

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号炉審査資料	
資料番号	KK67-0072 改51
提出年月日	平成29年6月7日

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6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 耐津波設計の基本方針
 - 2.2 火災による損傷の防止
 - 2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針
 - 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 工場等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 原子炉本体
 - 3.21 原子炉格納施設
 - 3.22 燃料貯蔵施設
 - 3.23 非常用取水設備

- 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，説明に必要な箇所を抜粋して提出。

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

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 3.2.2.1.1-4 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 (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

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 (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}

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

4.2 格納容器圧力逃がし装置の操作性

4.2.1 ベント弁操作エリア

4.2.1.1 ベント前の被ばく評価*

ベント前に屋内（原子炉建屋内の原子炉区域外）にて現場作業を行う際は、原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線等による影響を受ける。

ベント前の屋内（原子炉建屋内の原子炉区域外）における現場作業の被ばく線量を評価した結果、最大で約 2.4mSv となり作業可能である。

4.2.1.2 ベント後の被ばく評価*

ベント後（ベント中を含む）に屋内（原子炉建屋内の原子炉区域外）にて現場作業を行う際は、原子炉建屋原子炉区域内のベント配管内の放射性物質及び格納容器圧力逃がし装置を経由し大気中に放出される放射性物質からのガンマ線等による影響を受ける。

ベント後の屋内（原子炉建屋内の原子炉区域外）における現場作業の被ばく線量を評価した結果、最大で約 37mSv となり作業可能である。

4.2.2 フィルタベント遮蔽壁周辺

4.2.2.1 ベント前の被ばく評価*

ベント前に屋外にて現場作業を行う際は、原子炉建屋から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等による影響を受ける。

ベント前の屋外における現場作業の被ばく線量を評価した結果、最大で約 45mSv となり作業可能である。

4.2.2.2 ベント後の被ばく評価*

ベント後（ベント中を含む）に屋外にて現場作業を行う際は、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素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線等による影響を受ける。

ベント後の屋外における現場作業の被ばく線量を評価した結果、最大で約 81mSv となり作業可能である。

※被ばく評価の詳細は、別紙 33 を参照

4.2.2.3 自然現象による操作性への影響

環境条件として設定する自然現象（降水、積雪、風（台風）、低温（凍結））による、操作性への影響は以下のとおり。

別紙 15 よう素フィルタからの放射性物質の再浮遊について

■ 放射線照射による再浮遊

よう素フィルタの銀ゼオライトに捕捉されたよう素は、捕捉した放射性核種による放射線の照射を受ける。ここで、一旦銀ゼオライトに捕獲されたよう素が放射線照射下において安定的に保持できるのかを確認するため、有機よう素を吸着した銀ゼオライトに対して放射線を照射したものと、放射線を照射していないものとを比較し、放射線照射によるよう素の離脱の有無の確認を行った。

まず、よう素フィルタの銀ゼオライトが吸収する放射線量について、以下の第1表の条件にて評価を行った。

第1表 銀ゼオライト吸収放射線量評価条件

項目	条件
対象プラント	・ ABWR
事故シナリオ	・ シナリオレス (原子炉圧力容器から原子炉格納容器内に CsI が 100% 放出すると想定)
原子炉格納容器 pH 制御	・ 原子炉格納容器の pH 制御は無し
ベントタイミング	・ 出力停止後 1 時間後 (線量を保守的に算定するための仮定)
対象線源	・ よう素フィルタに蓄積したよう素 (有機よう素, 無機よう素) 及びよう素が崩壊して生成したキセノン。放射線としてはガンマ線及びベータ線を考慮
原子炉格納容器外への放出割合	・ 有機よう素=0.04, 無機よう素=0.91×1/200 (原子炉格納容器内での自然沈着)
フィルタ装置の DF	・ 無機よう素, 有機よう素=1 (除去されない)
よう素フィルタの DF	・ 無機よう素, 有機よう素=∞ (全て除去される)
線源分布	・ よう素フィルタの吸着材全体に均一に吸着されると想定
評価時間	・ 10 万時間 (積算値がほぼ変化しなくなるまでの時間)
評価方針	・ ORIGEN2 コードにてよう素フィルタに蓄積したよう素, キセノンの放出エネルギー (崩壊熱) の時間変化を評価し, この放出エネルギーが全量よう素フィルタに充填される銀ゼオライト全量で 100% 吸収されたとして, 吸収線量を評価 (系外への漏えい無し)

