×10 ⁻¹ | |
| | | 内部被ばく | | | 0.1以下 | 0.1以下 | | | 0.1以下 | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | 2.0×10 ¹ | 1.6×10 ¹ | | | 5.7×10 ⁰ | |
| | | 小計 | | | 2.8×10 ¹ | 2.2×10 ¹ | | | 8.6×10 ⁰ | |
| 合計 | | | | 5.2×10 ¹ | 2.7×10 ¹ | | | 1.3×10 ¹ | | |
| D班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 2.2×10 ⁻¹ | 1.7×10 ⁻¹ | 1.4×10 ⁻¹ | 5.3×10 ⁻¹ | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 1.7×10 ⁻¹ | 1.5×10 ⁻¹ | 1.3×10 ⁻¹ | 4.4×10 ⁻¹ | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | | | | 4.0×10 ⁰ | 3.9×10 ⁰ | 3.7×10 ⁰ | 1.2×10 ¹ | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | | | | 1.5×10 ⁰ | 1.3×10 ⁰ | 1.1×10 ⁰ | 3.9×10 ⁰ | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | | | | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | |
| | | 内部被ばく | | | | 2.5×10 ⁰ | 2.6×10 ⁰ | 2.5×10 ⁰ | 7.7×10 ⁰ | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 8.4×10 ⁻¹ | 7.3×10 ⁻¹ | 6.6×10 ⁻¹ | 2.2×10 ⁰ | |
| | 小計 | | | | 5.3×10 ⁰ | 5.0×10 ⁰ | 4.6×10 ⁰ | 1.5×10 ¹ | | |
| | 入退域時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 3.8×10 ⁰ | 3.5×10 ⁰ | 4.9×10 ⁰ | 1.2×10 ¹ | |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | | | | 1.7×10 ⁰ | 1.5×10 ⁰ | 1.4×10 ⁰ | 4.6×10 ⁰ | |
| | | (内訳) 外部被ばく | | | | 1.6×10 ⁰ | 1.4×10 ⁰ | 1.3×10 ⁰ | 4.3×10 ⁰ | |
| | | 内部被ばく | | | | 0.1以下 | 0.1以下 | 0.1以下 | 2.9×10 ⁻¹ | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | | | 1.4×10 ¹ | 1.2×10 ¹ | 1.7×10 ¹ | 4.3×10 ¹ | |
| | | 小計 | | | | 1.9×10 ¹ | 1.7×10 ¹ | 2.3×10 ¹ | 6.0×10 ¹ | |
| 合計 | | | | | 2.4×10 ¹ | 2.2×10 ¹ | 2.8×10 ¹ | 7.5×10 ¹ | | |
| E班 | 室内作業時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.1×10 ⁻¹ | 1.8×10 ⁰ | | | | | 1.9×10 ⁰ | |
| | | 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 3.3×10 ⁻¹ | 5.2×10 ⁰ | | | | | 5.5×10 ⁰ | |
| | | 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく | 1.3×10 ¹ | 1.4×10 ¹ | | | | | 2.7×10 ¹ | |
| | | (内訳) 外部被ばく(室内線源) | 6.6×10 ⁻¹ | 4.4×10 ⁰ | | | | | 5.0×10 ⁰ | |
| | | 外部被ばく(隣接エリア内線源) | 0.1以下 | 3.9×10 ⁰ | | | | | 3.9×10 ⁰ | |
| | | 内部被ばく | 1.2×10 ¹ | 5.8×10 ⁰ | | | | | 1.8×10 ¹ | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | 1.1×10 ⁰ | 2.5×10 ⁰ | | | | | 3.6×10 ⁰ | |
| | 小計 | 1.5×10 ¹ | 2.3×10 ¹ | | | | | 3.8×10 ¹ | | |
| | 入退域時 | 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく | 2.4×10 ⁰ | 4.8×10 ⁰ | | | | | 7.2×10 ⁰ | |
| | | 大気中に放出された放射性物質による被ばく | 1.8×10 ⁰ | 4.6×10 ⁰ | | | | | 6.3×10 ⁰ | |
| | | (内訳) 外部被ばく | 1.6×10 ⁰ | 4.2×10 ⁰ | | | | | 5.8×10 ⁰ | |
| | | 内部被ばく | 1.1×10 ⁻¹ | 4.2×10 ⁻¹ | | | | | 5.3×10 ⁻¹ | |
| | | 地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | 9.3×10 ⁰ | 2.8×10 ¹ | | | | | 3.7×10 ¹ | |
| | | 小計 | 1.3×10 ¹ | 3.7×10 ¹ | | | | | 5.0×10 ¹ | |
| 合計 | | 2.8×10 ¹ | 6.0×10 ¹ | | | | | 8.9×10 ¹ | | |

注記* : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表4-40 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 (1/3)

(両号機において代替循環冷却を用いて事象収束する場合 マスク着用あり)

| | 実効線量 (mSv) | | | | | | | |
|----|------------|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|
| | 1日 | 2日 | 3日 | 4日 | 5日 | 6日 | 7日 | 合計 |
| A班 | 約21 | 約18 | 約22 | | | | | 約61 |
| B班 | | | | 約23 | | 約24 | | 約47 |
| C班 | | | 約21 | 約22 | 約24 | | | 約67 |
| D班 | | | | | 約23 | 約24 | 約14 | 約61 |
| E班 | 約16 | 約20 | | | | | 約33 | 約69 |

(両号機において代替循環冷却を用いて事象収束する場合 マスク着用なし)

| | 実効線量 (mSv) | | | | | | | |
|----|------------|-----|-----|-----|-----|-----|-----|------|
| | 1日 | 2日 | 3日 | 4日 | 5日 | 6日 | 7日 | 合計 |
| A班 | 約262 | 約21 | 約26 | | | | | 約309 |
| B班 | | | | 約28 | | 約29 | | 約57 |
| C班 | | | 約25 | 約27 | 約29 | | | 約81 |
| D班 | | | | | 約29 | 約29 | 約18 | 約77 |
| E班 | 約28 | 約23 | | | | | 約38 | 約90 |

表4-40 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 (2/3)

(6号機：格納容器ベント実施 7号機：代替循環冷却系を用いて事象収束 マスク着用あり)

| | 実効線量 (mSv) | | | | | | | |
|----|------------|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|
| | 1日 | 2日 | 3日 | 4日 | 5日 | 6日 | 7日 | 合計 |
| A班 | 約21 | 約31 | | 約25 | | | | 約77 |
| B班 | | | 約27 | | 約24 | 約23 | | 約73 |
| C班 | | | 約39 | 約25 | | | 約13 | 約77 |
| D班 | | | | | 約24 | 約23 | 約31 | 約78 |
| E班 | 約16 | 約41 | | | | | | 約58 |

