

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対処設備について

平成29年7月

東京電力ホールディングス株式会社

目次

1. 重大事故等対処設備
 - 1.1 重大事故等対処設備の設備分類
2. 基本設計の方針
 - 2.1 耐震性・耐津波性
 - 2.1.1 発電用原子炉施設の位置
 - 2.1.2 耐震設計の基本方針
 - 2.1.3 津波による損傷の防止
 - 2.2 火災による損傷の防止
 - 2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針
 - 2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等
 - 2.3.2 容量等
 - 2.3.3 環境条件等
 - 2.3.4 操作性及び試験・検査性
3. 個別設備の設計方針
 - 3.1 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
 - 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
 - 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
 - 3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
 - 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
 - 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
 - 3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備
 - 3.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
 - 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
 - 3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
 - 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
 - 3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
 - 3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
 - 3.14 電源設備
 - 3.15 計装設備
 - 3.16 原子炉制御室
 - 3.17 監視測定設備
 - 3.18 緊急時対策所
 - 3.19 通信連絡を行うために必要な設備
 - 3.20 原子炉圧力容器
 - 3.21 原子炉格納容器
 - 3.22 燃料貯蔵設備
 - 3.23 非常用取水設備
 - 3.24 原子炉建屋原子炉区域

添付資料 個別設備の設計方針の添付資料

別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置について）

別添資料-2 復水補給水系を用いた代替循環冷却の成立性について

別添資料-3 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について

下線部の資料のうち、本日の説明に必要な箇所を抜粋して提出

添付資料 個別設備の設計方針の添付資料

目次

- 3.1 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
- 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- 3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- 3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備
- 3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- 3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- 3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- 3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- 3.14 電源設備
- 3.15 計装設備
- 3.16 原子炉制御室
- 3.17 監視測定設備
- 3.18 緊急時対策所
- 3.19 通信連絡を行うために必要な設備
- 3.20 原子炉圧力容器
- 3.21 原子炉格納容器
- 3.22 燃料貯蔵設備
- 3.23 非常用取水設備
- 3.24 原子炉建屋原子炉区域

下線部の資料のうち、本日の説明に必要な箇所を抜粋して提出

表 3.7-1 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】
附属設備	ドレン移送ポンプ【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンベ【可搬】 可搬型窒素供給装置【可搬】 スクラバ水 pH 制御設備【可搬】 フィルタベント遮蔽壁【常設】 配管遮蔽【常設】 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)【可搬】
排出元	原子炉格納容器 (サプレッション・チェンバ, 真空破壊弁を含む)【常設】
流路	不活性ガス系 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系 配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置 配管・弁【常設】 遠隔空気駆動弁操作設備 配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬】
注水先	—
電源設備 ^{*1}	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】 AM 用 MCC【常設】 AM 用切替盤【常設】 AM 用操作盤【常設】 非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】 常設代替直流電源設備

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
電源設備 ^{※1}	AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備 ^{※2}	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水pH【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【常設】
計装設備(補助) ^{※3}	ドレンタンク水位【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料50-2に示す。

電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。

※3：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備【56条】

【設置許可基準規則】

(重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備)

第五十六条 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
 - a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。
 - b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。
 - c) 海を水源として利用できること。
 - d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。
 - e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。
 - f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）

3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

3.13.1 設置許可基準規則第56条への適合方針

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

- (1) 重大事故等の収束に必要な水源の確保（設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), c))

設計基準事故対処設備以外の水源の設備として、復水貯蔵槽、サプレッション・チェンバ及びほう酸水注入系貯蔵タンクを設置することで、重大事故等の収束に必要な水を供給できる設計とする。また、これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に、複数の代替淡水源として淡水貯水池及び防火水槽を設置する。

更に、取水路から大容量送水車(海水取水用)を用いて海水を取水することで、海を水源として利用できる設計とする。

- (2) 水の移送設備の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 a), c), d), e))

重大事故等の収束に必要な水源である復水貯蔵槽、サプレッション・チェンバ及び複数の代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）並びに海について、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、大容量送水車（海水取水用）及びホース等を用いることにより移送手段及び移送ルートを確認し、いずれの水源からでも水を供給することができる設計とする。復水貯蔵槽への水の供給については、廃棄物処理建屋外壁の接続口から供給できる設計とする。

なお、重大事故等の収束に必要な水を供給するための自主対策設備として、以下を整備する。

- (3) 淡水タンク（純水タンク、ろ過水タンク）を利用した水の供給設備の整備

復水貯蔵槽を水源とした各種注水時において、純水タンクが健全であり外部電源や仮設発電機により交流電源が確保できた場合には、純水タンクから純水移送ポンプを使用して復水貯蔵槽へ水を供給できる設計とする。

防火水槽を水源とした各種注水時において、淡水タンクが健全な場合には、淡水タンクから防火水槽へホース等を使用して水を供給できる設計とする。

また、これら淡水タンクを水源として水を供給する場合には、淡水貯水池から淡水タンクへ水を供給できる設計とする。

- (4) 複数の海水取水手段の整備

水源として海を利用する場合、取水場所を海水取水路からだけでなく護岸から、また、取水設備を大容量送水車（海水取水用）だけでなく可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、又は代替原子炉補機冷却海水ポンプを用いることで、多様性

を持った設計とする。

- (5) ホース及び水頭差を利用した淡水移送手段の整備
水源として淡水貯水池を使用する場合、予め敷設しているホースが健全であることが確認できた場合には、ホース及び水頭差を利用し、淡水貯水池の淡水を6号及び7号炉近傍まで移送できる設計とする。

3.13.2.2 水の供給設備

3.13.2.2.1 設備概要

水の供給設備は、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源である復水貯蔵槽、サプレッション・チェンバ及び代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）並びに海について、移送手段及び移送ルートを確認し、いずれの水源からでも水を供給することを目的として設置するものである。

代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）から復水貯蔵槽へ淡水を供給する設備は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及びホース等で構成する。復水貯蔵槽への淡水の供給は、代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）より可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース及び建屋外壁の接続口を用いて供給する。

復水貯蔵槽へ海水を供給する設備は、大容量送水車（海水取水用）及びホース等で構成する。復水貯蔵槽への海水の供給は、非常用取水設備の海水貯留堰、スクリーン室及び取水路より大容量送水車（海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース及び建屋外壁の接続口を用いて供給する。

また、各系統へ海水を供給する設備は、大容量送水車（海水取水用）及びホース等で構成する。各系統への海水の供給は、非常用取水設備の海水貯留堰、スクリーン室及び取水路より大容量送水車（海水取水用）及びホースを用いて供給する。

なお、復水貯蔵槽への水の供給設備で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、格納容器下部注水系（可搬型）及び燃料プール代替注水系と兼用する。

これら水の供給設備に関する重大事故等対処設備を表 3.13-5 に示す。また、本系統に係る系統概要図を図 3.13-3, 4, 6, 7, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 17 に示す。

- ・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

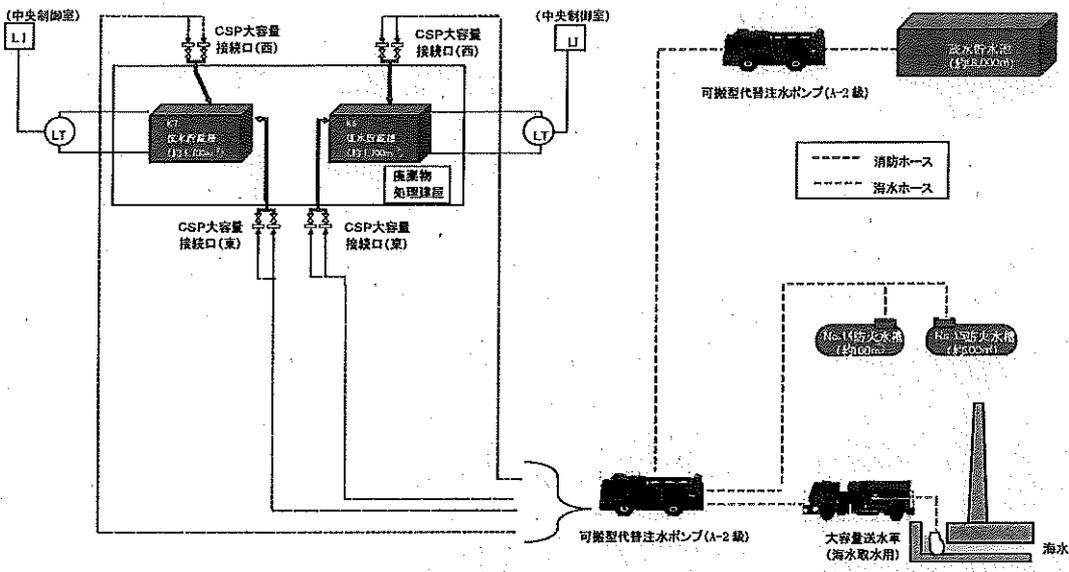


図 3.13-17 復水貯蔵槽への水の供給 系統概要図

別添資料－ 1

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
(格納容器圧力逃がし装置) について

3.2.2 放射性物質の除去性能

3.2.2.1 格納容器圧力逃がし装置に流入する放射性物質

3.2.2.1.1 粒子状放射性物質（エアロゾル）

(1) 想定事故シナリオ

粒子状放射性物質の除去性能を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する大 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失シナリオを選定する。

a. 事象の概要（格納容器ベント時）

- (a) 大 LOCA が発生し、原子炉格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。
- (b) 更に非常用炉心冷却系（以下、ECCS という。）喪失、全交流動力電源喪失（以下、SBO という。）を想定するため、原子炉圧力容器への注水ができず炉心損傷に至る。70 分後に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を開始することで、原子炉圧力容器破損は回避される。
- (c) その後、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施するが、事象発生から約 38 時間後に原子炉格納容器圧力が限界圧力に到達し、格納容器圧力逃がし装置を用いたベントを実施する。

b. 想定事故シナリオ選定

想定事故シナリオ選定については、事故のきっかけとなる起回事象の選定を行い、起回事象に基づく事故シナリオの抽出および分類を行う。その後、重大事故等対策の有効性評価および事故シナリオの選定を行う。

(a) 起回事象の選定

プラントに影響を与える事象について、内部で発生する事象と外部で発生する事象（地震、津波、その他自然現象）をそれぞれ分析し、事故のきっかけとなる事象（起回事象）について選定する。

プラント内部で発生する事象については、プラントの外乱となる事象として、従前より許認可解析の対象としてきた事象である運転時の異常な過渡変化（外部電源喪失等）および設計基準事故（原子炉冷却材喪失等）を選定する。また、原子炉の運転に影響を与える事象として、非常用交流電源母線の故障、原子炉補機冷却系の故障等を選定する。

プラント外部で発生する事象については、地震・津波に加え、地震・津波以外の自然現象の 42 事象から、地域性等を考慮して 9 事象

(風(台風)、竜巻、火山、落雷、積雪、低温(凍結)、降水、生物学的的事象、地滑り)を選定する。また、設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で、プラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は、考慮すべき起因事象とする。

(b) 起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

イベントツリー等により、事故のきっかけとなる事象(起因事象)を出発点に、事象がどのように進展して最終状態に至るかを、安全機能を有する系統の動作の成否を分岐として樹形状に展開し、事故シナリオを漏れなく抽出する。

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって、第 3.2.2.1.1-1 表のとおりグループ別に分類する。

第 3.2.2.1.1-1 表 運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ	概要
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ
LOCA 時注水機能喪失	LOCA 時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ

(c) 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

(b)で分類した事故シナリオのうち、出力運転中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失、高圧・低圧注水機能喪失、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉停止機能喪失については、炉心損傷に至らないため、重大事故等対処施設が機能しても炉心損傷を避けられない事故シナリオは、LOCA 時注水機能喪失のみとなる。

以上より、炉心損傷が発生する LOCA 時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。なお、想定事故シナリオにおいてはサプレッション・チ

エンバの排気ラインを使用した格納容器ベント(以下,W/Wベントという。)を実施した場合と、ドライウェルの排気ラインを使用した格納容器ベント(以下,D/Wベントという。)を実施した場合の両方を想定するものとする。

また、発生するエアロゾルの量や粒径分布の不確かさを考慮しても格納容器圧力逃がし装置が性能を発揮できることを確認するために、原子炉圧力容器が破損するケース(高圧・低圧注水機能喪失シナリオでさらに事象が進展し、炉心損傷及び原子炉圧力容器破損した後にD/Wベントを実施した場合)(※1)についても参考として示す。

※1 高圧・低圧注水機能喪失シナリオを選定した理由

原子炉圧力容器が破損し溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下すると、溶融炉心・コンクリート相互作用によりコンクリートのエアロゾル粒子が大量に生成され、格納容器ベント時に放出されるエアロゾル量や粒径分布に影響を与える。ここでは、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しくなるシナリオを参考ケースとして選定するものとした。

溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しくなる。第3.2.2.1.1-1表に示す各事故シナリオグループのうち、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失シナリオは、高圧の状態が維持されることから、参考ケースから除外した。

崩壊熱除去機能喪失シナリオ及び原子炉停止機能喪失シナリオは、重大事故等対処施設の機能喪失または機能の遅延を仮定した場合において、原子炉格納容器が先行して破損するシナリオであり、格納容器圧力逃がし装置の性能を確認する上では適切なシナリオではないと考えられるため、参考ケースから除外した。

LOCA時注水機能喪失は、原子炉格納容器下部への原子炉冷却材の流入の可能性があることから、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、参考ケースから除外した。

以上のことから、原子炉格納容器が健全な状態で原子炉圧力容器が低圧で破損に至り、また、原子炉格納容器下部への原子炉冷却材の流入のない高圧・低圧注水機能喪失シナリオを参考ケースとして採用した。