第1表の条件にて、よう素フィルタに充填される銀ゼオライトに吸収される累積放射線量を評価したところ、銀ゼオライト 1g 当たり約 20kGy との結果となった。

上記の評価結果を踏まえ、第2表の条件にて銀ゼオライトの放射線照射試験を実施した。また、試験設備の概略構成図を第1図に示す。

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]

q₁ : 熱分解による HCl 発生量 (33000) [mol]

DF₁ : 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) [-]

DF₂ : 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 (H₂CO₃) 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沈着や、サブプレッション・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 $23766 \times [] = []$ [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。

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あ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 ドレン弁の開操作	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 N ₂ パージ	ドレンタンク 水抜き
	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
作業開始時間 (事象発生後)	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	1 班 : 移動 20 分 作業 10 分 3 班 : 移動 55 分 作業 25 分 ^{※4} 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	1 班 : 移動 20 分 作業 10 分 2 班 : 移動 20 分 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余裕を見込み 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。

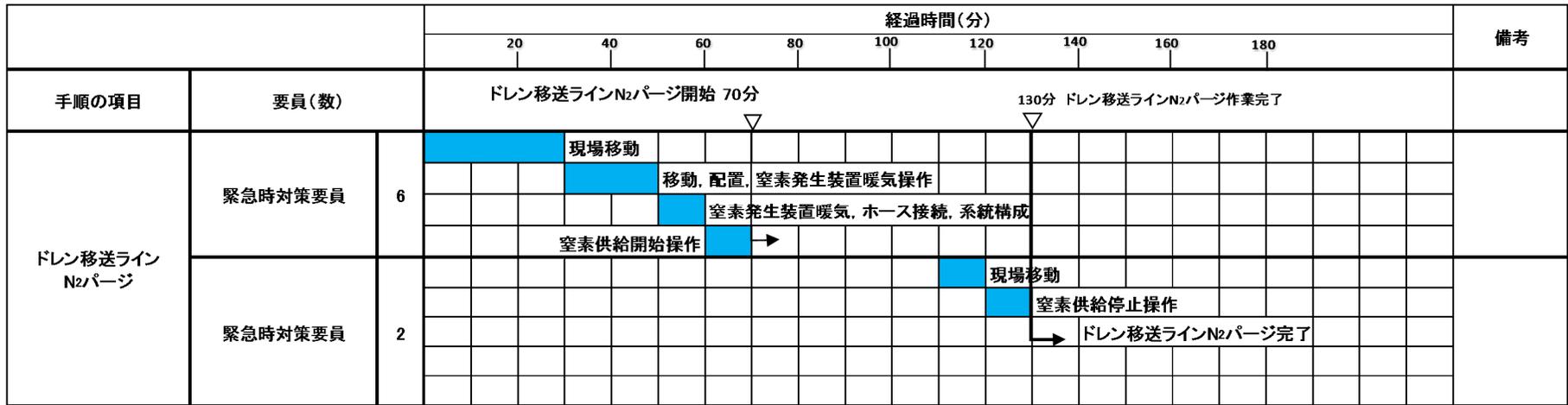
※4 作業時間のうち 10 分は高台での作業であることから、移動中の評価と同様に、作業場所 (線源となるよう素フィルタ等の近傍) よりも線量影響が小さい場所にいるものとして評価した。

		経過時間(分)																備考
		10	20	30	40	50	60	70	80									
手順の項目	要員(数)	45分 水張り完了確認																
フィルタ装置 ドレン移送ポンプ水張り	緊急時対策要員	2	現場移動		系統構成(手動弁開操作)		系統水張り				弁開操作		系統水張り完了					