(6号機：格納容器ベント実施 7号機：代替循環冷却系を用いて事象収束 マスク着用なし)

| | 実効線量 (mSv) | | | | | | | |
|----|------------|-----|-----|-----|-----|-----|-----|------|
| | 1日 | 2日 | 3日 | 4日 | 5日 | 6日 | 7日 | 合計 |
| A班 | 約257 | 約41 | | 約28 | | | | 約325 |
| B班 | | | 約29 | | 約27 | 約26 | | 約82 |
| C班 | | | 約42 | 約28 | | | 約16 | 約86 |
| D班 | | | | | 約27 | 約27 | 約34 | 約88 |
| E班 | 約28 | 約45 | | | | | | 約74 |

表4-40 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 (3/3)

(6号機：代替循環冷却系を用いて事象収束 7号機：格納容器ベント実施 マスク着用あり)

| | 実効線量 (mSv) | | | | | | | |
|----|------------|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|
| | 1日 | 2日 | 3日 | 4日 | 5日 | 6日 | 7日 | 合計 |
| A班 | 約21 | 約44 | | 約24 | | | | 約88 |
| B班 | | | 約28 | | 約21 | 約19 | | 約69 |
| C班 | | | 約50 | 約26 | | | 約11 | 約86 |
| D班 | | | | | 約22 | 約20 | 約26 | 約69 |
| E班 | 約16 | 約56 | | | | | | 約72 |

(6号機：代替循環冷却系を用いて事象収束 7号機：格納容器ベント実施 マスク着用なし)

| | 実効線量 (mSv) | | | | | | | |
|----|------------|-----|-----|-----|-----|-----|-----|------|
| | 1日 | 2日 | 3日 | 4日 | 5日 | 6日 | 7日 | 合計 |
| A班 | 約252 | 約59 | | 約25 | | | | 約337 |
| B班 | | | 約30 | | 約23 | 約21 | | 約74 |
| C班 | | | 約52 | 約27 | | | 約13 | 約92 |
| D班 | | | | | 約24 | 約22 | 約28 | 約75 |
| E班 | 約28 | 約60 | | | | | | 約89 |

表4-41 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 | 18vol%以上 | 「労働安全衛生法（酸素欠乏症等防止規則）」を準拠 （酸素欠乏危険作業に従事する労働者が作業を行う場所を当該濃度以上とする換気の実要求。） |
| 二酸化炭素濃度 | 0.5vol%以下 | 「労働安全衛生法（事務所衛生基準規則）」を準拠 （事務作業に従事する労働者が主として使用する室内は当該濃度以下とする換気設備の性能を要求。） |

表 4-42 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 | | 設定理由 | 備考 |
|--------------|-----------------|----------------------|------------------------|----------------------------------------------------------|-------------|
| 人数 | 設計基準事故時 | 18 人 | | 運転員の人数 | — |
| | 炉心の著しい損傷が発生した場合 | 20 人 | | 運転員の人数に対して余裕を考慮 | — |
| 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 | 0.1 回/h | | 空気流入率測定試験結果 (A 系 0.16 回/h, B 系 0.18 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 | ~3 h | 0 回/h | 全交流動力電源喪失によるファン停止を想定。保守的に空気流入率 0 回/h と設定 | — |
| | | 3 h~ | 4500 m ³ /h | 中央制御室可搬型陽圧化空調機的设计風量 4500~6000m ³ /h を基に保守的に設定 | — |
| 中央制御室バウンダリ体積 | | 20800 m ³ | | 中央制御室換気空調系の処理対象となる区画の体積 | 図 4-22 参照 |
| 初期酸素濃度 | | 20.95 Vol% | | 「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 | | 0.039 Vol% | | 「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成に対し保守的に設定 | — |
| 酸素消費量 | | 65.52 L/h | | 「空気調和・衛生工学便覧」より現場作業に係る対応が考えられるため「歩行」より引用 | 1 人当たりの消費量 |
| 二酸化炭素吐出し量 | | 46 L/h | | 「空気調和・衛生工学便覧」より現場作業に係る対応が考えられるため「中等作業」より引用 | 1 人当たりの吐出し量 |

表 4-43 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

| 項目 | 評価条件 | 設定理由 | 備考 |
|-------------------------|------------------|-------------------------------------------|-------------|
| 人数 | 20 人 | 中央制御室待避室内にとどまる人数 | — |
| 中央制御室待避室 バウンダリ体積 | 70m ³ | 処理対象となる区画の体積を保守的に小さめに設定 | 図 4-22 参照 |
| 評価期間 | 10 時間 | 被ばく評価上、中央制御室待避室内を空気ポンベにて陽圧化する期間 | — |
| 初期酸素濃度 | 20.95 Vol% | 「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 | 0.039 Vol% | 「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成に対し保守的に設定 | — |
| 酸素消費量 (空気ポンベ使用時) | 21.84 L/h | 「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「静座」より引用 | 1 人当たりの消費量 |
| 二酸化炭素吐出し量 (空気ポンベ使用時) | 22 L/h | 「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「極軽作業」より引用 | 1 人当たりの吐出し量 |

表 5-1 中央制御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 | 起因号機 | 入射線量(Gy) | ガンマ線発熱量 (kJ/cm ³) | 温度上昇(°C) |
|----------|------|------------------------|----------------------------------|------------------------|
| 冷却材喪失 | 6号機 | 約 2.3×10^{-2} | 約 5.0×10^{-8} | 約 2.2×10^{-5} |
| | 7号機 | 約 3.8×10^{-2} | 約 8.2×10^{-8} | 約 3.6×10^{-5} |
| 主蒸気管破断 | 6号機 | 約 8.6×10^{-5} | 約 1.8×10^{-10} | 約 8.2×10^{-8} |
| | 7号機 | 約 1.3×10^{-4} | 約 2.8×10^{-10} | 約 1.2×10^{-7} |

表 5-2 中央制御室遮蔽の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）（両号機において代替循環冷却系を用いて事象収束する場合）

| ガンマ線入射経路 | 起因号機 | 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 | 6号機 | 約 2.9×10^{-1} | 約 6.2×10^{-7} | 約 2.7×10^{-4} |
| | 7号機 | 約 4.8×10^{-1} | 約 1.0×10^{-6} | 約 4.6×10^{-4} |
| ②グランドシャイン ガンマ線 | 6号機 | 約 3.7×10^0 | 約 7.9×10^{-6} | 約 3.5×10^{-3} |
| | 7号機 | 約 6.0×10^0 | 約 1.3×10^{-5} | 約 5.7×10^{-3} |
| 合計 (①+②) | | | | 約 1.0×10^{-2} |