高圧・低圧注水機能喪失シナリオは、重大事故等対処施設が機能すれば炉心損傷に至らず事象が収束するが、ここでは、原子炉圧力容器内への注水に失敗し、さらに溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の影響も確認するため、あえて原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器下部への水張りも行わない状態を想定する。また、原子炉圧力容器が破損して溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、原子炉格納容器下部への注水を行った後にD/Wベントを実施するものとする。

なお、本評価では、コリウムシールドがない状態を仮定し、保守的に溶融炉心からプールへの熱流束は 800kW/m^2 相当で一定（圧力依存なし）としている。

(2) 発生するエアロゾルの種類

格納容器ベント実施時には、核分裂生成物（安定核種を含む）やコンクリート、構造材の一部が格納容器圧力逃がし装置に流入する。これらは格納容器圧力逃がし装置に流入する際は、希ガスや気体状のよう素を除き、固体（エアロゾル粒子）として存在する。

想定するエアロゾルの種類及び想定事故シナリオ（W/W ベント）時に格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量を第 3.2.2.1.1-2 表に示す。

また、想定事故シナリオ（D/W ベント）時や、原子炉圧力容器が破損するケースで格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量を第 3.2.2.1.1-3 表に示す。

第3.2.2.1.1-2表 想定するエアロゾルの種類及び想定シナリオ（W/W ベント）時に格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質質量

核種グループ	各核種グループに対応する主な化学物質例	炉内内蔵量[kg] (安定核種を含む) ※1	格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質質量 (安定核種を含む) ※2
希ガス	Xe , Kr		-
CsI	CsI		約 7.4×10^{-5} kg
TeO ₂ , Te ₂ ※4	TeO ₂ , Te ₂		約 7.1×10^{-5} kg
SrO	SrO		約 3.2×10^{-5} kg
MoO ₂	MoO ₂		約 1.5×10^{-5} kg
CsOH	CsOH , RbOH		約 1.3×10^{-3} kg
BaO	BaO		約 4.5×10^{-5} kg
La ₂ O ₃	La ₂ O ₃ , Pr ₂ O ₃ , Nd ₂ O ₃ , Sm ₂ O ₃ , Y ₂ O ₃		約 2.4×10^{-6} kg
CeO ₂	CeO ₂		約 2.4×10^{-6} kg
Sb	Sb		約 1.1×10^{-6} kg
UO ₂	UO ₂ , NpO ₂ , PuO ₂		約 8.9×10^{-4} kg
コンクリート/ 構造材	-		約 1.7×10^{-3} kg

※1 炉内内蔵量[kg]は、ORIGEN コードを用いて評価した核種ごとの停止時炉内内蔵量に基づき、MAAP コードにより評価した値

※2 格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質質量は、炉内内蔵量[kg]と、格納容器圧力逃がし装置への放出割合（MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正）から評価した。想定シナリオ（W/W ベント時）では Te₂ 及び UO₂ の放出割合の MAAP 解析結果はゼロであることから、後述する MAAP 解析の保守性は顕在化しておらず、NUREG-1465 の知見を用いた補正は必ずしも必要ないものと考えられる。しかしながら、ここでは保守的に Te₂ 及び UO₂ の放出割合として MAAP 解析結果（ゼロ）そのものではなく、MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正した放出割合を採用した。

※3 表中に示す Te₂ の炉内内蔵量[kg]は、Te の全量が Te₂ の形態で存在する場合の値に相当する。

※4 ここでは TeO₂ と Te₂ の存在比率を考慮せず、TeO₂ と Te₂ の各々が表中の炉内内蔵量[kg]をもつものとして格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質質量を評価した（Te の停止時炉内内蔵量を、ORIGEN コードを用いて評価した値よりも大きい値として想定することに対応）。本評価は格納容器圧力逃がし装置の設備設計に係る評価であることから、このような保守的な評価方法を採用した。なお、放出放射エネルギーの評価に当たっては、より現実的な想定として停止時炉内内蔵量は ORIGEN コードを用いて評価した値そのものを採用している。

第 3.2.2.1.1-3 表 想定事故シナリオ (D/W ベント) 時及び原子炉圧力容器が破損するケース時に格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質質量

核種グループ	格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質質量 (安定核種を含む) ※1	
	想定事故シナリオ (大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオ) (D/W ベント)	原子炉圧力容器が破損するケース (高圧・低圧注水機能喪失シナリオ) (D/W ベント)
希ガス	-	-
CsI	約 1.5×10^{-1} kg	約 4.1×10^{-2} kg
TeO ₂ , Te ₂ ※2	約 1.1×10^{-1} kg	約 4.0×10^{-1} kg
SrO	約 4.8×10^{-2} kg	約 5.7×10^{-5} kg
MoO ₂	約 2.3×10^{-2} kg	約 9.2×10^{-6} kg
CsOH	約 1.8×10^0 kg	約 5.5×10^0 kg
BaO	約 6.6×10^{-2} kg	約 3.7×10^{-5} kg
La ₂ O ₃	約 3.5×10^{-3} kg	約 6.0×10^{-5} kg
CeO ₂	約 3.6×10^{-3} kg	約 7.7×10^{-5} kg
Sb	約 1.7×10^{-3} kg	約 4.7×10^{-2} kg
UO ₂	約 1.3×10^0 kg	約 2.6×10^{-4} kg
コンクリート/ 構造材	約 2.1×10^{-1} kg	約 4.7×10^{-2} kg

※1 格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質質量は、炉内内蔵量[kg]と、格納容器圧力逃がし装置への放出割合 (MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正) から評価した。想定シナリオ (D/W ベント時) では Te₂ 及び UO₂ の放出割合の MAAP 解析結果はゼロであることから、後述する MAAP 解析の保守性は顕在化しておらず、NUREG-1465 の知見を用いた補正は必ずしも必要ないものと考えられる。しかしながら、ここでは保守的に Te₂ 及び UO₂ の放出割合として MAAP 解析結果 (ゼロ) そのものではなく、MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正した放出割合を採用した。

※2 ここでは TeO₂ と Te₂ の存在比率を考慮せず、TeO₂ と Te₂ の各々が第 3.2.2.1.1-2 表中の炉内内蔵量[kg]をもつものとして格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質質量を評価した (Te の停止時炉内内蔵量を、ORIGEN コードを用いて評価した値よりも大きい値として想定することに対応)。本評価は格納容器圧力逃がし装置の設備設計に係る評価であることから、このような保守的な評価方法を採用した。なお、放出放射エネルギーの評価に当たっては、より現実的な想定として停止時炉内内蔵量は ORIGEN コードを用いて評価した値そのものを採用している。

a. 炉心状態の想定

格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾルを評価する際は、炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定している。

以下の(a)，(b)に示す通り、平衡炉心（サイクル末期）を想定して格納容器圧力逃がし装置に流入する核分裂生成物量を評価することで、その他の炉心状態を想定した場合の流入量を包絡することができる。

このことから、格納容器圧力逃がし装置に流入する核分裂生成物量の評価を行う際、炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定することは適切であると考えられる。

(a) 停止時炉内内蔵量

停止時炉内内蔵量は、平衡炉心の燃焼サイクル末期を想定して評価を実施している。

核分裂生成物（エアロゾル粒子として放出される可能性のある核分裂生成物も含む）の量は、運転が進み燃焼度が大きくなるに従い多くなる。平衡炉心（サイクル末期）の燃焼度はその他の炉心状態（初期装荷炉心や取替炉心）の燃焼度に比べ大きいいため、平衡炉心（サイクル末期）の炉内の核分裂生成物内蔵量は、その他の炉心状態の核分裂生成物内蔵量を包絡する値を示す。

(b) 崩壊熱

燃料デブリからの放射性物質の放出割合は崩壊熱が大きいほど多くなり、崩壊熱は核分裂生成物内蔵量が多いほど大きくなる。(a)と同様の理由により、平衡炉心（サイクル末期）の崩壊熱はその他の炉心状態の崩壊熱を包絡する値を示す。このため、平衡炉心（サイクル末期）を想定した場合の、燃料デブリからの放射性物質の放出割合は、他の炉心状態を想定した場合の放出割合を包絡する値を示す。

b. 評価に用いる放出割合

格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量は、炉内内蔵量[kg]と、格納容器圧力逃がし装置への放出割合を用いて評価している。

炉内内蔵量[kg]は、ORIGENコードを用いて評価した核種ごとの停止時炉内内蔵量に基づき、MAAPコードにより評価しており、放出割合は、MAAPコードとNUREG-1465の知見を利用し評価している。

MAAPコードでは、原子炉格納容器内における振る舞いの違い（揮発のし易さの違い等）を考慮し、放射性物質を複数のMAAP核種グループに分類しており、格納容器圧力逃がし装置への放出割合をMAAP核種グループ

ごとに評価している。

大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオ (W/W ベント) での MAAP 解析による放出割合の評価結果 (事故発生から 168 時間後時点) を第 3.2.2.1.1-4 表に示す。ただし、以下に示す通り、第 3.2.2.1.1-4 表の値は格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量の評価に使用していない。

第 3.2.2.1.1-4 表によると、高揮発性核種 (CsI や CsOH) の放出割合 (10^{-6} オーダー) と比べ、中・低揮発性核種の放出割合が極めて大きい (10^{-4} オーダー) という結果となっている。

一方、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故が起こった場合に最も多く放出される粒子状の物質は、よう素やセシウム等の高揮発性の物質であり、中・低揮発性の物質の放出量は高揮発性の物質と比べ少量であることが分かっている。

第 3.2.2.1.1-5 表は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量であるが、希ガスや高揮発性核種 (セシウムやよう素) が原子炉圧力容器外に全量のうち半分程度放出されている一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。

また、第 3.2.2.1.1-6 表は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壌中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種 (セシウムやよう素) であり、多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。

第 3.2.2.1.1-4 表の評価結果は、これらの観測事実と整合が取れていない。これは、大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオにおいては、MAAP 解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。

MAAP 解析の持つ保守性としては、炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後でも、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において溶融プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや、炉心冠水時において燃料デブリ上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。

なお、高揮発性核種 (セシウムやよう素) については、炉心溶融初期に炉心外に放出されるため、上述の保守性の影響は受けないものとする。

以上のことから、大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際、単に MAAP 解析による評価結果を採用すると、放出割合として過度に保守的な結果を与える可能性があるため、他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。

そこで、格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量を評価する

際は、MAAP 解析による放出量の評価結果以外に、海外での規制等にも活用されている NUREG-1465（米国の原子力規制委員会（NRC）で整備されたものであり、米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として、中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている）の知見を利用するものとした。このことにより、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った評価が可能となる。NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を第 3.2.2.1.1-7 表に示す。

各 MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価手法は以下に示す通り。

(a) 希ガスグループ、CsI グループ、CsOH グループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては、MAAP 解析の結果得られた放出割合を採用する。

なお、Cs の放出割合は、CsI グループと CsOH グループの放出割合、及び、I 元素と Cs 元素の停止時炉内内蔵量より、以下の式を用いて評価する。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + M_I/M_{Cs} \times W_{Cs}/W_I \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T))$$

ここで、

$F_{Cs}(T)$: 時刻 T におけるセシウムの放出割合

$F_{CsOH}(T)$: 時刻 T における CsOH グループの放出割合

$F_{CsI}(T)$: 時刻 T における CsI グループの放出割合

M_I : I 元素の停止時炉内内蔵量

M_{Cs} : Cs 元素の停止時炉内内蔵量

W_I : I の原子量 W_{Cs} : Cs の原子量

(b) それ以外の核種グループ

中・低揮発性の核種グループについては、MAAP 解析の結果得られた放出割合は採用せず、MAAP 解析の結果から得られた Cs の放出割合と、希ガスグループの放出割合、及び、NUREG-1465 の知見を利用し放出割合を評価する。

ここで、放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一（※1）とし、Cs の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は、168 時間経過時点において、NUREG-1465 で得られた比率に等しいとして、以下の評価式に基づき評価した。第 3.2.2.1.1-8 表に、NUREG-1465 で評価された原子炉格納容器内への放出割合を示す。

$$F_i(T) = F_{\text{noble gas}}(T) \times \gamma_i / \gamma_{\text{Cs}} \times F_{\text{Cs}}(168\text{hr}) / F_{\text{noble gas}}(168\text{hr})$$

$F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合

$F_{\text{noble gas}}(T)$: 時刻 T における希ガスグループの放出割合

γ_i : NUREG-1465 における i 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

γ_{Cs} : NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

※ 1 中・低揮発性の核種グループは、事故初期の燃料が高温となっているとき以外は殆ど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため、ベント後の燃料からの追加放出はほとんど無く、事故初期に原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。

ベントに伴い低揮発性核種は原子炉格納容器気相部からベントラインに流入するが、その流入の仕方、すなわち放出割合の経時的な振る舞いは、同じく原子炉格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

以上のことから、中・低揮発性の核種グループの「各時刻における放出割合」は、「各時刻における希ガスグループの放出割合」に比例するものとした。

第3.2.2.1.1-4表 MAAP解析による放出割合の評価結果（エアロゾル量の評価に使用しない）

核種グループ	格納容器圧力逃がし装置への放出割合※1 （事故発生から168時間後時点、格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量の評価には使用しない）
希ガス	約 9.2×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO ₂	約 1.7×10^{-6}
SrO	約 2.0×10^{-4}
MoO ₂	約 3.0×10^{-6}
CsOH	約 2.7×10^{-6}
BaO	約 4.2×10^{-5}
La ₂ O ₃	約 1.0×10^{-4}
CeO ₂	約 1.0×10^{-4}
Sb	約 2.9×10^{-6}
Te ₂	0
UO ₂	0

※1 停止時炉内内蔵量に対する割合

第 3.2.2.1.1-5 表 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量
(単位：%)