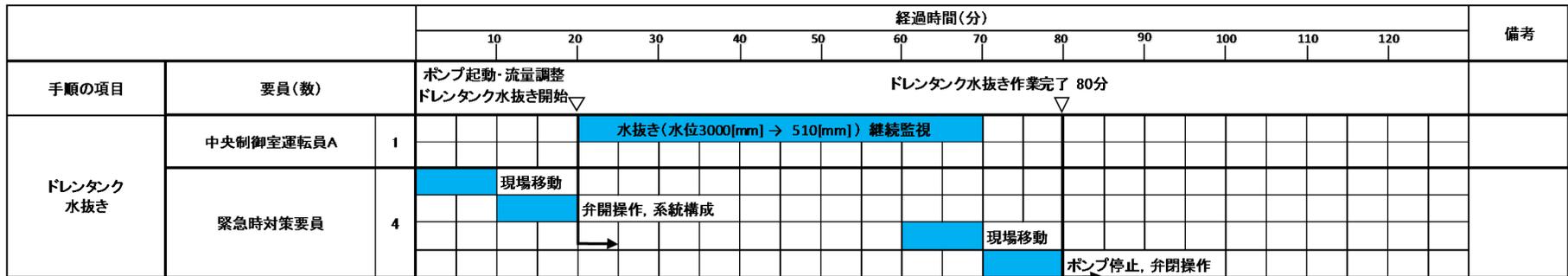
第1-3図 フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り タイムチャート

		経過時間(分)																備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130						
手順の項目	要員(数)	フィルタ装置水抜き開始 20分																フィルタ装置水位調整(水抜き)作業完了 130分		
フィルタ装置水位調整 (水抜き)	中央制御室運転員A	1	水抜き(水位2200[mm] → 1000[mm]) 継続監視																	
	緊急時対策要員	6	現場移動		弁開操作, 系統構成		ポンプ起動, 水抜き開始操作				フィルタ装置水抜き開始									
	緊急時対策要員	4											現場移動		停止操作		フィルタ装置水抜き完了			