表 5-3 中央制御室遮蔽の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）（6号機：代替循環冷却系を用いて事象収束，7号機：格納容器ベント）

| ガンマ線入射経路 | 起因号機 | 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 | 6号機 | 約 2.9×10 ⁻¹ | 約 6.2×10 ⁻⁷ | 約 2.7×10 ⁻⁴ |
| | 7号機 | 約 6.9×10 ⁰ | 約 1.5×10 ⁻⁵ | 約 6.6×10 ⁻³ |
| ②グランドシャイン ガンマ線 | 6号機 | 約 3.7×10 ⁰ | 約 7.9×10 ⁻⁶ | 約 3.5×10 ⁻³ |
| | 7号機 | 約 9.2×10 ⁰ | 約 2.0×10 ⁻⁵ | 約 8.8×10 ⁻³ |
| 合計 (①+②) | | | | 約 1.9×10 ⁻² |

表 5-4 中央制御室遮蔽の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）（6号機：格納容器ベント，7号機：代替循環冷却系を用いて事象収束）

| ガンマ線入射経路 | 起因号機 | 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 | 6号機 | 約 4.1×10 ⁰ | 約 8.8×10 ⁻⁶ | 約 3.9×10 ⁻³ |
| | 7号機 | 約 4.8×10 ⁻¹ | 約 1.0×10 ⁻⁶ | 約 4.6×10 ⁻⁴ |
| ②グランドシャイン ガンマ線 | 6号機 | 約 5.3×10 ⁰ | 約 1.1×10 ⁻⁵ | 約 5.0×10 ⁻³ |
| | 7号機 | 約 6.0×10 ⁰ | 約 1.3×10 ⁻⁵ | 約 5.7×10 ⁻³ |
| 合計 (①+②) | | | | 約 1.5×10 ⁻² |

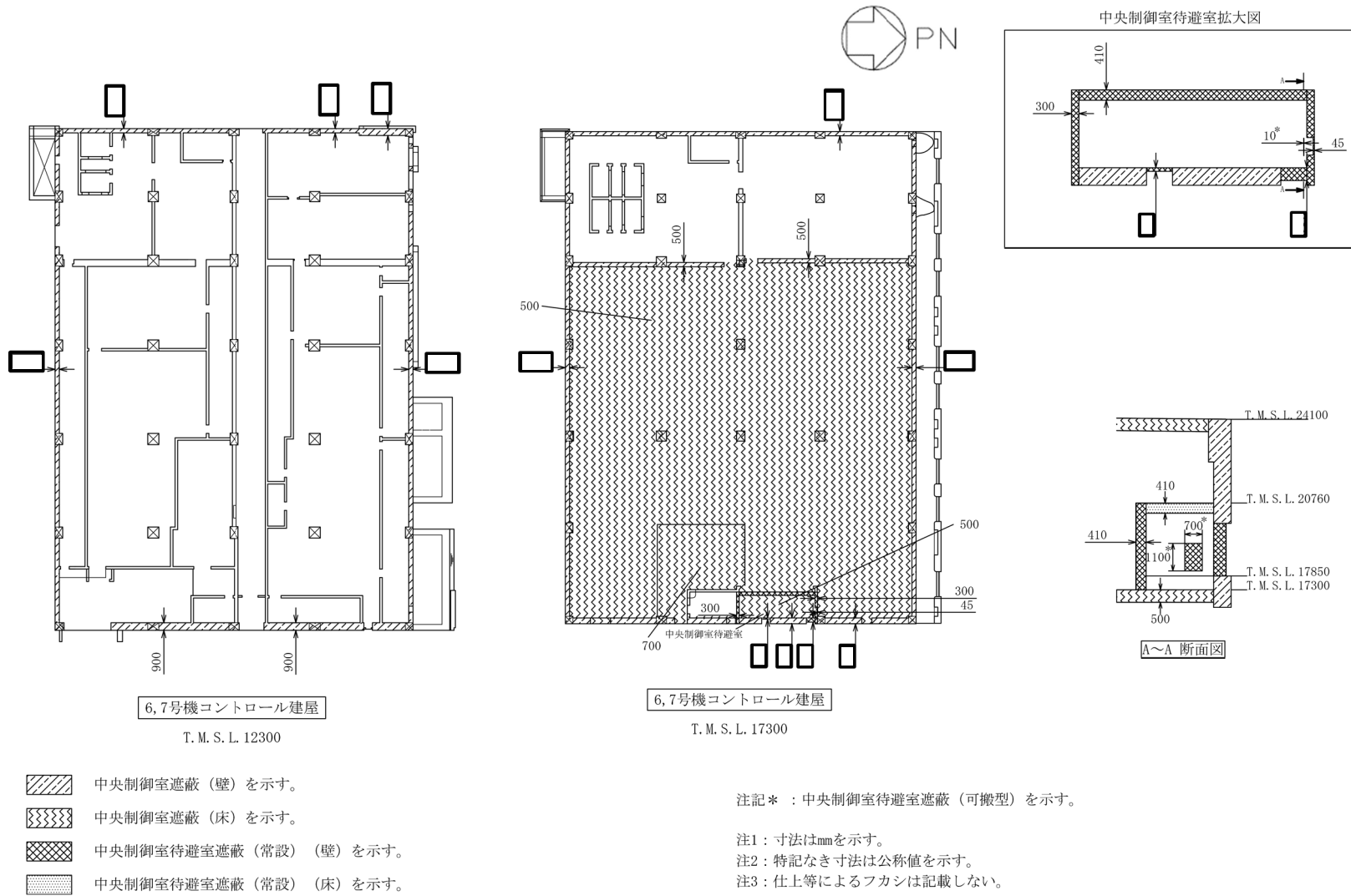


図 4-1 遮蔽構造図 (1/2)