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	¹⁴⁴ Ce	¹⁵⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu	⁹⁰ Sr	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	¹³¹ I	⁸⁵ Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	—	—	—	1	—	0.2	3	1	—
地階水、気相タンク類	0.01	—	—	2.1	0.5	0.7	47	(47)†	54
補助建屋	—	—	—	0.1	—	0.7	5	7	—
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

† 広範囲の I 濃度測定値と多量のデブリ(おもに地階水沈殿物)のため、ここでの保持量は炉心インベントリーを大きく上回る分析結果となってしまう。したがって、ここに保持された I のインベントリーは Cs と同等であると考える。

出典：TMI-2 号機の調査研究成果(渡会偵祐, 井上康, 榎田藤夫 日本原子力学会誌 Vol. 32, No. 4(1990))

第 3.2.2.1.1-6 表 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壌中の放射性核種

試料採取場所	【定点①】*1 グラウンド (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野鳥の森 (西約900m)*2			【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2		4/5.6号機サビス ビル前 (北約1,000m)*2	5/6号機廃棄物貯 蔵庫12棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22	3/22
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター *3	JAEA	日本分析 センター *3	JAEA	日本分析 センター *3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日	3/24	3/29	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25	3/25
I-131(約8日)	5.9E+06	5.7E+05	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06	5.4E+06
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4	*4
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.8E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	6.7E+03	1.7E+04	1.9E+05	1.9E+05
Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.6E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.9E+04	2.9E+04
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05	1.6E+05
Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	6.5E+05	5.9E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	6.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05	1.7E+05
Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05	3.8E+05
Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND	ND
Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02	7.9E+02
Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04	3.2E+04
Mo-99(約69時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND
Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.9E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	6.3E+03	6.3E+03
La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+06	4.2E+02	6.2E+02	7.9E+03	7.9E+03
Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND	ND
Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND	ND

出典：当社 HP (<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html>)

第 3.2.2.1.1-7 表 NUREG-1465 の知見を用いた補正後の放出割合（格納容器
 圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量を評価する際に使用）

核種グループ	格納容器圧力逃がし装置への放出割合 ^{※1} （事故発生から 168 時間後時点）
希ガス	約 9.2×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO ₂	約 5.2×10^{-7}
SrO	約 2.1×10^{-7}
MoO ₂	約 2.6×10^{-8}
CsOH	約 2.7×10^{-6}
BaO	約 2.1×10^{-7}
La ₂ O ₃	約 2.1×10^{-9}
CeO ₂	約 5.2×10^{-9}
Sb	約 5.2×10^{-7}
Te ₂	約 5.2×10^{-7}
UO ₂	約 5.2×10^{-9}

※1 停止時炉内内蔵量に対する割合

第 3.2.2.1.1-8 表 NUREG-1465 での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器への放出割合 ※1
Cs	0.25
TeO ₂ , Sb, Te ₂	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO ₂	0.0025
CeO ₂ , UO ₂	0.0005
La ₂ O ₃	0.0002

※1 NUREG-1465 の Table 3.12 「Gap Release」の値と
 「Early In-Vessel」の値の和を参照

別紙 27 スクラバ水の設定について

【待機時薬液濃度の設定】

水スクラバの無機よう素に対する DF を 1000 以上とするためには、スクラバ水の pH を 以上とする必要がある。そのため、スクラバ水の薬液として NaOH を添加することとしている。

一方、格納容器ベント中は、以下の 3 つの要因によりスクラバ水の pH は酸性側にシフトする。

(スクラバ水 pH を低下させる要因)

- ① 原子炉格納容器からの酸性物質の飛来に伴う水酸化物イオンの消費
- ② 無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費
- ③ ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈

フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度は、これらの要因を考慮しても pH が 以上を維持できるよう設定する必要がある。

そこで、①～③の要因による水酸化物イオンの消費、希釈量を評価する。

① 原子炉格納容器からの酸性物質の飛来に伴う水酸化物イオンの消費

格納容器ベント実施に伴い、原子炉格納容器内の酸性物質の一部がスクラバ水に流入する。原子炉格納容器内で発生する主な酸性物質については NUREG/CR-5950 にて検討がなされており、その発生源として燃料（核分裂生成物）、サプレッション・プール水及び溶存窒素、原子炉格納容器内のケーブル、原子炉格納容器下部コンクリートが挙げられている。また、これに加え、原子炉格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、硝酸の発生源となる可能性がある。原子炉格納容器内で発生する主な酸性物質を第 1 表に示す。

以下では、第 1 表に示す酸性物質のうち原子炉格納容器内での発生量が多くなると考えられる原子炉格納容器内のケーブルから発生する酸性物質、サプレッション・プール水中で発生する硝酸、原子炉格納容器下部コンクリートから発生する二酸化炭素について検討を行い、スクラバ水への酸性物質の流入量を評価した。

評価の結果、スクラバ水に流入する酸性物質として影響が支配的になると考えられるのは、原子炉格納容器内のケーブルから発生する酸性物質であり、原子炉格納容器からスクラバ水への流入量は HCl で 330[mo1]となった。この酸を中和するため、水酸化物イオンは 330[mo1]消費される。

第1表 原子炉格納容器内で発生する主な酸性物質

発生源	酸性物質
燃料（核分裂生成物）	よう化水素（HI）
サプレッション・プール水及び溶存窒素	硝酸（HNO ₃ ）
原子炉格納容器内のケーブル	塩化水素（HCl）
原子炉格納容器下部コンクリート（溶融炉心落下時）	二酸化炭素（CO ₂ ）
原子炉格納容器内塗料	硝酸（HNO ₃ ）

a. 原子炉格納容器内のケーブルから発生する酸性物質

原子炉圧力容器が破損し炉心溶融物が下部ドライウエルに落下した場合は、下部ドライウエルが局所的に高温になり、下部ドライウエルに接続されるケーブルの被覆材が熱分解することで酸性物質が発生する可能性がある。熱分解により発生した酸性物質は原子炉格納容器内スプレイにより気相部から除去されるとともに、原子炉格納容器内に保持されている間に水蒸気と共にサプレッション・チェンバに移行し複数回スクラビングを受ける。

また、原子炉格納容器内が高線量となった場合には、ケーブルの被覆材が放射線分解することで酸性物質が発生すると考えられる。放射線分解により発生した酸性物質についても、熱分解により発生した酸性物質同様、原子炉格納容器内での除去に期待できる。

このことを踏まえ、スクラバ水への酸性物質の流入量については、保守的に原子炉格納容器内のケーブルの被覆材の全量が分解されるものと仮定した上で、原子炉格納容器内スプレイによる除去効果及びサプレッション・チェンバでのスクラビング効果を考慮し、以下の式を用いて評価した。なお、ケーブルの被覆材の全量が分解されるものと仮定した場合、ケーブル内含有元素量の調査結果から、酸性物質の発生量はHClで33000[mo1]と評価される。

評価の結果、原子炉格納容器内のケーブルから発生する酸性物質のスクラバ水への移行量は330[mo1]となった。

$$\begin{aligned}
 Q &= q_1 \times 1 / (DF_1 \times DF_2) \\
 &= 33000 \times 1 / (10 \times 10) \\
 &= 330 [\text{mol}]
 \end{aligned}$$

Q : HCl の流入量 [mol]

q_1 : 熱分解による HCl 発生量 (33000) [mol]

DF_1 : 格納容器内スプレイによる除去係数 (10: CSE 試験に基づき設定) [-]

DF_2 : サプレッション・チェンバでのスクラビングによる除去係数
(10: Standard Review Plan 6.5.5 を参照し設定)) [-]

b. サプレッション・プール水中で発生する硝酸

サプレッション・プール水中に放射性物質が移行し、サプレッション・プール水中が高線量となった場合は、サプレッション・プール水及び溶存窒素への放射線の照射により硝酸が生成される。

大 LOCA + SBO + 全 ECCS 機能喪失においては、サプレッション・プール水中での硝酸の発生量は 7 日間で 1000 [mol] 程度と評価しているが、①生成される場所がサプレッション・プール水中であること、②硝酸は揮発しにくい性質を持つことから、原子炉格納容器気相部への硝酸の移行量は小さいものと考えられる。

このことから、スクラバ水への硝酸の移行量は小さく、前述の HCl の移行量と比べ無視し得る程度と考えられる。

c. 原子炉格納容器下部コンクリートから発生する二酸化炭素

熔融炉心・コンクリート相互作用発生時において、原子炉格納容器下部コンクリートから二酸化炭素が発生した場合、二酸化炭素は水中で水と結合し酸性物質である炭酸 (H_2CO_3) が生成される。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の事故進展解析においては、熔融炉心・コンクリート相互作用発生時においても、二酸化炭素の発生量は無視し得る程度と評価している。^{※1}このことから、スクラバ水への二酸化炭素の流入量は小さく、前述の HCl の移行量と比べ無視し得る程度と考えられる。

※1 有効性評価「熔融炉心・コンクリート相互作用」を参照

② 無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費

スクラバ水にて無機よう素を捕捉する際には、下記の化学反応式に記載の通り、1[mo1]の無機よう素を捕捉するためには、2[mo1]の水酸化物イオンが消費される。



今、フィルタ装置に流入する無機よう素量は、0.53[mo1]^{※2}と評価している。そのため、この無機よう素を捕捉するため、水酸化物イオン 1.06[mo1]が消費される。

※2 無機よう素のフィルタ装置への流入量は、原子炉格納容器内での自然沈着を考慮し、以下の式により評価する。ここで、よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。

$$\begin{aligned} Q &= q_0 \times F \times g \times 1/DF \times 1/M \\ &= 29100 \times 1 \times 0.91 \times 1/200 \times 1/254 \\ &\sim 0.53 \text{ [mo1]} \end{aligned}$$

Q：無機よう素のフィルタ装置への流入量[mo1]

q₀：よう素の停止時炉内内蔵量(29100)[g]

F：よう素の原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放出割合 (1) [-]

g：無機よう素の組成構成比 (0.91: R. G. 1. 195) [-]

DF：原子炉格納容器内での自然沈着による除去係数 (200:CSE 実験に基づき設定) [-]

M：無機よう素の分子量 (254) [-]

- ③ ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈待機時のフィルタ装置には、スクラバノズル上端から 1[m]まで水を張っており、水量は 23766[l]である。ベントガスの凝縮により、スクラバ水の最大水位はスクラバノズル上端から 2.2[m]であることから、水量は 38846[l]へ増加する。そのため、スクラバの薬液濃度は $23766/38846=0.61$ 倍に希釈される。

ここで、フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度を [] [wt%] とする。スクラバ水の初期量は 23766[l] であるため、添加する NaOH の量は $23766 \times \frac{[]}{100} = []$ [kg] = [] [mol] となる。

上記の①及び②による水酸化物イオンの消費量は $330+1.06=331.06$ [mol] であるため、これらの反応後、水酸化物イオンの残存量は $[] - 331.06 = []$ [mol] となる。一方、③の最大水位におけるスクラバ水の量は 38846[l] である。そのため、水酸化物イオン濃度は $[] / 38846 = []$ [mol/l] となり、pH は [] となる。

よって、フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度を [] [wt%] とすると、①②③の要因を考慮した後の pH は [] となり、無機よう素の DF を 1000 以上とするために必要なスクラバ水の pH である [] よりも十分に大きい。そのため、フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度は [] [wt%] (NaOH) とする。また、その時の pH は [] となる。

【ラジオリシスによる pH の変化】

フィルタ装置スクラバ水は、スクラバ水に捕捉された放射性物質による放射線に晒される。この放射線により、スクラバ水が放射線分解し、pH が酸性側にシフトしてしまうと、期待する無機よう素除去性能を達成できなくなる可能性がある。

そこで、放射線分解シミュレーションにより、スクラバ水に想定される高温の放射線照射環境下において、スクラバ水の pH がどのように変化するかの評価を実施した。評価の条件を第 2 表に示す。

第 2 表 放射線分解シミュレーション条件一覧表

項目	条件
評価コード	・ FACSIMILE
設定条件	<ul style="list-style-type: none"> ・ 水の放射線分解収量，分解生成物の反応式リスト，反応速度定数 ：文献¹⁾より設定 ・ 高温での水酸化ナトリウム解離定数 ：文献²⁾より設定.
スクラバ水の条件	<p>【ケース 1：スクラバ水温 100℃】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ スクラバ水温度：100℃ ・ 雰囲気：脱気 ・ スクラバ水吸収線量率：10kGy/h^{※1} ・ 照射時間：7 日間 ・ 初期 pH：12.5（25℃における値） <p>【ケース 2：スクラバ水温 200℃】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ スクラバ水温度：200℃ ・ 雰囲気：脱気 ・ スクラバ水吸収線量率：10kGy/h^{※1} ・ 照射時間：7 日間 ・ 初期 pH：12.5（25℃における値）

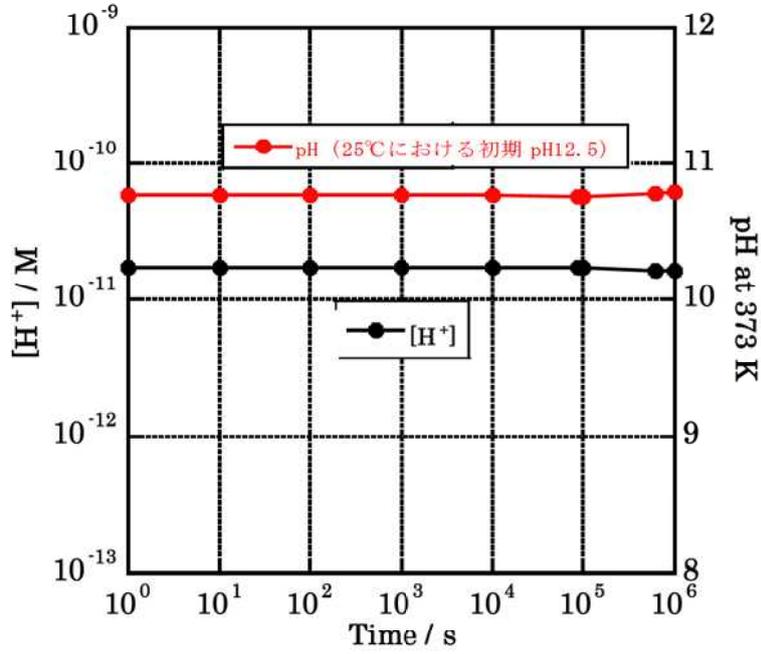
文献¹⁾：A. J. Elliot, AECL 153-127160-450-001 (2009)