第1-4図 フィルタ装置水位調整(水抜き) タイムチャート



第1-6図 ドレン移送ラインN₂パージ タイムチャート

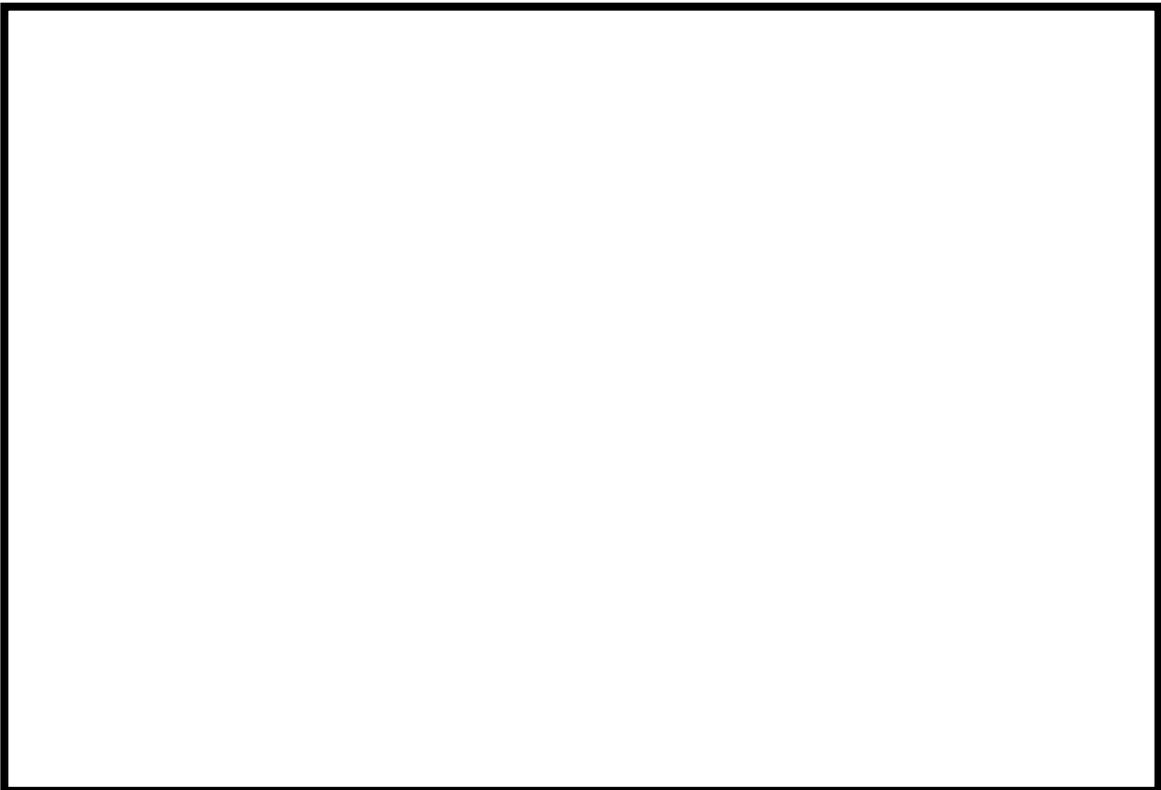


第1-7図 ドレンタンク水抜き タイムチャート

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。

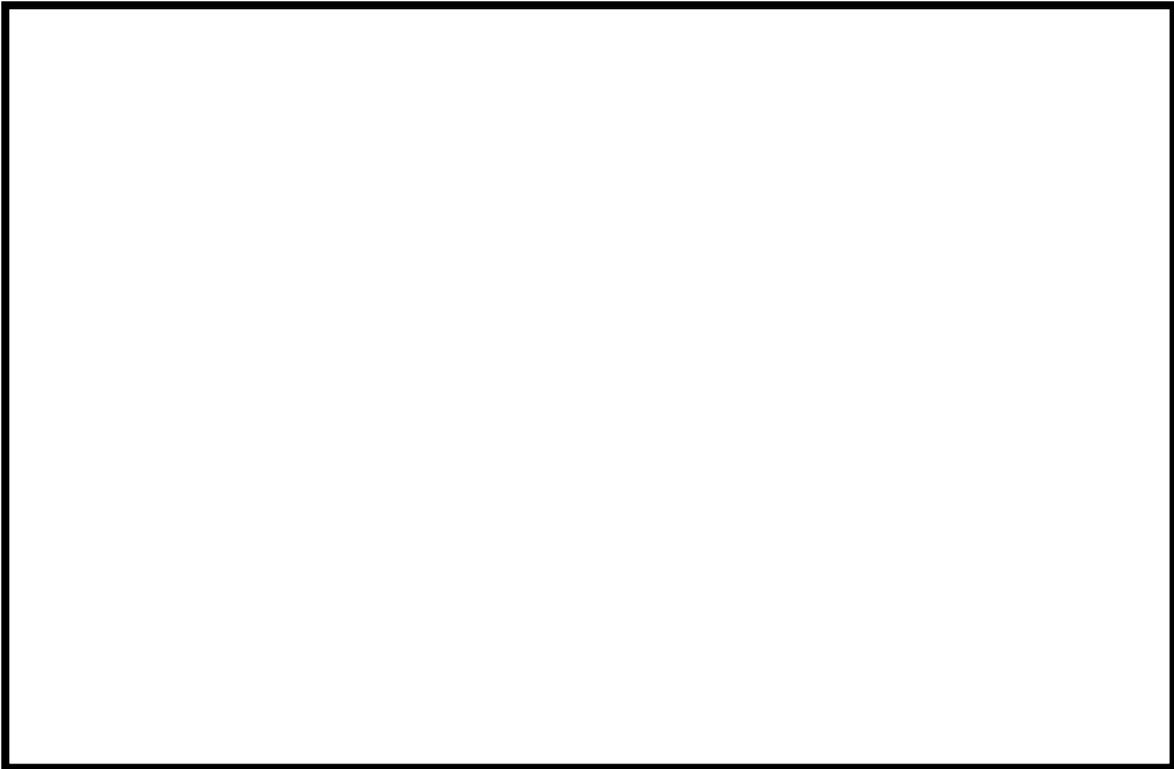