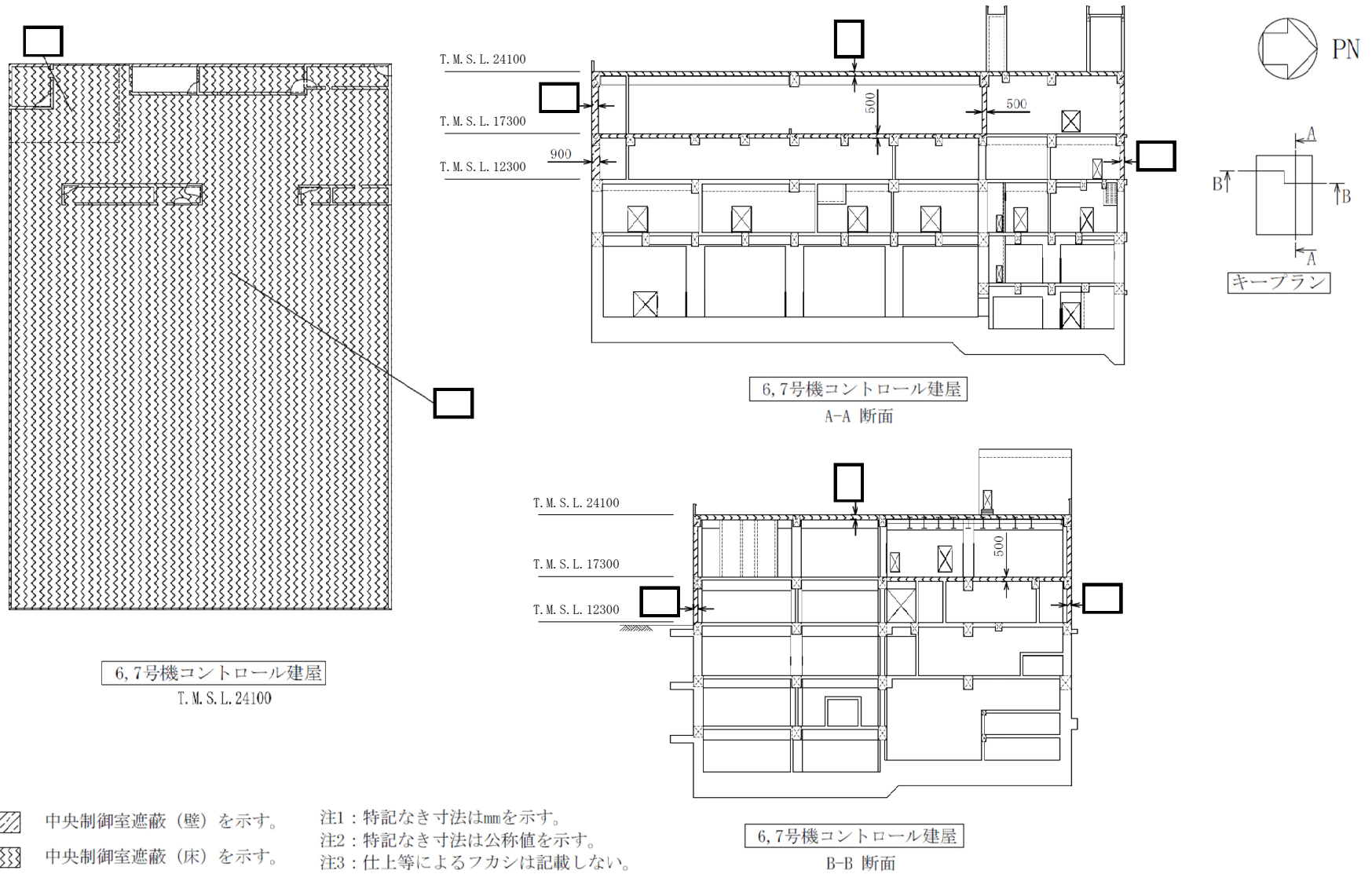


図 4-1 遮蔽構造図 (2/2)