文献²⁾：Kiwamu Sue et al., J. Supercrit. Fluids, 28, 287-296 (2004)

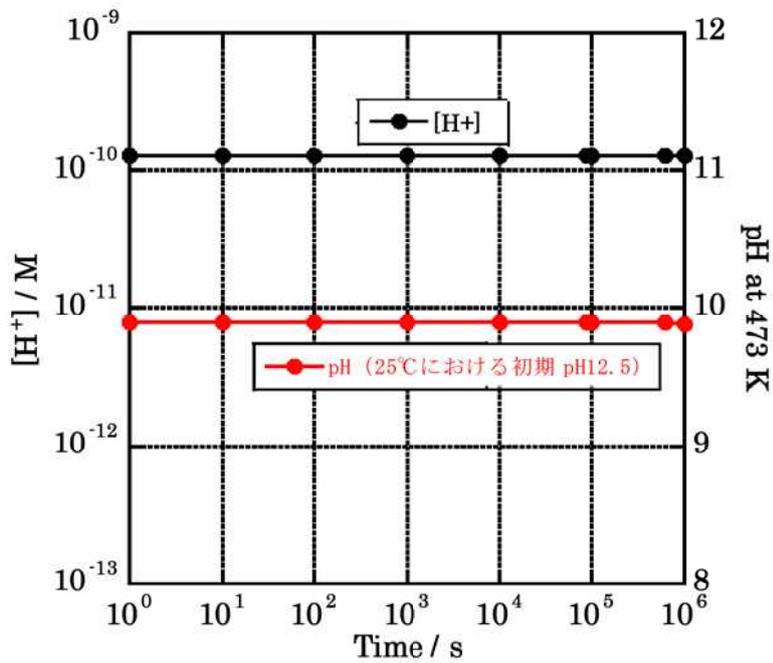
※1 大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，D/W ベントシナリオにて想定される線量率の約 10 倍

第 2 表の条件にて放射線分解シミュレーションを実施したところ、スクラバ水 pH の時間推移は第 1 図，第 2 図の通りとなった。第 1 図，第 2 図より、いずれのケースにおいても、H⁺濃度はほとんど変化しておらず、そのためスクラバ水の pH もほとんど変化しないことがわかった。

よって、スクラバ水の放射線分解による pH の変化はほとんど生じないことから、スクラバ水の放射線分解がフィルタ装置の無機よう素の捕捉性能に与える影響はない。



第 1 図 スクラバ水 pH の時間推移 (スクラバ水温 100℃)



第 2 図 スクラバ水 pH の時間推移 (スクラバ水温 200℃)

別紙 33 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について

格納容器ベント実施に伴う現場作業は、放射線環境下での作業となることから、作業の成立性を確認するために各作業場所における線量影響を評価する。

なお、中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については、高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。

線量影響の評価に当たっては、「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」（以下「審査ガイド」という。）を参照した。

1. 想定する作業と作業時間帯、作業エリア

ここでは格納容器ベント実施に伴う作業を評価対象とする。格納容器ベントの実施前及び実施後における作業の作業場所、作業時間帯及び評価時間を第 1-1 表及び第 1-8 図から第 1-17 図に示す。

各作業の評価時間には、作業場所への往復時間を含めた。格納容器ベント実施後の屋外の各作業の往復時間における被ばく評価に当たっては、移動中における線量率が作業場所（線源となるよう素フィルタ等の近傍）における線量率よりも小さいことを考慮し、作業場所よりも線量影響が小さい場所にいるものとして評価した。

格納容器ベント実施前の屋外及び屋内の各作業の被ばく評価に当たっては、作業場所を代表評価点とし、移動時間を含めて作業場所にいるものとして評価した。ただし、フィルタベント大気放出ラインドレン弁の閉操作の被ばく評価に当たっては、移動中は屋内、作業中は屋外にいるものとして評価した。

第1-1表 格納容器ベント実施前後の作業

	格納容器ベント実施前の作業				格納容器ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放出ライン ドレン弁の閉操作	二次隔離弁の 開操作	フィルタ装置 ドレン移送 ポンプ水張り	一次隔離弁の 開操作	フィルタ装置 水位調整 (水抜き)	フィルタ装置 スクラバ水 pH調整	ドレン移送 ライン 窒素ガスパーージ	ドレンタンク 水抜き
作業開始時間 (事象発生後)	屋外 (原子炉建屋屋上)	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋外	屋外	屋外
	4時間後～ 約38時間後	4時間後～ 約38時間後	約36時間後～ 約37時間後	ベント実施時刻 (約38時間後)	W/Wベント時 : 63時間後 ^{※1} D/Wベント時 : 79時間後 ^{※1}	W/Wベント時 : 63時間後以降 D/Wベント時 : 79時間後以降	168時間後以降 ^{※2}	
評価時間 ^{※3}	移動20分 作業5分	移動20分 作業5分	移動20分 作業35分	移動20分 作業40分	1班: 移動20分 作業10分 2班: 移動20分 作業10分 3班: 移動55分 作業25分 ^{※1} 4班: 移動20分 作業15分	1班: 移動55分 作業15分 ^{※4} 2班: 移動20分 作業10分 3班: 移動20分 作業10分 4班: 移動20分 作業10分	1班: 移動20分 1班: 作業10分 2班: 移動20分 2班: 作業10分	

※1 スクラバ水の上限水位到達時間の評価結果から、水位調整に要する作業時間に見込み3時間を差し引き設定

※2 ドレンタンク内凝縮水量の評価結果を参照

※3 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.7で示すタイムチャート(次ページ以降の第1-1図から第1-7図)を元に整理。

※4 作業時間のうち10分は高台での作業であることから、移動中の評価と同様に、作業場所(線源となるよう素フィルタ等の近傍)よりも線量影響が小さい場所にいるものとして評価した。

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)											備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110			
フィルタ装置 スクラバ水pH調整	中央制御室運転員A	スクラバ水pH調整完了 85分 補給用ポンプ及びサンプリングポンプ起動													
		1												pH値確認	
	緊急時対策要員	4		現場移動											
				系統構成											
		4												現場移動	
														pH値及び水位測定,完了	
	2												現場移動※		
													資機材準備,スクラバ水pH制御設備健全性確認		
													現場移動		
													窒素発生装置暖気運転,系統構成		
											現場移動				
											ホース接続,薬液注入開始				
											薬液注入開始				
											薬液注入停止操作				
											薬液注入完了				

※ 大湊高台保管場所への移動は、20分と想定する。

第1-5 図 フィルタ装置スクラバ水 pH 調整 タイムチャート

		経過時間(分)												備考			
		20	40	60	80	100	120	140	160	180							
手順の項目	要員(数)	ドレン移送ライン窒素ガスバージ開始 70分															
	緊急時対策要員	130分 ドレン移送ライン窒素ガスバージ作業完了															
ドレン移送ライン窒素ガスバージ	6	現場移動	移動、配置、窒素発生装置暖気操作														
	2	窒素供給開始操作	窒素発生装置暖気、ホース接続、系統構成	現場移動	窒素供給停止操作	ドレン移送ライン窒素ガスバージ完了											

第I-6 図 ドレン移送ライン窒素ガスバージ タイムチャート

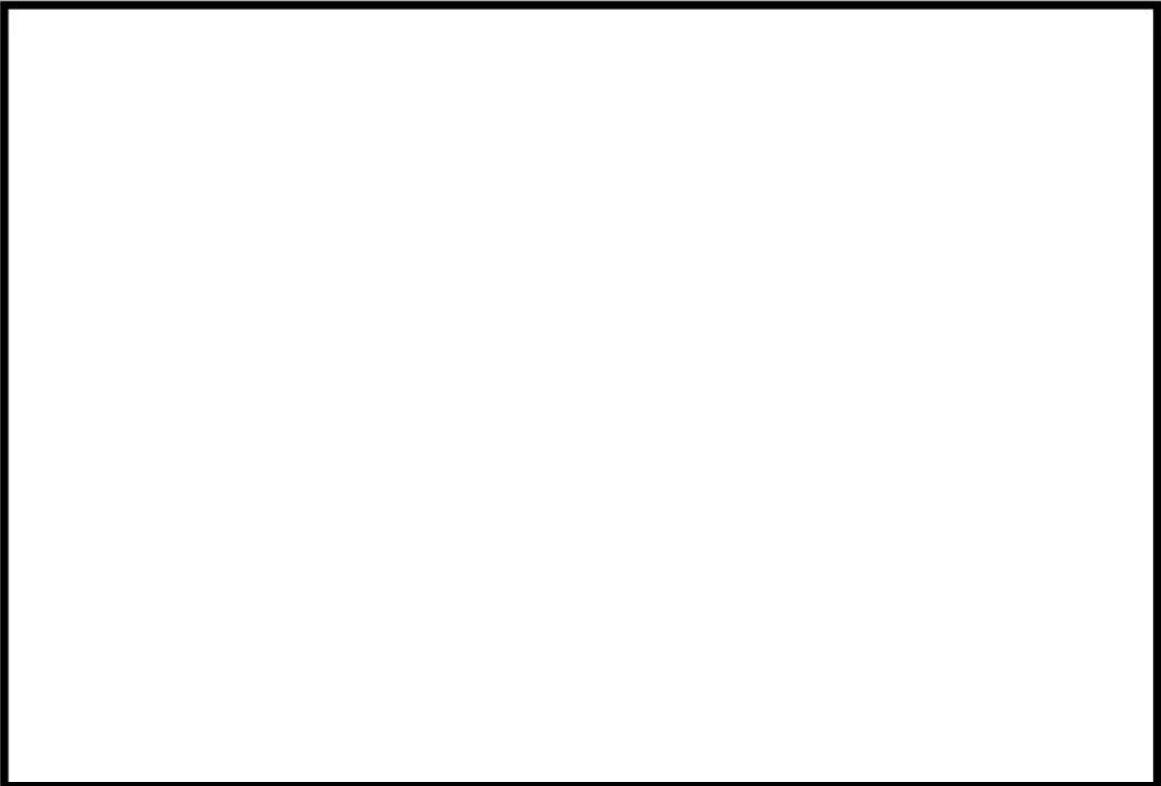
		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120			
手順の項目	要員(数)	ポンプ起動・流量調整 ドレンタンク水抜き開始														
	中央制御室運転員A	ドレンタンク水抜き作業完了 80分														
ドレンタンク水抜き	1	現場移動	水抜き(水位3000(mm) → 510(mm)) 継続監視													
	4	弁開操作、系統構成	現場移動	ポンプ停止、弁開操作												

第I-7 図 ドレンタンク水抜き タイムチャート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 1-8 図 6 号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋地下 1 階）