第 1-10 図 6 号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋 2 階）



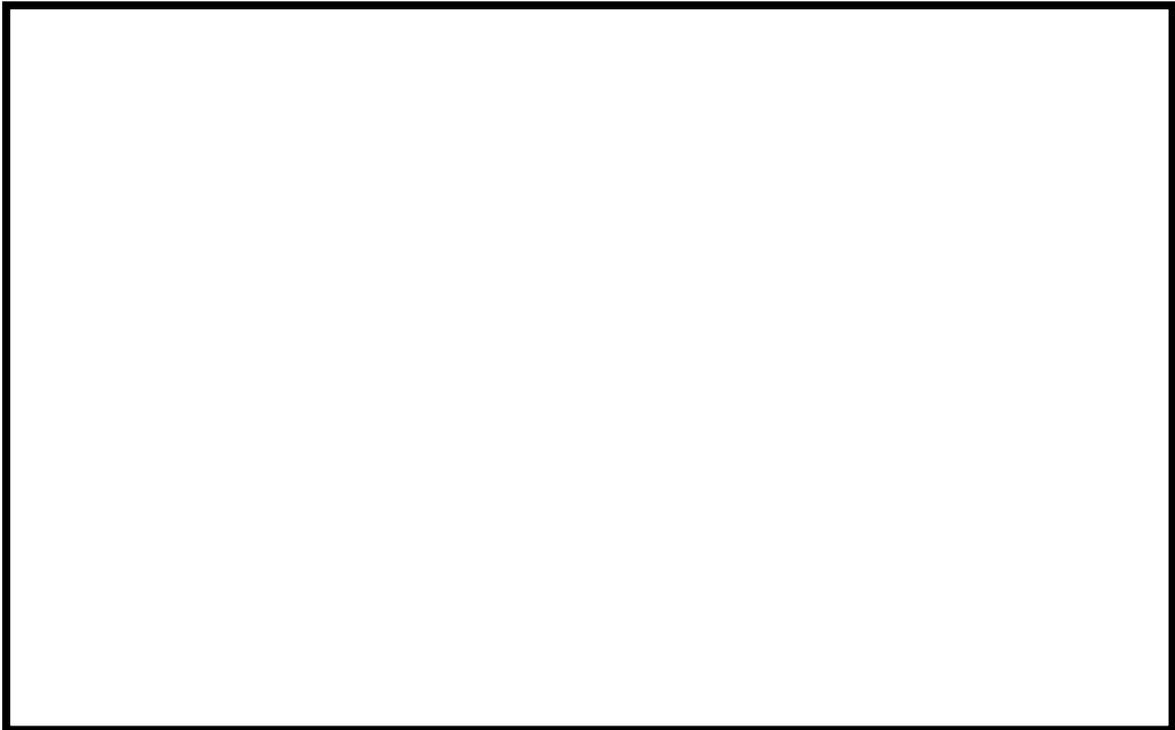
第 1-11 図 6 号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋 3 階）