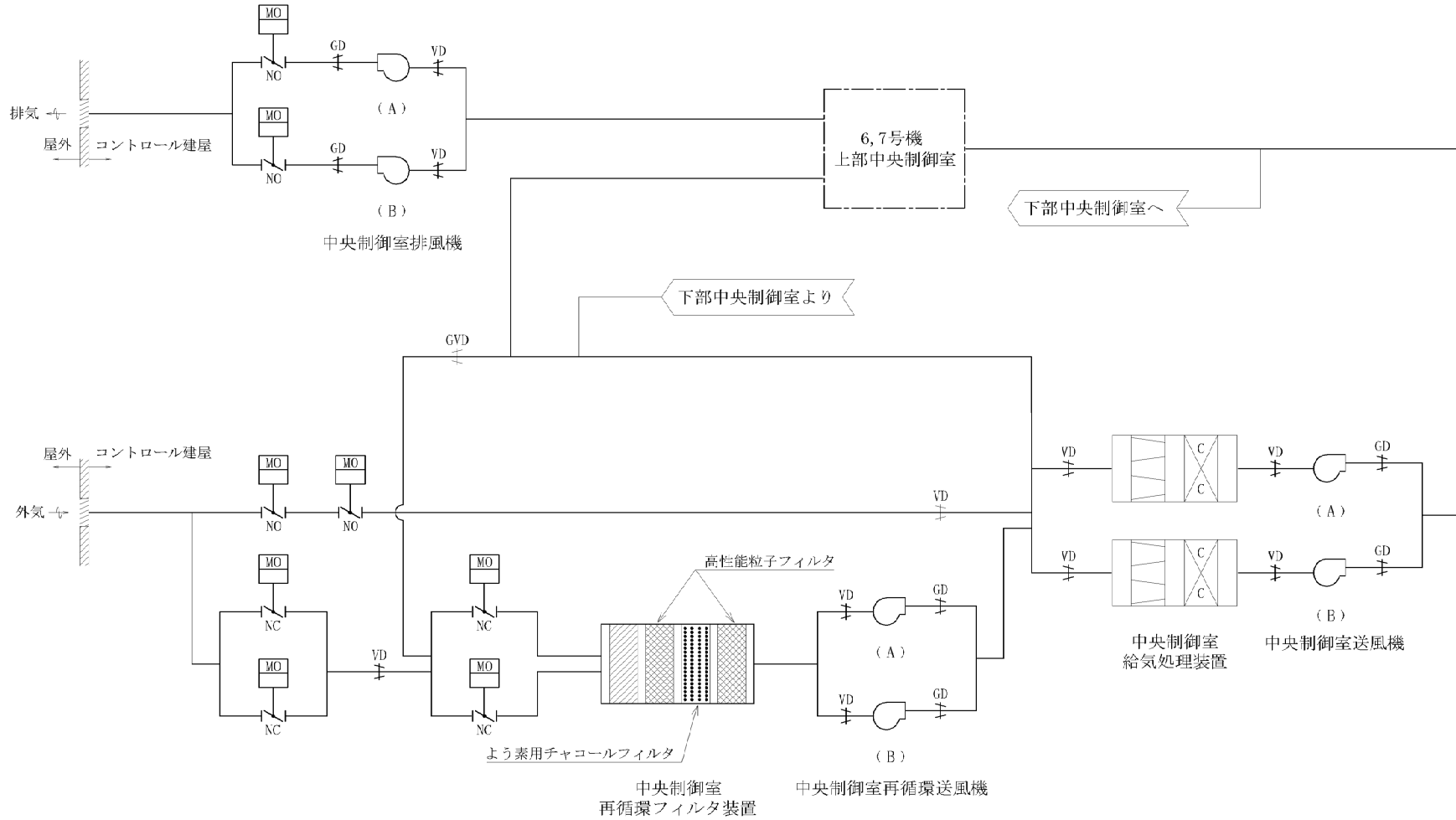


図 4-2 中央制御室換気系系統図

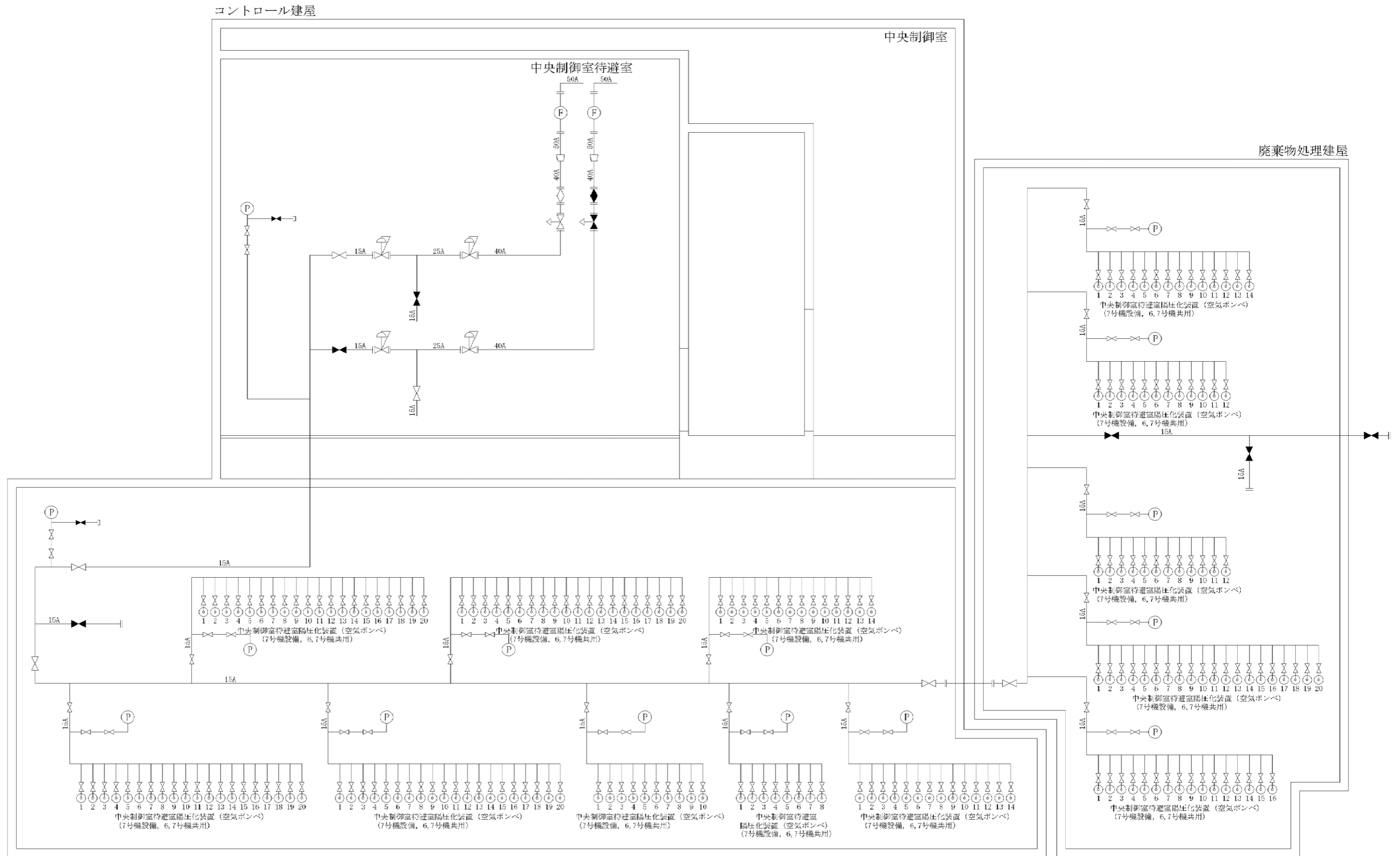


図 4-3 換気設備の系統図 (1/2)
(中央制御室待避室陽圧化装置)