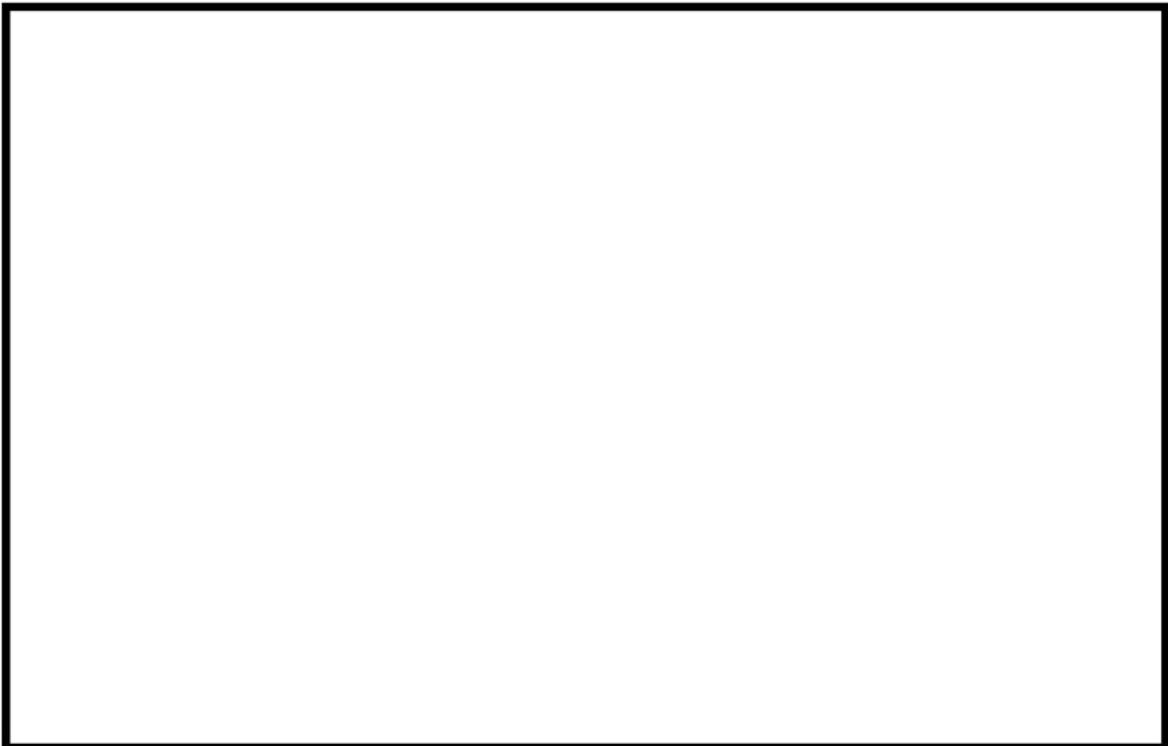


第 1-9 図 6 号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋地下 1 階（中間階））

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

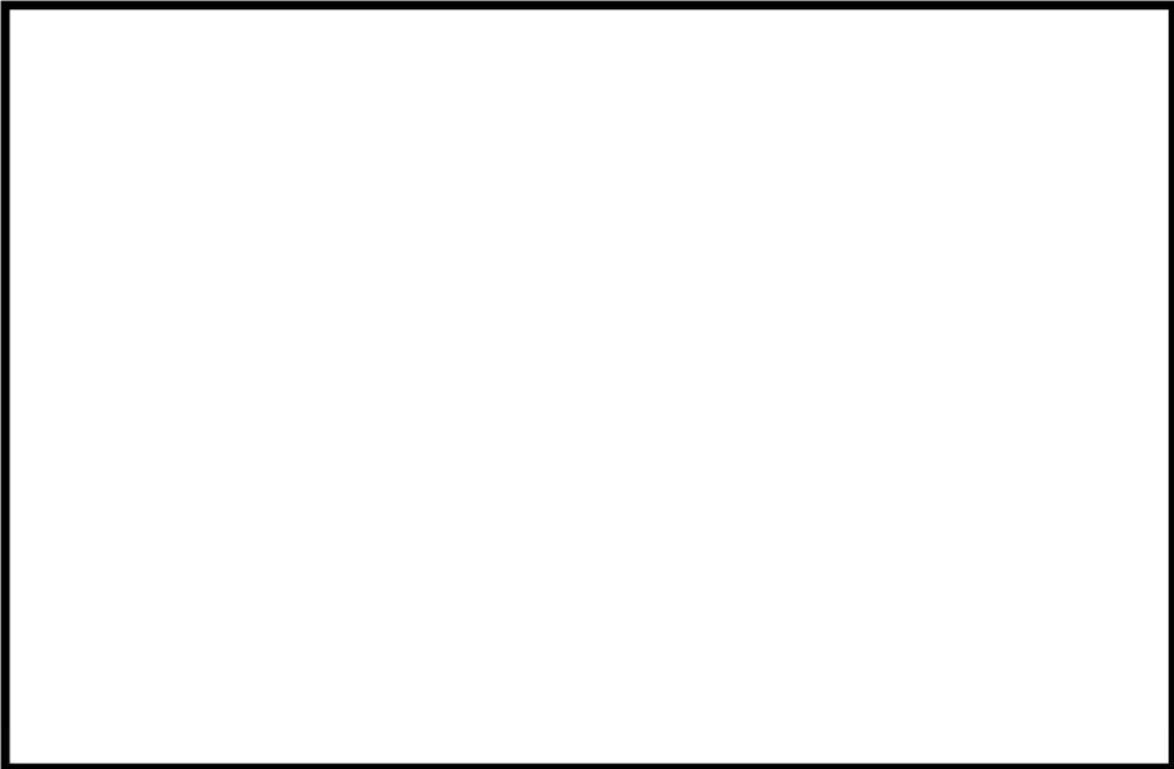


第 1-10 図 6 号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋 2 階）



第 1-11 図 6 号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

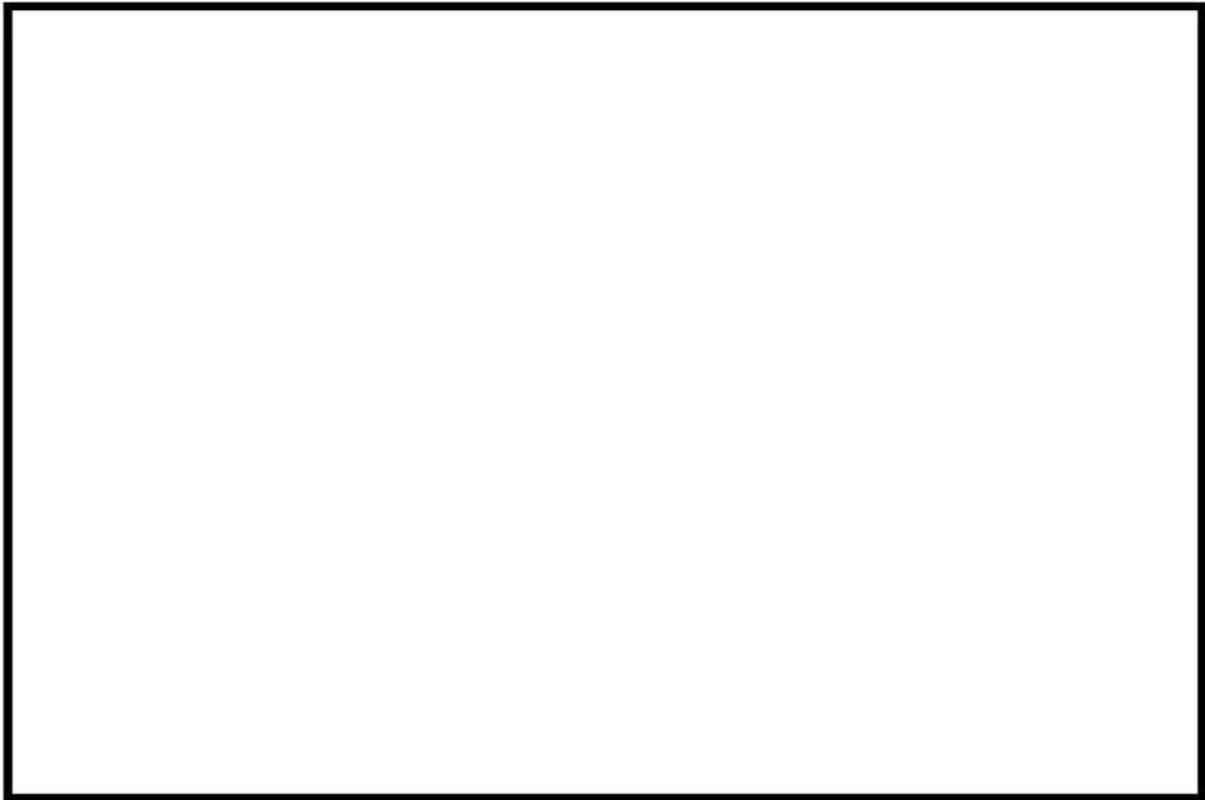


第 1-12 図 6 号炉屋外作業場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

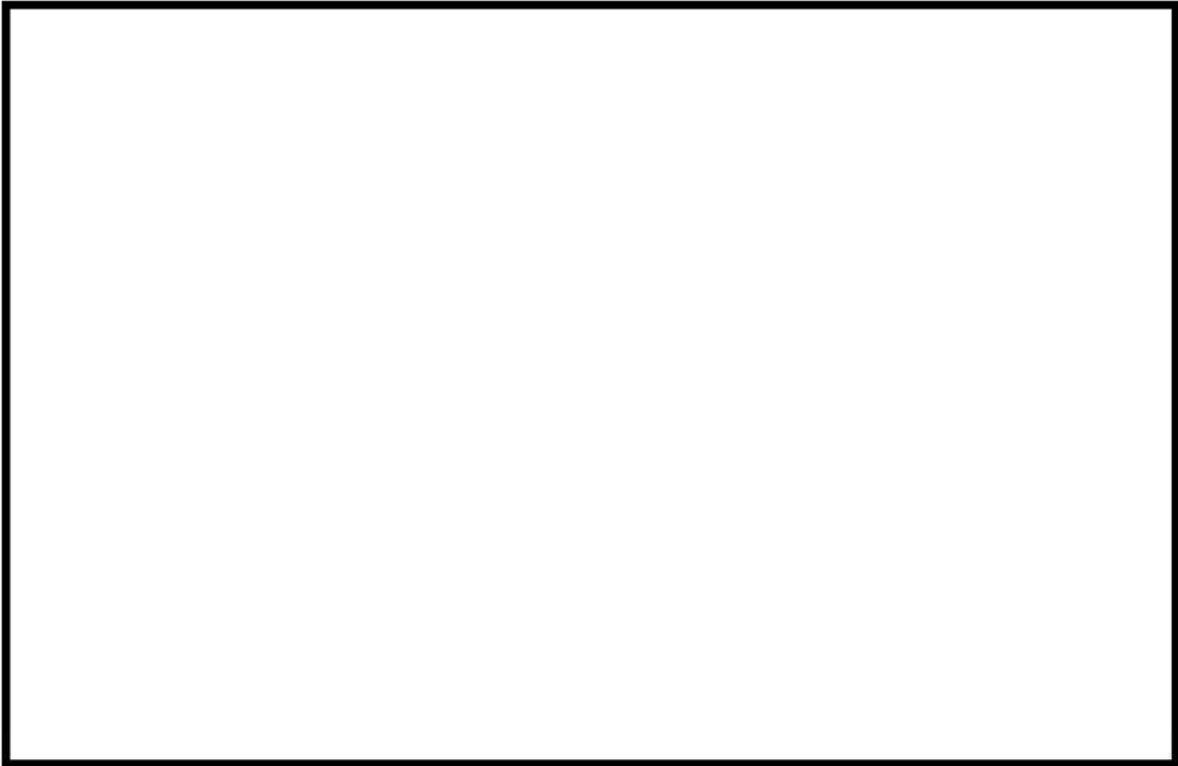


第 1-13 図 7号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋地下1階）



第 1-14 図 7号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋地下1階（中間階））

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

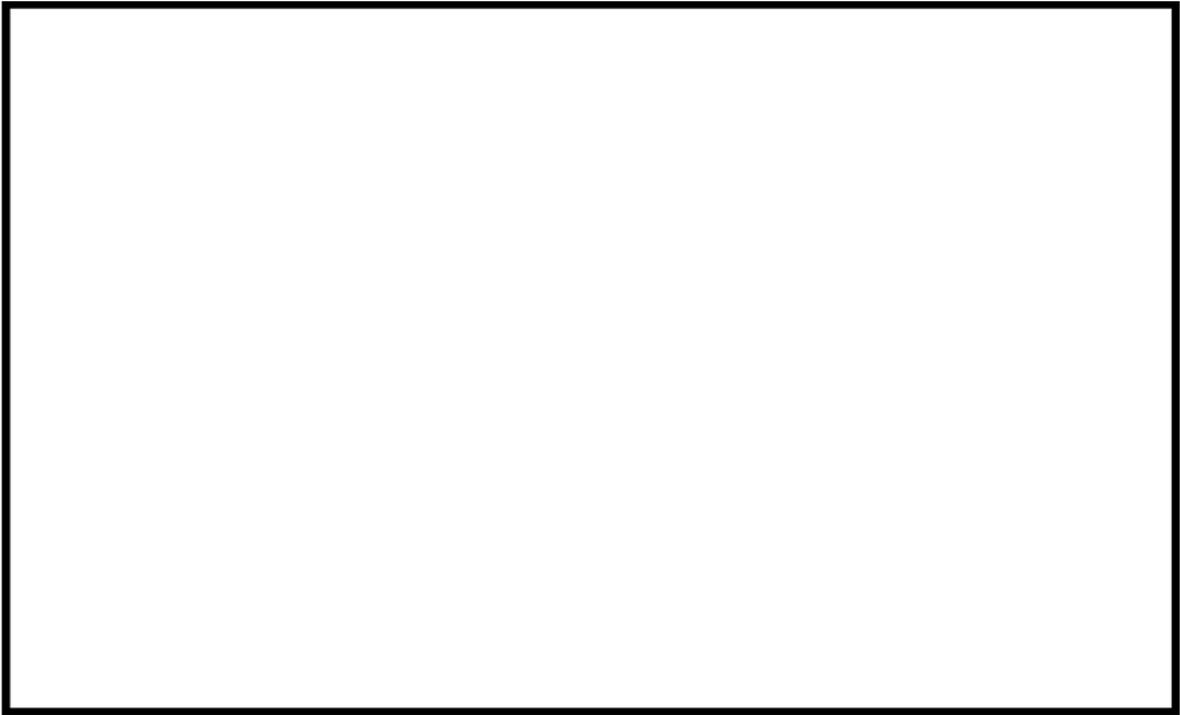


第 1-15 図 7 号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋 2 階）



第 1-16 図 7 号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋 3 階（中間階））

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 1-17 図 7 号炉屋外作業場所

2. 想定シナリオ

想定シナリオは以下のとおりとした。

- ・ 発災プラント：6号及び7号炉
- ・ 想定事象：大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失
- ・ 以下の4ケースについて評価^{※1}
 - 6号炉：W/W ベント，7号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功
 - 6号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功，7号炉：W/W ベント
 - 6号炉：D/W ベント，7号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功
 - 6号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功，7号炉：D/W ベント

※1 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉においては、原子炉格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、原子炉格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」においても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。したがって、仮に6号及び7号炉において同時に重大事故等が発生したと想定する場合であっても、第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては、片方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを想定する。格納容器ベントに至る事故シーケンスとしては、前述の「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を選定した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。

3. 放出放射能量

大気中への放出放射能量は、中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価^{※1}と同様の評価方法にて評価した。なお、D/W ベント時には、ベントライン経由で放出される無機よう素に対しサプレッション・プールのスクラビング効果を見込まないものとした。

評価結果を第3-1表から第3-3表に示す。

※1 「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」の「添付資料 2 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について」を参照。