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。

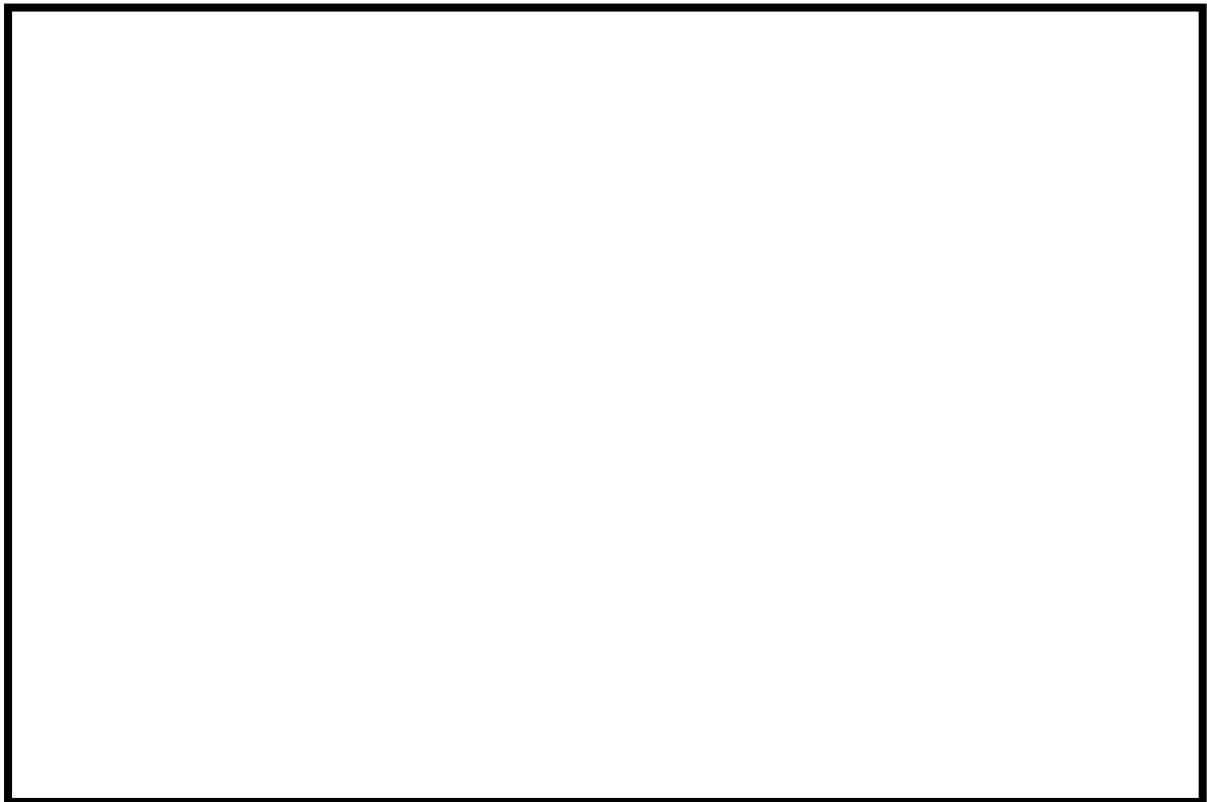


第 1-12 図 6 号炉屋外作業場所

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）

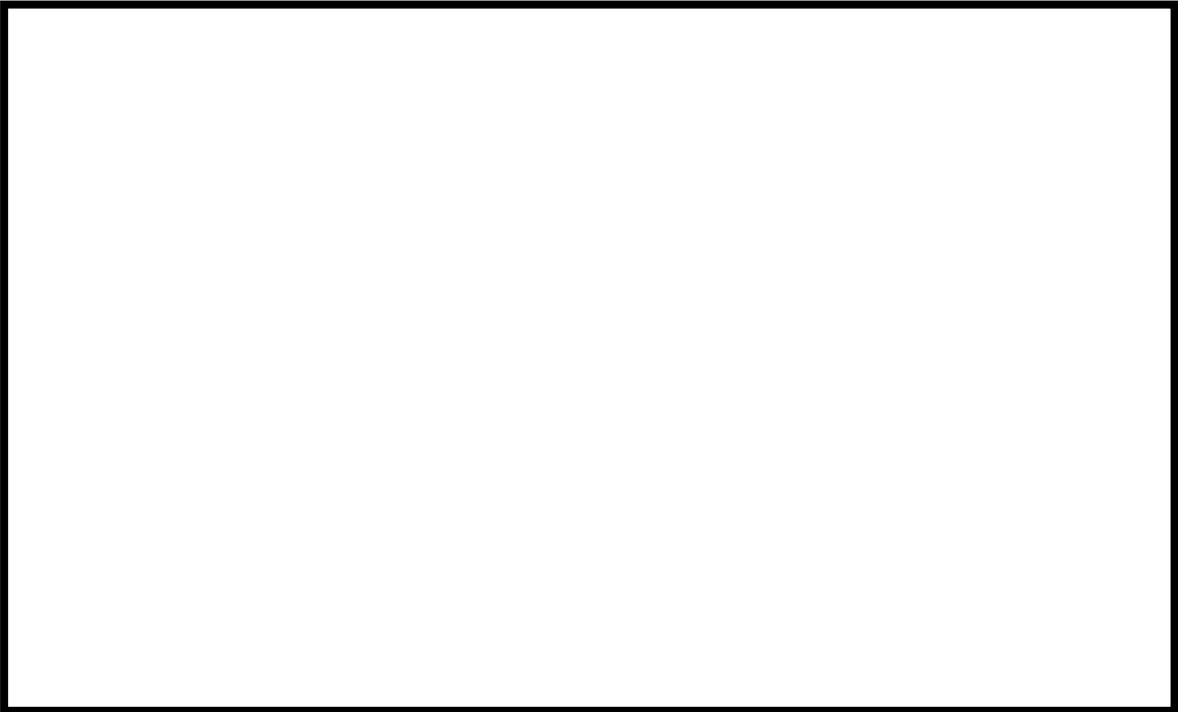


第 1-14 図 7 号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋地下 1 階（中間階））

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. 放出放射エネルギー

大気中への放出放射エネルギーは、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（重大事故対策）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