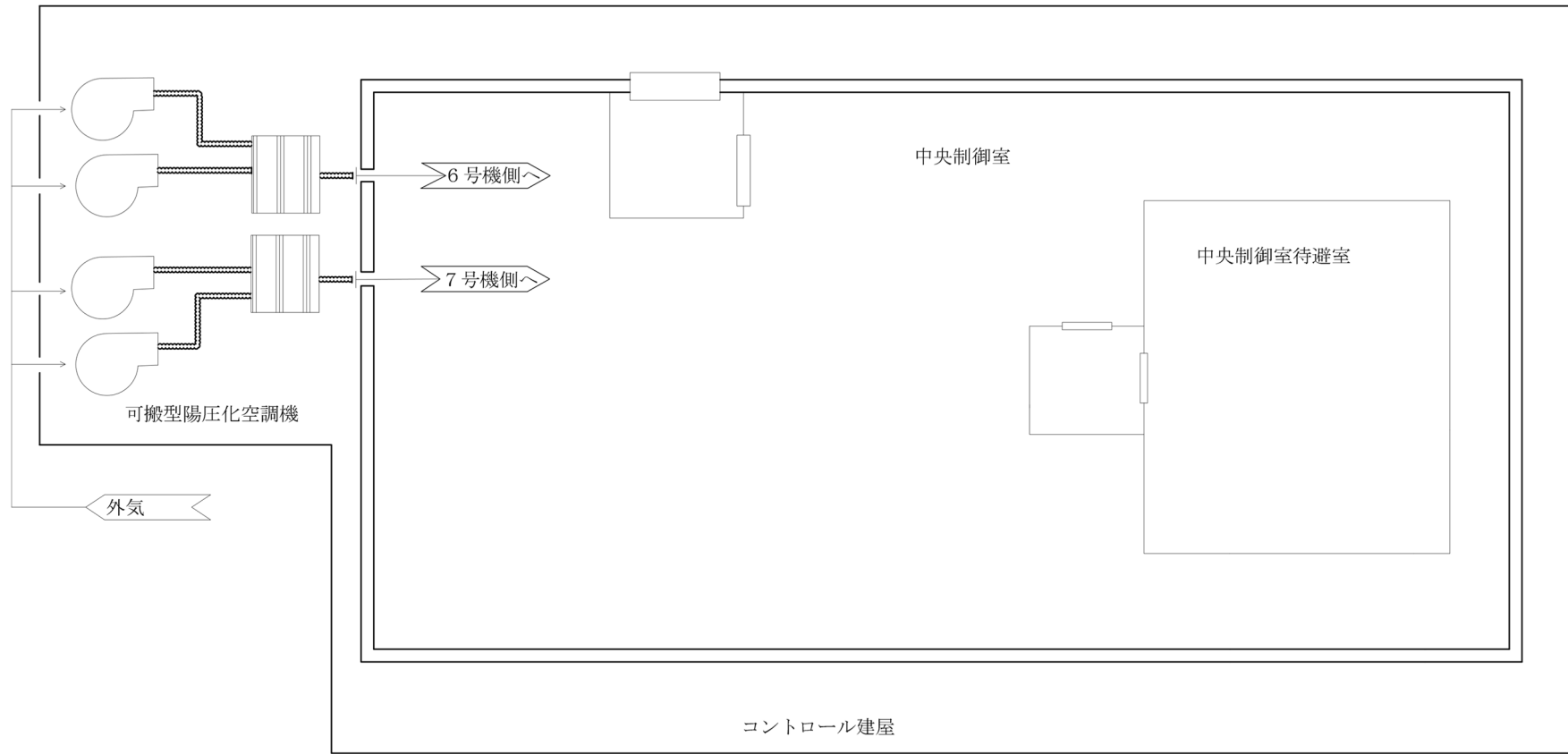
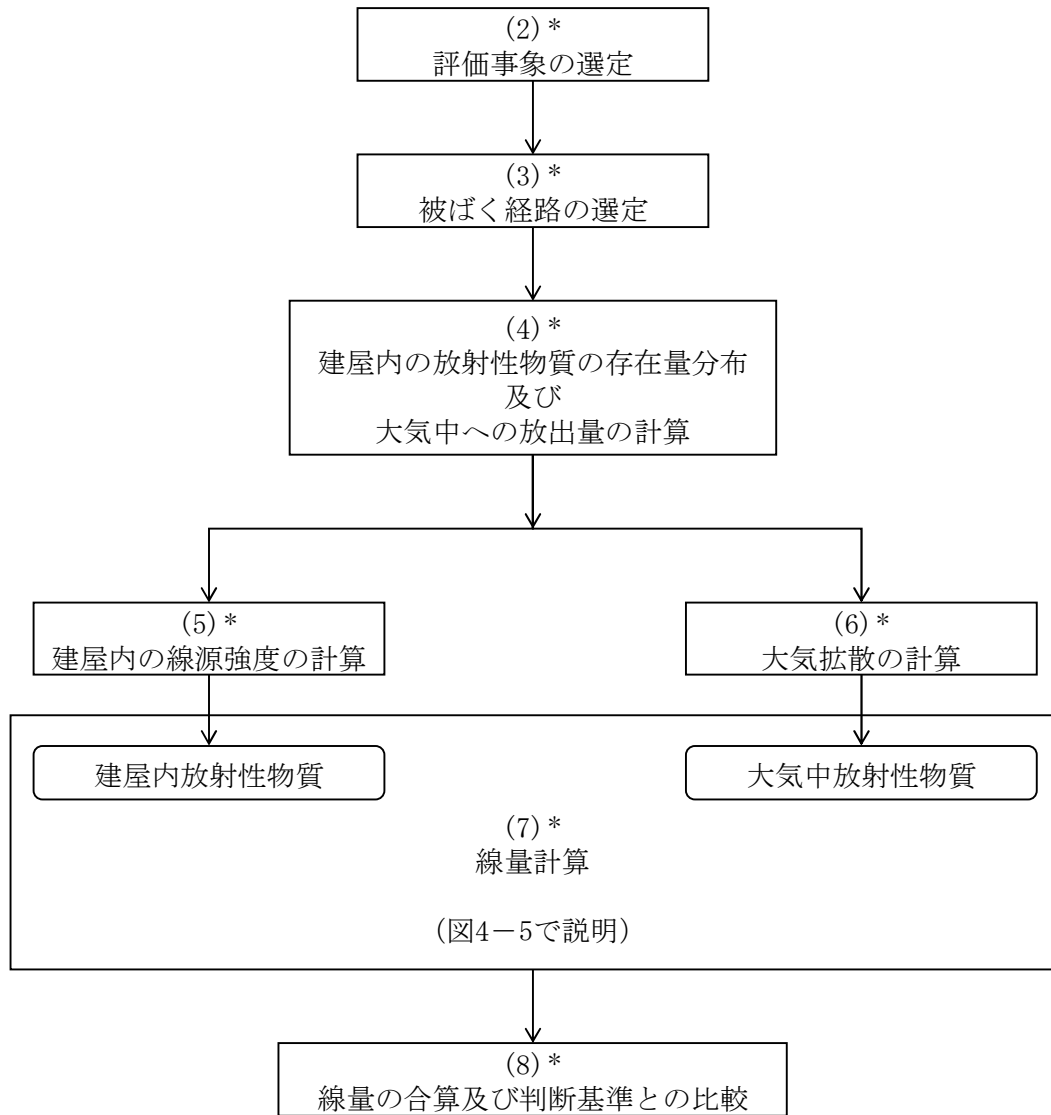


図 4-3 換気設備の系統図 (2/2)
(中央制御室可搬型陽圧化空調機)