第3-1表 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値)
 (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	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値) (単一号炉)
		原子炉建屋から大気中への放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 3.8×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 1.6×10^{16}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.9×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.9×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.8×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 4.6×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.5×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 8.2×10^{11}

第3-2表 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値)
 (W/W ベントの実施を想定する場合)

核種類	停止時炉内 内蔵量[Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値) (単一号炉)	
		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 大気中への放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 7.8×10^{18}	約 1.3×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 6.4×10^{15}	約 7.5×10^{15}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.4×10^9	約 4.0×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.4×10^9	約 3.3×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.3×10^9	約 3.0×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 3.7×10^8	約 5.0×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.0×10^8	約 4.1×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 6.6×10^7	約 8.8×10^{11}

第3-3表 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値)
(D/W ベントの実施を想定する場合)

核種類	停止時炉内 内蔵量[Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値) (単一号炉)	
		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 大気中への放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 6.6×10^{18}	約 1.4×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 6.1×10^{15}	約 8.0×10^{15}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 5.1×10^{12}	約 4.4×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 3.4×10^{12}	約 3.6×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 3.4×10^{12}	約 3.3×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 5.4×10^{11}	約 5.5×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 4.3×10^{11}	約 4.5×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 9.6×10^{10}	約 9.7×10^{11}

4. 大気拡散評価

大気拡散評価の条件は、評価点、着目方位、実効放出継続時間を除き、中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価と同じとした。

放射性物質の大気拡散評価で用いた放出点、評価点並びに評価結果を第 4-1 表に示す。また、主な評価条件を第 4-2 表に示す。

なお、評価点は、全方位（16 方位）に対し 10m 刻みで評価点を変更した大気拡散評価を行い、最大の評価結果を与える評価点を選定した。このため、作業エリア全域に対し、第 4-1 表に示す相対濃度及び相対線量を適用することは保守的な結果を与える。

第 4-1 表 相対濃度及び相対線量

評価点	放出点及び放出点高さ*	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
屋内及び 屋外の 作業エリア	6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管 (地上 40.4m)	1.0×10 ⁻³	7.4×10 ⁻¹⁸
	7 号炉格納容器圧力逃がし装置配管 (地上 39.7m)	1.0×10 ⁻³	7.4×10 ⁻¹⁸
	6 号炉原子炉建屋中心 (地上 0m)	2.1×10 ⁻³	7.4×10 ⁻¹⁸
	7 号炉原子炉建屋中心 (地上 0m)	2.1×10 ⁻³	7.4×10 ⁻¹⁸
	6 号炉主排気筒 (地上 73m)	6.8×10 ⁻⁴	4.9×10 ⁻¹⁸
	7 号炉主排気筒 (地上 73m)	6.8×10 ⁻⁴	4.9×10 ⁻¹⁸

※放出点高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮。

5. 評価経路

被ばく経路の概念図を第 5-1 図及び第 5-2 図に示す。

6. 評価方法

(1) 原子炉建屋外での作業

a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は、原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。直接ガンマ線については QAD-CGGP2R コードを用い、スカイシャインガンマ線については ANISN コード及び G33-GP2R コードを用いて評価した。

b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果を踏まえ評価した。

c. 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果、地表面沈着効果を踏まえて評価した。

e. 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによろ素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによろ素フィルタ内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは、放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、線源の位置と形状並びに線源を囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮して評価した。直接ガンマ線の評価には、QAD-CGGP2R コードを用い、スカイシャインガンマ線の評価には、QAD-CGGP2R コード及び G33-GP2R コードを用いた。

(2) 原子炉建屋内での作業

a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度^{*1}になると仮定し、サブマージョンモデルを用いて評価した。なお、サブマージョンモデルでの計算に用いる空間容積は、6号及び7号炉の一次隔離弁及び二次隔離弁の作業エリアの空間容積を包絡する値 を設定した。

b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果と建屋による遮

蔽効果を踏まえて評価した。

c. 原子炉建屋内の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

原子炉建屋内の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度^{※1}になると仮定して評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、原子炉建屋外壁が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価の対象外とした。

e. 格納容器圧力逃がし装置の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の配管内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位置と形状並びに作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。評価に当たっては、QAD-CGGP2R コードを用いた。

なお、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに屋外の配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、原子炉建屋外壁が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価の対象外とした。また、原子炉建屋内の配管においても、配管と作業エリアとの間に十分厚い遮蔽が存在する場合は、影響は軽微であるとし評価の対象外とした。

※1 格納容器ベント実施時に原子炉建屋屋上から放出されたベント流体は、熱エネルギーを持つため放出後に上昇し、さらに周囲の風場の影響を受け原子炉建屋から時間と共に離れてゆくものと考えられる。また、ベント流体の放出口（6号炉：地上40.4m、7号炉：地上39.7m）と一次隔離弁の開操作場所（W/Wベント時 D/Wベント時： ）は少なくとも30m程度の高低差があることから、放出されたベント流体が一次隔離弁の開操作場所に直接流入することはほとんど無いものと考えられる。このことから、一次隔離弁の開操作に伴う被ばくの評価においては、ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響を考慮しないものとした。

7. 評価条件

大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を第 7-1 表及び第 7-2 表に示す。

8. 評価結果

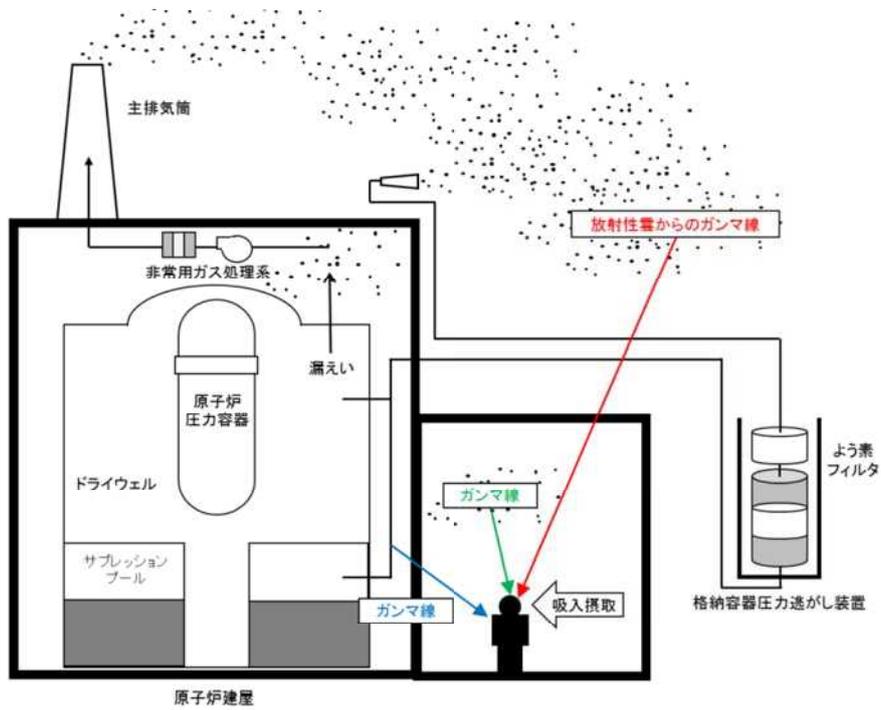
格納容器ベント (W/W ベント) の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を第 8-1 表, 第 8-2 表に示す。また, 格納容器ベント (D/W ベント) の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を第 8-3 表, 第 8-4 表に示す。

最も被ばく線量が大きくなる作業においても約 81mSv となった。したがって, 緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても, 作業可能であることを確認した。

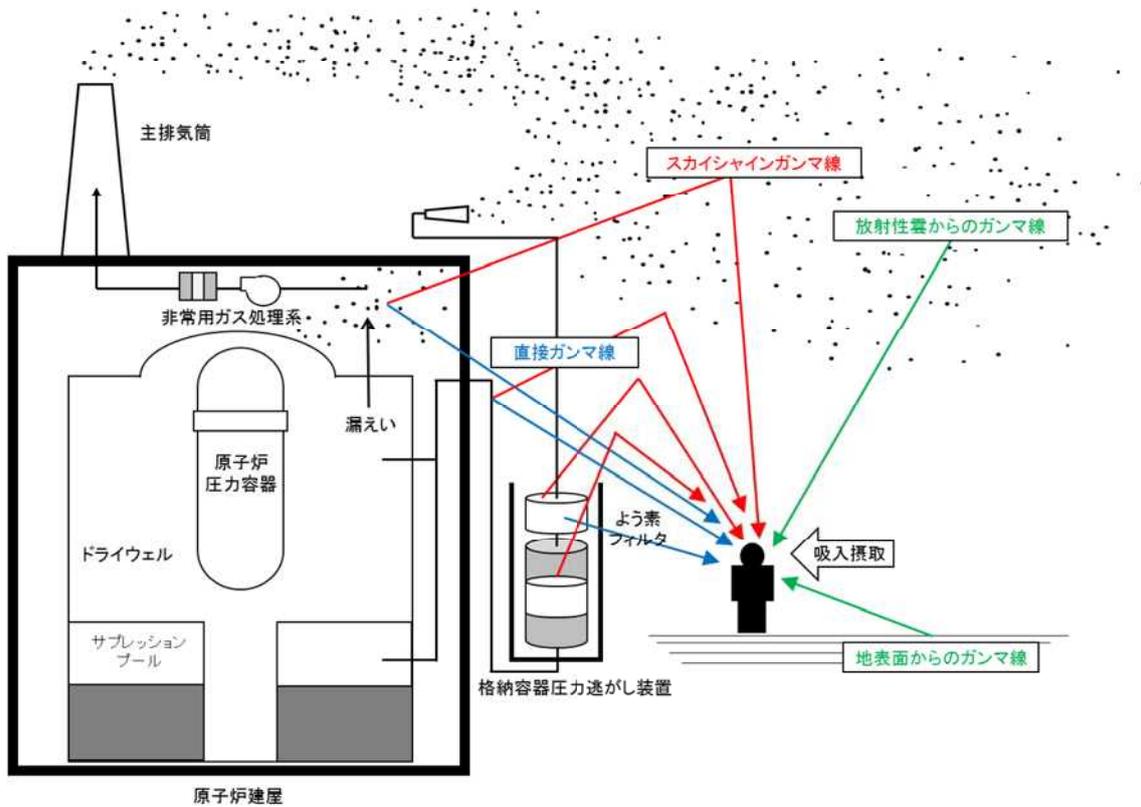
なお, 第 8-1 表から第 8-4 表の評価結果は, 第 1-1 表に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち, 評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載しており, その他の時間帯における被ばく線量は前述の評価結果以下となる。したがって, 第 1-1 表に示す各作業の作業開始時間の範囲においては, いずれの時間帯においても作業可能である^{※2}。

また, 炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離弁の閉操作等の作業については, 当該作業に係る被ばく線量が, 炉心損傷後の格納容器ベントに伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため, 作業可能である。

※2 本被ばく評価では, 非常用ガス処理系が停止した時点で, 二次格納施設の換気率は無限大[回/日]となり, それまで二次格納施設内に閉じ込められていた放射性物質が一瞬にして屋外に放出されるという想定をしている。そのため, 非常用ガス処理系の停止直後において, 屋内及び屋外の作業環境は非常に厳しいものになるが, 被ばく評価に当たって, この期間における作業実施を想定することは過度に保守的であると考えられる。したがって, 非常用ガス処理系が停止してから 5 分間は評価対象期間外とした。



第 5-1 図 被ばく経路概念図 (原子炉建屋内)



第 5-2 図 被ばく経路概念図 (原子炉建屋外)

第 4-2 表 放射性物質の大気拡散評価条件(1/2)

項目	評価条件	選定理由
大気拡散 評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドを参照
気象データ	柏崎刈羽原子力発電所における 1 年間の 気象データ(1985 年 10 月～1986 年 9 月)	建屋影響を受ける大気拡散評価 を行うため保守的に地上風（地 上約 10m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり、 発電所において観測された 1 年 間の気象データを使用
実効放出 継続時間	<p>【6 号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管 相対濃度：1 時間，相対線量：1 時間 ・ 6 号炉原子炉建屋 相対濃度：1 時間，相対線量：1 時間 ・ 6 号炉主排気筒 相対濃度：10 時間，相対線量：10 時間 <p>【7 号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 7 号炉格納容器圧力逃がし装置配管 相対濃度：1 時間，相対線量：1 時間 ・ 7 号炉原子炉建屋 相対濃度：1 時間，相対線量：1 時間 ・ 7 号炉主排気筒 相対濃度：10 時間，相対線量：10 時間 	審査ガイドを参照
累積出現頻度	小さい方から累積して 97%	審査ガイドを参照
建屋巻き込み	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
巻き込みを 生じる 代表建屋	6 号炉原子炉建屋 及び 7 号炉原子炉建屋	放出源であり，巻き込みの影響 が最も大きい建屋として設定

第 4-2 表 放射性物質の大気拡散評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由
放出源及び 放出源高さ	<p>【6号炉】 6号炉格納容器圧力逃がし装置配管 ：地上 40.4m 6号炉原子炉建屋：地上 0m 6号炉主排気筒：地上 73m</p> <p>【7号炉】 7号炉格納容器圧力逃がし装置配管 ：地上 39.7m 7号炉原子炉建屋：地上 0m 7号炉主排気筒：地上 73m</p>	<p>実高さを参照。 なお、放出エネルギーによる影響は未考慮。</p>
放射性物質濃度 の評価点	<p>全方位（16方位）に対し、放出点からの距離を10m刻みで変更した大気拡散評価を行い、最大の評価結果を与える方位及び距離を選定</p>	<p>大気拡散評価の評価結果が、作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定</p>
着目方位	<p>全方位</p>	<p>大気拡散評価の評価結果が作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定</p>
建屋投影面積	<p>1931m²</p>	<p>審査ガイドに示された評価方法を参照し設定。風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの。</p>
形状係数	<p>1/2</p>	<p>審査ガイドに示された評価方法を参照し設定</p>