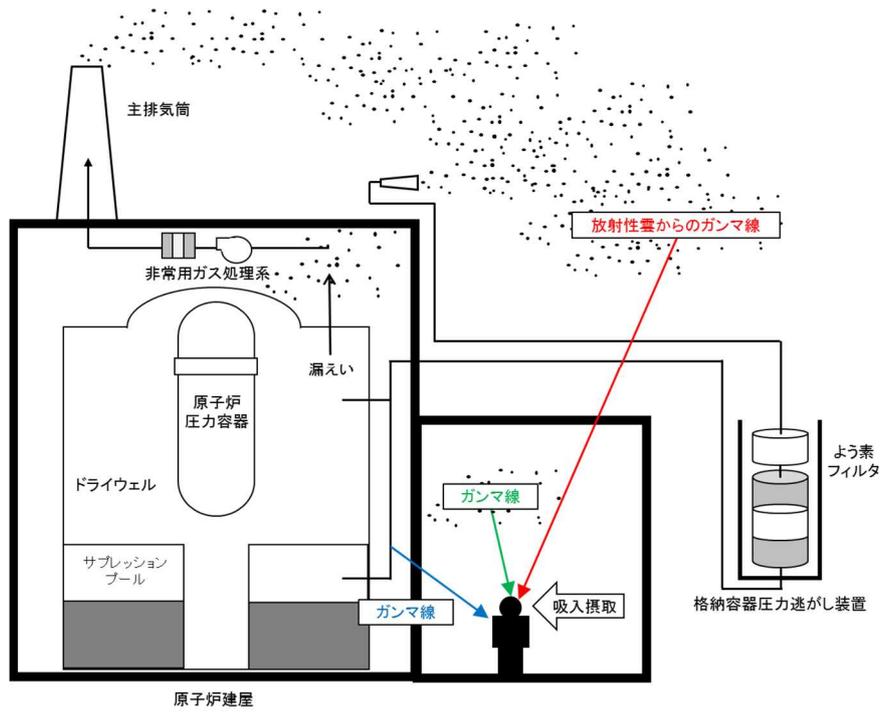
格納容器ベント (W/W ベント) の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を第 8-1 表, 第 8-2 表に示す。また, 格納容器ベント (D/W ベント) の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を第 8-3 表, 第 8-4 表に示す。

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。

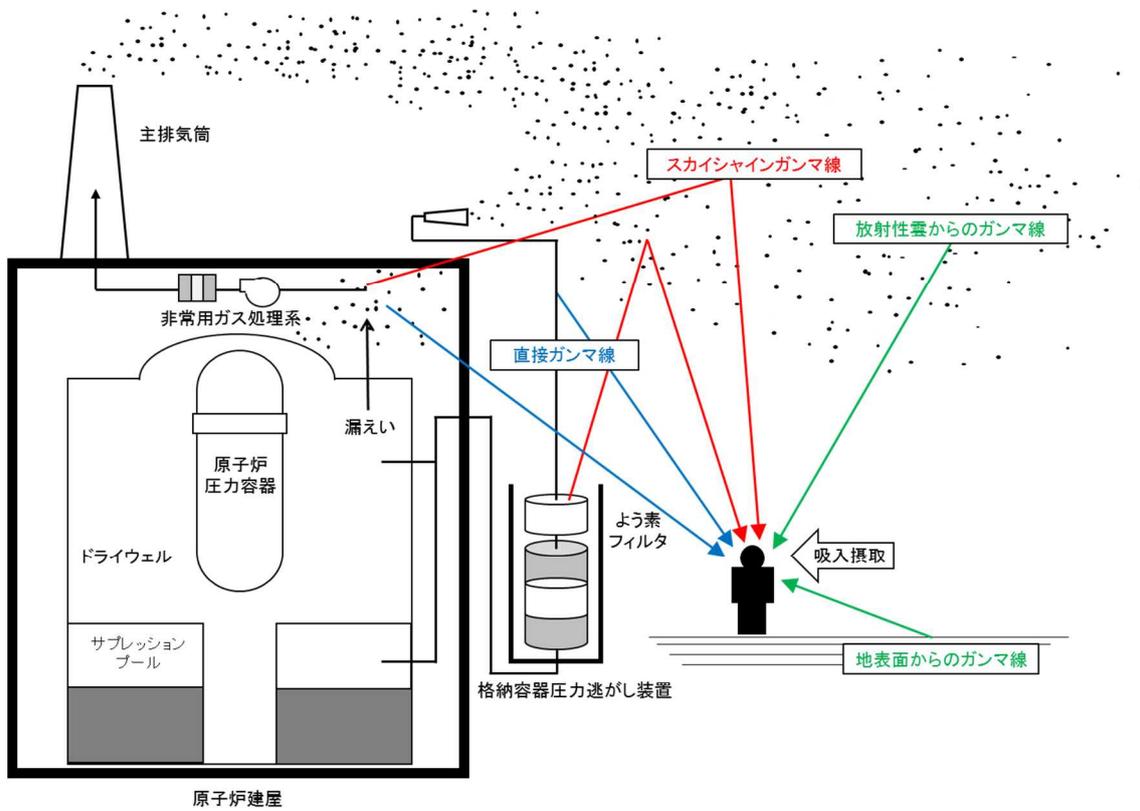
なお, 第 8-1 表から第 8-4 表の評価結果は, 第 1-1 表に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち, 評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載しており, その他の時間帯における被ばく線量は前述の評価結果以下となる。したがって, 第 1-1 表に示す各作業の作業開始時間の範囲においては, いずれの時間帯においても作業可能である^{※2}。