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

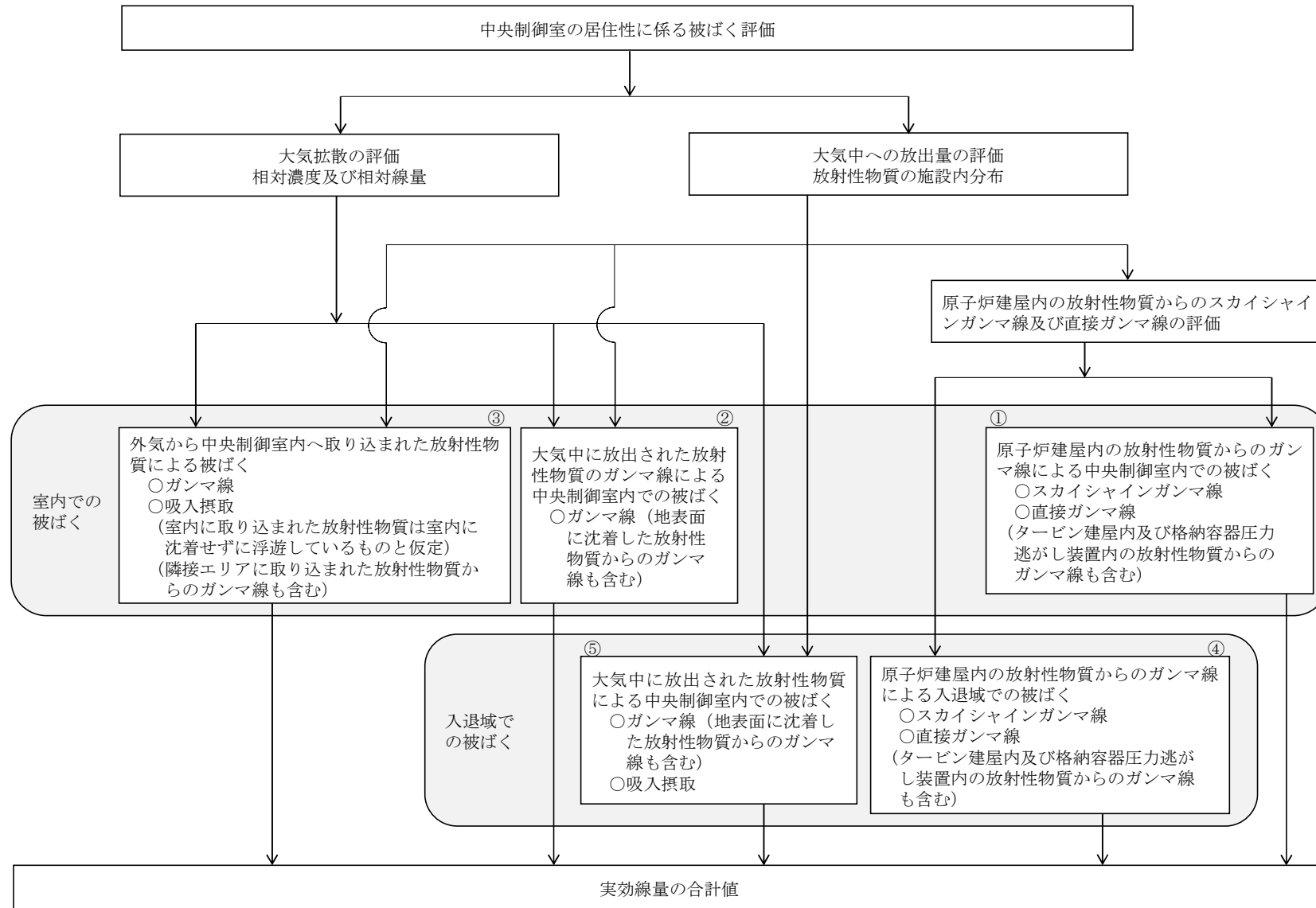


図 4-5 中央制御室の運転員の被ばく経路

| | |
|-----------|-----------------------------------------------------------------------------------|
| 中央制御室内滞在時 | ① 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (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 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく) |
| | ③ 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく (放射性物質の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からのガンマ線による外部被ばく) |
| 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外部被ばく (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 大気中に放出された放射性物質による被ばく (放射性物質の吸入摂取による内部被ばく) (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく) |

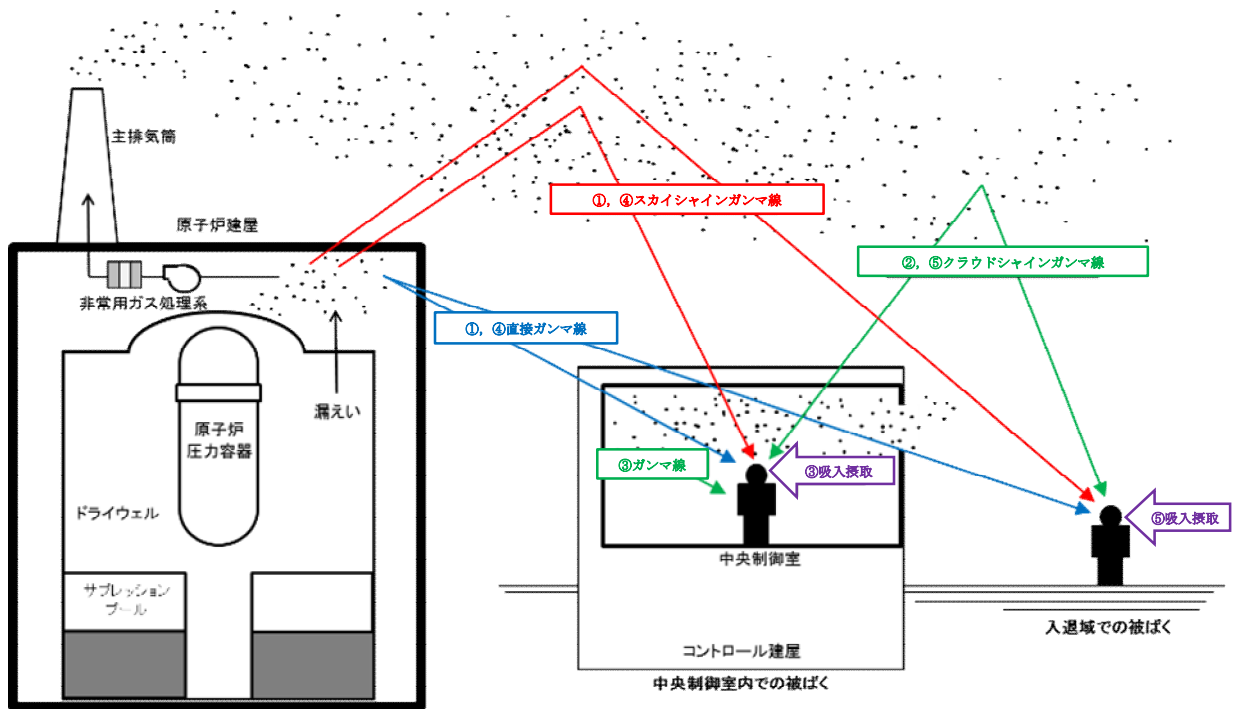


図 4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ (1/3)
(原子炉冷却材喪失)

| | |
|-----------|-----------------------------------------------------------------------------------|
| 中央制御室内滞在時 | ① 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (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 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく) |
| | ③ 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく (放射性物質の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からのガンマ線による外部被ばく) |
| 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外部被ばく (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 大気中に放出された放射性物質による被ばく (放射性物質の吸入摂取による内部被ばく) (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく) |