第 7-1 表 防護措置

項目	評価条件	選定理由
マスクによる防護係数	<p>1000</p>	<p>着用を考慮し、期待できる防護係数として設定した</p>
ヨウ素剤	<p>考慮しない</p>	<p>保守的に考慮しないものとした</p>
防護服	<p>考慮しない</p>	<p>同上</p>

第7-2表 線量換算係数及び地表面への沈着速度等

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上述の核種以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく
呼吸率	1.2m ³ /h	ICRP Publication71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定
地表への沈着速度	エアロゾル粒子 : 0.5cm/s 無機よう素 : 0.5cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着なし	湿性沈着を考慮し設定
配管内, フィルタ内の線源強度の評価で用いる放射性物質の付着割合	【配管内】 希ガス : 0% 有機よう素 : 0% 無機よう素 : 10%/100m 粒子状放射性物質 : 10%/100m	NUREG/CR-4551 を参照し, 付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して, 配管内面への沈着割合を設定。配管 100m 当たり, 配管に流入する放射性物質の 10%が付着するものとした。
	【フィルタ装置】 希ガス : 0% 有機よう素 : 0% 無機よう素 : 100% 粒子状放射性物質 : 100% 【よう素フィルタ】 希ガス : 0% 有機よう素 : 100% 無機よう素 : 100% 粒子状放射性物質 : 0%	フィルタ内の線源強度を保守的に見積もるために, 設計上フィルタで除去できる放射性物質については, フィルタに流入する全量が付着するものとした。なお, フィルタへの流入量の評価に当たっては, 配管内への付着による放射性物質の除去効果を考慮しないものとした。

第8-1表 6号炉の格納容器ベント (W/Wベント) 実施に伴う被ばく評価結果 (単位: mSv)

評価内容	格納容器ベント実施前の作業				格納容器ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放流ライン ドレン弁の開操作 屋外 (原子炉建屋屋上)	二次隔離弁の 開操作※1 屋内 (二次格納施設外)	フィルタ装置 ドレン移送ポンプ 水張り 屋外	一次隔離弁の 開操作 (S/C側) 屋内 (二次格納施設外)	フィルタ装置 水位調整 (水抜き) ※2 屋外	フィルタ装置 スクラバ水 pH調整※1※2 屋外	ドレン移送ライン 窒素ガス バーンジ※1※2 屋外	ドレンタンク 水抜き※1※2 屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 3.1×10 ⁰	約 1.7×10 ⁰	約 4.1×10 ⁰	約 3.8×10 ⁰ ※3	約 1.0×10 ⁰	約 2.3×10 ⁰	約 1.8×10 ⁰	約 1.0×10 ⁰
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 1.1×10 ⁰	0.1 以下	約 1.2×10 ¹	約 4.7×10 ⁰	約 2.2×10 ⁰	約 6.0×10 ⁰	約 5.2×10 ⁰	約 5.0×10 ⁻¹
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく※4	約 5.6×10 ⁻¹	約 6.4×10 ⁻¹	約 1.5×10 ⁰	約 1.4×10 ⁰	約 1.1×10 ⁻¹	約 3.0×10 ⁻¹	約 2.6×10 ⁻¹	0.1 以下
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 4.5×10 ⁰	—※5	約 2.7×10 ¹	—※5	約 7.8×10 ⁰	約 2.1×10 ¹	約 1.8×10 ¹	約 5.2×10 ⁰
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—※5	—※5	—※5	約 1.1×10 ¹	約 2.7×10 ¹	約 4.5×10 ¹	約 2.0×10 ¹	約 1.2×10 ¹
被ばく線量	約 9.3mSv	約 2.4mSv	約 45mSv	約 21mSv	1班: 約 38mSv 2班: 約 38mSv	1班: 約 38mSv 2班: 約 38mSv 3班: 約 74mSv 4班: 約 52mSv	1班: 約 46mSv 2班: 約 38mSv 3班: 約 38mSv	1班: 約 19mSv 2班: 約 19mSv

※1 被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載

※2 被ばく線量の内訳は、被ばく線量が最も大きい班について記載

※3 ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない。

※4 マスク着用 (PF1000) による防護効果を考慮する。

※5 線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

第8-2表 7号炉の格納容器ベント (W/Wベント) 実施に伴う被ばく評価結果 (単位: mSv)

評価内容	格納容器ベント実施前の作業				格納容器ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放流ライン ドレン弁の開操作 屋外 (原子炉建屋屋上)	二次隔離弁の 開操作※1 屋内 (二次格納施設外)	フィルタ装置 ドレン移送ポンプ 水張り 屋外	一次隔離弁の 開操作 (S/C側) 屋内 (二次格納施設外)	フィルタ装置 水位調整 (水抜き) ※2 屋外	フィルタ装置 スクラバ水 pH調整※1※2 屋外	ドレン移送ライン 窒素ガス パージ※1※2 屋外	ドレンタンク 水抜き※1※2 屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 3.2×10 ⁰	約 1.7×10 ⁰	約 3.1×10 ⁰	約 3.8×10 ⁰ ※3	約 1.1×10 ⁰	約 3.0×10 ⁰	約 1.2×10 ⁰	
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 1.1×10 ⁰	0.1 以下	約 1.2×10 ¹	約 4.7×10 ⁰	約 2.2×10 ⁰	約 6.0×10 ⁰	約 5.2×10 ⁰	
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく※4	約 5.6×10 ⁻¹	約 6.4×10 ⁻¹	約 1.5×10 ⁰	約 1.4×10 ⁰	約 1.1×10 ⁻¹	約 3.0×10 ⁻¹	0.1 以下	
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 4.5×10 ⁰	—※5	約 2.7×10 ¹	—※5	約 7.8×10 ⁰	約 2.1×10 ¹	約 5.2×10 ⁰	
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—※5	—※5	—※5	0.1 以下	約 2.8×10 ¹	約 4.8×10 ¹	約 1.3×10 ¹	
被ばく線量	約 9.4mSv	約 2.4mSv	約 44mSv	約 10mSv	1 班: 約 39mSv 2 班: 約 39mSv	1 班: 約 39mSv 2 班: 約 39mSv 3 班: 約 39mSv 4 班: 約 53mSv	1 班: 約 20mSv 2 班: 約 20mSv	

※1 被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載

※2 被ばく線量の内訳は、被ばく線量が最も大きい班について記載

※3 ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない。

※4 マスク着用 (PF1000) による防護効果を考慮する。

※5 線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

第8-3表 6号炉の格納容器ベント(D/Wベント)実施に伴う被ばく評価結果(単位:mSv)

評価内容	格納容器ベント実施前の作業				格納容器ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放流ライン ドレン弁の開操作 屋外 (原子炉建屋屋上)	二次隔離弁の 開操作※1 屋内 (二次格納施設外)	フィルタ装置 ドレン移送ポンプ 水張り 屋外	一次隔離弁の 開操作(D/W側) 屋内 (二次格納施設外)	フィルタ装置 水位調整 (水抜き) ※2 屋外	フィルタ装置 スクラバ水 pH調整※1※2 屋外	ドレン移送ライン 窒素ガス パージ※1※2 屋外	ドレンタンク 水抜き※1※2 屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 3.2×10 ⁰	約 1.8×10 ⁰	約 4.3×10 ⁰	約 4.2×10 ⁰ ※3	約 9.6×10 ⁻¹	約 2.3×10 ⁰	約 1.0×10 ⁰	
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 1.1×10 ⁰	0.1以下	約 1.2×10 ¹	約 2.8×10 ⁰	約 3.6×10 ⁰	約 9.0×10 ⁰	約 4.6×10 ⁻¹	
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく※4	約 5.7×10 ⁻¹	約 6.5×10 ⁻¹	約 1.6×10 ⁰	約 1.6×10 ⁰	約 1.3×10 ⁻¹	約 3.5×10 ⁻¹	0.1以下	
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 4.5×10 ⁰	—※5	約 2.7×10 ¹	—※5	約 7.3×10 ⁰	約 1.9×10 ¹	約 5.5×10 ⁰	
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—※5	—※5	—※5	約 3.5×10 ⁰	約 2.8×10 ¹	約 4.6×10 ¹	約 1.6×10 ¹	
被ばく線量	約 9.4mSv	約 2.4mSv	約 45mSv	約 12mSv	1班:約40mSv 2班:約40mSv	1班:約40mSv 2班:約40mSv 3班:約77mSv 4班:約55mSv	1班:約23mSv 2班:約23mSv	

※1 被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載

※2 被ばく線量の内訳は、被ばく線量が最も大きい班について記載

※3 ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない。

※4 マスク着用(PF1000)による防護効果を考慮する。

※5 線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

第8-4表 7号炉の格納容器ベント(D/Wベント)実施に伴う被ばく評価結果(単位:mSv)

評価内容	格納容器ベント実施前の作業				格納容器ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放流ライン ドレン弁の開操作 屋外 (原子炉建屋屋上)	二次隔離弁の 開操作※1 屋内 (二次格納施設外)	フィルタ装置 ドレン移送ポンプ 水張り 屋外	一次隔離弁の 開操作(D/W側) 屋内 (二次格納施設外)	フィルタ装置 水位調整 (水抜き) ※2 屋外	フィルタ装置 スクラバ水 pH調整※1※2 屋外	ドレン移送ライン 窒素ガス パージ※1※2 屋外	ドレンタンク 水抜き※1※2 屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 3.4×10 ⁰	約 1.8×10 ⁰	約 3.2×10 ⁰	約 4.2×10 ⁰ ※3	約 1.1×10 ⁰	約 2.9×10 ⁰	約 1.2×10 ⁰	
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 1.1×10 ⁰	0.1以下	約 1.2×10 ¹	約 2.8×10 ⁰	約 3.6×10 ⁰	約 7.8×10 ⁰	約 4.6×10 ⁻¹	
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく※4	約 5.7×10 ⁻¹	約 6.5×10 ⁻¹	約 1.6×10 ⁰	約 1.6×10 ⁰	約 1.3×10 ⁻¹	約 3.0×10 ⁻¹	0.1以下	
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 4.5×10 ⁰	—※5	約 2.7×10 ¹	—※5	約 7.3×10 ⁰	約 1.7×10 ¹	約 5.5×10 ⁰	
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—※5	—※5	—※5	約 5.5×10 ⁰	約 2.9×10 ¹	約 2.4×10 ¹	約 1.7×10 ¹	
被ばく線量	約 9.6mSv	約 2.4mSv	約 44mSv	約 14mSv	1班:約 41mSv 2班:約 41mSv	1班:約 52mSv 2班:約 41mSv 3班:約 41mSv	1班:約 24mSv 2班:約 24mSv	

※1 被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載

※2 被ばく線量の内訳は、被ばく線量が最も大きい班について記載

※3 ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない。

※4 マスク着用 (PF1000) による防護効果を考慮する。

※5 線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

(参考)

現場作業の線量影響評価における地表面への沈着速度の設定について

現場作業の線量影響評価においては、エアロゾル粒子及び無機よう素の地表面への沈着速度として、乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮した沈着速度(0.5cm/s^{※1})を用いている。

以下では、湿性沈着を考慮したエアロゾル粒子及び無機よう素の地表面への沈着速度として0.5cm/s^{※1}を用いることの適用性について検討を行った。

※1 有機よう素の地表面への沈着速度としては 1.7×10^{-3} cm/s

1. 検討手法

上記沈着速度の適用性は、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比と、エアロゾル粒子及び無機よう素の乾性沈着速度(0.3cm/s^{※2})の積が0.5cm/sを超えていないことによって示す。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

※2 乾性沈着速度の設定については、「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」の「添付資料2 中央制御室の居住性(重大事故)に係る被ばく評価について」を参照。

(1) 乾性沈着率

乾性沈着率は、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準(レベル3PSA編):2008」(社団法人 日本原子力学会)(以下「学会標準」という。)解説4.7を参考に評価した。「学会標準」解説4.7では、使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが、ここでは「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)」(原子力安全・保安院 平成21年8月12日)[【解説5.3】(1)]に従い評価した、放出点高さの相対濃度を用いた。

$$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \quad \dots \dots \textcircled{1}$$

$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$: 時刻*i*での乾性沈着率[1/m²]

$\chi/Q(x,y,z)_i$: 時刻*i*での相対濃度[s/m³]

V_d : 沈着速度[m/s] (0.003 NUREG/CR-4551 Vol.2より)

(2) 湿性沈着率

降雨時には、評価点上空の放射性核種の地表への沈着は、降雨による影響を受ける。湿性沈着率 $(\chi/Q)_w(x,y)_i$ は「学会標準」解説4.11より以下のように表される。

$$(\chi/Q)_w(x,y)_i = \Lambda_i \cdot \int_0^{\infty} \chi/Q(x,y,z)_i dz = \chi/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right] \dots \textcircled{2}$$

- $(\chi/Q)_w(x,y)_i$: 時刻*i*での湿性沈着率[1/m²]
 $\chi/Q(x,y,0)_i$: 時刻*i*での地表面高さでの相対濃度[s/m³]
 Λ_i : 時刻*i*でのウォッシュアウト係数[1/s]
(= $9.5 \times 10^{-5} \times Pr_i^{0.8}$ 学会標準より)
 Pr_i : 時刻*i*での降水強度[mm/h]
 Σ_{zi} : 時刻*i*での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅[m]
 h : 放出高さ[m]

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比は以下で定義される。

$$\frac{\text{乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97\%値}}{\text{乾性沈着率の累積出現頻度97\%値}}$$

$$= \frac{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right] \right)_{97\%}}{(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i)_{97\%}} \dots \textcircled{3}$$