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】</p> <p>6号炉格納容器圧力逃がし装置配管 ：地上 40.4m</p> <p>6号炉原子炉建屋：地上 0m</p> <p>6号炉主排気筒：地上 73m</p> <p>【7号炉】</p> <p>7号炉格納容器圧力逃がし装置配管 ：地上 39.7m</p> <p>7号炉原子炉建屋：地上 0m</p> <p>7号炉主排気筒：地上 73m</p>	<p>実高さを参照。</p> <p>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 大気放出ライン ドレン弁の閉操作	二次隔離弁の 開操作※1	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（S/C側）	フィルタ装置 水位調整 （水抜き）※2	フィルタ装置 スクラバ水 pH調整※1※2	ドレン移送ライン N ₂ パーージ※1※2	ドレンタンク 水抜き※1※2
	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
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 2.7×10^1	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 37mSv	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 大気放出ライン ドレン弁の閉操作	二次隔離弁の 開操作※1	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（S/C 側）	フィルタ装置 水位調整 （水抜き）※2	フィルタ装置 スクラバ水 pH 調整※1※2	ドレン移送ライン N ₂ パージ※1※2	ドレンタンク 水抜き※1※2
	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
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 2.6×10^0	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	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	0.1 以下	約 2.8×10^1	約 4.8×10^1	約 2.4×10^1	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 78mSv 4 班：約 53mSv	1 班：約 50mSv 2 班：約 39mSv 3 班：約 39mSv	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 大気放出ライン ドレン弁の閉操作	二次隔離弁の 開操作※1	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（D/W側）	フィルタ装置 水位調整 （水抜き）※2	フィルタ装置 スクラバ水 pH調整※1※2	ドレン移送ライン N ₂ パージ※1※2	ドレンタンク 水抜き※1※2
	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
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 1.8×10 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 2.8×10 ⁰	約 3.6×10 ⁰	約 9.0×10 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 3.5×10 ⁻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 1.9×10 ¹	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 3.5×10 ⁰	約 2.8×10 ¹	約 4.6×10 ¹	約 2.1×10 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 48mSv 2班：約 40mSv 3班：約 40mSv	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 大気放出ライン ドレン弁の閉操作	二次隔離弁の 開操作※1	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（D/W側）	フィルタ装置 水位調整 （水抜き）※2	フィルタ装置 スクラバ水 pH調整※1※2	ドレン移送ライン N ₂ パージ※1※2	ドレンタンク 水抜き※1※2
	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
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 2.6×10^0	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 9.0×10^0	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 3.5×10^{-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 1.9×10^1	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 4.9×10^1	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 41mSv 2班：約 41mSv 3班：約 81mSv 4班：約 56mSv	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(重大事故対策)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)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、居住性に係る被ばく評価を保守的に評価するために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。

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

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

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