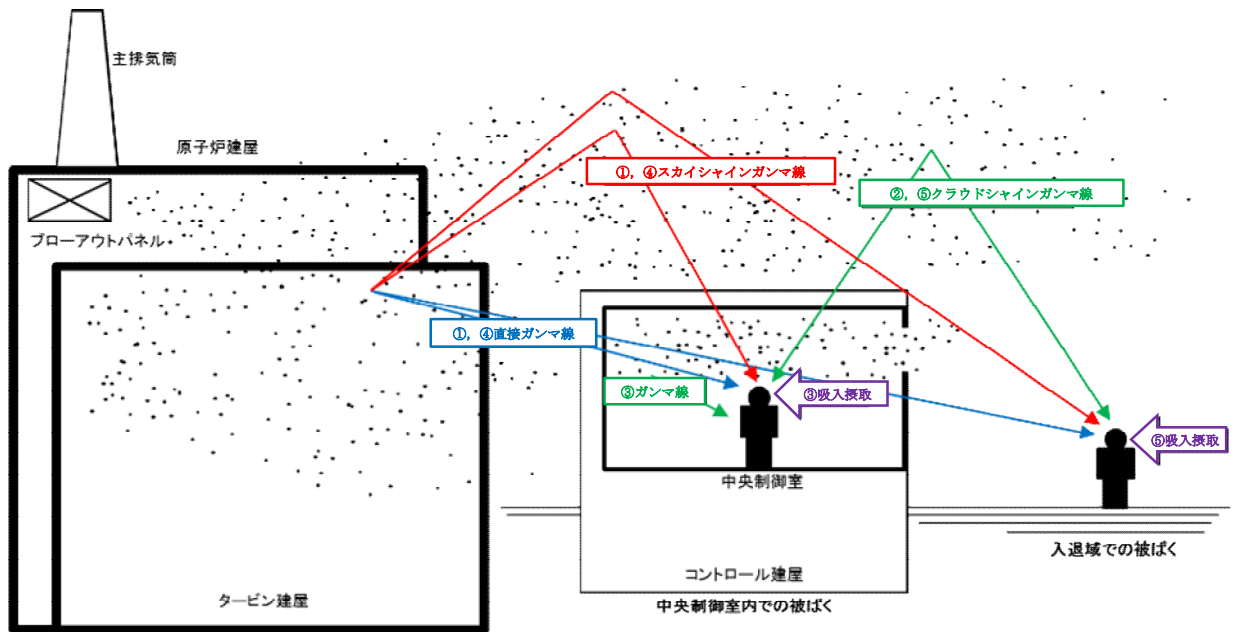


図 4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ (2/3)
(主蒸気管破断)

| | |
|--------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 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外部被ばく (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 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく) |
| | ③ 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく (中央制御室内に浮遊している放射性物質の吸入摂取による内部被ばく) (中央制御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) (隣接エリア内に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) |
| | ④ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (グラウンドシャインガンマ線による外部被ばく) |
| 入退域 | ⑤ 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (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 大気中に放出された放射性物質による被ばく (放射性物質の吸入摂取による内部被ばく) (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外部被ばく (グラウンドシャインガンマ線による外部被ばく) |

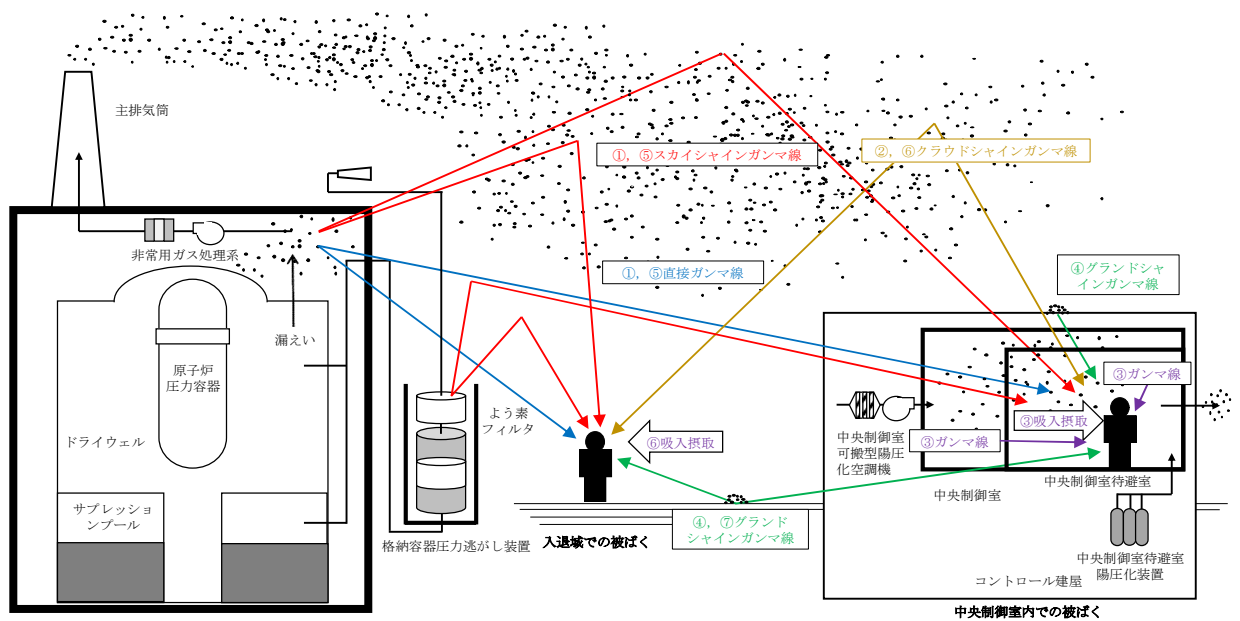


図 4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ (3/3)
(炉心の著しい損傷が発生した場合)