2. 評価結果

沈着率の評価結果を表1に示す。

乾性沈着率に放出点と同じ高さの相対濃度を用いたとき、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比は1.00～1.54程度となった。

以上より、エアロゾル粒子及び無機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度として、乾性沈着速度の1.54倍（約0.46cm/s）を丸め0.5cm/sと設定することは適切であると考えられる^{※3}。

なお、中央制御室の居住性評価及び緊急時対策所の居住性評価においては、更に保守性を持たせ、沈着速度として1.2cm/sを採用している。

※3 有機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度としては、有機よう素の乾性沈着速度（ 10^{-3} cm/s）に対して上記と同じ倍率（=0.5/0.3）を参照し、値を丸め 1.7×10^{-3} cm/sを採用した。

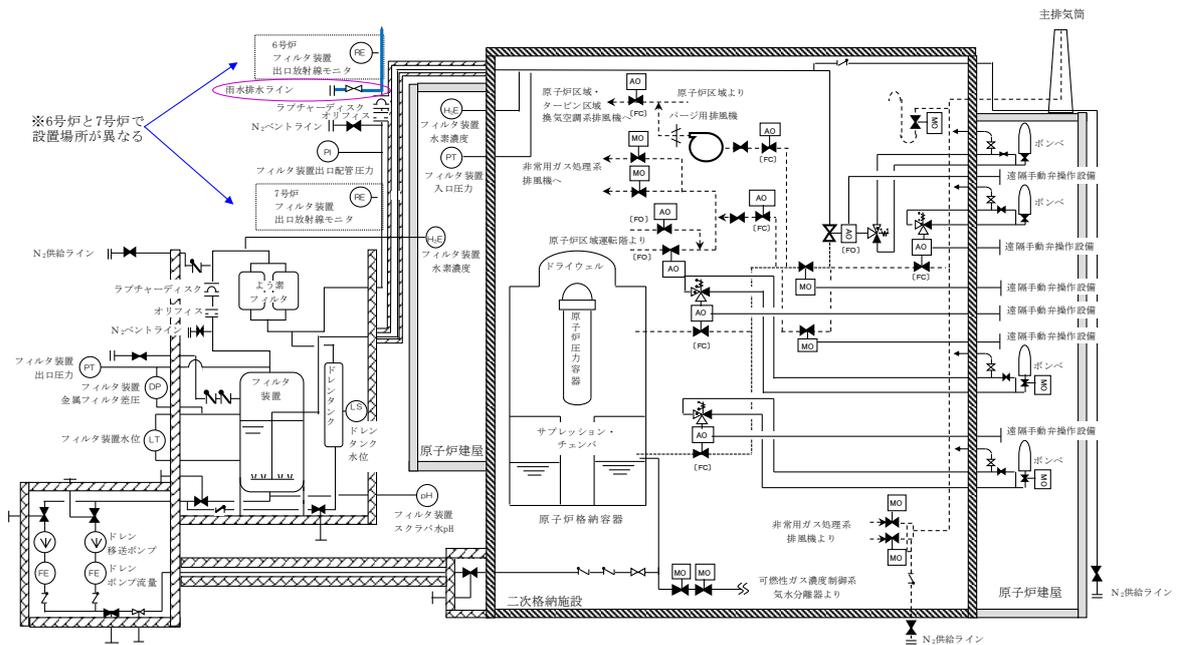
表1 沈着率評価結果

放出点及び 放出点高さ ^{※4}	相対濃度 [s/m ³]	①乾性沈着率 [1/m ²]	②乾性沈着率 +湿性沈着率 [1/m ²]	比 (②/①)
6号炉格納容器 圧力逃がし装置配管 (地上 40.4m)	1.0×10^{-3}	約 3.1×10^{-6}	約 3.5×10^{-6}	約 1.12
7号炉格納容器 圧力逃がし装置配管 (地上 39.7m)	1.0×10^{-3}	約 3.1×10^{-6}	約 3.5×10^{-6}	約 1.12
6号炉 原子炉建屋中心 (地上 0m)	2.1×10^{-3}	約 6.2×10^{-6}	約 6.2×10^{-6}	約 1.00
7号炉 原子炉建屋中心 (地上 0m)	2.1×10^{-3}	約 6.2×10^{-6}	約 6.2×10^{-6}	約 1.00
6号炉主排気筒 (地上 73m)	6.8×10^{-4}	約 2.0×10^{-6}	約 3.1×10^{-6}	約 1.54
7号炉主排気筒 (地上 73m)	6.8×10^{-4}	約 2.0×10^{-6}	約 3.1×10^{-6}	約 1.54

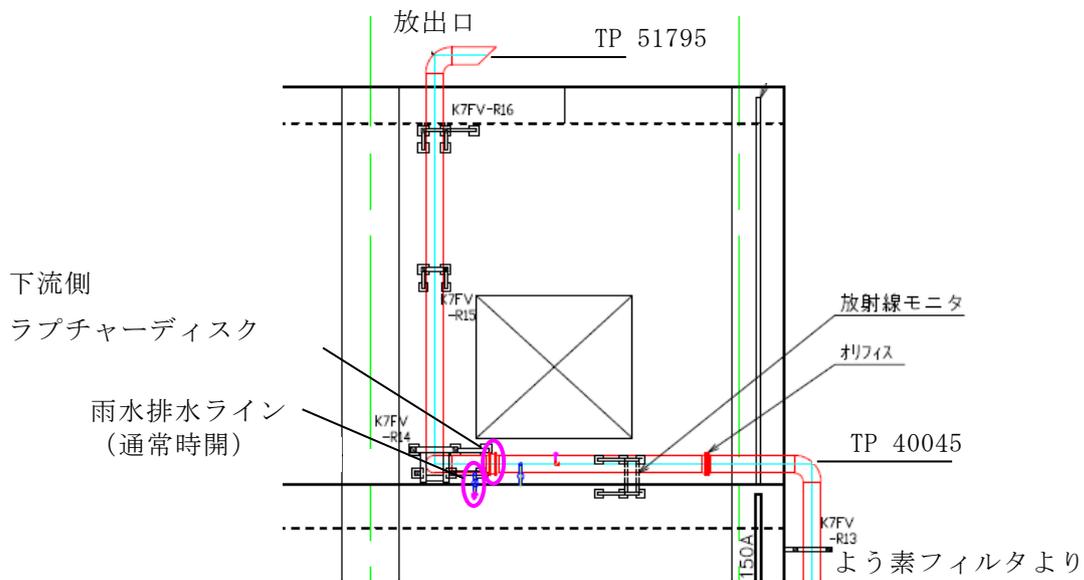
※4 放出点高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮

別紙 37 ラプチャーディスクの凍結による影響について

よう素フィルタ下流側のラプチャーディスク出口側は第1図に示すとおり大気側に開放されているため、格納容器圧力逃がし装置の出口配管の頂部放出口から雨水が流入した場合、ラプチャーディスクまで流入する。そのため、第2図に示すようにラプチャーディスクの下流側配管水平部に設置している雨水排水ラインの止め弁を常時開運用とすることにより、流入した雨水はラプチャーディスク下流側配管内に蓄積せずに系外へ放出され、配管内で凍結することはない。



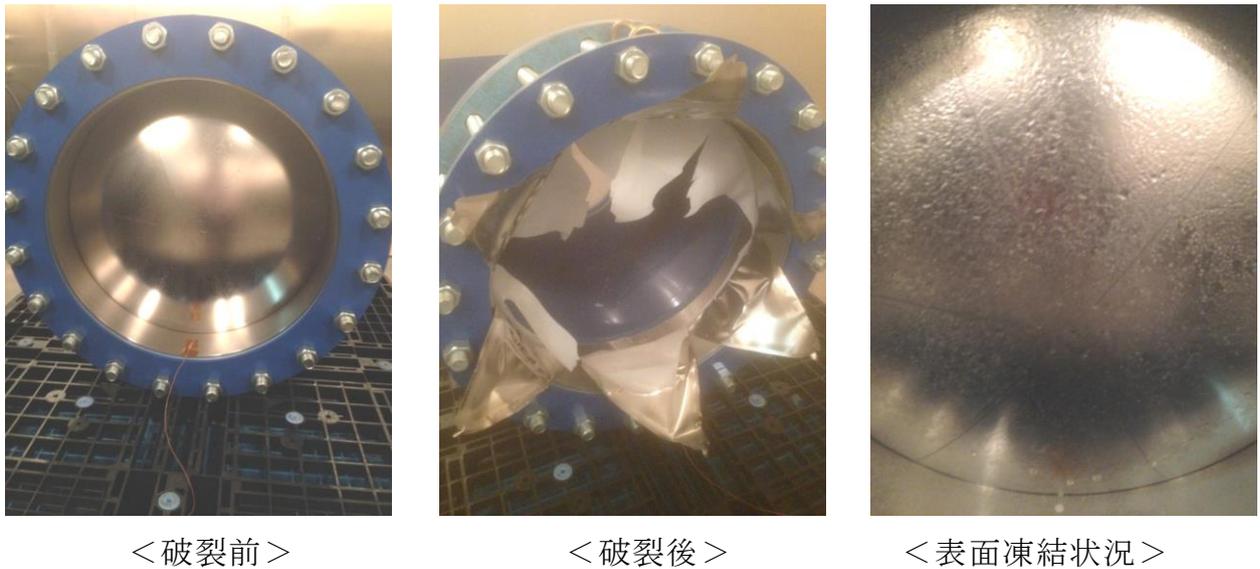
第1図 雨水排水ライン系統図



第2図 ラプチャーディスク下流側の配管配置図 (7号炉)

一方で、下流側ラプチャーディスクの出口側配管は大気開放されていることから、配管内で水分が結露して水滴が付着し、その状態で外気温が氷点下以下となった場合にはラプチャーディスク表面で水分が凍結する可能性がある。ラプチャーディスク表面が凍結することにより、設定圧力での作動への影響については、ラプチャーディスク表面を意図的に凍結させることにより、凍結状態を模擬した冷温破裂試験を行うことにより、破裂圧力に影響がないことを確認している。(第3図)

試験結果を第1表に示す。



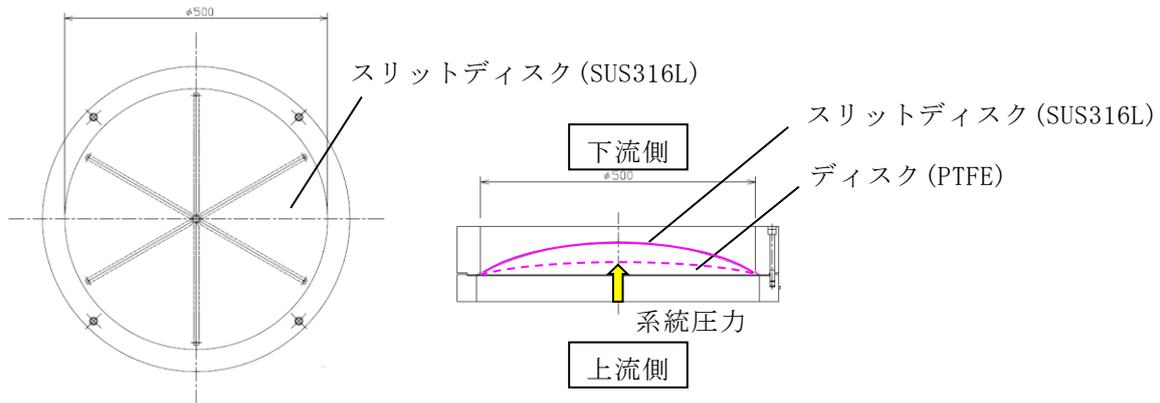
第3図 ラプチャーディスク破裂試験

第1表 ラプチャーディスク表面の凍結による破裂圧力影響試験結果

	破裂設定圧力	試験環境温度	備考
通常破裂圧力 (工場出荷時)	0.1MPa	200℃	仕様書において定める破裂 圧力設定値
凍結時破裂圧力 (冷温試験時)		-17℃以下	ラプチャーディスク出口側 を凍結

ラプチャーディスクの構造を第4図に示す。ラプチャーディスク上流側の系統圧力が上昇すると、圧力によりディスク(PTFE)が膨らみ、スリットディスク(SUS316L)に接触する。圧力に対してスリットディスクの強度が許容値を上回っている場合は、ラプチャーディスクは破裂することはない。圧力が上昇してスリットディスクの許容値を超えた場合には、スリットディスクが均等に破裂し、系統圧力は大気側に開放される。

当該のラプチャーディスクの破裂圧力は200℃にて0.1MPaにて破裂するように設定されているが、冷温破裂試験においては [] にて破裂した。これはステンレスの物性値は温度によって左右することから、200℃以外の温度条件では破裂圧力は変化することによるものと考えられる。但し、試験の結果からもベント操作に対して阻害するほどの影響ではないため、凍結したとしても問題はない。



第4図 ラプチャーディスク構造図

ベントを実施する際に、雨水排水ラインの止め弁は、ベント開始前準備作業の中で閉にする運用とし、ベントガスの一部が主ラインではなく、雨水排水ラインを通して排出されてしまうことを防止する。これにより、低所放出により発電所敷地内外での被ばく線量が大きくなること、ならびに雨水排水ラインが設置されている原子炉建屋屋上が高濃度に汚染されることを防止する。

なお、ベント実施中は、常にベントガスの流れがあるため、放出口から雨水が流入することは考えにくい。また、仮に放出口から雨水が流入したとしても、流入した雨水はドレンタンクに回収され、原子炉格納容器に移送することが可能である。そのため、ベント開始前準備作業の中で雨水排水ラインの止め弁を閉にしても、格納容器圧力逃がし装置の機能に影響はない。